

Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen

Erfahrungen und Perspektiven

- 4. neu bearbeitete Auflage -

Erstellt im Auftrag des
Bundesministeriums für Bildung und Forschung
durch die
Brenk Systemplanung GmbH
Dr. S. Thierfeldt
Dr. F. Schartmann
Aachen, September 2012

Anmerkung:

Die diesem Bericht zugrunde liegenden Arbeiten wurden im Auftrag des Bundesministeriums für Bildung und Forschung durchgeführt. Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Autor.



Layout: Photobox-Graphics, Andrea K. Hennig, Raustr. 12, 04159 Leipzig,
www.photobox-graphics.de

Druck: Karl Stark, Hohe Straße 2, 09366 Stollberg, Stark-Druck-STL@t-online.de

Das Werk ist urhebergeschützt. Die dadurch begründeten Rechte, insbesondere die der Übersetzung, des Nachdrucks, der Wiedergabe auf fotomechanischem oder ähnlichem Wege und der Speicherung in Datenverarbeitungsanlagen, bleiben - auch bei nur auszugsweiser Verwertung - vorbehalten.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
Vorwort	1
1 Grundlagen	3
2 Aufgaben, Erfahrungen, Konzepte	10
2.1 Übersicht	10
2.1.1 Forschungs- und Versuchsanlagen - Stilllegungsprojekte im Geschäftsbereich des BMBF sowie der Länder	10
2.1.2 Leistungsreaktoren	13
2.1.3 Anlagen des Brennstoffkreislaufs	16
2.1.4 Anlagen der Wismut zur Uranerzgewinnung und -aufbereitung	20
2.2 Die Rolle der Großforschungseinrichtungen und Universitäten	24
2.2.1 Das Forschungszentrum Karlsruhe	25
2.2.2 Das Forschungszentrum Jülich	26
2.2.3 Forschungszentrum Geesthacht (GKSS)	27
2.2.4 Helmholtz Zentrum München - Deutsches Forschungszentrum für Gesundheit und Umwelt, Oberschleißheim	27
2.2.5 Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e. V. (VKTA), Dresden	28
2.2.6 Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie Berlin (HMI)	28
2.2.7 Universitäten	29
2.3 Die Rolle der EWN bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen	29
2.4 Konzepte für Stilllegung und Rückbau	30
2.5 Kosten und Finanzierung	34
2.5.1 Die Finanzierung bei Anlagen der öffentlichen Hand	34
2.5.2 Finanzierung des Rückbaus von Anlagen der Energiever- sorgungsunternehmen aus Rückstellungen	35
2.5.3 Vergleich der Vorgehensweisen von Bund und Energiever- sorgungsunternehmen bei der Finanzierung	37
2.5.4 Volkswirtschaftliche Kosten für die Stilllegung im Überblick	38
3 Die Anlagen	39
3.1 Kernkraftwerke und Versuchsreaktoren	39
3.1.1 Kernkraftwerk Niederaichbach	39
3.1.2 Kernkraftwerk Lingen	41
3.1.3 Kernkraftwerk Greifswald	42

3.1.4	Kernkraftwerk Rheinsberg	45
3.1.5	Kernkraftwerk Gundremmingen Block A	47
3.1.6	Versuchsatomkraftwerk Kahl VAK	48
3.1.7	Heißdampfreaktor Kahl	49
3.1.8	Kernkraftwerk Würgassen	50
3.1.9	Kernkraftwerk Stade	51
3.1.10	Kernkraftwerk Obrigheim	53
3.1.11	Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich	54
3.1.12	Versuchsreaktor Jülich AVR	56
3.1.13	THTR 300	57
3.1.14	SNR 300	58
3.2	Forschungsreaktoren	59
3.2.1	Forschungsreaktor FR 2	59
3.2.2	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage KNK I und II	60
3.2.3	Mehrzweckforschungsreaktor MZFR	61
3.2.4	Forschungsreaktor FRJ-1 MERLIN	62
3.2.5	Forschungsreaktor FRJ-2 DIDO	63
3.2.6	TRIGA-Reaktor der Medizinischen Hochschule Hannover	64
3.2.7	Forschungsreaktor FMRB Braunschweig	65
3.2.8	Forschungsreaktor München FRM	66
3.2.9	Forschungsreaktor RFR Rossendorf	66
3.2.10	Siemens-Unterrichtsreaktor SUR 100 Hamburg	67
3.2.11	Das Nuklearschiff Otto Hahn	68
3.3	Anlagen des Brennstoffkreislaufs	69
3.3.1	Brennelementfabriken HOBEG, NUKEM-A und Siemens Betriebsteil Uran	69
3.3.2	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe WAK	71
4	Die Entsorgung	74
4.1	Abfälle und Reststoffe aus Stilllegung und Rückbau	74
4.1.1	Begriffe und Einordnung	74
4.1.2	Reststoffe und Abfälle aus Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren	76
4.1.3	Reststoffe und Abfälle aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs	80
4.1.4	Zeitliche Entwicklung des Gesamtaufkommens	80
4.2	Die Entsorgungseinrichtungen	82
4.2.1	Überblick	82

4.2.2	Der Transport von Abfällen und Brennelementen	82
4.2.3	Die Einrichtungen zur Abfallbehandlung und -konditionierung	84
4.2.4	Die Einrichtungen zur Zwischenlagerung	90
4.2.5	Das Zusammenwirken von Bund und Ländern bei der Entsorgung	92
4.2.6	Endlager, Endlagerprojekte und Forschungseinrichtungen zur Endlagerung.....	93
4.3	Die Freigabe von Reststoffen	97
4.3.1	Freigebbare Materialien	98
4.3.2	Rechtliche Rahmenbedingungen für die Freigabe	99
4.3.3	Die Grundlagen der Freigabe	103
4.3.4	Die historische Entwicklung der Freigaberegulungen	103
4.3.5	Der messtechnische Nachweis der Einhaltung von Freigabewerten	104
4.4	Abklinglagerung.....	107
5	Die rechtlichen Rahmenbedingungen für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen	110
5.1	Übersicht über Regelwerke, Richtlinien und Normen.....	110
5.2	Vorschriften zum Restbetrieb von Kernkraftwerken	113
5.3	Genehmigungsverfahren für die Stilllegung.....	114
5.4	Vorbereitende Arbeiten zu Stilllegung und Rückbau	116
5.5	Schadensvorsorge während Nachbetriebs- und Stilllegungsphase	116
5.6	Der Stilllegungsleitfaden	117
5.7	Sicherer Einschluss und endgültige Beseitigung.....	117
5.8	Störfallanalysen.....	118
5.9	Das internationale Strahlenschutzrecht	119
6	Forschungsförderung und Erfahrungsaustausch	121
6.1	Forschungspolitische Aufgaben des Bundes bei Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen	121
6.2	Gegenwärtige Konzentrationsprozesse	123
6.3	Forschungsförderung und Erfahrungsaustausch im internationalen Kontext.....	124
7	Technologien für den Rückbau kerntechnischer Anlagen	128
7.1	Dekontaminationsverfahren zur Reduktion von Aktivität und Dosis	128
7.2	Zerlegeverfahren	129
7.2.1	Thermische Zerlegeverfahren	129

7.2.2	Mechanische Zerlegeverfahren.....	134
7.2.3	Vergleich verschiedener Verfahren.....	138
7.3	Dekontaminationsverfahren zur Erreichung von Freigabegrenzwerten	139
7.4	Messverfahren zum Nachweis der Einhaltung von Freigabewerten....	142
7.5	Konditionierungsverfahren zur Behandlung radioaktiver Abfälle....	144
8	Stilllegungsaufgaben im internationalen Kontext	146
8.1	Deutschland.....	146
8.2	Andere europäische Länder	146
8.2.1	Frankreich	146
8.2.2	Großbritannien	147
8.2.3	Die Niederlande	148
8.2.4	Italien	149
8.2.5	Spanien.....	149
8.2.6	Die Staaten Mittel- und Osteuropas (MOE)	149
8.3	Vergleich der Strategien und Ansätze.....	150
9	Was bleibt noch zu tun?.....	151
9.1	Forschungs- und Entwicklungsbedarf	151
9.2	Weitere Effizienzsteigerung	153

Anhang A: Vom BMBF geförderte Vorhaben.....	155
Anhang B: Glossar	166
Anhang C: Liste einiger für Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen relevanter Radionuklide	174
Anhang D: Literatur.....	175
Anhang E: Liste wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen	176
Stichwortverzeichnis	178

Im Interesse leichter Lesbarkeit wurde darauf verzichtet, Literaturverweise in den Text zu integrieren. Einige Literaturverweise wurden in das Verzeichnis ab Seite 177 aufgenommen. Weitere Informationen können im Internet, z. B. über die Verweise auf den dort vorgeschlagenen Webseiten recherchiert werden. Es wurde ferner versucht, den Text nicht mit Fachbegriffen und Abkürzungen zu überfrachten. Wo sich diese dennoch nicht vermeiden ließen, kann das Glossar ab Seite 168 weiterhelfen.

Einige physikalische Grundbegriffe

Das komplexe Thema von Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen lässt sich nicht ganz ohne die Verwendung einiger physikalischer Fachbegriffe darstellen. In diesem Kasten sind einige grundlegende Fakten zusammengestellt. Ergänzungen und Worterklärungen finden sich im Glossar.

In jeder **kerntechnischen Anlage** hat man es mit **radioaktiven Stoffen** zu tun. Solche Stoffe enthalten **Radionuklide**, also sich spontan umwandelnde Atome, die bei ihrer Umwandlung charakteristische **Strahlung** aussenden. Die wichtigsten Arten sind **Alpha-, Beta- und Gammastrahlung**. Alpha- und Betastrahlung sind Teilchenstrahlung, die Gammastrahlung ist eine elektromagnetische Wellenstrahlung.

Radionuklide werden durch Angabe des Elementnamens (z.B. Kobalt, chem. Zeichen Co) und die Angabe der Nukleonenzahl (Anzahl von Protonen und Neutronen im Atomkern) benannt, wobei verschiedene Schreibweisen in Gebrauch sind: z.B. Co 60, Co-60, ^{60}Co für das Radionuklid Kobalt-60. Eine Übersicht über für den Rückbau kerntechnischer Anlagen wichtige Radionuklide gibt Anhang C.

Kennzeichnend für jedes Radionuklid ist die **Halbwertszeit ($T_{1/2}$)**, also die Zeit, in der die Hälfte der Atomkerne dieser Nuklidart zerfallen ist. Halbwertszeiten verschiedener Nuklide können sich um viele Größenordnungen unterscheiden, z.B. Kobalt-60 (^{60}Co) mit 5,3 Jahren, Cäsium-137 (^{137}Cs) mit 30 Jahren und Uran-238 (^{238}U) mit 4,5 Milliarden Jahren ($4,5 \cdot 10^9$ a). Der Wert $\lambda = \ln(2)/T_{1/2}$ wird als **Zerfallskonstante** bezeichnet. Der radioaktive Zerfall wird durch das **Zerfallsgesetz** beschrieben: $N(t) = N(0) \cdot e^{-\lambda t}$, wobei $N(t)$ die Anzahl der Atomkerne zur Zeit t und $N(0)$ die anfangs vorhandene Zahl der Atomkerne darstellt. Die **Aktivität** einer radioaktiven Substanz ist die Zahl der je Sekunde zerfallenden Atomkerne, die Maßeinheit ist das **Becquerel (Bq)**. 1 Bq entspricht dem Zerfall eines Atomkerns pro Sekunde. Die frühere Maßeinheit war das Curie ($1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$). Die Aktivität A einer gegebenen Stoffmenge einer radioaktiven Substanz in Bq erhält man über die Beziehung:

$$A = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \frac{6,023 \cdot 10^{23}}{M}$$

wobei M das Molgewicht der Substanz (Nukleonenzahl) bedeutet und die Halbwertszeit $T_{1/2}$ in Sekunden angegeben wird.

Die beim Zerfall ausgesendete Strahlung ruft bei ihrer Absorption oder sonstigen Wechselwirkung, z. B. im menschlichen Gewebe, eine bestimmte Wirkung hervor, deren Maß als **Dosis** bezeichnet wird. Für den Strahlenschutz bedeutsam ist die **Äquivalentdosis**, die die unterschiedlichen biologischen Wirksamkeiten der verschiedenen Strahlenarten berücksichtigt. Die **effektive Dosis** oder früher auch **effektive Äquivalentdosis** ist ein Maß für die Strahlenbelastung des gesamten Körpers des Menschen. Die effektive Dosis berücksichtigt auch die unterschiedliche Empfindlichkeit der Organe gegenüber Strahlung. Die Maßeinheit ist das **Sievert (Sv)**, früher Rem ($1 \text{ Sv} = 100 \text{ Rem}$). Die **natürliche Strahlenexposition** für Menschen in Deutschland liegt im Bereich von etwa 1 bis 6 mSv pro Jahr bei einem Mittelwert von 2,4 mSv pro Jahr.

Die Einheit der Leistung ist das Watt (W), für Kernkraftwerke benutzt man das Megawatt (MW). Bei Kernkraftwerken und anderen Reaktoren wird die **thermische Leistung (MW_{th})** und (soweit eine Stromerzeugung stattfindet) die **elektrische Leistung (MW_e)** angegeben. Aus thermodynamischen und anlagentechnischen Gründen kann nie die volle thermische in elektrische Leistung umgesetzt werden, die Energiedifferenz fällt als Wärme an.

Alle Massenangaben erfolgen in der SI-Einheit Mg (Mega-Gramm), $1 \text{ Mg} = 1000 \text{ kg} = 1 \text{ Tonne}$.

Hintergrund: Entwicklung der Kernenergie in Deutschland

Kernteknische Anlagen sind Forschungsreaktoren, sonstige Forschungseinrichtungen wie z.B. Labore und „Heiße Zellen“, Kernkraftwerke und Anlagen des Brennstoffkreislaufs wie z. B. Brennelementfabriken oder Wiederaufarbeitungsanlagen.

Die Erzeugung von Strom aus Kernenergie begann in Deutschland mit der Inbetriebnahme des Versuchsatomkraftwerks Kahl (VAK) mit einem Siedewasserreaktor mit 15 MWe Leistung im Jahre 1961. Es folgten drei Demonstrationskraftwerke in Gundremmingen (KRB), Lingen (KWL) und Obrigheim (KWO). In der damaligen DDR ging 1966 bei Rheinsberg das erste Kernkraftwerk ans Netz (KKR). Während der siebziger Jahre begann man mit dem weiteren Ausbau der Kernenergie und entwickelte verschiedene Reaktorlinien und -techniken. Daraus resultierten größere, schon weitgehend standardisierte Einheiten. Eine Reihe von großen Siede- und Druckwasserreaktoren mit elektrischen Nettoleistungen von 1200 bis 1400 MWe wurde in Betrieb genommen. Seinen Abschluss erreichte der Ausbau der Kernenergie in Deutschland mit den drei Konvoi-Anlagen Isar (KKI 2), Emsland (KKE) und Neckar (GKN 2) bis zum Ende der achtziger Jahre.

Die ersten Stilllegungen von kleineren Kernkraftwerken sowie Forschungs- und Prototypanlagen erfolgten bereits in den 1970er Jahren, während größere Leichtwasserreaktoren erst in den 1990er Jahren stillgelegt wurden. Den Anfang machten 1990 als Folge der Wiedervereinigung Deutschlands die Anlagen bei Greifswald und Rheinsberg. Es folgte 1995 aus wirtschaftlichen Gründen das Kernkraftwerk Würgassen.

Die als „Atomkonsens“ bekannt gewordene Vereinbarung zwischen der rot-grünen Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 14. Juni 2000 stellte einen wesentlichen Wendepunkt dar, da nun der bislang zeitlich nicht konkret begrenzte Betrieb der Kernkraftwerke durch die Vorgabe von Reststrommengen eine Begrenzung erfahren sollte und die Weichen zum Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung gestellt wurden. Diese Vereinbarung wurde durch eine Novellierung des Atomgesetzes 2002 umgesetzt. In den Jahren 2003 und 2005 wurden die Kernkraftwerke Stade und Obrigheim außer Betrieb genommen.

Im Jahr 2010 erfolgte unter der schwarz-gelben Bundesregierung mit der 11. Novelle des Atomgesetzes zunächst die Weichenstellung zur längeren Nutzung der Kernenergie, indem zusätzliche Strommengen für die noch in Betrieb befindlichen 17 Kernkraftwerksblöcke gestattet wurden. Im Mittel hätte dies einer längeren Laufzeit von ca. 12 Jahren entsprochen.

Einen erneuten Wendepunkt brachte jedoch kurze Zeit später, im März 2011, der Reaktorunfall im japanischen Kernkraftwerk Fukushima I, der zu einer vollständigen Neubewertung der Kernenergienutzung führte. Bereits im Mai 2011 erfolgte die Festlegung auf einen beschleunigten Ausstieg, der mit der 13. Novelle des Atomgesetzes vom Juni 2011 verrechtlicht wurde. Hiernach wurden 8 ältere Kernkraftwerksblöcke unmittelbar vom Netz genommen, während die restlichen 9 Blöcke in Schritten bis 2022 folgen.

Ungeachtet des beschleunigten Ausstiegs zeigte die zwischenzeitlich durchgeführte Sicherheitsbewertung den hohen Sicherheitsstandard deutscher Kernkraftwerke auch im internationalen Vergleich. Einige der in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke zählen zu den weltweit leistungsfähigsten überhaupt, da auch die Zeitverfügbarkeiten sehr hoch sind. So erzeugten zwischen 1980 und 2011 deutsche Anlagen insgesamt 26 mal die weltweit höchste Jahresstrommenge, hiervon das Kernkraftwerk Grohnde (KWG) und das Kernkraftwerk Isar Block 2 (KKI) je achtmal.

In verschiedenen Ländern der Europäischen Union, darunter Frankreich, Finnland und Großbritannien, wird die Kernenergie auch nach dem Reaktorunfall von Fukushima weiter ausgebaut bzw. wird der Ausbau vorbereitet, zum Teil auch als Ersatz für Anlagen, die das Ende ihrer Betriebszeit bald erreicht haben und für die somit die Stilllegung in Kürze ansteht. In Schweden wurde der 1980 in einer Volksbefragung gefasste Ausstiegsbeschluss 2009 revidiert. Anfang 2012 befanden sich weltweit 64 Kernkraftwerke im Bau, davon 26 in China, 10 in Russland, 7 in Indien und 5 in Südkorea. Die Länder, die die Kernenergie weiter ausbauen oder deren Stand modernisieren, führen als Argumente den Klimaschutz aufgrund der praktisch CO₂-freien Stromerzeugung, die Sicherstellung der nationalen Energieversorgung und die Unabhängigkeit von importierten fossilen Brennstoffen an.

Vorwort

Kernkraftwerke und andere kerntechnische Anlagen tragen in Deutschland seit nunmehr weit über 40 Jahren wesentlich zur Energieerzeugung bei. Die wissenschaftlich-technischen Leistungen auf dem Gebiet der Kerntechnik haben zu einer Vielzahl wesentlicher Erkenntnisse und Innovationen geführt, die dazu beitrugen, Sicherheit, Umweltverträglichkeit und Wirtschaftlichkeit dieser Form der Energiegewinnung bis heute kontinuierlich zu erhöhen. Nach langjährigem Einsatz haben einige der älteren kerntechnischen Anlagen das Ende ihrer Betriebszeit erreicht oder wurden vorzeitig außer Betrieb genommen – in Deutschland und weltweit.

Ferner wurde nach dem Unfall im japanischen Kernkraftwerk Fukushima I im Jahre 2011 in der 13. Novelle des Atomgesetzes vom 6. August 2011 die Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität in Deutschland festgelegt. Hiermit wurde auch acht Kernkraftwerken mit sofortiger Wirkung die Berechtigung zum Leistungsbetrieb entzogen. Den übrigen neun noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken sind befristete Laufzeiten sowie Reststrommengen zugeordnet, bei deren jeweiliger Erreichung die Berechtigung zum Leistungsbetrieb der betreffenden Anlage erlischt.

Wenn die Nutzung einer Anlage aus ökonomischen oder betriebstechnischen Gründen nicht mehr sinnvoll ist oder die Frist für den restlichen Leistungsbetrieb abgelaufen bzw. die verbleibende Reststrommenge ausgeschöpft ist oder wenn der Zweck einer Forschungs- bzw. Pilotanlage erfüllt ist, beginnt die Stilllegungsphase, angefangen von der endgültigen Abschaltung über die Verwertung bzw. Entsorgung der Anlagenbestandteile bis zur Rückgewinnung des Standorts oder der Gebäude.

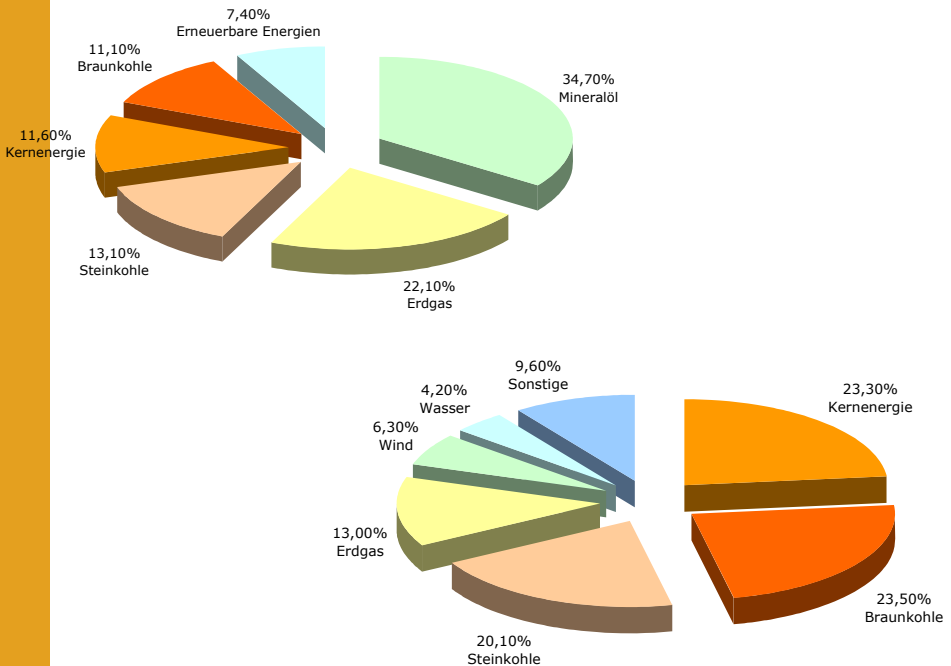
Verschiedene erfolgreich abgeschlossene Rückbauprojekte, so etwa das Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN), der Heißdampfreaktor bei Kahl (HDR) oder das benachbarte VAK, von Anlagen des Brennstoffkreislaufs und von Forschungsreaktoren, sowie der Fortschritt bei den laufenden Stilllegungsprojekten belegen, dass kerntechnische Anlagen heutzutage sicher und technisch problemlos in angemessener Zeit zurückgebaut werden können. Der radiologische Schutz von Personal, Bevölkerung und Umwelt wird dabei in vollem Umfang gewährleistet. Mit dem Kernkraftwerk Greifswald (KGR) verfügt Deutschland ferner über das weltweit größte Stilllegungsprojekt von Leistungsreaktoren, das mittlerweile auch in seine letzte Phase eingetreten ist.

Als Ergebnis intensiver Forschungs- und Entwicklungstätigkeit sind heute ausgereifte Verfahren und Techniken für Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen aller Art verfügbar, bei denen jedoch immer noch ein gewisser Raum zur Optimierung und Vereinfachung besteht. Dem Strahlenschutz, der bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen hohe und komplexe Anforderungen stellt, gilt besonderes Augenmerk. Überdies wird angestrebt, das Abfallaufkommen noch weiter sinnvoll zu verringern. Deutschland profitierte bei den ersten Arbeiten zur Stilllegung in den 1980er Jahren erheblich von den weitreichenden Erfahrungen, die international mit der Stilllegung kerntechnischer Anlagen gesammelt worden waren und die in einem intensiven internationalen Erfahrungsaustausch weitergegeben wurden und werden. Heute trägt Deutschland in vielen wichtigen Projekten selbst zum internationalen Erfahrungsgewinn bei. Um öffentliche Mittel auch in Zukunft sinnvoll einzusetzen und die wirtschaftlichen Möglichkeiten großtechnischer Stilllegungsprojekte optimal zu erschließen, ist es sinnvoll, auch weiterhin die technischen, rechtlichen und politischen Aspekte der Stilllegungsphase kerntechnischer Anlagen intensiv zu verfolgen und alle Ressourcen effektiv zu nutzen. So wurden etwa die Rückbaumaßnahmen des Bundes durch haushaltsrechtliche Vereinfachungen und bessere Einbeziehung vorhandener Strukturen in den Großforschungseinrichtungen und der Energiewerke Nord GmbH bereits deutlich effektiver gestaltet.

Vor diesem Hintergrund will die vorliegende Darstellung auch und gerade dem interessierten Laien die Erfahrungen und Erkenntnisse sowie den aktuellen Stand auf möglichst allen Gebieten des Themenkomplexes Stilllegung und Rückbau kern-technischer Anlagen aufzeigen und erläutern.



Abbildung 1.1:
Das Kernkraftwerk
Biblis (KWB) am
Rhein. Rechts Block
A, elektrische Netto-
leistung 1167 MW,
Inbetriebnahme 1974,
links Block B, 1240
MW, Inbetriebnahme
1976. Beide Blöcke
durch Änderung des
AtG endgültig abge-
schaltet 2011.



1 Grundlagen

Im *rechtlichen* Sinne bedeutet „Stilllegung“ nach dem Atomgesetz (§7 (3) AtG) die dauernde und endgültige Betriebseinstellung einer kerntechnischen Anlage. Daneben werden der Sichere Einschluss und die Beseitigung der Anlage (und damit auch die Entsorgung der beim Abbau anfallenden Materialien) als eigene Tatbestände aufgefasst (→Abschnitt 5.1).

Stilllegung: im rechtlichen Sinn nur Betriebseinstellung, im technischen Sprachgebrauch alle Maßnahmen nach endgültiger Abschaltung einschließlich evtl. Sicherer Einschluss, Entsorgung und Rückbau

Demgegenüber werden im *technischen* Sprachgebrauch im Allgemeinen unter „Stilllegung“ alle Maßnahmen nach der letzten, endgültigen Abschaltung verstanden, einschließlich Sicherer Einschluss und Entsorgung. Dass aber auch dieser Sprachgebrauch nicht einheitlich ist, wird z. B. daran deutlich, dass viele Experten alle Maßnahmen zur Wiederherstellung des Geländes zur „Grünen Wiese“ nach dem Abbau der zum Kontrollbereich gehörenden Anlagenteile und -gebäude zur Stilllegung zählen. (Der Begriff „Grüne Wiese“ hat sich eingebürgert als Synonym für den Standort nach Beseitigung der Gebäude und nach erfolgter Freigabe.)

Als erster Schritt zur eigentlichen Stilllegung wird der Betrieb der Anlage zunächst vorübergehend oder endgültig eingestellt, was in den meisten Fällen ein geplantes Ereignis ist. Auf die endgültige Betriebseinstellung folgen die Nachbetriebs- und die Stilllegungsphase. Ein Abschalten kann jedoch auch ungeplant als Folge eines Störereignisses erforderlich werden. Stellt sich dann heraus, dass es sicherheitstechnisch nicht vertretbar oder ökonomisch nicht sinnvoll ist, die Anlage erneut in Betrieb zu nehmen, beginnen ebenfalls Nachbetrieb bzw. Stilllegung. Die Stilllegung einer kerntechnischen Anlage kann aus verschiedenen Gründen erfolgen: (Anlagen: →Abschnitt 2.1)

*Reihenfolge: Betriebseinstellung, Nachbetriebs-, Stilllegungs- und Rückbauphase
Gründe für Stilllegung: Ende der Betriebszeit, Ausschöpfung der Strommenge, unökonomischer Weiterbetrieb, Sicherheitsdefizit*

- Die Anlage erreicht das *Ende ihrer Auslegungsbetriebszeit* oder einer für ihre Zwecke ausreichend langen Betriebsdauer. Dies war z. B. bei dem ersten deutschen Kernkraftwerk VAK (Versuchsatomkraftwerk Kahl) der Fall, ebenso bei KKR (Rheinsberg), dem ersten Kernkraftwerk der DDR.
- Das Kernkraftwerk hat die im Atomgesetz festgelegte oder die sich aufgrund von Übertragungen von anderen Anlagen ergebende *Elektrizitätsmenge* produziert, so dass die Berechtigung zum Leistungsbetrieb erlischt. Diese Folge der Kernenergievereinbarung zwischen Energieversorgern und Bundesregierung hat zur Beendigung des Leistungsbetriebs des KWO (Obrigheim) im Mai 2005 geführt.
- Das Kernkraftwerk hat das *im Atomgesetz festgesetzte Laufzeitende* erreicht, so dass die Berechtigung zum Leistungsbetrieb erlischt. Dies ist für das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld der 31.12.2015, für das Kernkraftwerk Gundremmingen B der 31.12.2017, für das Kraftwerk Philippsburg 2 der 31.12.2019, für die Kraftwerke Grohnde, Gundremmingen C und Brokdorf der 31.12.2021 und für die Kernkraftwerke Isar 2, Emsland und Neckarwestheim 2 der 31.12.2022.
- Der Weiterbetrieb ist *wirtschaftlich nicht sinnvoll*. Dies kann sich ergeben, wenn für den Weiterbetrieb unökonomische Nachrüstmaßnahmen nötig werden (etwa als Folge eines Störereignisses) und wenn der anschließende Weiterbetrieb außerdem nicht garantiert werden kann. Beispiele hierfür sind die Kernkraftwerke KRB-A (Gundremmingen, Block A) sowie KGR (Kernkraftwerk Greifswald vom Typ WWER-440).

Dem Rückbau einer kerntechnischen Anlage vorgeschaltet ist eventuell die Phase des Sicherer Einschlusses: Hier wird die abgeschaltete Anlage durch entsprechende bauliche und technische Maßnahme nach dem Entfernen der Brennelemente in jeder Hinsicht so gesi-

Phase des Sicherer Einschlusses vor dem Rückbau möglich

chert, dass mit minimalem Überwachungsaufwand – auch über lange Zeiträume einiger Jahrzehnte hinweg – Gefahren für die Umgebung ausgeschlossen werden können.

Deutliche Reduktion des Aktivitätsinventars während Stilllegung und Rückbau im Vergleich zur Betriebsphase

Unabhängig davon, welche Strategie beim Rückbau einer kerntechnischen Anlage gewählt wird, bleibt festzustellen, dass das Aktivitätsinventar um mehrere Größenordnungen absinkt, sobald die Brennelemente und Betriebsabfälle aus der Anlage entfernt sind, was meist noch während der Nachbetriebsphase durchgeführt wird. Selbstverständlich entfällt dann ebenfalls jede Möglichkeit einer sich selbst erhaltenden Kettenreaktion in Kernreaktoren. Das ohnehin bereits extrem niedrige Gefährdungspotential einer kerntechnischen Anlage sinkt also mit Beginn der Stilllegung noch einmal um Größenordnungen.

Größtes Aktivitätsinventar in Brennelementen, um Größenordnungen niedriger in Aktivierung und Kontamination

Quantitativ lässt sich dieser deutliche Rückgang des Aktivitätsinventars z. B. bei einem Kernkraftwerk wie folgt beschreiben (alle Aktivitätsangaben sind grob gerundete Werte, die von Leistung, Betriebsgeschichte und vielen anderen Faktoren abhängen): Die bedeutendste Reduktion des Aktivitätsinventars um mehrere Größenordnungen findet statt, wenn die Brennelemente, deren Aktivität bei etwa 10^{20} bis 10^{21} Bq liegt, aus der Anlage entfernt sind. In einem großen Kernkraftwerk heutiger Bauart verbleiben dann noch etwa folgende Aktivitätsmengen (→auch Abschnitt 4.1):

- ca. 10^{16} Bq in Form von aktiviertem Material. Diese Aktivität ist fest in das Material in der Nähe des Reaktorkerns eingebunden.
- ca. 10^{12} Bq in Form von Kontamination auf den inneren Oberflächen von Kreisläufen. Diese Aktivität wird erst zugänglich, wenn die Rohrleitungssysteme im Zuge des Rückbaus geöffnet werden.
- ca. 10^{10} bis 10^{11} Bq in Form von Kontamination auf offenen Oberflächen von Komponenten oder Gebäuden.

Die angegebenen Aktivitätswerte beziehen sich jeweils auf unterschiedliche Nuklidgemische und sind daher nicht unmittelbar von ihrer radiologischen Relevanz vergleichbar, zeigen aber die Abnahme der Gesamtkaktivität und damit auch des Gefährdungspotentials mit fortschreitendem Rückbau deutlich. Im Zuge des Rückbaus werden diese Aktivitätsmengen sukzessive durch Dekontamination und Abbau kontaminierter oder aktivierter Materialien entfernt.

Zwischenlagerung der Brennelemente in Standort-Zwischenlagern

Um Kernbrennstoffe und Betriebsabfälle aus einer kerntechnischen Anlage vor Beginn der Stilllegungsphase zu entfernen, wurden in der Vergangenheit die beiden zentralen Zwischenlager in Gorleben und Ahaus genutzt. Bis Juni 2005 durften darüber hinaus Kernbrennstoffe zur Wiederaufarbeitung abgegeben werden. Anlagen zur Wiederaufarbeitung sind in Frankreich und Großbritannien in Betrieb, Deutschland verfügte mit der WAK ebenfalls über eine solche Anlage mit allerdings deutlich geringerer Kapazität (→Abschnitt 3.3.2). Um die für die zentrale Zwischenlagerung sowie die Wiederaufarbeitung notwendigen Brennelement-Transporte zu vermeiden, wurde durch eine Änderung des Atomgesetzes die Einrichtung von geeigneten Zwischenlagern an den Kernkraftwerksstandorten festgeschrieben. Mit deren Planung wurde noch Ende der 1990er Jahre begonnen, im Dezember 2002 wurde das erste Standortzwischenlager am Kernkraftwerk Emsland (KKE) in Betrieb genommen. Inzwischen sind an allen Standorten der noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke Standortzwischen-

lager für abgebrannte Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern entstanden. Auch für die Anlagen des Bundes sind entsprechende Lagerkapazitäten verfügbar.

Die Aufwendungen für Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen in Deutschland sind nur im Kontext des Nutzens aus Forschung und Energieerzeugung angemessen zu würdigen. Eine Herauslösung dieser großen volkswirtschaftlichen Aufgabe aus ihrem Umfeld, wie etwa die einseitige Betrachtung der Kostenaspekte, würde das Bild verzerren. Der erforderliche Aufwand darf keinesfalls losgelöst vom Nutzen der Anlage während ihrer Betriebszeit gesehen werden: Die Anlagen der Energieversorgungsunternehmen erzeugen Energie und schaffen somit direkten Nutzen für die Allgemeinheit. Hierfür wird der Strompreis entrichtet, der auch Rückstellungen für die *spätere* sachgerechte Stilllegung umfasst. Für Anlagen im Geschäftsbereich des Bundes und der Länder gilt Ähnliches: Der Nutzen aus ihrem Betrieb liegt in den Ergebnissen aus Forschungs- und Entwicklungstätigkeit, die Allgemeinheit kommt für *aktuelle* Stilllegungsprojekte mit Steuern auf. Ähnliches gilt für die im Geschäftsbereich des Bundeswirtschafts- und des Bundesfinanzministeriums befindlichen Anlagen (Kernkraftwerke Greifswald und Rheinsberg sowie Anlagen der WISMUT GmbH zur Förderung und Aufbereitung von Uran).

Stilllegungskosten sind nur im Kontext angemessen zu beurteilen. Dem Aufwand für Stilllegung und Rückbau steht der vorherige Nutzen der Anlage gegenüber

Das Fundament der Finanzierung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen wird durch das Verursacherprinzip gebildet, nach dem der Verursacher für die angemessene Beseitigung der Folgen seiner Tätigkeit einsteht. Da ein Teil der kerntechnischen Anlagen von der öffentlichen Hand, ein anderer von privaten Stromversorgungsunternehmen finanziert ist, ergeben sich verschiedene Säulen der Finanzierung der Aufwendungen für die Stilllegung. Es sind dies:

Finanzierung der Stilllegung basiert auf dem Verursacherprinzip

- die Finanzierung der Großforschungseinrichtungen (GFE) als Träger kerntechnischer Anlagen durch das BMBF und die Länder,
- die infolge der Herstellung der deutschen Einheit notwendig gewordene Finanzierung der Stilllegung von Anlagen auf dem Gebiet der ehemaligen DDR, insbesondere der Kernkraftwerke Greifswald (KGR) und Rheinsberg (KKR) und der Anlagen der WISMUT,
- die privatrechtlichen Rückstellungen, die die Energieversorgungsunternehmen (EVU) für die Stilllegung ihrer Anlagen bilden, sowie
- sonstige Trägerschaften, z. B. der Länder und der Universitäten.

Die Stilllegung einer kerntechnischen Anlage ist insgesamt in ihren Grundzügen vergleichbar mit dem Abbau bzw. der Rückgewinnung jeder anderen, komplexen Industrieanlage. Wie im konventionellen gewerblichen Bereich ist die Stilllegung eine Notwendigkeit, die sich aus dem Betrieb und Nutzen der Anlage begründet und auch aus dem Normalbetrieb finanziert werden kann (sofern es sich um eine kommerzielle Anlage handelt). Wirtschaftlich und technisch wäre es daher kurzfristig, die Stilllegung kerntechnischer Anlagen isoliert von ihrer Betriebsphase zu betrachten. Unterschiede zu konventionellen Industrieanlagen bestehen allerdings im zusätzlichen Aufwand für den radiologischen Schutz des Personals, der Bevölkerung und der Umwelt sowie natürlich im aufwendigen Genehmigungsverfahren (vgl. Abschnitt 5). Das hohe Niveau im Sicherheits- und Schutzstandard unterscheidet sich zwischen Betriebs- und Stilllegungsphase selbstverständlich nicht.

Auch ein weiterer Aspekt von Stilllegung und Rückbau (natürlich nicht nur kern-technischer Anlagen) ist zu bedenken: die Fähigkeit zur vollständigen Beseitigung der Anlage ist ein wichtiger Aspekt der Umweltverträglichkeit, denn erst durch die Möglichkeit, neben dem sicheren und umweltschonenden Anlagenbetrieb auch später alle Spuren eben dieses Betriebs wieder beseitigen zu können, kann eine Technologie als umweltverträglich und nachhaltig angesehen werden. In dieselbe Richtung weist auch die gesetzlich verankerte Pflicht zur Entsorgung.

Stilllegungstechnologien stehen seit langem zur Verfügung

Längst sind auch die Zeiten vorbei, in denen Stilllegung vom ingenieurtechnischen Standpunkt als bloße Notwendigkeit nach der Betriebseinstellung empfunden wurde. Der konstruktive Reiz liegt vielmehr in der Weiterentwicklung und Anwendung etablierter und neuer Verfahren und deren intelligenter Kombination zur sicheren, sauberen und rationalen Beseitigung von Anlagen mit dem Ziel, den Standort möglichst bald neu zu nutzen. Die Stilllegung ist so in den letzten Jahrzehnten zu einem komplexen, technologisch anspruchsvollen Vorgang geworden, der bis heute wissenschaftlich und verfahrenstechnisch in hohem Maße perfektioniert wurde. Die Betreiber kerntechnischer Anlagen haben sich bereits früh mit der Notwendigkeit der Stilllegung und mit der Entwicklung geeigneter Technologien auseinandergesetzt. Dies hat nicht zuletzt zu wichtigen Neu- und Weiterentwicklungen in einigen technischen Bereichen geführt, die auch anderweitig sinnvoll angewandt werden. Als Beispiel sei die Fernbedienung komplexer Zerlege- und Dekontaminationsvorgänge, aber auch die Messung und Probennahme genannt. Diese Techniken erhöhen die Sicherheit und Effizienz von Stilllegungsarbeiten deutlich und reduzieren den manuellen Aufwand, wodurch die Dosisbelastung des Personals ebenfalls wirksam vermindert werden kann (Stilllegungstechniken →Abschnitt 7).

Hintergrund: Bedeutung der Kernenergie

Seit mehreren Jahrzehnten stellt die Kernenergie eine tragende Säule unserer Stromversorgung dar, in den letzten Jahren allerdings mit abnehmender Tendenz. War sie vor einem Jahrzehnt noch für etwa 30 % des insgesamt für die öffentliche Versorgung bereitgestellten Stroms verantwortlich, so ist ihr Anteil durch die Außerbetriebnahme von acht Kernkraftwerken auf 17,6 % im Jahr 2011 gesunken. Sie wird 2022 mit der voraussichtlichen Abschaltung der letzten Anlagen gänzlich aus dem Strommix verschwunden sein. Im internationalen Vergleich liegt Deutschland hinsichtlich des Anteils der Kernenergie an der Bruttostromerzeugung 2011 noch im Mittelfeld aller 30 Staaten, die die Kernenergie nutzen. Betrachtet man die Anteile der Energieträger am Primärenergieverbrauch, zu dem auch Wärmeerzeugung und Kraftstoffverbrauch gerechnet werden, erkennt man, dass die Kernenergie praktisch nur zur Stromerzeugung beiträgt, obwohl sie prinzipiell auch zu Prozess- und Heizwärmeerzeugung geeignet ist.

Kerntechnische Stromerzeugung in Deutschland heute nur in Siede- und Druckwasserreaktoren

Heute werden in Deutschland zur Erzeugung elektrischer Energie aus Kernenergie ausschließlich Siede- und Druckwasserreaktoren benutzt. Andere Reaktorsysteme sind ent-

wickelt worden, haben sich aus verschiedenen Gründen aber nicht durchsetzen können. Schnelle Brutreaktoren, gasgekühlte Reaktoren oder Druckwasserreaktoren mit Schwerwassermoderation wurden auch in der Bundesrepublik Deutschland errichtet und teilweise betrieben, mittlerweile sind diese Reaktortypen jedoch außer Betrieb genommen und befinden sich neben einigen Druck- und Siedewasserreaktoren in der Stilllegungsphase.

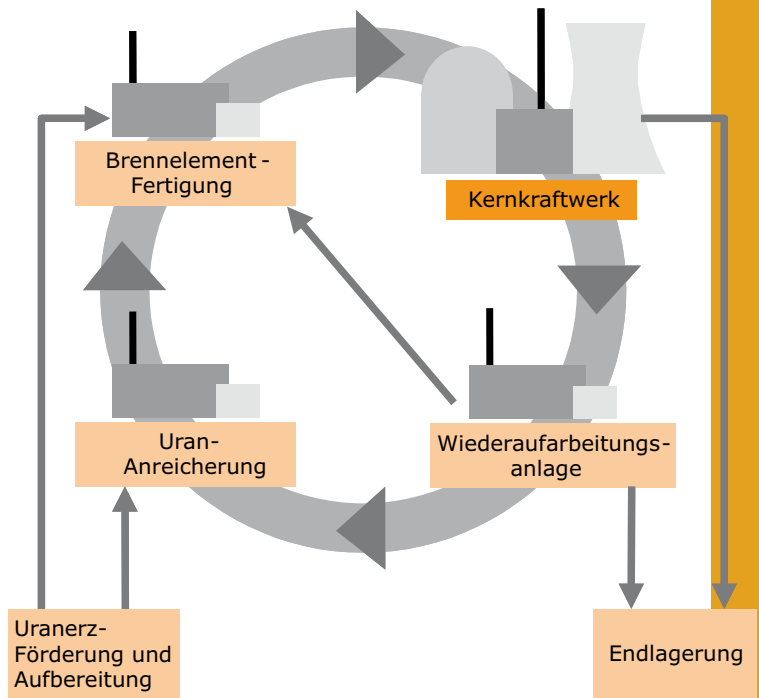


Abbildung 1.2:
Der Brennstoffkreis-
lauf mit Wiederauf-
bereitung bzw. direkter
Endlagerung (heute
erfolgt keine Wie-
deraufarbeitung der
Brennelemente aus
deutschen Kernkraft-
werken mehr)

In mengenmäßig weit geringerem Umfang als Kernkraftwerke sind auch Forschungsreaktoren am Brennstoffkreislauf beteiligt. Sie verwenden jedoch Brennelemente bestimmter Anreicherung oder Bauform, die spezielle Vorgehensweisen bei der Wiederaufbereitung und Endlagerung erforderten bzw. erfordern.

Forschungsreaktoren ebenfalls
Teil des Brennstoffkreislaufs

Kernkraftwerke und auch Forschungsreaktoren benötigen eine ausgedehnte Infrastruktur von weiteren Einrichtungen und Anlagen, in denen Kernbrennstoffe gewonnen bzw. aufbereitet, Brennelemente hergestellt und Abfälle konditioniert werden. Zudem müssen Abfälle und abgebrannte Brennelemente sicher zwischen- und endgelagert werden. Findet eine Wiederaufarbeitung der Brennelemente statt, wird also der in den Brennelementen befindliche ungenutzte Kernbrennstoff extrahiert und zur Produktion neuer Brennelemente verwendet, entsteht ein Kreislauf des Brennstoffs, so dass man die aufgezählten Einrichtungen auch unter dem Begriff „Anlagen des Brennstoffkreislaufs“ zusammenfasst (die Strategie der Wiederaufarbeitung wird im Ausland weiter verfolgt, während sie für deutsche Kernkraftwerke seit 2005 nicht mehr zulässig ist). Verzichtet man auf die weitere Nutzung des im abgebrannten Kernbrennstoff noch enthaltenen Restenergieinhalts, ist – nach einer geeigneten Konditionierung – die sichere Endlagerung über geologische Zeiträume hinweg zu gewährleisten. Die genannten nachgeordneten Anlagen des Brennstoffkreislaufs stellen bei ihrer Stilllegung spezielle Anforderungen und bedingen dementsprechend eigene Lösungsansätze, die sich von den Stilllegungskonzepten für Kernkraftwerke in etlichen Punkten unterscheiden.

Anlagen des Brennstoffkreislaufs:
notwendige Infrastruktur zur
Anwendung der Kernenergie

Hintergrund: Die Auswirkung des Reaktorunfalls von Fukushima auf die Stilllegung deutscher Kernkraftwerke

Der Unfall im Kernkraftwerk Fukushima I als Folge des Tōhoku-Erdbebens vom 11. März 2011 mit nachfolgendem Tsunami war ein schwerer Unfall, der auf der Internationalen Bewertungsskala für nukleare Ereignisse (INES) in die höchste Kategorie („major accident“) eingestuft wurde. Der Tsunami hat vier der sechs Reaktorblöcke schwer beschädigt. Als Folge kam es zu einer erheblichen Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt. In Deutschland hat dieser Reaktorunfall eine Neubewertung der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung eingeleitet.

Die Bundesregierung verordnete zunächst im März 2011 ein dreimonatiges Moratorium für die sieben vor 1980 in Betrieb genommenen Kernkraftwerke, die zu diesem Zeitpunkt noch in Betrieb waren, sowie für das Kernkraftwerk Krümmel. Dieses Moratorium trat am 14.03.2011 in Kraft. Die erst im Herbst 2010 beschlossenen Verlängerungen der reduzierten Laufzeiten der Kernkraftwerke durch zusätzliche Strommengen wurden zurückgenommen. Während des Moratoriums wurde durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) eine Bewertung der Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke auf fachlicher Ebene unter Führung der Reaktorsicherheitskommission (RSK) in Auftrag gegeben. Parallel hierzu sollte die am 22.03.2011 neu eingesetzte „Ethikkommission für eine sichere Energieversorgung“ einen gesellschaftlichen Konsens zum Atomausstieg vorbereiten und Vorschläge für den Übergang zu erneuerbaren Energien erarbeiten.

Die RSK entwickelte im März 2011 ein Konzept für eine „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“. Detaillierte Datenerhebungen im April 2011 in den zu bewertenden Anlagen, die in der zur Verfügung stehenden Zeit möglich waren, dienten als Grundlage, ebenso die Ergebnisse kürzlich durchgeführter Probabilistischer Sicherheitsanalysen. Die Bewertung der Robustheit deutscher Kernkraftwerke – sowohl absolut gesehen als auch im Vergleich zu den Kernkraftwerksblöcken der Anlage Fukushima I – erfolgte im Mai 2011. Am 14. Mai 2011 konnte die RSK bereits ihre Bewertung vorlegen. Hierin kam sie zu dem Ergebnis, dass auslösende Ereignisse, die zu einer derartigen Einwirkung auf eine kerntechnische Anlage wie in Fukushima führen könnten, für Deutschland praktisch ausgeschlossen sind. Ferner betonte sie, dass in Fukushima I eine zu geringe Auslegung der Anlagen gegen einen Tsunami mit einer zu betrachtenden Ereignishäufigkeit von ca. $10^{-3}/a$ vorlag. Gegen derartige Ereignisse, aber auch seltener auftretende wie extreme Überflutungen ($10^{-4}/a$) oder schwere Erdbeben ($10^{-5}/a$), sind deutsche Anlagen vom Design her ausgelegt. Ferner sind auch die Stromversorgung deutscher Anlagen (geschützte Notstromgeneratoren, gesicherte Einspeisungen ins Netz) sowie die Maßnahmen zur Kühlung des Reaktors und der Brennelemente deutlich robuster. Durch Nachrüstmaßnahmen sind auch ältere Anlagen auf einen gleich hohen Stand gebracht worden wie jüngere Anlagen.

Die Ethikkommission übergab ihren Bericht am 30. Mai 2011 an die Bundesregierung. Diese Kommission empfahl einen Ausstieg aus der Kernenergie innerhalb eines Jahrzehnts. Auf dieser Basis und trotz des positiven Ergebnisses der RSK beschloss die Bundesregierung am 6. Juni 2011, den Umbau der Energieversorgung in Deutschland zu beschleunigen. Die im März 2011 abgeschalteten Kernkraftwerke wurden nicht wieder in Betrieb genommen, für die noch in Betrieb befindlichen Anlagen wurde ein Zeitplan mit endgültigen Abschaltungen jeweils zum Jahresende 2015, 2017, 2019, 2021 und 2022 beschlossen.

In der Europäischen Union wurde am 25. März 2011 der Beschluss gefasst, alle 143 Kernkraftwerke in der EU auf ihre Sicherheit zu überprüfen. Diese Untersuchung wurde als „Stresstest“ für Kernkraftwerke bekannt. Die Atomaufsichtsbehörden aller Mitgliedstaaten der EU haben seit Juni 2011 die kerntechnischen Anlagen zu den drei Schwerpunktthemen externe Ereignisse (Erdbeben, Hochwasser und Starkregen), Stromausfall sowie Notfallmaßnahmen geprüft und bewertet. In Deutschland wurden darüber hinaus auch menschlich beeinflusste Ereignisse wie Flugzeugabsturz, Gasexplosionen außerhalb der Anlage, terroristische Angriffe und der Einfluss von Unfällen in benachbarten Anlagen untersucht. Die Überprüfung ging damit über den in der EU festgelegten Rahmen hinaus. Ende 2011 wurde der Bericht zu den deutschen Anlagen vom BMU der Europäischen Kommission übergeben. Es folgte eine gegenseitige Überprüfung durch die obersten Atomaufsichtsbehörden der anderen EU-Staaten im März und April 2012 (Peer Review). Sowohl im Ergebnis des Stresstests als auch des Peer Reviews werden den noch in Betrieb befindlichen Anlagen in Deutschland hohe Robustheit und Einhaltung der bestehenden Anforderungen bescheinigt.

Andere EU-Mitgliedsstaaten zogen aus den Ereignissen von Fukushima im Hinblick auf die weitere Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung andere Schlüsse als Deutsch-

land. Dort steht im Vordergrund, dass der Einsatz von Kerntechnik eine Stromerzeugung praktisch ohne Ausstoß von klimawirksamen Gasen wie z. B. Kohlendioxid (CO_2) ermöglicht; die betrieblichen radioaktiven Ableitungen mit Abluft und Abwasser sind radiologisch unbedeutend. So konnte beispielsweise bis 2010 der Betrieb der Kernkraftwerke in Deutschland jährlich den Ausstoß von etwa 150 Mio. Mg CO_2 vermeiden, während Industrie, Verkehr, Haushalte und fossil befeuerte Kraftwerke etwa 900 Mio. Mg verursachen. Auch der Ausstoß von Schwefeldioxid (SO_2), Stickoxiden und sonstigen Schadstoffen wird durch den Einsatz von Kernkraftwerken besonders wirksam vermieden, während Kraftwerke mit fossilen Brennstoffen zur Erzeugung dieser Substanzen beitragen. Weltweit bleibt daher die Kernenergie weiterhin ein etablierter, wichtiger Energieträger.

Es bleiben somit insgesamt die folgenden Kategorien kerntechnischer Altanlagen zu unterscheiden:

- stillzulegende Kernkraftwerke,
- stillzulegende Forschungsreaktoren,
- stillzulegende Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs,
- daneben auch bergbauliche Altanlagen wie z. B. die sanierungsbedürftigen Betriebe der WISMUT GmbH auf dem Gebiet der neuen Bundesländer.

Die Verantwortung der Energieversorgungsunternehmen und öffentlichen Anlagenbetreiber endet nicht mit der Erzeugung von Elektrizität, sondern erstreckt sich auch auf die sichere Entsorgung der beim Betrieb anfallenden Abfälle. Unter diesem Aspekt sind die Wiederaufarbeitung bzw. Endlagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu vergleichen mit der Deponierung von Verbrennungsrückständen, der Rückstandsentsorgung aus der Abgasreinigung usw. bei konventionellen Kraftwerken.

Die Verantwortung der Betreiber erstreckt sich über die Betriebsphase hinaus und schließt die Abfallbeseitigung mit ein

Die Mengen gesondert zu entsorgender Reststoffe und Abfälle sind – bezogen auf die erzeugte Energiemenge – bei der Kernenergieerzeugung sehr gering und machen pro erzeugter Kilowattstunde nur rund 0,1 % der Mengen an festen Rückständen aus fossilen Brennstoffen aus. Ähnlich wie für den Transport gelten für die Beseitigung radioaktiver Abfälle extrem hohe Sicherheitsstandards.

Energieerzeugung aus Kernenergie: sehr geringes Abfallaufkommen bezogen auf die produzierte Energiemenge

Im Bereich der Entsorgung hat es in den letzten Jahren erhebliche Fortschritte gegeben. Das Endlager Konrad wird nach derzeitiger Planung voraussichtlich 2019 seinen Betrieb aufnehmen, nachdem der Planfeststellungsbeschluss im Mai 2002 erteilt und alle hierzu eingereichten Klagen in der Folgezeit abgewiesen wurden (→Abschnitt 4.2.6). Die Verglasungseinrichtung Karlsruhe führte in den Jahren 2009 und 2010 die Verfestigung der flüssigen hochradioaktiven Abfälle durch, die am Standort der WAK lagerten (→Abschnitt 4.2.3.4).

Aktuelle Entwicklungen im Bereich der Entsorgung: Endlager Konrad, Verglasungseinrichtung Karlsruhe

Im internationalen Bereich ist die sogenannte „Joint Convention“, das Gemeinsame Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle, zu erwähnen, das ein wichtiges internationales Instrument zur Überprüfung des erreichten Standes sowie der Sicherheit der Entsorgung sowohl im Bereich der Kernbrennstoffe als auch im Bereich der radioaktiven Abfälle darstellt. Nach den Jahren 2003, 2006 und 2009 fand 2011 die vierte Überprüfungskonferenz aller Vertragsstaaten statt, die die erzielten Fortschritte, jedoch auch die noch anstehenden Aufgaben deutlich machte.

Die „Joint Convention“ stellt ein wichtiges internationales Instrument zur Überprüfung des Standes und der Sicherheit der Entsorgung dar

2 Aufgaben, Erfahrungen, Konzepte

2.1 Übersicht

2.1.1 Forschungs- und Versuchsanlagen - Stilllegungsprojekte im Geschäftsbe- reich des BMBF sowie der Länder

Viele der ehemals ca. 40 Forschungsreaktoren in Deutschland befinden sich in Stilllegung oder sind bereits abgebaut

Insgesamt wurden in Deutschland etwa 40 Forschungs- und andere Kleinreaktoren betrieben. Die überwiegende Zahl dieser Anlagen ist heute jedoch stillgelegt oder bereits abgebaut. Forschungs- und Versuchsreaktoren, die in unterschiedlichen Zuständigkeitsbereichen angesiedelt sind, erfüllten und erfüllen verschiedene Aufgaben in Forschung, Lehre und Anwendungen wie z. B. bei der Materialprüfung oder der Grundlagenforschung, dienen aber nicht der Stromerzeugung. Daneben gibt es einige europäische Forschungsreaktoren, zu deren Errichtung der Bund finanzielle Beiträge geleistet hat und an deren Betrieb er beteiligt ist. Hierzu zählen z. B. der Hochflussreaktor (HFR) mit 45 MW_{th} in Petten (Niederlande) für Forschungs- und Materialtestzwecke, der in den 1990er Jahren komplett renovierte Forschungsreaktor BR-2 mit 100 MW_{th} in Mol (Belgien), speziell für Materialtestzwecke, der Hochfluss-Forschungsreaktor mit 57 MW_{th} am Institut Laue-Langevin (ILL) in Grenoble (Frankreich) sowie der seit 2004 in Betrieb befindliche Forschungsreaktor FRM-II der Technischen Universität München in Garching mit 20 MW_{th}. Eine Übersicht über Forschungsreaktoren gibt Tabelle 2.1 für Anlagen mit thermischen Leistungen von 0,1 MW und mehr bzw. Tabelle 2.2 für Anlagen mit kleineren Leistungen. Standorte der größeren Anlagen zeigt die Karte in Abbildung 2.1.

Entsorgungsaufgaben bei kleinen Forschungsreaktoren vergleichsweise gering

Viele der Kleinreaktoren waren für sehr geringe Leistungen ausgelegt, was in niedrigen Neutronenflüssen und somit geringen Mengen aktivierten Materials resultierte. Nur bei den wenigen großen Forschungsreaktoren in Deutschland war bzw. ist die Leistung so hoch, dass beim Rückbau nennenswerte Mengen an radioaktiven Reststoffen anfallen. Gemessen an Kernkraftwerken tragen diese Anlagen somit nur wenig zum gesamten Abfallaufkommen aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen bei.

Auch komplexere Reaktoren zur Stromerzeugung im Geschäftsbereich des BMBF

Im Geschäftsbereich des BMBF befinden sich jedoch auch komplexere Altanlagen, darunter auch Reaktoren zur Stromerzeugung mit höherer Leistung, die gegenwärtig zurückgebaut werden oder bereits vollständig beseitigt sind (→Tabelle 2.4). Diese Anlagen waren seinerzeit entwickelt und gebaut worden, um Vor- und Nachteile verschiedener Reaktortypen und -techniken, ihren sicheren Betrieb und ihre Wirtschaftlichkeit zu erforschen bzw. zu demonstrieren und die jeweiligen Erfordernisse des Brennelementkreislaufs zu studieren. Sie sind daher Teil des früheren energiepolitischen Konzepts zur Erprobung verschiedener Reaktor- und Anlagentypen, dessen Ziel u. a. auch die vollständige Schließung des Brennstoffkreislaufs war. Hierzu gehören einige Forschungs- und Versuchsreaktoren, Kernkraftwerke sowie die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe und einige kleinere Versuchsanlagen des Brennstoffkreislaufs, die hauptsächlich im KIT Campus Nord (Karlsruher Institut für Technologie, ehemals Forschungszentrum Karlsruhe) oder dem Forschungszentrum Jülich angesiedelt sind. Träger und Eigner dieser Anlagen sind gegenwärtig Betreibergesellschaften, die Großforschungseinrichtungen bzw. die Energiewerke Nord GmbH, die auch für die Entwicklung der Stilllegungskonzepte verantwortlich sind (→Abschnitt 2.2). Darüber hinaus leisten sie erheblichen organisatorischen und finanziellen Aufwand, um die Stilllegungsaufgaben durchzuführen.

Tabelle 2.1: Forschungsreaktoren in Deutschland mit thermischen Leistungen von 0,1 MW und darüber (Stand: 2012)

Forschungsreaktor	MW _{th}	Betrieb	Status	Abschnitt
FRMZ Mainz (TRIGA)	0,1	1965-	in Betrieb	
BER-2, Hahn-Meitner-Institut Berlin	19	1963-	in Betrieb	
FRM-II, Technische Universität München	20	2004-	in Betrieb	
FRF-1, Universität Frankfurt	0,05	1958-1968	beseitigt	
FRH TRIGA, Med. Hochschule Hannover	0,25	1973-1996	beseitigt	3.2.6
HD TRIGA I, Deutsches Krebsforschungszentrum Heidelberg	0,25	1966-1977	beseitigt	
HD TRIGA II, Deutsches Krebsforschungszentrum Heidelberg	0,25	1978-1999	beseitigt	
FMRB, PTB Braunschweig	1	1967-1995	beseitigt	3.2.7
FRN, Helmholtz-Zentrum München (Neuherberg)	1	1972-1982	im sicheren Einschluss	
FRM, Universität München	4	1957-2000	abgeschaltet	3.2.8
FRG-1, Helmholtz-Zentrum Geesthacht	5	1958-2010	abgeschaltet	
RFR, VKTA Rossendorf	10	1957-1991	im Rückbau	3.2.9
FRJ-1, Forschungszentrum Jülich („MERLIN“)	10	1962-1985	beseitigt, grüne Wiese	3.2.4
FRG-2, Helmholtz-Zentrum Geesthacht	15	1963-1993	abgeschaltet	
FRJ-2, Forschungszentrum Jülich („DIDO“)	23	1962-2006	im Rückbau	3.2.5
NS Otto Hahn (Nuklearschiff)	38	1968-1979	beseitigt, Teile noch im GKSS	3.2.11
FR 2, WAK GmbH, Karlsruhe	44	1961-1981	im sicheren Einschluss	3.2.1

Tabelle 2.2: Forschungsreaktoren in Deutschland mit maximalen thermischen Leistungen von 1 kW und weniger (Stand: 2012)

Forschungsreaktor, Anwendungsbereich	Leistung	Betrieb	Status
SUR Stuttgart SUR-S – Ausbildung	< 1 W	1964–	in Betrieb
SUR Ulm SUR-UL – Ausbildung	< 1 W	1965–	
SUR Furtwangen SUR-VS – Ausbildung	< 1 W	1973–	
AKR-2 Dresden – Ausbildung	2 W	2005–	
SUR Berlin SUR-B – Ausbildung	< 1W	1963-2000	stillgelegt, im Rückbau bzw. abgebaut (→ Abschnitt 3.2)
SUR Darmstadt SUR-DA – Ausbildung	< 1 W	1963-1985	
PR-10 AEG Karlstein – Prüfreaktor	1 kW	1961-1975	
SUR München SUR-M – Ausbildung	< 1 W	1962-1981	
SUR Hamburg SUR-HH	< 1 W	1965-1982	
SUR Karlsruhe SUR-KA – Ausbildung	< 1 W	1966-1996	
SUR Aachen SUR-AC – Ausbildung	< 1 W	1966-2008	
SUR Hannover SUR-H – Ausbildung	< 1 W	1971-2000	
SNEAK Forschungszentrum Karlsruhe	< 1 W	1972-1974	
SUR Bremen SUR-HB – Ausbildung	< 1 W	1967-1993	
SUR Kiel SUR-KI – Ausbildung	< 1 W	1966-1997	
ADIBKA Forschungszentrum Jülich	100 W	1967-1972	
AEG Nullenergie-Reaktor	100 W	1967-1973	
KEITER Forschungszentrum Jülich	< 1 W	1971-1982	
KAHTER Forschungszentrum Jülich	100 W	1973-1985	
STARK Forschungszentrum Karlsruhe	10 W	1963-1976	
RRR VKTA Rossendorf	1 kW	1962-1991	
RAKE VKTA Rossendorf	< 10 W	1969-1991	
ZLFR Zittau – Ausbildung	10 W	1979-2005	

Forschungsreaktoren

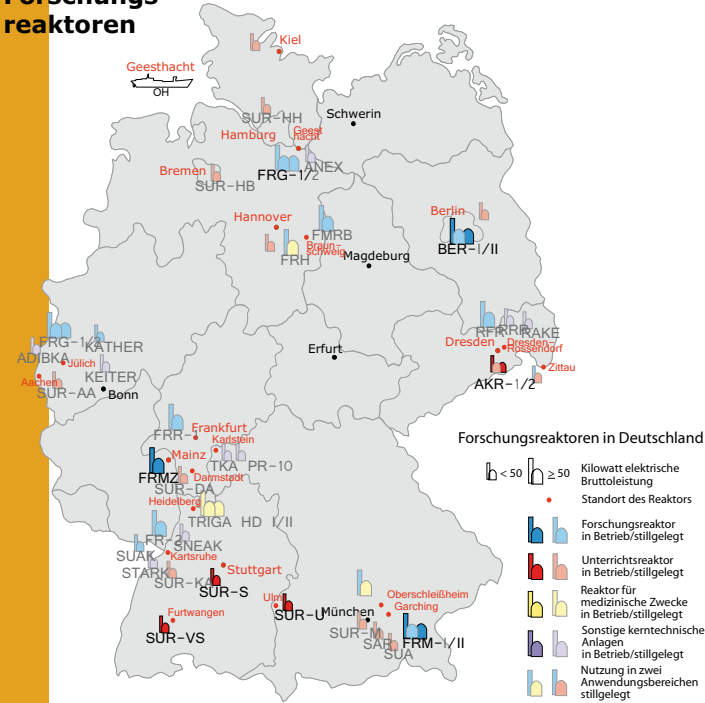


Abbildung 2.1: Standorte von Forschungsreaktoren in Deutschland

Seit 2003 findet bei den Stilllegungsprojekten der öffentlichen Hand ein Umstrukturierungsprozess statt, auf den in Abschnitt 6 näher eingegangen wird.

Insgesamt befanden und befinden sich im Geschäftsbereich des BMBF folgende größere Stilllegungsprojekte, die in Abschnitt 3 näher beschrieben werden:

- das Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN),
- der Heißdampfreaktor Großwelzheim bei Kahl (HDR),
- der Mehrzweckforschungsreaktor MZFR im Karlsruhe Institut für Technologie Campus Nord (KIT, ehem. Forschungszentrum Karlsruhe),
- das Kernkraftwerk THTR 300 bei Hamm-Uentrop,
- der Versuchsreaktor AVR bei Jülich,
- die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage KNK II im KIT,
- der Forschungsreaktor FR 2 im KIT,
- die Forschungsreaktoren FRJ-1 („MERLIN“) und FRJ-2 („DIDO“) im Forschungszentrum Jülich,
- das Kernkraftwerk SNR 300 Kalkar (diese Anlage ist nicht in Betrieb gegangen und ist frei von Radioaktivität),
- die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe WAK,
- sonstige Anlagen in den Forschungszentren sowie weitere Forschungsreaktoren.

2.1.2 Leistungsreaktoren

Die insgesamt 9 Leistungsreaktoren (7 Druckwasserreaktoren, 2 Siedewasserreaktoren), die heute in Deutschland an 8 Standorten betrieben werden, haben zusammen eine elektrische Bruttoleistung von mehr als 12,5 GW. Wie Tabelle 2.3 zeigt, sind heute ausschließlich Anlagen mit elektrischen Nettoleistungen von 1200 MWe und mehr pro Block in Betrieb. Aufgrund des in Deutschland gesetzlich festgelegten Ausstiegs aus der Nutzung der Kernenergie für die Stromerzeugung stellen diese in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke sowie die 2011 aufgrund der 13. Novelle des Atomgesetzes endgültig abgeschalteten Anlagen die Stilllegungsaufgaben für die Zukunft dar. Die Standorte dieser Anlagen zeigt Abbildung 2.2.

Noch verfügbare elektrische Bruttoleistung in Deutschland: ca. 12,5 GW aus 9 Kernkraftwerksblöcken

Neben den in Betrieb befindlichen Leistungsreaktoren gibt es bereits eine Anzahl von Kernkraftwerken, die sich im Rückbau oder im Sicheren Einschluss befinden bzw. die bereits vollständig beseitigt wurden. Das Spektrum dieser Anlagen reicht von vergleichsweise kleinen Versuchsreaktoren mit nur wenigen MW elektrischer Leistung bis hin zu Kraftwerken mit einigen 100 MW. Der überwiegende Teil der Anlagen diente der kommerziellen Stromerzeugung und wurde von den Energieversorgungsunternehmen (EVU) betrieben. Eine Auflistung dieser Anlagen zeigt Tabelle 2.4, die Standorte finden sich in Abbildung 2.2.

Vielfältiges Spektrum der endgültig abgeschalteten bzw. in Stilllegung befindlichen Anlagen

Tabelle 2.3: In Betrieb befindliche Kernkraftwerke in Deutschland (Stand: 2012)

Kernkraftwerksblock	MWe (brutto)	MWe (netto)	1. Netzsynchron.	Anlagentyp
KKG, Grafenrheinfeld	1345	1275	1981	Druckwasserreaktor (DWR)
KWG, Grohnde	1430	1360	1984	
KKP-2, Philippsburg	1458	1392	1984	
KBR, Brokdorf	1480	1410	1986	
KKE, Emsland	1400	1329	1988	
KKI-2, Isar	1475	1400	1988	
GKN-2, Neckarwestheim	1400	1310	1989	
KRB-B, Gundremmingen	1344	1284	1984	Siedewasserreaktor (SWR)
KRB-C, Gundremmingen	1344	1288	1984	
Summe:	12676	12048		

Tabelle 2.4: Endgültig abgeschaltete, in Stilllegung befindliche sowie beseitigte Kernkraftwerke und andere Reaktoren zur Erzeugung elektrischer Energie in Deutschland (Stand: 2012)

Kraftwerksblock	MWe	Betrieb	Anlagentyp	Abschnitt
MZFR, Forschungszentrum Karlsruhe	57	1965-1984	schwerwassermod. DWR	3.2.3
KKR, Rheinsberg	70	1966-1990	Druckwasserreaktor	3.1.4
KWO, Obrigheim	357	1968-2005		3.1.10
KKS, Stade	672	1972-2003		3.1.9
KGR-1, Greifswald	440	1973-1990		3.1.3
KGR-2, Greifswald	440	1974-1990		3.1.3
KGR-3, Greifswald	440	1977-1990		3.1.3
KGR-4, Greifswald	440	1979-1990		3.1.3
KGR-5, Greifswald	440	1989-1990		3.1.3
KMK, Mülheim-Kärlich	1302	1986-1988		3.1.11
KWB-A, Biblis	1225	1974-2011		
KWB-B, Biblis	1300	1976-2011		
GKN-1, Neckarwestheim	840	1976-2011		
KKU, Unterweser	1410	1978-2011		
VAK, Kahl	16	1960-1985	Siedewasserreaktor	3.1.6
KRB-A, Gundremmingen	250	1966-1977		3.1.5
KWL, Lingen	254	1968-1977		3.1.2
HDR, Karlstein/Kahl, vollst. beseitigt	25	1969-1971		3.1.7
KWW, Würgassen	670	1971-1994		3.1.8
KKB, Brunsbüttel	806	1976-2011		
KKI-1, Isar	912	1977-2011		
KKP-1, Philippsburg	926	1980-2011		
KKK, Krümmel	1402	1983-2011		
KKN, Niederaichbach, vollst. beseitigt	106	1972-1974	Gasgekühlter schwerwassermoderierter Reaktor	3.1.1
AVR, Jülich	15	1966-1988	Gasgekühlter Hochtemperaturreaktor	3.1.12
THTR 300, Hamm-Uentrop	308	1983-1988		3.1.13
KNK-II, Forschungszentrum Karlsruhe	21	1977-1991	Schneller Brutreaktor	3.2.2
SNR 300, Kalkar		kein Betrieb		3.1.14

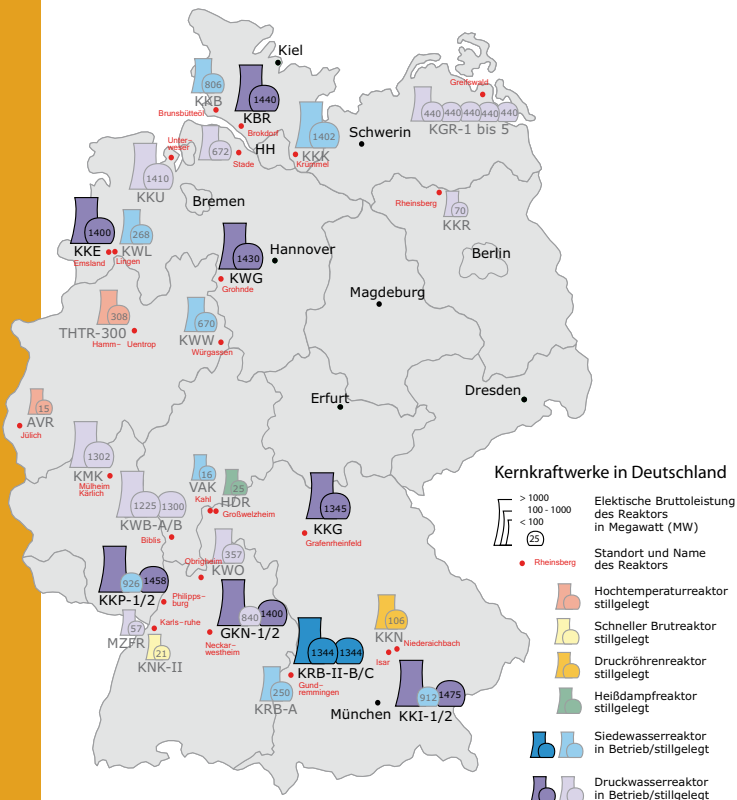


Abbildung 2.2: Standorte von Kernkraftwerken und sonstigen Reaktoren zur Erzeugung elektrischer Energie

2.1.3 Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Neben Reaktoren auch Anlagen zur Uranerzförderung, -aufbereitung, Brennelementherstellung, Wiederaufarbeitung, Zwischen- und Endlagerung

Neben Reaktoren befinden sich in Deutschland Anlagen zur Uranerzförderung, Uranerzaufbereitung, Urananreicherung, Brennelementherstellung, Wiederaufarbeitung, Zwischenlagerung und Konditionierung von Abfällen und schließlich zur Endlagerung (→ auch Abbildung 1.2). Nicht von jeder Kategorie gab bzw. gibt

es in Deutschland Anlagen im großtechnischen Maßstab, teilweise existierten nur Test- und Pilotanlagen. Die meisten Anlagen wurden mittlerweile stillgelegt bzw. sogar bereits vollständig beseitigt. Manche Anlagen sind ohnedies in den anfangs schwerpunktmäßig auf die Forschung für die Kerntechnik ausgelegten Forschungszentren bei Karlsruhe, Jülich und Dresden angesiedelt.

Uranerzgewinnung und -aufbereitung: vornehmlich in Anlagen der SDAG WISMUT (Thüringen, Sachsen), kleinere Anlagen auch in den alten Bundesländern

Anlagen zur Uranerzgewinnung (Bergbaubetriebe) und zur Uranerzaufbereitung stehen am Beginn des Brennstoffkreislaufs. Zwar gibt es einige geringfügige Uranvorkommen in den westlichen Bundesländern, die jedoch im Vergleich zu den Vorkommen im Osten Deutschlands nur wenig Bedeutung haben. So gab es in Ellweiler (Rheinland-Pfalz) eine kleine, mittlerweile stillgelegte und beseitigte Anlage, die von der Fa. Gewerkschaft Brunhilde mit einer jährlichen

Kapazität von ca. 125 Mg Uranerz betrieben wurde. In den Bundesländern Sachsen und Thüringen wurden dagegen mehr als vierzig Jahre lang wesentlich größere Anlagen betrieben, die einen Großteil der Uranversorgung der Sowjetunion sicherstellten. Die Sanierung der kontaminierten Flächen, die diese Uranerzgewinnung und -aufbereitung hinterlassen haben, ist mittlerweile weitgehend abgeschlossen. Wegen der Komplexität dieses Themas erfolgt eine separate Darstellung in Abschnitt 2.1.4. Einen Überblick über die Standorte und Anlagentypen gibt Tabelle 2.5.

Tabelle 2.5: Anlagen zur Uranerzgewinnung und -aufbereitung

Standort	Anlage	Betreiber	Status
Schlema	Förderbetrieb	WISMUT GmbH	in Stilllegung
Pöhl			bzw. beseitigt
Königstein			
Freital			
Drosen			
Ronneburg			
Crossen	Erzaufbereitung	WISMUT GmbH	in Stilllegung
Seelingstädt			bzw. beseitigt
Ellweiler		Gewerkschaft Brunhilde	beseitigt

Die Anreicherung von Uran 235 für die Brennelementherstellung geschieht in Deutschland in einer Anlage in Gronau (Tabelle 2.6). Eine kleinere Anlage in Karlsruhe ist stillgelegt worden, die Anlage wurde abgebaut und die Räumlichkeiten nach Dekontamination einer anderen Nutzung zugeführt.

Urananreicherung:
Erhöhung des U 235-Anteils für
die Brennelementherstellung

Tabelle 2.6: Anlage zur Urananreicherung

Standort	Verfahren	Betreiber	Status
Gronau	Zentrifugen	Urenco	in Betrieb

Beim Zentrifugenverfahren der Anlage in Gronau wird gasförmiges Uranhexafluorid in das Innere eines im Vakuum rotierenden Zylinders geleitet, der das Gas mitreißt. Die Zentrifugalkräfte bewirken eine teilweise Entmischung der einzelnen Uranisotope aufgrund der geringfügig unterschiedlichen Isotopenmassen. Der leicht angereicherte Gasstrom wird sodann der nächsten Zentrifugenstufe zugeführt usw. Zehn bis zwanzig Stufen sind für eine Anreicherung von Natururan auf ca. 3 % U 235-Gehalt nötig, in einer kommerziellen Anlage laufen einige 1000 solcher Zentrifugenketten parallel.

Tabelle 2.7: Anlagen zur Brennelementherstellung (ohne Forschungsanlagen in Großforschungseinrichtungen)

Standort	Herstellung	Betreiber	Status
NUKEM-Alt, Hanau		NUKEM	Betrieb 1962-88, beseitigt
NUKEM 2, Hanau		NUKEM	nicht in Betrieb gegangen
HOBEG, Hanau	BE-Kugeln für HTR	HOBEG	Betrieb 1973-88, beseitigt
U-Werk, Hanau		Siemens	Betrieb 1969-95, beseitigt
MOX-Anlage (alt), Hanau	Mischoxid-BE.	Siemens	Betrieb 1969-91, beseitigt
MOX-Anlage (neu), Hanau		Siemens	in Bauphase aufgegeben (95% fertiggestellt)
BE-Werk Karlstein		Siemens	Betrieb 1966-93, stillgelegt, konventionelle Weiternutzung
ANF Lingen		ANF	Betrieb seit 1979

Vielzahl von Brennelementtypen

Für den Einsatz im Reaktor wird der angereicherte Kernbrennstoff in Brennelemente gefüllt, deren Formen je nach Reaktortyp von mehrschichtigen kugelförmigen Elementen bis zu Anordnungen aus einer Vielzahl von Brennelementstäben reichen können. Brennelemente für Leichtwasserreaktoren zur Stromerzeugung werden meist in größeren Fabriken produziert, während der spezielle Bedarf etwa für Forschungsreaktoren von kleineren Produktionsanlagen gedeckt wird.

Heute Brennelementherstellung in Deutschland nur noch in Lingen. Verlagerung ins Ausland

Wie Tabelle 2.7 zeigt, befindet sich in Deutschland heute nur noch eine Anlage zur Brennelementproduktion am Standort Lingen in Betrieb. Die umfangreichen Anlagen am Standort Hanau sind z. T. – wie im Fall der HOBEG – wegen der Aufgabe der Hochtemperatur-Reaktorlinie, vor allem aber wegen der immer schwierigeren Situation für die Brennelementfertigung im Land Hessen in den 1980er und 1990er Jahren stillgelegt worden. Als Folge hiervon wurde auch der nicht weit entfernt gelegene Standort Karlstein für die nukleare Fertigung geschlossen und dient nur noch für nichtnukleare Teile der Brennelementfertigung. Brennelemente von AREVA NP werden nun u. a. in Lingen und an Standorten der USA gefertigt.

Ziel des Aufbaus einer eigenen Brennelementfertigung in Deutschland war in der Frühzeit der Kernenergienutzung, die kommenden deutschen Reaktoren mit Kernbrennstoffen und Brennelementen zu versorgen, um der in den 1950er und 1960er Jahren bestehenden Abhängigkeit von den USA, Großbritannien und Frankreich begegnen zu können. Durch Umgang mit offenem Uran ergaben sich im Laufe der langen Betriebszeit z. T. erhebliche Kontaminationen an Wänden sowie in Böden und Erdreich. Dass dies jedoch nicht die sichere und zügige Beseitigung einer stillgelegten Anlage der Brennelementfertigung beeinträchtigt, beweist die mittlerweile abgeschlossene vollständige Beseitigung verschiedener Anlagen am Standort Hanau, die für die HOBEG in Abschnitt 3.3.1 näher beschrieben wird. Bereits im Dezember 1995 konnte die Stilllegung dieser Anlage mit der Entlassung des Standorts aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes abgeschlossen werden.

Den Kernkraftwerken nachgeschaltet sind Anlagen zur Wiederaufarbeitung der Brennelemente oder zu deren Konditionierung und Zwischen- bzw. Endlagerung. Die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoff aus deutschen Kernkraftwerken wurde bis 2005 praktiziert. Sie fand in Anlagen in Frankreich und England statt, wobei die Bundesrepublik zur Rücknahme der Abfälle verpflichtet ist. Die direkte Endlagerung abgebrannter Brennelemente befindet sich dagegen erst in der Vorbereitung. Einen Überblick über die in Deutschland ehemals betriebenen Anlagen gibt Tabelle 2.8.

Wiederaufarbeitung: Rückgewinnung des für die Brennelementproduktion erneut nutzbaren Spaltstoffs – aus deutschen Kernkraftwerken nur bis 2005

Tabelle 2.8: Anlagen zur Wiederaufarbeitung (einschl. F+E-Aktivitäten)

Standort	Verfahren	Betreiber	Status
WAK Karlsruhe		WAK GmbH	stillgelegt, im Rückbau
WAW Wackersdorf			in Bauphase aufgegeben
Forschungs- und Testanlagen für die Wiederaufarbeitung			
JUPITER, Jülich		Forschungszentrum Jülich	stillgelegt, abgebaut
MILLI, Karlsruhe	Laborextraktionsanlage	Forschungszentrum Karlsruhe	stillgelegt, abgebaut
PUTE, Karlsruhe	Plutoniumextraktionsanlage	Forschungszentrum Karlsruhe	stillgelegt, abgebaut
Großforschungsreinrichtungen	diverse Labors		

Zurzeit sind in Deutschland keine Anlagen zur Wiederaufarbeitung in Betrieb. Einige Test- und Forschungsanlagen befanden sich in den Forschungszentren Karlsruhe und Jülich; nicht unerwähnt bleiben sollen in diesem Zusammenhang Labors in den Großforschungsreinrichtungen, ebenfalls Ursache für Stilllegungs- und Rückbauaufgaben – wenn auch in kleinerem Maßstab. Als einzige größere Anlage war die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) für fast 20 Jahre bis 1990 in Betrieb. Nach einer umfangreichen Vorbereitung der Stilllegungsmaßnahmen haben die Rückbaumaßnahmen nach Erteilung der ersten Stilllegungsgenehmigung 1993 begonnen. Vom Rückbau der Anlage entkoppelt wird die Entsorgung und Verglasung des hochaktiven flüssigen Abfalls, der in der September 2009 und November 2010 betriebenen Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK) verglast wurde (→Abschnitt 4.2.3.4). Wegen der Komplexität und Bedeutung dieses Stilllegungsprojekts erfolgt eine ausführliche Darstellung der WAK in Abschnitt 3.3.2.

Keine Anlage zur Wiederaufarbeitung mehr in Betrieb

Die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf (WAW) war als großtechnische Anlage nach den Erfahrungen mit der WAK geplant worden. Sie wurde jedoch Anfang der neunziger Jahre in der Bauphase aufgegeben, als sich die Nutzung bestehender Wiederaufarbeitungsanlagen im europäischen Ausland als gleichwertiger Weg mit weniger Akzeptanzproblemen erwies.

Als weiterer Teil des Brennstoffkreislaufs, gewissermaßen als dessen Ausgang, können die Anlagen zur Abfallbehandlung sowie zur Zwischen- und Endlagerung angesehen werden; diese werden hier jedoch separat im Kontext der Entsorgung (→Abschnitt 4.2) behandelt.

Anlagen zur Abfallbehandlung sowie Zwischen- und Endlager bilden Elemente des Abfallmanagements

2.1.4 Anlagen der WISMUT GmbH zur Uranerzgewinnung und -aufbereitung

Abbau von Uranerz ehemals in Sachsen und Thüringen. Anlagen der WISMUT GmbH

Die geologischen Gegebenheiten ermöglichten in Sachsen und Thüringen den großflächigen Abbau von Uranerz über und unter Tage. Zur Förderung dieser Uranerze und zu deren Aufbereitung wurde in den fünfziger Jahren die „Sowjetisch-deutsche Aktiengesellschaft (SDAG) WISMUT“ gegründet. Zuletzt fand der Erzabbau durchweg unter Tage statt, jedoch blieben auch einige ältere Tagebau-Restlöcher übrig. Das Erz wurde in der Nähe der Bergbaubetriebe zu einem leicht transportierbaren Zwischenprodukt verarbeitet. Alle Förderbetriebe und Aufbereitungsanlagen (→ Tabelle 2.5) sind mittlerweile stillgelegt worden und werden bzw. wurden im Rahmen des Gesamtsanierungskonzepts, das alle WISMUT-Standorte einschließt, abgebaut oder in einen langfristig stabilen Zustand überführt.

Aufwendige Sanierung der WISMUT-Standorte notwendig

Dass die Sanierungsaufgaben an den Standorten der WISMUT-Anlagen und in deren Umgebung in den vergangenen zwei Jahrzehnten derart komplex und aufwendig waren, ist Resultat einer Geschichte, die schon kurz nach dem zweiten Weltkrieg begann und durch die Phase des Kalten Krieges vorangetrieben wurde. Bereits 1946 ließ die Sowjetarmee aus den alten Silberstollen und Halden des Erzgebirges Uranerz gewinnen. In der Folgezeit übernahm die Sowjetunion die ansässigen Bergwerksunternehmen und gründete zunächst die „Sowjetische Aktiengesellschaft WISMUT“, die 1954 unter Beteiligung der DDR in die „Sowjetisch-deutsche Aktiengesellschaft WISMUT“ überführt wurde. Nach anfänglichem Versand von Stückerz in die UdSSR erfolgte später die Aufbereitung vor Ort in den Aufbereitungsanlagen Crossen und Seelingstädt, so dass Urankonzentrat versandt werden konnte. Insgesamt wurden bis 1990 ca. 231.000 Mg Uran erzeugt, wodurch die SDAG WISMUT einen vorderen Platz im weltweiten Vergleich einnahm.

Beim Betrieb der WISMUT GmbH oftmals nur geringes Augenmerk auf Umweltschäden und spätere Sanierung

Als im Zuge der Wiedervereinigung Deutschlands die sowjetischen Anteile von der Bundesrepublik übernommen wurden und die Stilllegung der Anlagen eingeleitet wurde, begann sich das Ausmaß der Umweltschäden und der notwendigen Sanierungsarbeiten abzuzeichnen. Wegen der geringen behördlichen Kontrolle ein „Staat im Staate“, ging die SDAG WISMUT bei der Erschließung und Nutzbarmachung der Uranvorkommen in zum Teil ökologisch leichtfertiger Weise vor. Die Arbeiten zur Urangewinnung und -aufbereitung verursachten nicht allein zum Teil erhebliche Bergschäden und Direktfolgen der Bergbautätigkeit, gleichzeitig fielen große Mengen radioaktiver Reststoffe an, die oberirdisch in Absetzanlagen und auf Halden deponiert wurden. Oftmals wurde eine spätere sichere Verwahrung der Absetzanlagen hierbei wenig beachtet.

In den Jahren nach der Wiedervereinigung Deutschlands wurde die Umstrukturierung der ehemaligen SDAG WISMUT in die Bereiche WISMUT GmbH und die DFA Fertigungs- und Anlagenbau GmbH vollzogen. Die WISMUT GmbH wurde im Dezember 1991 als Bundesunternehmen gegründet. Alleingesellschafter ist die Bundesrepublik Deutschland, vertreten durch das Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie. Alle Sanierungsbetriebe sind bzw. waren dem technischen Ressort der WISMUT GmbH angegliedert.

Die Sanierungsaufgaben sind untätig praktisch vollständig und übertätig zu etwa 90 % abgeschlossen. Sie waren insgesamt sehr komplex und weltweit ohne Beispiel. Anders als etwa bei räumlich sehr eng begrenzten Standorten von Kernkraftwerken oder anderer Anlagen des Brennstoffkreislaufs machten es die weite Ausdehnung der Standorte der WISMUT GmbH über zwei Bundesländer sowie die Größe der Betriebsgelände, die sich zu insgesamt mehr als 30 km² aufsummieren, erforderlich, zunächst eine intensive Bestandsaufnahme durchzuführen und eine globale Sanierungsstrategie zu entwickeln. Diese umfasste sowohl die Bergbaubetriebe, die Anlagen zur Uranerzaufbereitung, in denen die Umwandlung des Uranerzes in das für den Transport besser geeignete Zwischenprodukt „Yellowcake“ stattfand, sowie alle zugehörigen Flächen, insbesondere Halden, Absetzanlagen usw. Wie wichtig die Einbeziehung dieser Flächen in die Gesamtstrategie ist, belegen die Ausdehnungen: Halden nehmen etwa 1550 ha ein, Absetzbecken, in denen die bei der Urangewinnung anfallenden sogenannten „Tailings“ als Schlämme gelagert wurden, etwa 630 ha. Die Tiefe dieser Absetzbecken beträgt bis zu 70 m, die gelagerte Masse beträgt mehr als 160 Mio. Mg. Im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit wurde ein umfassendes Altlastenkataster erstellt. Bei der Erarbeitung des Gesamt-sanierungskonzepts musste ferner berücksichtigt werden, dass die Standorte in unmittelbarer Nähe zu Siedlungen liegen und dass Sofortmaßnahmen zur Reduktion der Dosisbelastung der Bevölkerung durchzuführen waren, die jedoch die späteren Sanierungstätigkeiten nicht behindern durften. Der Grundwasserwasserproblematik und der gesamten Hydrogeologie wurde insgesamt besondere Beachtung geschenkt, zumal die an einzelnen Standorten unter- und übertätig praktizierte Laugung zur Urangewinnung zu einer erheblichen Mobilisierung auch der hierbei nicht extrahierten Radionuklide geführt hat.

Standorte der WISMUT bilden weltweit einmalige Sanierungsaufgabe. Flächenmäßig extrem weite Ausdehnung. Halden, Förderbetriebe, Absetzanlagen usw. betroffen

Aufgabe der WISMUT GmbH war und ist es vor diesem Hintergrund, die Hinterlassenschaften des Uranerzbergbaus in den Freistaaten Sachsen und Thüringen zu sanieren, so dass von ihnen langfristig keine Gefährdungen oder Risiken für Mensch und Umwelt ausgehen. Eine besondere Bedeutung haben dabei die sichere Verwahrung der Gruben und der Absetzanlagen sowie die Behandlung aller anfallenden kontaminierten Wässer. Kurzgefasst sah das Gesamtkonzept zur Sanierung das folgende Vorgehen vor:



Abbildung 2.3:
Die Sanierungsstandorte in Sachsen und Thüringen

- Die untertägigen Grubenbaue – Strecken und Schächte – wurden größtenteils rückverfüllt.
- Die Grubenbaue wurden anschließend durch Beendigung bestehender Wasserhaltungsmaßnahmen wieder geflutet, was je nach Standort und geologischen Gegebenheiten einige Jahre bis Jahrzehnte in Anspruch nehmen kann.
- Am Standort Ronneburg wird das Tagebaurestloch, das zu Beginn der Arbeiten ein offenes Volumen von knapp 100 Mio. m³ aufwies, mit Material der umliegenden Halden verfüllt, wobei das Material in einer durch hydrogeologische und geochemische Untersuchungen optimierten Reihenfolge und Schichtung eingebracht wird. Durch die Einstellung der Wasserhaltungsmaßnahmen wird auch der Tagebau geflutet.
- An allen Standorten müssen während und nach der Flutung langfristige Maßnahmen zur Wasseraufbereitung des zutage tretenden Grundwassers durchgeführt werden, da Schadstoffe wie Arsen, Nickel und Uran in vergleichsweise leicht mobilisierbarer Form vorliegen und vom Wasser gelöst und mitgeführt werden. Es ist damit zu rechnen, dass derartige Maßnahmen über einen Zeitraum von einhundert Jahren und mehr aufrecht erhalten werden müssen.
- Die Absetzbecken der Aufbereitungsanlagen werden *in situ* verwahrt, es erfolgt also keine Umlagerung der Tailings. Hierzu wird die überstehende Wasserschicht entfernt, wobei die trockenfallenden Ränder sukzessive abgedeckt werden, um Staubentwicklung entgegenzuwirken. Die verbleibenden Schlämme werden entwässert, so dass eine stabile Abdeckung aufgebracht werden kann, die die Infiltration von Regenwasser sowie die Freisetzung von Radon vermindert. Dämme und Becken werden reprofiliert und der Landschaft angepasst.
- Die Gebäude der einzelnen Anlagen wurden größtenteils abgerissen. Bauschutt wurde größtenteils in den Tagebau, in Halden und in Absetzanlagen eingebracht. Ein Großteil des vorhandenen Metallschrotts wurde durch Einschmelzen verwertet.

Um die günstigste Reihenfolge, in der die Sanierung der Altlasten erfolgen sollte, festzulegen, wurde eine Klassifizierung nach der herrschenden Dosisbelastung in vier Kategorien vorgenommen. Die Flächen höchster Dosisbelastung erforderten akuten, die der nächst niedrigen Kategorie mittelfristigen Handlungsbedarf und mussten bzw. müssen bis zur Sanierung gesichert werden. Flächen der beiden untersten Kategorien dagegen konnten zur eingeschränkten oder uneingeschränkten Nutzung freigegeben werden.

Sanierungsarbeiten bei der WISMUT weitgehend abgeschlossen, anfangs geschätzte Dauer 15 bis 20 Jahre bestätigt

Alle genannten Sanierungsmaßnahmen wurden zügig in Angriff genommen und sind je nach Standort mittlerweile abgeschlossen oder sehr weit fortgeschritten. Sanierte Flächen wurden einer Nachnutzung zugeführt. Die untätigen

Sanierungsarbeiten sowie die Verfüllung des Tagebaus wurden sogar bereits praktisch vollständig umgesetzt. Die anfängliche Schätzung, dass die zügige Umsetzung der Maßnahmen insgesamt etwa einen Zeitraum von 15 bis 20 Jahren in Anspruch nehmen würde, hat sich somit bestätigt.

Abbildung 2.4:
oben: Halde 366 in
der Niederlassung Aue
1991
unten: die sanierte
Halde 366 mit Auto-
bahnzubringer 2007



Abbildung 2.5:
oben: Tagebau Lich-
tenberg 1992
unten:
Aufschüttkörper mit
Bundesgartenschau-
Landschaft im Jahr
2007



Empfehlungen der Strahlenschutzkommission zur weiteren Nutzung der betroffenen Gebiete schon von 1992

Für die Freigabe von durch den Uranbergbau kontaminierten Flächen zu verschiedenen Zwecken wurden schon zu einem sehr frühen Zeitpunkt Untersuchungen durchgeführt, die Eingang in Empfehlungen der Strahlenschutzkommission (SSK) gefunden

haben, die bereits 1992 veröffentlicht wurden. In diesen Empfehlungen wurde festgelegt, unter welchen Voraussetzungen eine Fläche eines ehemaligen WISMUT-Standortes zur industriellen oder zur forst- und landwirtschaftlichen Nutzung, als Grünanlage oder als Wohngebiet freigegeben werden kann. Weitere Empfehlungen beziehen sich auf die Verwahrung und Nutzung von Bergbauhalden, ferner auf die Verwendung von Einrichtungen, Geräten, Bauschutt und Gebäuden aus dem Bereich des Uranerzbergbaus.

Als ein besonderes Beispiel kann hier auch die Nachnutzung von ehemaligen bergbaulich genutzten Flächen am Standort Ronneburg genannt werden, auf denen im Zeitraum April bis Oktober 2007 die Bundesgartenschau BUGA 2007 stattfand (→Abbildung 2.5). Fast 1,5 Mio. Besucher nahmen die Möglichkeit wahr, sich neben der Gartenschau insbesondere den Sanierungsfortschritt im ehemaligen Uranerzbergbaugebiet anzusehen.

Für die Erfüllung der Sanierungsaufgaben der WISMUT wurde ein Gesamtbedarf von 7,1 Mrd. € ermittelt, von denen bis Ende 2010 ca. 5,4 Mrd. € ausgegeben wurden.

2.2 Die Rolle der Großforschungseinrichtungen und Universitäten

Großforschungseinrichtungen spielten eine wesentliche Rolle bei der kerntechnischen Entwicklung. Bund und beteiligte Länder teilen sich die Finanzierung zumeist 90:10

Die zahlreichen Forschungs- und Prototypreaktoren und die Entwicklung der verschiedenen Reaktorlinien wären ohne die Errichtung von Großforschungseinrichtungen (GFE) nicht denkbar gewesen. Sie stellten über die Jahrzehnte die adäquate technische und personelle Ausstattung für erfolgreiche For-

schung und Entwicklung in der Kerntechnik sicher. Für nahezu alle Großforschungseinrichtungen gilt, dass sich Bund und beteiligte Bundesländer die Finanzierung im Verhältnis 90:10 teilen. Im Zusammenhang mit der Entwicklung der Kernenergie sind die in den folgenden Abschnitten kurz charakterisierten GFE zu nennen.

Wichtige Rolle der GFE für die Personalaus- und -qualifikation

Nicht unerwähnt bleiben soll an dieser Stelle die wichtige Rolle dieser Einrichtungen für die Personalaus- und -qualifikation, die aus der Sicht des Strahlenschutzes eine wichtige Not-

wendigkeit ist und der oft zuwenig Beachtung geschenkt wird. Gleichartige Aufgaben nehmen auch verschiedene Lehrstühle an Universitäten wahr. Ohne die Kontinuität der Fachausbildung auf höchstem Niveau, die gerade auch in den Großforschungseinrichtungen in Kooperation mit Universitäten geleistet wird, wäre eine Konstanz der Personalqualifikation und damit die Kontinuität im sicheren Betrieb der Anlagen, aber auch in der Sicherheit von deren Stilllegung und Rückbau nicht sicherzustellen.

Stilllegungsaufgaben, -entwicklung und -koordination konnten in den Forschungszentren eigenständig etabliert werden

Auch Großforschungseinrichtungen sind in den letzten Jahren der Anpassung an neue Forschungsschwerpunkte und Aufgabenfelder unterworfen. Sie vermögen diverse Großgeräte und eine wissenschaftliche und technische Infrastruktur bereitzu-

stellen, über die etwa eine einzelne Universität naturgemäß nicht verfügt. In diesem Prozess wurden die besonderen Möglichkeiten genutzt, Ingenieur- und Forschungsaufgaben für die *Stilllegung* kerntechnischer Anlagen in ähnlicher Weise zusammenzufassen, wie es früher für die *Entwicklung* und *Konstruktion* neuer Anlagen geschehen ist.

Den – objektiv mindestens gleichermaßen wichtigen – Stilllegungsaufgaben wird damit auch immer mehr äußerliche Eigenständigkeit gegeben. Dabei ist auch der beachtliche *Spin-off* der Entwicklung von Stilllegungstechnik für andere Bereiche zu beachten.

2.2.1 Das Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

Das Karlsruher Institut für Technologie (KIT), Campus Nord, wurde 1956 als Kernreaktor-Bau- und Betriebsgesellschaft gegründet und ist nun eine vom Bund und dem Land Baden-Württemberg getragene Forschungseinrichtung. Orientiert an den forschungspolitischen Zielsetzungen der Bundesregierung liegen die Schwerpunkte des KIT in der technischen Forschung und Entwicklung. Die Kerntechnik ist heute nicht mehr in der Forschungskapazität vertreten.

Mit dem Forschungsreaktor FR 2 verfügte das Forschungszentrum Karlsruhe über den ersten Forschungsreaktor in Deutschland (→Abschnitt 3.2.1). Beiträge zur Kerntechnik leistete es insbesondere bei der Entwicklung des Schnellen Brutreaktors (KNK II, →Abschnitt 3.2.2, SNR 300, →Abschnitt 3.1.14) sowie auf den Gebieten der Reaktorsicherheit, der Wiederaufarbeitung (WAK, →Abschnitt 3.3.2), der Urananreicherung und der Entsorgung. Außerdem war das Forschungszentrum an dem in Stilllegung befindlichen Kernkraftwerk MZFR (→Abschnitt 3.2.3) sowie den bereits beseitigten Kernkraftwerken HDR (→Abschnitt 3.1.7) und KKN (→Abschnitt 3.1.1) beteiligt.

Das Karlsruher Institut für Technologie: Hier wurde u.a. die Brutreaktor-Linie und die Wiederaufarbeitung entwickelt



Abbildung 2.6:
Das Karlsruher Institut für Technologie, Campus Nord, mit der Lage der kerntechnischen Einrichtungen

1994 wurden die Arbeiten zur Stilllegung und zum Rückbau kerntechnischer Altanlagen sowie zur Behandlung radioaktiver Abfälle in dem vom Forschungsbetrieb separierten, eigenständigen Geschäftsbereich „Stilllegung nuklearer An-

Schaffung eines vom Forschungsbetrieb separierten, eigenständigen Geschäftsbereichs „Stilllegung nuklearer Anlagen“ (Bereich „S“) im FZK 1994

lagen" (Bereich „S“) zusammengefasst. Diese Zusammenfassung der Aufgaben erfolgte mit dem Ziel, die genannten Kernreaktoren, einige kleinere kerntechnische Anlagen und die Wiederaufarbeitungsanlage WAK am Standort zügig und kostengünstig stillzulegen. Mit diesen Zielen verbunden waren eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die der Kompetenzerhaltung auf den Gebieten Strahlenschutz und Strahlenforschung sowie der Stilllegung kerntechnischer Anlagen dienten (→Tabelle 2.1 und Tabelle 2.4). Daneben sorgte der Bereich „Stilllegung nuklearer Anlagen“ für den Betrieb der Hauptabteilung Dekontaminationsbetriebe (HDB), die in Abschnitt 4.2.3 beschrieben sind.

Übergang der WAK zur EWN GmbH 2006, der Einrichtungen des Geschäftsbereichs „Stilllegung“ 2009

Die Wiederaufarbeitungsanlage WAK und die zugehörige Verglasungseinrichtung VEK sind bereits 2006 in die EWN-Gruppe integriert worden. Der Geschäftsbereich „Stilllegung“ mit den zugehörigen Einrichtungen und Anlagen HDB, MZFR,

FR-2 und KNK wurde am 1. Juli 2009 auf die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau- und Entsorgungs-GmbH, ein Unternehmen der Energiewerke Nord GmbH (EWN, → Abschnitt 2.3), übertragen.

Kooperation zwischen Universität und dem Forschungszentrum Karlsruhe seit 2009 als Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

2009 wurde auch die enge Kooperation zwischen Universität Karlsruhe und dem ehemaligen Forschungszentrum Karlsruhe verwirklicht. Beide Einrichtungen schlossen sich am 1.10.2009 zu einer juristischen Person zusammen, diese

Kooperation erhielt den Namen Karlsruher Institut für Technologie (KIT). Mit der Entscheidung von Bund und Land, beide Einrichtungen in einer Körperschaft des öffentlichen Rechts zusammenzuführen, wurden die rechtlichen und politischen Voraussetzungen für das richtungsweisende Modell KIT geschaffen, das Forschung und Lehre sowie programmatische Grundlagen- und Anwendungsforschung vereint.

2.2.2 Das Forschungszentrum Jülich

Das Forschungszentrum Jülich: Hier wurde u.a. die Linie der Hochtemperaturreaktoren entwickelt

Das Forschungszentrum Jülich wurde als Kernforschungsanlage Jülich (KFA) 1956 vom Land Nordrhein-Westfalen als gemeinsames Kernforschungszentrum der Hochschulen des Landes gegründet. Auch im Forschungszentrum Jülich voll-

zog sich eine Verlagerung der Forschungsschwerpunkte weg von der Kerntechnik. Mittlerweile verteilt sich die Forschung auf etliche Institute vieler naturwissenschaftlicher und verwandter Fachrichtungen, wobei sich einige Institute nach wie vor dem kerntechnischen Bereich widmen.

Wichtige Beiträge des Forschungszentrums Jülich zur Kerntechnik waren z. B. die Entwicklung und Erprobung des in Jülich konzipierten Hochtemperaturreaktors (AVR, →Abschnitt 3.1.12, THTR 300, →Abschnitt 3.1.13). Der erste der zwei größeren Forschungsreaktoren, FRJ-1, wurde 1985 endgültig abgeschaltet (→Tabelle 2.1), der zweite Reaktor, FRJ-2, folgte 2006. Der Rückbau des FRJ-1 wurde 2008 abgeschlossen.

Am Standort des FZJ befindet sich außerdem der Atomversuchsreaktor Jülich (AVR). Inhaberin der in Stilllegung befindlichen Anlage ist die AVR GmbH, deren einziger Gesellschafter die EWN GmbH ist (→Abschnitt 2.3). Die Lage kerntechnischer Einrichtungen am Standort sowie des AVR zeigt Abbildung 2.7.

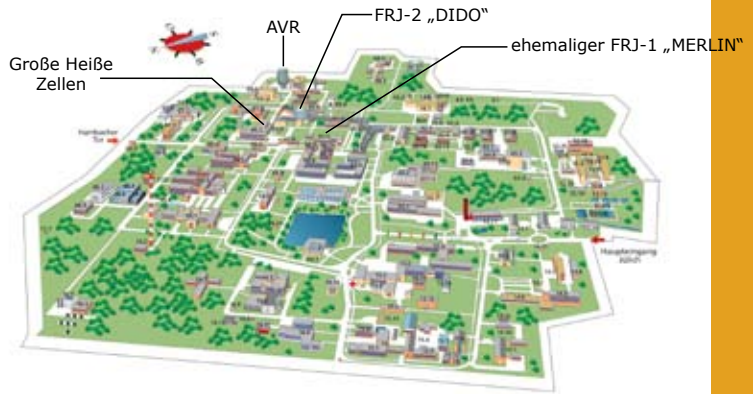


Abbildung 2.7:
Übersichtsplan des
Forschungszentrums
Jülich

2.2.3 Helmholtz-Zentrum Geesthacht Zentrum für Material- und Küstenforschung

Das Helmholtz-Zentrum Geesthacht wurde 1956 als Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt (GKSS) gegründet. Bis 2010 lautete die Bezeichnung GKSS-Forschungszentrum Geesthacht. Es wird getragen vom Bund und den Ländern Schleswig-Holstein, Niedersachsen, Hamburg und Brandenburg. Seine wesentliche Aufgabe bestand zunächst im Betrieb des Nuklearschiffs Otto Hahn. Gegenwärtig liegen die Schwerpunkte der Arbeiten in der Materialforschung, der Meeres-, Küsten- und Polarforschung und der Gesundheitsforschung.

Das Helmholtz-Zentrum Geesthacht: Hier wurde u.a. der nukleare Schiffsantrieb entwickelt

Das Helmholtz-Zentrum Geesthacht betreibt die Stilllegung der Forschungsreaktoren FRG-1 und FRG-2 (→Tabelle 2.1). Zu den Aufgaben des Helmholtz-Zentrums Geesthacht gehört ferner die Abwicklung der Entsorgung radioaktiver Abfälle des Nuklearschiffs Otto Hahn.

2.2.4 Helmholtz Zentrum München - Deutsches Forschungszentrum für Gesundheit und Umwelt, Oberschleißheim

Das Helmholtz Zentrum München - Deutsches Forschungszentrum für Gesundheit und Umwelt (HMGU), das in Oberschleißheim bei München gelegen ist, wurde 1964 als Gesellschaft für Strahlenforschung (GSF) gegründet. Seine Schwerpunkte lagen auf dem Bau und Betrieb von Anlagen zur Strahlenforschung und für die Durchführung von Forschungen zur Tieflagerung radioaktiver Abfälle. Seine Forschungsarbeiten sind heute in die Helmholtz-Forschungsbereiche „Erde und Umwelt“ sowie „Gesundheit“ integriert.

Das Helmholtz Zentrum München - Deutsches Forschungszentrum für Gesundheit und Umwelt: Anlagen zur Strahlenforschung und Forschungen zur Tieflagerung radioaktiver Abfälle

Das HMGU betreibt heute u. a. den Sicheren Einschluss des Forschungsreaktors FRN. Darüber hinaus war es auch von 1967 bis Ende 2008 für den Betrieb des Forschungsbergwerks Asse (→Abschnitt 4.2.6.3) zur Endlagerung von radioaktiven Abfällen in Remlingen bei Braunschweig zuständig, bevor im Jahr 2009 die Trägerschaft der Schachtanlage Asse auf das Bundesamt für Strahlenschutz überging.

2.2.5 Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e. V. (VKTA), Dresden

Das ehemalige Zentralinstitut für Kernforschung Rossendorf, nach der Wiedervereinigung Forschungszentrum Dresden-Rossendorf sowie Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik (VKTA) e.V. Rossendorf

In der DDR bestand in Rossendorf das Zentralinstitut für Kernforschung, aus dem nach der Wiedervereinigung Deutschlands das Forschungszentrum Dresden-Rossendorf sowie der Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik (VKTA) e.V. Rossendorf hervorgegangen sind.

Im Zentralinstitut für Kernforschung Rossendorf (ZfK) wurde am 16.12.1957 der erste Forschungsreaktor der DDR, der RFR, mit damals 2 MW thermischer Leistung in Betrieb genommen (→Abschnitt 3.2.9; →Tabelle 2.1), welcher auch zur Isotopenproduktion diente. Neben dem RFR gingen daneben in den folgenden Jahren die zwei Forschungsreaktoren RRR und RAKE mit sehr geringen Leistungen in Betrieb (→Tabelle 2.2). Der RFR ist mittlerweile stillgelegt und sein Rückbau ist nahezu abgeschlossen, RRR und RAKE sind bereits abgebaut und entsorgt. In den frühen achtziger Jahren wurden die Anlagen zur Erzeugung von Spaltmolybdän Rossendorf (AMOR I bis AMOR III) in Betrieb genommen, die nunmehr ebenfalls stillgelegt werden und sich im Rückbau befinden.

VKTA: Durchführung der Stilllegung der Anlagen des ZfK, Abfallentsorgung

Der im Zuge der Umstrukturierung des ZfK (neben dem Forschungszentrum Dresden-Rossendorf, s. u.) entstandene Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e.V. (VKTA) hat heute u. a. die Trägerschaft der genannten Reaktoren und wird vom Freistaat Sachsen finanziert. Er betreibt neben der Stilllegung der kerntechnischen Anlagen auch die Landessammelstelle des Freistaates Sachsen für radioaktive Abfälle.

Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf: verschiedene Forschungsschwerpunkte im nicht-nuklearen Bereich

In Rossendorf befindet sich heute außerdem noch das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR, ehemals Forschungszentrum Rossendorf), dessen Grundfinanzierung zu 90 % durch den Bund und zu 10 % durch den Freistaat

Sachsen erfolgt. Forschungsschwerpunkte dieses Instituts sind heute u. a. Materialforschung, Energieforschung und Krebsforschung.

2.2.6 Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie Berlin

Helmholtz-Zentrum Berlin: Strukturforschung, Materialwissenschaften, medizinische Protonentherapie, Betrieb Forschungsreaktor BER II

Das Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie wurde 1959 als Hahn-Meitner-Institut Berlin (HMI) gegründet. Es trägt seinen neuen Namen seit Juni 2008 und fusionierte im November 2008 mit der Berliner Elektronen-speicherring-Gesellschaft für Synchrotronstrahlung (BESSY).

Das Helmholtz-Zentrum Berlin ist ein naturwissenschaftliches Forschungszentrum des Bundes und des Landes Berlin, die die Finanzierung im Verhältnis 90:10 tragen. Heute liegen seine Schwerpunkte in den Bereichen Strukturforschung, Materialwissenschaften, medizinische Protonentherapie u. a. Am Helmholtz-Zentrum Berlin wird der Forschungsreaktor BER II betrieben.

2.2.7 Universitäten

Neben der intensiven Kooperation mit den aufgeführten Großforschungseinrichtungen u.a. zur Nutzung der Forschungsreaktoren errichteten eine größere Zahl von Universitäten in Deutschland in der Vergangenheit ebenfalls Forschungsreaktoren sehr unterschiedlicher Größe und Art, um Aufgaben in der Lehre und der Forschung wahrnehmen zu können. So wurde beispielsweise an der Technischen Universität München (TUM) im Oktober 1957 der erste Forschungsreaktor in Deutschland in Betrieb genommen, und die TUM betreibt mit dem FRM-II seit 2004 außerdem den gegenwärtig leistungsstärksten Forschungsreaktor in Deutschland.

Universitäten: Kooperationen mit den GFE u.a. zur Nutzung der Forschungsreaktoren, auch Betrieb eigener Forschungsreaktoren, z.B. FRM-II an der TU München

Die Zahl der noch in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren an Universitäten nimmt jedoch immer weiter ab. Wie die Übersichten in Tabelle 2.1 und Tabelle 2.2 zeigen, sind insbesondere die überwiegende Zahl der Siemens-Unterrichtsreaktoren im Zuge der Streichung kerntechnischer Curricula in naturwissenschaftlichen und technischen Studiengängen abgeschaltet worden. Die Rekonstruktion des AKR-1 zum AKR-2 (Ausbildungskernreaktor Dresden) an der Technischen Universität Dresden und der Weiterbetrieb der Forschungsreaktoren an der Universität Mainz (FRMZ) und dreier Siemens-Unterrichtsreaktoren illustrieren jedoch die heute stattfindende Neubelebung von Studiengängen im kerntechnischen und allgemein im naturwissenschaftlichen und technischen Bereich.

Abnehmende Zahl von Forschungsreaktoren an Universitäten, jedoch auch Neubelebung von Studiengängen im kerntechnischen Bereich

2.3 Die Rolle der EWN GmbH bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen

Aufgabe der Energiewerke Nord GmbH (EWN) war es nach der Wiedervereinigung Deutschlands ursprünglich, Stilllegung und Rückbau der Kernkraftwerke KGR Greifswald (→Abschnitt 3.1.3) und KKR Rheinsberg (→Abschnitt 3.1.4) zu betreiben. Die EWN befindet sich zu 100 % im Bundes Eigentum, der alleinige Gesellschafter ist das Bundesfinanzministerium (BMF).

Energiewerke Nord GmbH (EWN): Zunächst nur Stilllegung und Rückbau von KGR und KKR. Vollständig im Bundes Eigentum

Ihre erste Kernaufgabe setzte die EWN zügig und kosteneffizient um. Ihr wurde u.a. 2003 auch wegen der guten Verbindungen in die Staaten der GUS die Projektdurchführung der Stilllegung der ausgemusterten Atom-U-Boote in Murmansk übertragen. Im selben Jahr wurde die EWN mit einer weiteren Stilllegung einer kerntechnischen Anlage der öffentlichen Hand betraut. Im Mai 2003 wurde die EWN GmbH alleinige Eigentümerin der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor AVR (→Abschnitt 3.1.12). Nach dieser Übernahme wurde das Projektziel von „Herstellung Sicherer Einschluss“ in Rückbau zur „Grünen Wiese“ geändert. Mit dieser Änderung in der Zielsetzung war auch eine Änderung im Abbauverfahren verbunden. Es ist nun geplant, den entladenen Reaktorbehälter als Ganzes herauszuheben und zur Abklinglagerung in einer Halle auf dem Gelände des Forschungszentrums Jülich zu lagern. Aus Gründen der Handhabung und der Fixierung des radioaktiven Inventars (Einbauten und Graphitstaub) wurde der Reaktorbehälter hierzu mit Porenleichtbeton verfüllt. Mit dieser deutlichen Änderung des Stilllegungskonzepts konnte dieses über lange Zeit nur sehr langsam vorangehende Projekt wieder in geordnete Bahnen zurückgebracht werden und ein verlässlicher Zeitplan eingeführt werden.

EWN betrieb zügige und kosteneffiziente Projektabwicklung, daher Übernahme weiterer Projekte (Atom-U-Boote Murmansk, AVR Jülich)

EWN wird 2006 mit Projektleitung der Stilllegung der WAK sowie mit Errichtung und Betrieb der VEK betraut

So überraschte es nicht, dass einige Zeit später die Überlegung entstand, die EWN auch mit der Projektleitung eines anderen Stilllegungsprojekts, das über die Jahre erheblich den Kosten- und Zeitrahmen gesprengt hatte, zu betrauen:

Im Rahmen der Neustrukturierung des Stilllegungsvorhabens der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe WAK (→Abschnitt 3.3.2) fand am 2. März 2006 ein Gesellschafterwechsel bei der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Betriebsgesellschaft mbH (WAK BGmbH) mit Wirkung zum 1. Januar 2006 statt. Mit der Übernahme ist die EWN GmbH alleinige Gesellschafterin der WAK BGmbH. Mit der WAK übernahm die EWN auch die VEK, die Verglasungseinrichtung Karlsruhe (→Abschnitt 4.2.3.4).

Übernahme der HDB und weiterer kerntechnischer Anlagen im Forschungszentrum Karlsruhe 2009. Gründung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau und Entsorgungs-GmbH (WAK GmbH)

Da sich die WAK für den wesentlichen Anteil der bei Stilllegung und Rückbau anfallenden Abfälle der HDB (→Abschnitt 4.2.3.2) bedient und da gleichzeitig die WAK einen der größten Abfallanlieferer der HDB darstellt, lag es nahe, die HDB ebenfalls in die EWN-Gruppe zu integrieren. Die HDB ging daher zum 1. Juli 2009 an die WAK über, ebenso die anderen Stillle-

gungs- und Rückbauprojekte im Forschungszentrum Karlsruhe. Die heutige Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau und Entsorgungs-GmbH (WAK GmbH) bündelt alle Rückbauaktivitäten stillgelegter kerntechnischer Versuchs- und Prototypenanlagen sowie die Verarbeitung und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle am Standort KIT Campus Nord.

Unter dem EWN-Verbund sind gegenwärtig somit verschiedene Betriebe der öffentlichen Hand zusammengefasst, die sich mit dem Rückbau von kerntechnischen Anlagen befassen. Die Übernahme weiterer kerntechnischer Stilllegungsprojekte an anderen Forschungsstandorten in Deutschland wird gegenwärtig vorbereitet. Die EWN wurde hierdurch zu einem Betrieb umstrukturiert, der die Stilllegungsaufgaben des Bundes abwickelt. Ihre Aufgaben sind nicht mehr auf den Rückbau von KGR und KKR beschränkt.

2.4 Konzepte für Stilllegung und Rückbau

Stilllegungsplanung der EVU für ihre Kernkraftwerke: Stilllegung einschließlich Beseitigung am Ende der Lebensdauer. Basis: Referenzstudie anhand der KKW Biblis A und Brunsbüttel

Die deutschen Energieversorgungsunternehmen (EVU) streben für ihre Kernkraftwerke nach der endgültigen Abschaltung die Beseitigung an. Bereits Mitte der siebziger Jahre haben die EVU aus Eigenverantwortung eine konzeptionelle Studie zum Nachweis der Stilllegbarkeit ihrer Kernkraftwerke erarbeitet. In dieser Studie wurde der Ablauf von Stilllegung

und Rückbau auf Basis zweier Referenzkernkraftwerke (Biblis A für Druckwasserreaktoren, Brunsbüttel für Siedewasserreaktoren), insbesondere zu den nachfolgenden Punkten genau analysiert:

- Ablauf von Stilllegung und Rückbau,
- einsetzbare Techniken,
- Stilllegungsmassen und Entsorgung,
- Aktivitätsinventar und Strahlenbelastung,
- finanzielle Vorsorge.

Auf der Basis umfangreicher Einzeluntersuchungen erfolgte eine detaillierte Beschreibung aller erforderlichen Maßnahmen bis hin zu den einzelnen Arbeitsschritten.

Diese von Behörden und Gutachtern anerkannte Referenzstudie wurde auf Einzelanlagen zugeschnitten und übertragen. Derartige Analysen werden in größeren Abständen aktualisiert, um Änderungen in den Genehmigungsrandbedingungen sowie Erfahrungen, die bei der Stilllegung in- und ausländischer nuklearer Anlagen gewonnen werden, zu berücksichtigen. Die anfangs nur theoretischen Untersuchungen sind durch die große Zahl praktischer Erfahrung aus dem durchgeführten Rückbau verschiedener Anlagen wesentlich unteretzt und verbessert worden. Neben der Beschreibung des technischen Ablaufs werden von den EVU auch die Stilllegungskosten mit Hilfe eines eigens hierfür entwickelten EDV-Programms separat für jedes Kernkraftwerk errechnet und durch jährliche Aktualisierung auf dem neuesten Stand gehalten.

Detaillierte Kostenermittlung für jedes Kernkraftwerk

Der Referenzstudie der deutschen EVU liegen zwei Stilllegungsvarianten zugrunde, die in jedem Fall mit der Beseitigung der nuklearen Anlagen vom Kraftwerksstandort enden (→Abbildung 2.8). Beiden Varianten vorgeschaltet ist die sogenannte *Nachbetriebsphase*, die den Übergang von der endgültigen Außerbetriebnahme zur eigentlichen Stilllegung darstellt. In dieser Phase, die in der Regel etwa 2 bis 3 Jahre in Anspruch nimmt, werden die Brennelemente abtransportiert und die Betriebsmedien und -abfälle im Rahmen der Betriebsgenehmigung des Kernkraftwerks entsorgt. Außerdem werden nach entsprechenden behördlichen Freigaben nicht mehr benötigte Systeme und Anlagen außer Betrieb genommen. Die konkreten Stilllegungs- und Rückbautätigkeiten können erst nach Erteilung der entsprechenden Genehmigung beginnen, die möglichst so terminiert werden sollte, dass sie am Ende der in der Nachbetriebsphase durchzuführenden Arbeiten vorliegt (zu den rechtlichen Rahmenbedingungen →Abschnitt 5).

Zunächst Nachbetriebsphase (Entfernung der Brennelemente, Entsorgung der Betriebsabfälle), anschließend Stilllegung, evtl. Sicherer Einschluss und Rückbau

Nach Erteilung der Genehmigung werden im Anschluss an die Nachbetriebsphase die eigentlichen Stilllegungsmaßnahmen und die Beseitigung der nuklearen Anlagen vom Kraftwerksstandort durchgeführt. Hierzu werden – wie erwähnt – zwei Varianten mit unterschiedlichem zeitlichen Ablauf betrachtet, die den gesamten Rahmen der möglichen Vorgehensweisen abdecken:

Die *Stilllegungsvariante 1* sieht die totale Beseitigung nach einem Sicherem Einschluss vor. Sie untergliedert sich in die Phasen:

Stilllegungsvariante 1: Beseitigung nach Sicherem Einschluss

- Herleitung des Sicherem Einschlusses,
- Einschlusszeit (z. B. 30 Jahre),
- Abbau aller Systeme und Einrichtungen des Kontrollbereiches inklusive der dazugehörigen Gebäudeteile im Anschluss an die Einschlusszeit.

Die *Stilllegungsvariante 2* geht von der unmittelbaren totalen Beseitigung aus. Dies bedeutet, dass mit dem Abbau aller Systeme und Einrichtungen des Kontrollbereichs direkt im Anschluss an die Nachbetriebsphase begonnen wird.

Stilllegungsvariante 2: unmittelbare Beseitigung

Den Abschluss bildet für beide Varianten ein Zustand, in dem die Anlage aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes entlassen wird. Dies kann nach vollständiger Beseitigung der Gebäude erfolgen, es ist jedoch auch möglich, dass einige Gebäude einer Folgenutzung zugeführt werden. Voraussetzung ist in jedem Fall, dass die ggf. verbleibenden Gebäude und der Standort freigegeben wurden (→Abschnitt 4.3).

Vor- und Nachteile der Varianten hängen vom Einzelfall ab

Jede Variante weist bestimmte Vor- und Nachteile auf, die im konkreten Einzelfall gegeneinander abzuwägen sind.

Wesentliche Entscheidungskriterien sind hier etwa die Beschaffenheit des Standortes selbst (Einzel- oder Mehrblockanlage), die gegebene Möglichkeit zur Endlagerung radioaktiver Abfälle, die Weiterbeschäftigung des Kraftwerkspersonals und die eventuelle Neunutzung des Geländes. Die Entscheidung, welche Stilllegungsvariante realisiert werden soll, trifft der Anlagenbetreiber im Rahmen seiner unternehmerischen Verantwortung.

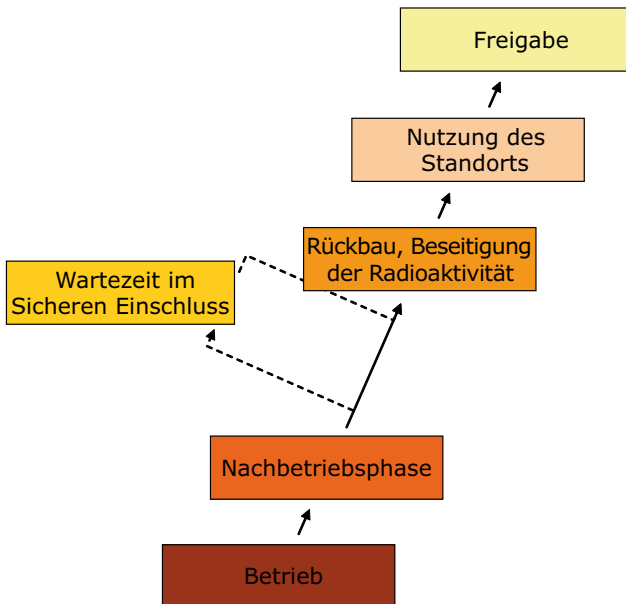


Abbildung 2.8:
Der Ablauf der Stilllegung gemäß Konzept der deutschen Energieversorgungsunternehmen

Sicherer Einschluss ist rechtlich zulässig und steht im Ermessen des Betreibers, in letzter Zeit jedoch häufiger Wahl der unmittelbaren Beseitigung. Hierdurch Vermeidung des Verlusts von Anlagenkenntnis.

Die beiden von den deutschen EVU zugrunde gelegten Stilllegungsvarianten geben einen umfassenden und realistischen Rahmen vor. Dies belegt auch ein Vergleich mit ausländischen Stilllegungsprojekten, deren Konzeption und konkrete Vorgehensweisen weitestgehend innerhalb dieses Rahmens liegen.

Der Sichere Einschluss ist zwar Gegenstand der Regelungen des Atomgesetzes und die Nutzung des Sicheren Einschlusses steht im Ermessen des Anlagenbetreibers, es wurde jedoch im letzten Jahrzehnt eine Tendenz zur unmittelbaren Beseitigung erkennbar. Der Sichere Einschluss wird dabei oft als „Verschiebung der Verantwortung auf die kommenden Generationen“ fehlinterpretiert, obwohl selbstverständlich durch die Bildung umfassender Rückstellungen die spätere Beseitigung in vollem Umfang gewährleistet ist, ohne zukünftige Generationen gesondert zu belasten. Es hat sich aber gezeigt, dass der Verlust von Detailkenntnissen aus der Betriebsphase, die nur das Anlagenpersonal besitzt, sowie die Verschlechterung der Messbarkeit bestimmter Radionuklide mit zunehmender Wartezeit nur zwei der gravierenden Argumente gegen einen Sicheren Einschluss bei Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren sind.

In diesem Zusammenhang zeichnet sich allerdings eine neue Entwicklung ab: Anstatt die gesamte Anlage in einen Wartezustand zu versetzen, in welcher der radioaktive Zerfall aktivitäts- und dosisreduzierend wird, werden nur die großen Komponenten, bei denen der radioaktive Zerfall besonders wirksam genutzt werden kann, für einen Zeitraum einiger Jahrzehnte verwahrt. Mit dem Rückbau der Anlage selbst wird dagegen unmittelbar begonnen. Ziel ist auch hier die Beseitigung der Radioaktivität und die anschließende Freigabe und Entlassung aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes. Die Großkomponenten können nach Abschluss ihrer Verwahrzeit dann wesentlich leichter gehandhabt und zum großen Teil oder vollständig freigegeben werden (→Abklinglagerung, Abschnitt 4.4).

Neue Entwicklung: Abklinglagerung von Großkomponenten anstelle des Sicheren Einschlusses der Gesamtanlage

Der Umgang seitens der EVU mit den neuen Stilllegungsaufgaben, die sich durch den Ausstiegsbeschluss und die endgültige Abschaltung von acht Kernkraftwerken im Jahr 2011 ergeben haben (→Abschnitte 1 und 2.1.2), kann gegenwärtig noch nicht vollständig eingeschätzt werden. Nie zuvor wurden so viele Anlagen *gleichzeitig* außer Betrieb genommen. Dies stellt nicht nur die EVU selbst, sondern auch die Genehmigungsbehörden sowie die in ihrem Auftrag tätig werdenden Experten (→Abschnitt 5.3) vor deutliche Kapazitätsprobleme, sofern alle Genehmigungsverfahren weitgehend parallel abgewickelt werden sollen. Auch während der späteren Durchführung des Rückbaus könnten sich Engpässe für den Fall ergeben, dass spezielle, aufwändige Aufgaben, für die nur eine begrenzte Kapazität bei Dienstleistern zur Verfügung steht, wie etwa die Zerlegung der aktivierten Bauteile, der Freigabe von Gebäuden usw., weitgehend parallel abgewickelt werden müssten. Daher wird in Zukunft eine Verzahnung und teilweise sequentielle Abwicklung der großen Stilllegungs- und Rückbauprojekte angestrebt werden müssen, um die vorhandenen und nicht beliebig ausweitbaren Ressourcen effektiv zu nutzen und eine gegenseitige Behinderung zu vermeiden.

Die EVU stehen durch die Außerbetriebnahme von 8 Anlagen 2011 vor neuen Stilllegungsaufgaben, die neue Ansätze erfordern

Forschungs- und Leistungsreaktoren weisen zwar zum Teil bedeutende Unterschiede in Größe und Aufbau des Aktivitätsinventars auf, ihre Stilllegung verläuft jedoch – technisch wie rechtlich – nach sehr ähnlichen Prinzipien: Die Brennelemente werden in der Regel unter der Betriebsgenehmigung entladen und abtransportiert, das gleiche gilt für die Entsorgung der restlichen Betriebsabfälle und -medien. Die Stilllegung, die mit oder ohne Sicheren Einschluss ablaufen kann, schließt sich an. Sie endet im Allgemeinen entweder mit der vollständigen Beseitigung der Systeme und Einrichtungen des Kontrollbereichs einschließlich der zugehörigen Gebäudeteile oder mit der – teilweisen oder vollständigen – Folgenutzung der Gebäude nach ausreichender Dekontamination. Projekte im Geschäftsbereich des BMBF sind daher im Wesentlichen analog strukturiert zu denen der deutschen Energieversorgungsunternehmen.

Analoger Ablauf der Stilllegung von Forschungs- und von Leistungsreaktoren

Bei der Stilllegung von Forschungsanlagen kann eine grundsätzliche Präferenz für den Sicheren Einschluss nicht festgestellt werden. Abhängig von den Gegebenheiten des Einzelfalls werden die Reaktoren unmittelbar oder nach einer Wartezeit abgebaut.

Bei kleineren Anlagen erlaubt der geringe Anfall von Stilllegungsabfällen eine vergleichsweise einfache Beseitigung der Radioaktivität. Manche kleineren Forschungsreaktoren befinden sich in einem oder angrenzend an ein Gebäude, dessen uneingeschränkte Nutzung nach der Stilllegung des Reaktors erst durch dessen Abbau hergestellt werden kann. In einem solchen Fall spricht viel für die unmittelbare Beseitigung.

Wegen Vielzahl von Forschungsreaktortypen keine allgemeine Strategie festlegbar

Bei Reaktoren dagegen, die baulich abgegrenzt auf dem Gelände eines Forschungszentrums liegen, dessen bestehende Infrastruktur die problemlose, kontinuierliche Überwachung einer Anlage im Sicheren Einschluss erlaubt, kann die Beseitigung leichter zugunsten eines Sicheren Einschlusses verschoben werden.

Sicherer Einschluss ist bei Anlagen des Brennstoffkreislaufs nicht sinnvoll

Bei Anlagen des Brennstoffkreislaufs wird das Radioaktivitätsinventar – anders als bei den Reaktoren – im Wesentlichen durch spaltbare Nuklide, also Uran, Thorium oder Plutonium sowie Spaltprodukte gebildet. Viele dieser Nuklide sind außerdem Alphastrahler. Aufgrund der sehr langen Halbwertszeiten der führenden Nuklide führt der radioaktive Zerfall zu keiner nennenswerten Reduktion des Aktivitätsinventars. Eine Wartezeit im Sicheren Einschluss ist daher weder ökologisch noch ökonomisch sinnvoll. Den jährlichen Betriebskosten vor dem Abbruch stehen keine späteren Einsparungen durch verringerte Aufwendungen im Strahlenschutz gegenüber, wie dies bei Kernkraftwerken der Fall wäre. Im Falle der WAK etwa hätten diese zusätzlichen jährlichen Betriebskosten bei Verzögerung des Rückbaus mindestens zweistellige Millionenbeträge erreicht.

Das Stilllegungskonzept der Wahl ist hier die unmittelbare Beseitigung

Schon aus Kostengründen wird das Stilllegungskonzept daher die unmittelbare Beseitigung der Anlage fordern. Da gerade solche Stilllegungsprojekte hohe Anforderungen an Personal und Technologie stellen, hat es sich überdies als besonders sinnvoll erwiesen, vorhandene Kapazitäten im unmittelbaren Rückbau zu nutzen.

Hohe spezifische Aktivitäten, teils verbunden mit Alphastrahlern, erfordern Dekontamination, oftmals fernbediente Technik und verursachen hohe Kosten für den aufwendigen Abbau

Wenn in der Anlage – besonders in „Heißen Zellen“ wie z. B. in Wiederaufarbeitungsanlagen – mit sehr hohen spezifischen Aktivitäten umgegangen wurde, macht die vorliegende Strahlenbelastung Dekontaminationsmaßnahmen unumgänglich. Die anschließende Zerlegung kann unter diesen Umständen meist nur durch fernbediente Techniken erfolgen. Zu deren Installation sind oftmals umfangreiche Vorbereitungen und Umbauten nötig. Technische Probleme entstehen hierbei in der Regel nicht, die erforderlichen Verfahren verursachen allerdings erheblichen Kosten. Wenn also abzusehen ist, dass Erfahrungen und Entwicklungen aus vergleichbaren Projekten später kostensenkend übernommen werden können, kann eine gewisse Wartezeit sinnvoll sein.

2.5 Kosten und Finanzierung

2.5.1 Die Finanzierung bei Anlagen der öffentlichen Hand

Finanzierung bei Anlagen der öffentlichen Hand aus dem laufenden Etat über Steuereinnahmen, da keine Rückstellungen vorliegen

Das BMBF veranlasste die Einrichtung von Forschungs- und Prototyp-Anlagen, unterstützte teilweise auch den Aufbau und ist in ergänzenden Programmen sowie über die Grundfinanzierung der Forschungszentren finanziell beteiligt. Stilllegung und Rückbau dieser Anlagen wird ebenfalls fast vollständig aus öffentlichen Mitteln bestritten. Hierzu gilt jedoch insgesamt, dass das BMBF nur solche Maßnahmen finanziert, wo vertragliche oder gesellschaftsrechtliche Verpflichtungen bestehen; Forschungs- und Entwicklungsmaßnahmen werden nur insoweit gefördert, als ein volkswirtschaftlicher Gesamtnutzen oder eine Erhöhung der Umweltverträglichkeit, etwa von technischen Verfahren, erwartet werden kann.

Die Finanzierung der Stilllegung von Anlagen der öffentlichen Hand erfolgt aus dem laufenden Etat, also aus Steuereinnahmen, da im Unterschied zu kommerziellen Leistungsreaktoren bei Anlagen im Geschäftsbereich des BMBF während der Betriebszeit meist keine finanziellen Rückstellungen gebildet werden (→Abschnitt 2.5.2). Bei fast allen Projekten übernimmt das BMBF zwischen 90 und 100 % der Kosten. Die Stilllegung der Kernkraftwerke Greifswald und Rheinsberg wird vollständig über den Etat des Bundesfinanzministeriums finanziert. Bei allen Projekten wird natürlich die Nutzung aller verfügbaren Einsparpotentiale soweit wie möglich angestrebt, wobei ganz wesentlich der Faktor Zeit ins Spiel kommt. Da bis zur Hälfte der Gesamtkosten eines Projekts auf Personalkosten und sonstige Kosten, die direkt mit der Abwicklungsdauer verbunden sind, entfallen können, wird angestrebt, alle Faktoren zu vermeiden, die ein Projekt verzögern könnten. Einsparpotential für Zeit und Kosten ergibt sich somit besonders im Genehmigungsverfahren (→Abschnitt 5.3), wo sich die beteiligten Parteien – Antragsteller, Gutachter und Genehmigungsbehörde – über alle notwendigen Schritte rechtzeitig verständigen müssen, um die Abwicklung ohne Abstriche an den Schutzzielen zügig zu gewährleisten. Sinnvoll bereits zu einem frühen Zeitpunkt eingesetzte Mittel, die die Phase der Genehmigungsverfahren und die gesamte Projektlaufzeit verkürzen helfen, können sich später durch eingesparte Kosten auszahlen.

Die öffentlichen Betreiber stellen für die Stilllegungs- und Rückbaukosten Mittel in den jeweiligen aktuellen Haushalt ein. Um den finanziellen Gesamtumfang sowie die Verteilung der Ausgaben im Einzelnen transparent und kostenoptimal zu gestalten, erfolgt die Finanzierung einheitlich aus hierfür gegründeten Altlastentiteln des BMBF. Hierdurch gelingt es, die Finanzierung von Aufgaben in Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen von sonstigen Forschungsaufgaben zu entkoppeln und finanzielle und materielle Risiken von der Forschung fernzuhalten. Darüber hinaus wurde auch die Finanzierung von Endlagergebühren aus den Altlastentiteln herausgenommen. Sie erfolgt über einen eigenständigen Haushaltstitel, so dass Änderungen oder auch noch nicht vorhersehbare Verzögerungen im Bereich der Endlagerung nicht die finanzielle Abwicklung der Stilllegungsprojekte belasten.

Finanzierung von Stilllegung und Rückbau einheitlich aus dem „Altlastentitel“ des BMBF; Endlagerkosten über eigenen Haushaltstitel

Gerade die Endlagerkosten stellen einen z. T. erheblichen Anteil der Gesamtkosten dar. Für die Endlagerung radioaktiver Abfälle stand nach der Wiedervereinigung das Endlager ERAM in Morsleben nur für einige Zeit während der neunziger Jahre zur Verfügung (→Abschnitt 4.2.6.1), während nicht vor dem Jahr 2019 mit der Inbetriebnahme des Endlagers Konrad (→Abschnitt 4.2.6.2) zu rechnen ist. Im ERAM konnte eine begrenzte Menge radioaktiver Abfälle aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen gelagert werden, so dass die Großforschungseinrichtungen daher in der verfügbaren Zeitspanne das Ziel verfolgten, zügig möglichst viele derartige Abfälle ins ERAM zu verbringen. Die größte Menge radioaktiver Abfälle auch der öffentlichen Hand befindet sich jedoch noch in der Zwischenlagerung.

Endlagerkosten haben je nach Projekt erheblichen Anteil an Gesamtkosten

2.5.2 Finanzierung des Rückbaus von Anlagen der Energieversorgungsunternehmen aus Rückstellungen

Die Energieversorgungsunternehmen (EVU) haben bereits Anfang der siebziger Jahre den Abbau der nuklearen Betriebsanlagen nach Ende ihrer technisch-wirtschaftlichen Nutzungsdauer und ihre Entfernung vom Standort als eigenverantwortliche Auf-

Kostenermittlung und Bildung finanzieller Rückstellungen für die Stilllegung begannen schon frühzeitig eigenverantwortlich durch die EVU. Ansammlung in 25-jähriger Betriebszeit.

gabe gesehen. Die dafür notwendigen finanziellen Mittel zur Deckung der erst nach der Betriebszeit anfallenden Stilllegungskosten werden durch Rückstellungen rechtzeitig bereitgestellt. Diese werden – verteilt über eine fünfundzwanzigjährige Betriebszeit – in jährlichen Raten angesammelt. Die Höhe der zu erwartenden Kosten ergibt sich dabei aus grundlegenden Stilllegungsstudien, die – unter Berücksichtigung der technischen Weiterentwicklung und der allgemeinen Kostenentwicklung – von den EVU regelmäßig aktualisiert werden.

Folgende Aufgaben sind eingeschlossen:

- der Abbau und die Entsorgung aller Anlagenteile, die sich innerhalb des Kontrollbereichs befinden,
- der Abbau und die Entsorgung aller Gebäudeteile, die zum Kontrollbereich gehören,
- alle zu den vorgenannten Maßnahmen nötigen Engineering- und Genehmigungstätigkeiten.

Rückstellungen sind nach Handelsrecht zu bilden und werden steuerlich begünstigt

Für die Folgekosten des Betriebes der Anlagen, also für die Entsorgung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle und für die Durchführung der Stilllegung, sind die je-

weiligen privaten Betreiber nach dem Handelsgesetz verpflichtet, Rückstellungen zu bilden. Grundlage für die Rückstellungsbildung ist die aus dem Atomgesetz abgeleitete öffentlich-rechtliche Beseitigungsverpflichtung. Die Stilllegungsrückstellungen der EVU führen dazu, dass nach endgültiger Einstellung der Stromproduktion der Kernkraftwerke, wenn keine Erträge aus dem Stromgeschäft mehr entstehen, die finanzielle Deckung der Stilllegung der Kernkraftwerksanlagen gesichert ist.

Im Rahmen der Gewinnermittlung wird die Bildung von Rückstellungen handels- und steuerrechtlich anerkannt, um allgemein künftigen Aufwand eines Unternehmens periodengerecht zuzuordnen: Aufwand, der bereits vor dem Bilanzstichtag wirtschaftlich veranlasst ist, ist bereits im Zeitpunkt seiner wirtschaftlichen Verursachung gewinnmindernd durch Bildung von Rückstellungen zu berücksichtigen.

Rückstellungen für die Stilllegung der Kernkraftwerke umfassen alle mit dem Rückbau in Verbindung stehenden Kosten

Der Umfang der Rückstellungen für die Stilllegung der Kernkraftwerke umfasst alle Kosten, die mit dem Rückbau der Kraftwerksanlage in Verbindung stehen. Dieses sind die Kosten der sog. Nachbetriebsphase, in der das Kraftwerk

nach endgültiger Einstellung der Stromproduktion in einen abbaufähigen Zustand überführt wird (Entfernung der Brennelemente und Betriebsmedien), die Kosten für Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren, die Kosten für den Rückbau (Rückbau und Zwischenlagerung aller Anlagenteile und aller Gebäudeteile des Kontrollbereichs) und die Kosten für die Zwischen- und Endlagerung der radioaktiven Abfälle aus der Stilllegung.

Rückstellungen für die Verpflichtung, ein Kernkraftwerk stillzulegen und abzubauen, sind ab dem Zeitpunkt der erstmaligen Nutzung bis zum Zeitpunkt, in dem mit dem Rückbau begonnen werden muss, linear anzusammeln. Wenn dieser Zeitpunkt nicht festliegt, beträgt der Zeitraum für die lineare Ansammlung 25 Jahre.

Rückstellungen zu etwa gleichen Teilen für Stilllegung (bis hin zur Beseitigung) und Entsorgung

Die Rückstellungen entfallen zu etwa gleichen Teilen auf die Stilllegung (bis hin zur Beseitigung) und die Entsorgung. Die Rückstellungen decken im Bedarfsfall auch die in

Deutschland vorgesehene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen bis zur Endlagerung ab. Nach dem Verschluss eines Endlagers ist keine dauerhafte Überwachung notwendig. Daher fallen nach dem Verschluss auch keine weiteren Kosten an, die von zukünftigen Generationen zu tragen wären.

In diesem Zusammenhang wird immer wieder diskutiert, die Rückstellungen weiter zu begrenzen oder gar aufzulösen bzw. die Bildung von Rückstellungen durch Änderung der steuerlichen Randbedingungen weniger zu unterstützen. Ein solcher Prozess darf jedoch nicht dazu führen, dass zum Zeitpunkt eines späteren Finanzbedarfs, beispielsweise zur Deckung der Stilllegungskosten einer Anlage, materielle Rückstellungen nicht zur Verfügung stehen, so dass etwa die öffentlichen Kassen eine Unterdeckung tragen müssten. Ohne die Verfügbarkeit von Rückstellungen der EVU wäre die Finanzierung eines zügigen Rückbaus stillgelegter Anlagen (bzw. deren zügige Überführung in den Sicheren Einschluss, sofern diese Variante gewählt wird) nicht gewährleistet.

2.5.3 Vergleich der Vorgehensweisen von Bund und Energieversorgungsunternehmen bei der Finanzierung

Stilllegung und Rückbau von Anlagen der öffentlichen Hand werden aus dem laufenden Etat finanziert, von Anlagen der Energieversorgungsunternehmen aus den Rückstellungen bzw. aus dem hieraus erzielten Zinsgewinn (→Abschnitte 2.5.1 und 2.5.2). Eine Antwort auf die Frage, welche der beiden Vorgehensweisen die sinnvollere ist, lässt sich pauschal nicht geben. Beide Finanzierungskonzepte dienen unter den jeweiligen Randbedingungen einer kostenoptimalen Vorgehensweise.

Finanzierung von Stilllegung und Rückbau von Anlagen der öffentlichen Hand aus laufendem Etat, der EVU über Rückstellungen

Im Ausland werden verschiedene Finanzierungskonzepte praktiziert, die der Sicherstellung der benötigten Mittel für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen zum benötigten Zeitpunkt dienen. Die Finanzierung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen geschieht heutzutage auf drei Arten:

Finanzierungskonzepte im Ausland unterschiedlich: Rückstellungen unter Verwaltung des Betreibers, in einem von der Regierung kontrollierten Fond oder in einem von den Betreibern kontrollierten Fond

- Die Betreiber bilden die Rückstellungen und verwalten diese selbst.
- Die Betreiber zahlen die Rückstellungen in einen Fond, der von der Regierung kontrolliert bzw. verwaltet wird.
- Die Betreiber zahlen die Rückstellungen in einen Fond, der von den Betreibern selbst oder einer externen Gesellschaft (und nicht von der Regierung) kontrolliert wird.

Die erste Variante entspricht der in Deutschland, aber auch z. B. in Italien, den Niederlanden, Frankreich oder Kanada praktizierten Vorgehensweise. Neben handelsrechtliche Verpflichtungen zur Bildung von Rückstellungen treten in der Regel steuerliche Vorteile für gebildete Rückstellungen. Diese Rückstellungen müssen aber – im Gegensatz zu den beiden folgenden Varianten – nicht permanent materiell verfügbar gehalten werden, sondern können reinvestiert werden. Dieses System birgt damit prinzipiell die Unsicherheit, dass eine sehr kurzfristige Verfügbarkeit liquider Mittel im Falle einer unvorhergesehenen, kurzfristigen Stilllegung nicht automatisch gewährleistet ist.

Die zweite Variante ist z. B. in Finnland, Schweden und Spanien implementiert. Sie stellt am nachhaltigsten sicher, dass bei einer späteren Stilllegung von Anlagen die Mittel verfügbar sind, da der aus Mitteln der Betreiber gebildete Fond sich unter direkter Kontrolle der Regierung befindet. Verwandt hiermit ist die dritte Variante, die z. B. in Großbritannien, den USA und in Belgien praktiziert wird. Der Unterschied besteht darin, dass die Kontrolle über den Fond von den Anlagenbetreibern selbst ausgeübt wird, die Regierung überwacht lediglich, dass die verfügbare Gesamtsumme den anerkannten Kostenschätzungen und Planungen entspricht.

2.5.4 Volkswirtschaftliche Kosten für die Stilllegung im Überblick

Die volkswirtschaftlichen Gesamtaufwendungen, die mit der Stilllegung aller kerntechnischen Anlagen in Deutschland verbunden sind bzw. sein werden, umfassen die drei großen Teilbereiche:

- Anlagen im Geschäftsbereich des BMBF (→Abschnitt 2.1.1),
- Anlagen im Geschäftsbereich des Bundesfinanzministeriums und des Bundeswirtschaftsministeriums: Kernkraftwerksstandorte Greifswald und Rheinsberg sowie Anlagen der WISMUT (→Abschnitte 2.1.2 und 2.1.4),
- Kernkraftwerke und Anlagen des Brennstoffkreislaufs der Energieversorgungsunternehmen (→Abschnitte 2.1.2 und 2.1.3).

Gesamtaufwand zur Stilllegung aller kerntechnischen Anlagen ca. 15 bis 20 Mrd. Euro, Unwägbarkeiten insbesondere durch beschleunigte Außerbetriebnahme der Kernkraftwerke

Es fällt schwer, diese Gesamtaufwendungen angemessen zu beziffern. Es kann jedoch davon ausgegangen werden, dass die zu erwartenden und zum Teil bereits realisierten Aufwendungen für alle genannten Anlagen sich nach heutigem Stand insgesamt in der Größenordnung von etwa 15 bis 20 Milliarden Euro bewegen werden. Bei der Interpretation dieses Betrages muss berücksichtigt werden, dass viele Randbedingungen und Unwägbarkeiten durchaus in der Zukunft zu Veränderungen Anlass geben können, insbesondere auch der 2011 beschlossene beschleunigte Ausstieg aus der Kernenergie. Ferner führt der lange Zeitraum, über den die Summe insgesamt aufzubringen ist und der sich von den 1970er Jahren bis mindestens in die 2040er Jahre erstrecken wird, zu Unsicherheiten bei einer solchen Kostenschätzung.

Für Anlagen im Geschäftsbereich des BMBF: Stilllegungskosten belaufen sich auf etwa ein Viertel der volkswirtschaftlichen Gesamtkosten (enthalten Nachbetrieb, Entsorgung der Brennelemente, Rückbau, Endlagerung)

Für die Anlagen im Geschäftsbereich des BMBF kann insgesamt ein Aufwand abgeschätzt werden, der etwa ein Viertel der volkswirtschaftlichen Gesamtkosten zur Stilllegung aller kerntechnischen Anlagen in Deutschland einschließlich der Anlagen der WISMUT ausmachen wird. Diese Kosten enthalten alle Aufwendungen, die für Nachbetrieb, Entsorgung der

Brennelemente, Durchführung der Genehmigungsverfahren, Rückbau der Anlage und Endlagerung der radioaktiven Abfälle entstehen. Die Nachbetriebsphase alleine, also die Zeit nach endgültiger Betriebseinstellung bis zum Beginn der Rückbauarbeiten, kann je nach Anlage bis zur Hälfte der Gesamtkosten ausmachen. Die Abwicklung erfolgt über den Bundeshaushalt, in den die Kosten jährlich aktualisiert eingestellt werden.

3 Die Anlagen

Die folgenden Kurzbeschreibungen der in Stilllegung befindlichen Anlagen geben nicht nur einen Überblick über den aktuellen Stand, sie verdeutlichen auch das Spektrum der Stilllegungsaufgaben und die Vielfalt der Projekte. Nicht alle Stilllegungsprojekte werden mit demselben Detaillierungsgrad beschrieben. Es wird vielmehr versucht, anhand bestimmter Besonderheiten der jeweiligen Anlage allgemeinere Zusammenhänge zu erläutern. Nicht mit aufgeführt sind die acht Kernkraftwerke, die 2011 aufgrund der 13. Novelle des Atomgesetzes endgültig abgeschaltet wurden, da für diese Anlagen noch keine Stilllegungsstrategie entwickelt wurde und sie sich rechtlich noch im Regime der Betriebsgenehmigung befinden. Der eher an einer Übersicht interessierte Leser kann diesen Abschnitt überspringen und später bei Bedarf zu Einzelanlagen zurückkommen.

3.1 Kernkraftwerke und Versuchsreaktoren

3.1.1 Kernkraftwerk Niederaichbach

Am 17.08.1995 endete die vollständige Beseitigung des Kernkraftwerks Niederaichbach (KKN), die grüne Wiese am ehemaligen Standort war wiederhergestellt. Hiermit wurde zum ersten Mal in Europa der sichere, vollständige Rückbau eines Leistungsreaktors demonstriert.

Kernkraftwerk Niederaichbach

Kürzel: KKN

Typ: gasgekühlter, schwerwassermoderierter Reaktor

Leistung: 106 MW_e

Betreiber: FZK

Betrieb: 1972-74

Stilllegung: 1983-87: Sicherer

Einschluss, 1987-95 Rückbau

Status: vollständig beseitigt



Abbildung 3.1:
Die letzte Phase des
Abrisses von KKN

Das Kraftwerk war im Auftrag des Forschungszentrums Karlsruhe von 1966 bis 1972 errichtet worden. Es war als Prototypanlage mit einem CO₂-gekühlten und D₂O-moderierten Druckröhrenreaktor ausgerüstet und verfügte über eine elektrische Leistung von 106 MW_e. Ein Vorteil der Anlage aus damaliger Sicht war, dass Natururan als Brennstoff eingesetzt werden konnte und somit die Anreicherung des Urans entfallen konnte. Da die technische Umsetzung aber Probleme im Betrieb offenbarte und die Leichtwassertechnik starke wirtschaftliche Konkurrenz bot, wurde die Anlage Mitte 1974 nach nur anderthalbjährigem Probetrieb aus Wirtschaftlichkeitserwägungen endgültig abgeschaltet. Diese kurze Betriebszeit mit niedriger Leistung entsprach nur einem Äquivalent von 18 Volllasttagen. Anschließend wurde KKN in den Sicherer Einschluss überführt, der 1981 genehmigt und 1983 hergestellt wurde.

Da man den vollständigen Rückbau schon während der Zeit des Sicheren Einschlusses plante und vorbereitete, konnten die Arbeiten zur Beseitigung 1987 zügig begonnen werden, womit ein Generalunternehmer beauftragt wurde. Die technische Ausstattung aus dem Betrieb und der Phase des Sicheren Einschlusses – Kräne, Aufzüge, Lüftung, Strahlenschutztechnik usw. – war zunächst den Anforderungen während der Beseitigung anzupassen. Demontearbeiten fielen lediglich im Sicherheitsbehälter an, da alle außerhalb liegenden Systeme bereits während der Herleitung des Sicheren Einschlusses entfernt worden waren. Im Sicherheitsbehälter waren Kontamination und Aktivierung aufgrund der kurzen Betriebszeit verhältnismäßig gering, was der Erprobung verschiedener Stilllegungstechniken zugute kam. In der ersten Rückbauphase kamen weitgehend manuell bediente, vorwiegend mechanische Techniken zum Einsatz. Thermische Trenntechniken wie Brennschneiden und Plasmaschneiden wurden nur in besonderen Fällen, z. B. am Dampferzeuger angewendet. Der manuelle Abbau der kontaminierten und leicht aktivierten Anlagenteile verlief problemlos. In der späteren Phase der Zerlegung des aktivierten Druckröhrenreaktors mit seinen 351 Rohren musste jedoch wegen der auch nach 16 Jahren Abklingzeit immer noch hohen Ortsdosis fernbedient gearbeitet werden. Eine Vielzahl verschiedener Verfahren wie Trennschleifen, Fräsen, Plasmaschneiden, Bohren etc. wurden eingesetzt, wofür ein universeller Drehmanipulator als Werkzeugträger entwickelt wurde. Demontagekonzept und Werkzeuge bewährten sich gut, die fernbediente Demontage verzögerte sich jedoch wegen anlagenspezifischer technischer Schwierigkeiten gegenüber den Plandaten. Die beim Rückbau der Anlage gewonnenen vielfältigen Erfahrungen sind in zukünftige Stilllegungen auch größerer Kraftwerke eingeflossen.

Die Gesamtkosten der Beseitigung von KKN beliefen sich auf umgerechnet etwa 136,5 Mio. Euro. In Anbetracht des Modellcharakters dieses Projekts und im Vergleich zur Stilllegung eines großen Leistungsreaktors, für dessen Beseitigung Beträge im Bereich von ca. 500 Mio. Euro kalkuliert werden, wurde somit ein günstiger Wert erzielt. Gründe hierfür liegen auch in dem relativ geringen Aktivitätsinventar und der im Vergleich zu großen Leistungsreaktoren niedrigen Nennleistung bei KKN. An diesem abgeschlossenen Projekt kann nun im Nachhinein auch gut die Aufteilung der Beseitigungskosten auf die einzelnen Bereiche

Gesamt: ca. 136,5 Mio. €

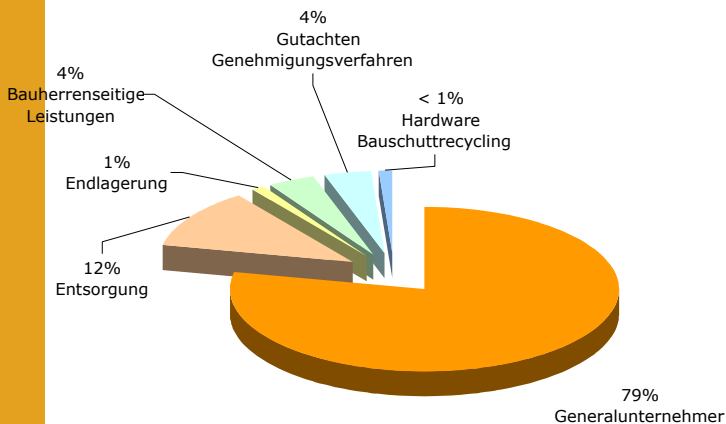


Abbildung 3.2:
Beseitigungskosten
für KKN

studiert werden, deren grobe Verteilung Abbildung 3.2 zeigt. Den größten Teil nehmen erkennbar die eigentlichen Aufwendungen für den Rückbau einschließlich Personalkosten ein, auf das Abfall- und Reststoffmanagement entfielen bei diesem Projekt nur etwa 13 %, da das Aktivitätsinventar vergleichsweise gering war. Die Kosten für die Durchführung des Genehmigungsverfahrens einschließlich der Kosten für die Begutachtung liegen mit 4 % in einem von anderen Projekten her bekannten Rahmen.

3.1.2 Kernkraftwerk Lingen

Seit dem 30.03.1988 befindet sich KWL Lingen im Sicherem Einschluss, der gemäß atomrechtlicher Genehmigung auf 25 Jahre festgesetzt ist. Der Betrieb des Sicherem Einschlusses verläuft seit Jahren ohne wesentliche Störungen und Ereignisse. Im November 1997 wurde eine Genehmigung zur „Änderung der stillgelegten Anlage, des Sicherem Einschlusses und des Betriebes des Sicherem Einschlusses zum Zwecke der Entsorgung der sich im Sicherem Einschluss befindenden Betriebsabfälle“ erteilt. Hiermit sollten Abfälle, die vor Beginn der Einschlussphase in der Anlage abgestellt worden waren bzw. sich noch dort befanden, in das seinerzeit zeitlich begrenzt betriebene Endlager Morsleben (→Abschnitt 4.2.6.1) abgegeben werden. Da das ERAM jedoch vorzeitig endgültig geschlossen wurde, führte diese Maßnahme nur teilweise zum Erfolg.

Beim Sicherem Einschluss stellt die Erhaltung der Gebäudestruktur sowie der Anlage selbst spezifische Anforderungen, insbesondere an die Einhaltung einer niedrigen Luftfeuchte, um Korrosionen vorzubeugen. Anfängliche Probleme konnten durch eine Neukonzeption der Luftentfeuchtungsanlage behoben werden, so dass die relative Feuchte in der Gebäudeluft dauerhaft bei 50 % und darunter gehalten werden kann. Das im Zustand des Sicherem Einschlusses anfallende Lüftungskondensat bildet zusammen mit der Gebäudefortluft die einzige Radioaktivitätsabgabe in die Umwelt, die um viele Größenordnungen unter den Werten während der Betriebsphase liegt. Dies ist typisch für eine Anlage im Sicherem Einschluss, in der keine Stilllegungsarbeiten stattfinden.

Kernkraftwerk Lingen

Kürzel: KWL

Typ: Siedewasserreaktor

Leistung: 254 MW_e

Betreiber: Kernkraftwerk Lingen GmbH, RWE

Betrieb: 1968-77

Stilllegung: seit 1985

Status: im Sicherem Einschluss, Antrag auf Rückbaugenehmigung 2008 gestellt



Abbildung 3.3:
Das Kernkraftwerk
Lingen

Einige Jahre vor Ablauf der Wartezeit im Sicheren Einschluss begann die Planung für die Zeit nach Ablauf des Sicheren Einschlusses. Hierbei wurde seitens des Betreibers sowohl eine mögliche Verlängerung der Einschlusszeit als auch der baldige Beginn der Rückbauarbeiten in Betracht gezogen. Es wurde entschieden, die Anlage nicht länger im Sicheren Einschluss zu halten. Am 15.12.2008 wurde daher der Antrag nach § 7 Abs. 3 AtG für den Abbau der Anlage KWL gestellt. Der vollständige Rückbau der Anlagen wird voraussichtlich 2013 beginnen.

3.1.3 Kernkraftwerk Greifswald

Kernkraftwerk Greifswald

Kürzel: KGR

Typ: Druckwasserreaktor, WWER 440-213 und -230

Leistung: 440 MWe je Block

Betreiber: EWN Energiewerke Nord GmbH, Lubmin

Betrieb: 1973-90

Stilllegung: seit 1995

Status: Rückbau

Für den Kernkraftwerkskomplex Greifswald (KGR) am Standort Lubmin am Greifswalder Bodden waren acht Kernkraftwerksblöcke sowjetischer Bauart mit einer elektrischen Leistung von je 440 MWe vorgesehen. Die ersten vier Blöcke (Typ WWER-440/W-230) waren zum Zeitpunkt der endgültigen Abschaltung 1990 bereits seit den siebziger Jahren im Leistungsbetrieb (Block 1 ab 1974), der fünfte Block (Typ WWER-440/W-213) lief seit einigen Monaten im Probebe-

trieb. Während auch Block 6 schon weitgehend fertiggestellt war (je 2 Blöcke sind als Doppelblockanlagen in einem gemeinsamen Gebäude untergebracht), befanden sich die Blöcke 7 und 8 noch in der Errichtung. Neben den Reaktorblöcken gehören u. a. das in Stilllegung befindliche „Zwischenlager für abgebrannten Brennstoff“ (ZAB) und die „Zentrale aktive Werkstatt“ (ZAW) zur Gesamtanlage. Unmittelbar benachbart, jedoch mit eigenständiger Genehmigung, liegt das ZLN (Zwischenlager Nord, →Abschnitt 4.2.3.3).

Die Entscheidung, alle Blöcke endgültig abzuschalten bzw. die weitere Inbetriebsetzung abubrechen, fiel hauptsächlich auf der Basis wirtschaftlicher Überlegungen, da für den Weiterbetrieb nach bundesdeutschem Atomrecht umfangreiche Nachrüstmaßnahmen notwendig geworden wären. Bei der anschließenden Erarbeitung des Stilllegungs- und Abbaukonzepts mussten Besonderheiten der Anlage berücksichtigt werden. Die Stilllegungsgenehmigung wurde am 30. Juni 1995 erteilt, bis dahin galt die Betriebsgenehmigung aus DDR-Zeit fort, die gemäß § 57a AtG Bestandsschutz bis zu diesem Datum hatte.



Abbildung 3.4:
Das Kernkraftwerk
Greifswald (KGR)
vor dem Rückbau
(in der Bildmitte das
langgestreckte Ma-
schinenhaus mit den
Reaktorgebäuden,
im Hintergrund das
Auslaufbauwerk)

Die Gesamtanlage soll innerhalb eines Zeitraums von etwas mehr als zwei Jahrzehnten soweit abgebaut werden, dass zunächst nur noch die Reaktorgebäude und das Maschinenhaus stehenbleiben. Das Maschinenhaus wird seit 2007 nach Freigabe und Umbau durch Firmen, die sehr große Komponenten herstellen (gegenwärtig ein Hersteller von Windkraftanlagen und ein Kranhersteller), genutzt und ist somit als gelungenes Beispiel für die Folgenutzung einer ehemaligen kern-technischen Anlage anzusehen. Die Reaktorgebäude sind nicht für eine erneute Nutzung vorgesehen, allerdings sind sie baulich mit dem Maschinenhaus eng verbunden. Sie sollen daher nach ihrer Entkernung und Dekontamination für einige Jahrzehnte verschlossen und ungenutzt, jedoch noch unter atomrechtlicher Überwachung verwahrt werden. Während dieser Zeit reduziert sich die Restaktivität in den Gebäuden durch den radioaktiven Zerfall soweit, dass nach Ablauf der Wartzeit eine Freigabe zum Abriss erfolgen kann.

Für die Entscheidung, die nuklearen Anteile der Anlage unmittelbar abzubauen und die Anlage nicht in einen Sicheren Einschluss zu überführen, waren verschiedene Gründe ausschlaggebend, u. a. die technische und rechtliche Durchführbarkeit, der Erhalt möglichst vieler Arbeitsplätze und somit der Anlagenkenntnis, sowie auch die Vermeidung umfangreicher Nachrüstungen für einen Sicheren Einschluss. Die Durchführung der Stilllegung der Anlage wurde weitgehend mit Stammpersonal aus der Betriebsphase realisiert, so dass die vorhandenen Anlagen- und Sachkenntnisse maximal genutzt werden.

*Abbildung 3.5:
Vorbereitung des
Maschinenhauses des
KGR für die Nachnut-
zung*



Bei dieser Entscheidung war ferner die Frage der abgebrannten Brennelemente zu berücksichtigen. Eine sofortige Entsorgung aller abgebrannten Brennelemente, die sich in den Brennelementelagerbecken der Reaktorgebäude sowie im Zwischenlager für abgebrannten Brennstoff (ZAB) befanden, war nicht möglich. Die Stilllegung musste also zu einem Zeitpunkt beginnen, als noch Kernbrennstoff in der Anlage vorhanden war, was eine für Leistungsreaktoren untypische Situation darstellt. Außerdem befanden sich erhebliche Mengen an radioaktiven Betriebsabfällen in der Anlage, für die eine vollständige Entsorgung mit den Abfallbehandlungssystemen und Ausrüstungen aus der Betriebszeit nicht möglich war. Schließlich wurde zunehmend deutlich, dass die Belange einer späteren Stilllegung bei der Planung der Anlage nicht berücksichtigt worden waren.

Auch hinsichtlich der Gesamtmassen an Reststoffen aus Stilllegung und Rückbau unterscheidet sich KGR von Kernkraftwerken westlicher Bauart, da bezogen auf die Leistung konstruktionsbedingt wesentlich mehr Material, speziell Beton, eingesetzt wurde. Die Reststoffmasse beläuft sich daher auf insgesamt 1,8 Mio. Mg, wovon knapp 600.000 Mg – bestehend aus metallischen Anlagenteilen, Bauschutt und Gebäudestrukturen – entweder als radioaktive Abfälle endzulagern sind oder nach Dekontamination und Radioaktivitätsmessung freigegeben werden können (→Abschnitt 4). Die restliche Masse unterliegt keinen Einschränkungen, da sie nicht aus Kontrollbereichen stammt. Nicht mehr genutzte Flächen des Standorts KGR wurden und werden (ggf. nach Dekontamination) freigegeben und für industrielle oder gewerbliche Zwecke genutzt (Standortentwicklung).

Zur fernbedienten Demontage der aktivierten Bauteile der Reaktoren (d.h. der Reaktordruckgefäße und ihrer Einbauten) wurde eine Zerlegestation mit Werkzeugen zur Demontage an Luft (Abbildung 3.6) und eine Zerlegestation mit Werkzeugen zur Unterwasserdemontage eingerichtet, wobei durch das Wasser eine stärkere Abschirmung der Strahlung erzielt wird. Hiermit wurden die Einbauten der Reaktoren aus den Blöcken 1 und 2 zerlegt, während die Einbauten der Reaktoren aus den Blöcken 3 und 4 unzerlegt mit den Reaktordruckgefäßen ins ZLN verbracht wurden.

Einen wichtigen Teil des Gesamtkonzepts zur Stilllegung bildete der Neubau des Zwischenlagers Nord (ZLN, →Abschnitt 4.2.3.3) am Standort des KGR. Im ZLN wurden die abgebrannten Brennelemente aus den Brennelementlagerbecken der Reaktorgebäude und des ZAB sowie die abgebrannten Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Rheinsberg (KKR, →unten) eingelagert. Es dient ferner zur Zwischenlagerung des radioaktiven Abfalls aus KGR und KKR, bis eine Verbringung in ein Endlager möglich sein wird

(→Abschnitt 4.2.6), der Einlagerung der unzerlegten Reaktordruckgefäße (RDG) aus den Blöcken 1 bis 5 und aus dem KKR sowie eines Teils der RDG-Einbauten zum Zwecke des Abklingens über mehrere Jahrzehnte. Der Transport der unzerlegten RDG aus den Reaktorgebäuden ins ZLN mittels eines Schwerlasttransports über die innerbetrieblichen Verkehrswege des Standorts bedingte die Verwendung zusätzlicher Abschirmungen u. a. um die Kernbereiche der RDG und stellte hohe logistische Anforderungen (Abbildung 3.7).



*Abbildung 3.6:
Trockenzerlegeplatz
zur fernhantierten
Zerlegung, hier mit
RDG-Boden*



Abbildung 3.7:
Transport eines Reaktordruckgefäßes aus den Kernkraftwerksblöcken ins ZLN

ZLN und ZAW leisten des Weiteren mit Konditionierungs- und Zerlegeeinrichtungen einen wesentlichen Beitrag bei der Handhabung der großen Materialmengen aus dem Rückbau von KGR, da die Zerlegung von Großkomponenten wie z. B. Dampferzeugern vom Abbau der sonstigen Anlage entkoppelt werden kann. Diese Entkopplung zwischen Abbau und Zerlegung sowie die Durchführung der Abklinglagerung von Großkomponenten haben sich als essentielle Bausteine im Rückbaukonzept für KGR erwiesen. Eine zentrale Dekontaminationswerkstatt als Erweiterung der ZAW wird 2013 in Betrieb genommen. Freimessanlagen (→ Abschnitt 7.4) sorgen für den zügigen Durchsatz von zur Freigabe vorbereitetem Material.

Während die Kontrollbereichsgebäude des KGR nach Abschluss der eigentlichen Rückbau- und Dekontaminationsarbeiten in einigen Jahren noch mehrere Jahrzehnte ohne Nutzung verwahrt werden, wird das Maschinenhaus auch in Zukunft wegen seiner Größe und günstigen Lage zum Industriehafen des Standorts weiter genutzt werden (→Abbildung 3.5). Mit ZLN und ZAW wird dann daneben ein autarker kerntechnischer Standort weiterbetrieben werden, der der Zwischenlagerung von Brennelementen und radioaktiven Abfällen sowie der Behandlung von radioaktiven Reststoffen und Komponenten dient.

3.1.4 Kernkraftwerk Rheinsberg

Das Kernkraftwerk Rheinsberg (KKR) liegt im Land Brandenburg inmitten eines seenreichen Naturschutzgebietes. Es war das erste Kernkraftwerk der DDR und verfügte wie KGR (→Abschnitt 3.1.3) über einen Reaktor sowjetischer Bauart vom Typ WWER, allerdings mit einer elektrischen Leistung von lediglich 70 MWe. Für diese Pilotanlage, die bereits 1966 in Betrieb genommen wurde, war nach ursprünglicher Planung (Stand 1987) die endgültige Abschaltung für 1992 vorgesehen. Als dann Ende 1990 der Beschluss zur Stilllegung der bereits seit Jahresmitte stillstehenden Anlage getroffen wurde, hatte KKR also fast seine geplante Betriebszeit erreicht. Die Stilllegungsgenehmigung wurde am 28. April 1995 erteilt.

Kernkraftwerk Rheinsberg
Kürzel: KKR
Typ: WWER
Leistung: 70 MWe
Betreiber: Energiewerke Nord GmbH, Betriebsteil Rheinsberg
Betrieb: 1966-90
Stilllegung: seit 1995
Status: Rückbau

Als Stilllegungskonzept wurde der unmittelbare Rückbau ohne vorherigen Sicheren Einschluss gewählt. Wie bei den meisten Stilllegungsprojekten üblich, gliedert sich auch bei KKR die Stilllegungsphase in mehrere Genehmigungsetappen. Der Rückbau schritt dabei von den weniger kontaminierten Bereichen zu den hochkontaminierten und aktivierten Materialien des Reaktors voran und endet mit der Dekontamination der Gebäude. Wie bei KGR wird man sich auch bei den Gebäuden des KKR durch eine längerfristige Verwahrung ohne Nutzung den radioaktiven Zerfall zunutze machen. Hierdurch wird das verbleibende Aktivitätsinventar wirksam reduziert, so dass nach Ablauf einer festgelegten Wartezeit die Voraussetzungen zur Freigabe erfüllt sind und der konventionelle Abriss erfolgen kann.

Mit den Demontagearbeiten wurde 1995 begonnen. Vordringlich war das Aufräumen der Anlagenräume, in denen sich die Dampferzeuger und die Hauptumwälzpumpen befanden, um die für die CASTOR-Behälter benötigten Transportbereitstellungsplätze zu schaffen. Diese Arbeiten konnten im August 1998 beendet werden. Die weitere Demontage der Hauptkomponenten und Hilfssysteme des Primärkühlkreislaufer sowie der Anlagen im Maschinenhaus ist bis auf einzelne Restsysteme abgeschlossen. Insgesamt wurden bereits der vollständige Sekundärkreislauf einschließlich der Hilfssysteme und die Anlagen und Systeme des Primärkreislaufs demontiert. Des Weiteren ist auch der vollständige Rückbau des Abfalllagers für feste und flüssige radioaktive Betriebsabfälle (ALfr) weit fortgeschritten: Während das ehemalige Lager für feste Rückstände bereits beseitigt ist, werden gegenwärtig die Gebäudestrukturen des Lagers für flüssige Reststoffe unter Einhausungen abgebaut.

Wie bei KGR wurden auch im KKR für die aktivierten Komponenten des Re-

aktors Trocken- und Nasszerlegeplätze eingerichtet. Abbildung 3.9 zeigt beispielsweise das Umsetzen des Reaktorschachts, d.h. des den eigentlichen Reaktor in voller Länge umgebenden Mantels innerhalb des Reaktordruckbehälters, zur Zerlegung. Alle Zerlegearbeiten an den hochaktivierten Reaktoreinbauten sind abgeschlossen und der Zerlegeplatz selbst ist mittlerweile auch wieder abgebaut worden. Der Reaktordruckbehälter wurde unzerlegt zur Einlagerung ins ZLN gebracht. Der Schienentransport der immerhin fast 170 Mg schweren Last (Reaktordruckbehälter einschließlich Abschirmung) erfolgte im Oktober 2007 mit einem Schwerlastwagen.



Abbildung 3.8:
Das Kernkraftwerk
Rheinsberg

Die aus Stilllegung und Rückbau anfallenden gesamten Reststoffmengen werden auf 330.000 Mg geschätzt, wovon das meiste Material – wie bei Kernkraftwerken üblich (→ Abschnitt 4.1) – restriktionsfrei entsorgt werden kann. Etwa 5 % dieser Menge werden über das ZLN am Standort von KGR (→ Abschnitte 3.1.3 und 4.2.3) entsorgt. Wie bei KGR werden Stilllegung und Rückbau der Anlage weitgehend mit dem in der Zahl zwar reduzierten, aber hochqualifizierten Stammpersonal von KKR realisiert. Hierdurch konnte die vorhandene Anlagen- und Sachkenntnis maximal genutzt und ein großer Teil des Personals weiterhin in Beschäftigung gehalten werden.



Abbildung 3.9:
Umsetzen des
Reaktorschachts zur
Zerlegung

3.1.5 Kernkraftwerk Gundremmingen Block A

Das Kernkraftwerk Gundremmingen Block A (KRB-A) war der erste kommerzielle Siedewasserreaktor in Deutschland. Er hatte eine elektrische Leistung von 250 MWe (brutto), war von 1966 bis 1977 in Betrieb und wird seit 1984 abgebaut. Die Stilllegung wurde am 26. Mai 1983 genehmigt. Der Rückbau erfolgt in einzelnen Phasen, wobei die Phase 1 das Maschinenhaus, Phase 2 die kontaminierten Systeme des Reaktorgebäudes, Phase 3 die aktivierten Komponenten im Reaktorgebäude, wie Reaktordruckgefäß und biologischer Schild, und Phase 4 die Dekontamination und den Abbau der Gebäude beinhaltet.

Mittlerweile ist der Rückbau weit fortgeschritten. Die Zerlegung des Reaktordruckbehälters ist abgeschlossen, die kontaminierten und aktivierten Stahlteile wurden in Gussbehälter verpackt und im Zwischenlager Mitterteich eingelagert. Der biologische Schild wurde zerlegt und entsorgt, wobei der aktivierte Anteil des Betonbruchs zusammen mit Stahlteilen des Reaktors platzsparend in Endlagerbehälter verpackt wurde. Damit sind alle aktivierten Komponenten aus dem Reaktorgebäude entfernt, und es wurde die Gebäudedekontamination durchgeführt.

Bei der Stilllegung von KRB-A wurde Pionierarbeit für das gesamte Gebiet der Stilllegung kerntechnischer Anlagen geleistet, indem durch eine intensive Entwicklung von Zerlege- und Dekontaminationstechniken und die Durchführung zahlreicher Forschungsvorhaben, häufig im Rahmen von Forschungsprogrammen der

Gundremmingen Block A
Kürzel: KRB-A
Typ: SWR
Leistung: 250 MW_e
Betreiber: Kernkraftwerke
 Gundremmingen Betriebsges.
 mbH
Betrieb: 1966-77
Stilllegung: seit 1983
Status: Rückbau, nahezu abge-
 schlossen



Abbildung 3.10:
Der Kernkraftwerks-
standort Gundrem-
mingen – KRB-A am
linken Rand

Europäischen Kommission, umfangreiches Know-how entwickelt und wertvolle Erfahrung zusammengetragen wurde.

Da am Standort Gundremmingen zwei weitere Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor in Betrieb sind, werden Gebäude der Altanlage Block A für betriebliche Erfordernisse als Technologiezentrum weiterverwendet. Für den Betrieb des Technologiezentrums wurde am 5. Januar 2006 eine Genehmigung erteilt. Die Genehmigung umfasst mit Ausnahme des Reaktorgebäudes u. a. die Nutzung des Aufbereitungsgebäudes, des Maschinenhauses, der Betriebsgebäude, des Werkstatt- und Lagergebäudes, des Dieselgebäudes und der Lagerhalle

zur Bearbeitung der Abfälle mit dem Ziel der Freigabe, für die Konditionierung der Abfälle, die Komponenteninstandhaltung, die Herstellung und Lagerung von Werkzeugen und Geräten und für die Lagerung und Transportbereitstellung von konditionierten und unkonditionierten Abfällen bis zu deren Verarbeitung bzw. deren Abtransport. Mit der Nutzung des Technologiezentrums für den Standort wurde 2009 begonnen. Es dient den beiden laufenden Blöcken B und C als Serviceeinrichtung und bündelt die Kompetenz des Standorts im Rückbau und in der Behandlung von Anlagenteilen aus Kernkraftwerken.



Abbildung 3.11:
Sukzessiver Abbau
des Reaktorgebäudes
des Versuchsatom-
kraftwerk Kahl

3.1.6 Versuchsatomkraftwerk Kahl VAK

Das Versuchsatomkraftwerk Kahl (VAK) war das erste Kernkraftwerk in Deutschland und repräsentiert daher eine sehr frühe Kraftwerksgeneration. Nach 25 Betriebsjahren hatte die Anlage ihr Soll erfüllt und wurde 1985 endgültig abgeschaltet. Der Rückbau schloss sich von 1988 bis 2008 an. Die Anlage ist vollständig beseitigt (Abbildung 3.11) und der Standort aus dem Atomrecht entlassen worden.

Auch bei dieser Anlage wurde kein Sicherer Einschluss, sondern der unmittelbare Rückbau verwirklicht. Bei dessen Durchführung konnten viele Erfahrungen aus internationalen Projekten, insbesondere aber auch aus dem Rückbau von KRB-A (Gundremmingen) genutzt werden, was die Planung vereinfachte und zur Kostensicherheit und -reduktion beitrug. Dies traf insbesondere auf die verwendeten Zerlegetechniken zu.

Versuchsatomkraftwerk Kahl

Kürzel: VAK

Typ: SWR

Leistung: 16 MW_e

Betreiber: Versuchsatomkraftwerk Kahl GmbH, Kahl/Main

Betrieb: 1961-85

Stilllegung: 1988-2008

Status: vollständig beseitigt

3.1.7 Heißdampfreaktor Großwelzheim

Der Heißdampfreaktor Großwelzheim (bei Kahl, in unmittelbarer Nachbarschaft zum VAK gelegen) wurde als Prototyp-Anlage von 1969 bis 1971 mit insgesamt nur ca. 200 Betriebsstunden betrieben. Der ursprüngliche Vorteil des Anlagenkonzepts wurde in einem durch die Dampfüberhitzung bedingten höheren Wirkungsgrad als bei damaligen Siedewasserreaktoren gesehen; konstruktive Probleme und erhebliche Fortschritte bei Siedewasserreaktoren glichen diese Vorteile jedoch wieder aus.

Nach der Außerbetriebnahme wurde der HDR für Experimente zur Reaktorsicherheit verwendet, wofür einige Umbauten durchgeführt wurden. Das Programm umfasste u. a. Simulationen von Erdbeben und Flugzeugabstürzen sowie Experimente zum Dampf-Abblasen, zum Brandschutz und zur Wasserstoff-Verpuffung.

Nach erfolgreichem Abschluss des Experimentierprogramms wurde mit den Stilllegungsarbeiten in der Anlage begonnen, wobei das Ziel die endgültige Beseitigung war. Die Durchführung der Experimente hatte insbesondere die Kontaminationsverteilung in der Anlage erheblich beeinflusst, was auch Auswirkungen auf die Dekontamination und die Freigabemessungen hatte. Nach Abschluss der unter atomrechtlicher Genehmigung durchgeführten Rückbauarbeiten erfolgte der konventionelle Abriss der Gebäude (Abbildung 3.12), so dass die Anlage - wie zuvor bereits das Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN) - vollständig vom Erdboden verschwunden ist und die Grüne Wiese im Herbst 1998 wiederhergestellt wurde.

Heißdampfreaktor Großwelzheim

Kürzel: HDR

Typ: Siedewasserreaktor mit Dampfüberhitzung

Leistung: 25 MW_e

Betreiber: FZK

Betrieb: 1969-71; 1974-92 für Experimente zur Reaktorsicherheit

Stilllegung: 1992-98 zur vollständigen Beseitigung

Status: vollständig beseitigt

3.1.8 Kernkraftwerk Würgassen

Bei seiner Inbetriebnahme im Oktober 1971 war das Kernkraftwerk Würgassen (KWW) eines der ersten kommerziellen Kernkraftwerke in Deutschland. 1994 wurden bei einer Revision Rissansätze im Kernmantel festgestellt, die in ähnlicher Form bereits bei anderen Kernkraftwerken in den USA, Schweden, Südkorea und der Schweiz gefunden wor-

Kernkraftwerk Würgassen

Kürzel: KWW

Typ: SWR

Leistung: 670 MW_e

Betreiber: E.ON Kernkraft GmbH

Betrieb: 1971-95

Stilllegung: seit 1997

Status: Rückbau, Freigabe der Gebäude



Abbildung 3.12:
Konventioneller Abriss
der Reaktorkuppel des
HDR im Juni 1998

den waren. Sicherheitstechnische Analysen zeigten zwar, dass diese Rissbefunde zu keinem Zeitpunkt des Betriebes die Sicherheit der Anlage gefährdeten und dass ein zeitlich begrenzter Weiterbetrieb möglich gewesen wäre, auf der Basis wirtschaftlicher Überlegungen wurde aber dennoch die Stilllegung der Anlage Ende Mai 1995 beschlossen.

Als Stilllegungsvariante wurde der unmittelbare Rückbau gewählt, der in sechs genehmigungstechnisch unabhängige Phasen aufgeteilt wurde. Diese Staffelung verfolgte das Ziel, die Zeit bis zum Vorliegen der ersten Genehmigung zu verkürzen und den nachfolgenden Ablauf weiterer Genehmigungsschritte zu optimieren, indem parallel zur Ausführung der bereits genehmigten Arbeiten weitere Schritte vorbereitet werden.

1. Im April 1997 wurde die erste atomrechtliche Genehmigung zur Stilllegung des KWW erteilt. Sie umfasste Stilllegung und Abbau verschiedener Anlagenteile, vorwiegend im Maschinenhaus und in dem Gebäude mit dem unabhängigen Nachkühlsystem (UNS) und Schnellabschaltssystem.
2. Seit Januar 1998 erfolgte der Abbau von kontaminierten Teilen, vorwiegend Rohrleitungen oder Armaturen verschiedener Systeme im Reaktorgebäude.
3. Im Juli 1999 erfolgte die Genehmigung der Demontage des Druckabbausystems und verschiedener beweglicher Reaktoreinbauten.
4. Die Genehmigung für die Phasen 4 und 5 wurde im September 2002 erteilt. In Phase 4 werden der Reaktordruckbehälter, das biologische Schild und das Druckabbausystem demontiert. Das leere UNS-Gebäude wurde zum Lager für radioaktive Abfälle umgebaut, das seinen Betrieb 2005 aufgenommen hat.
5. In der Phase 5 werden die letzten technischen Einrichtungen aus den nicht mehr benötigten Gebäuden entfernt und die Aktivitätsfreiheit der verbliebenen Gebäude nach vorheriger Dekontamination unterhalb von Freigabewerten kontrolliert.
6. In Phase 6 sollen die Gebäude abgebrochen und das Gelände rekultiviert werden. Die Gebäude, welche die Lagerbereiche für radioaktive Abfälle beherbergen, bleiben bis zum Abtransport der Abfälle in ein Endlager erhalten.

Der Rückbau der Anlage ist weit fortgeschritten und in vielen Bereichen bereits abgeschlossen. Nach Demontagearbeiten am Reaktordruckbehälter, am biologischen Schild und am Druckabbausystem wurden bereits nahezu alle technischen Einrichtungen aus den Gebäuden entfernt. Die anfallenden Reststoffmassen (metallische Reststoffe, Bauschutt usw.) werden i. d. R. dekontaminiert und einem Freigabeverfahren unterzogen, an dessen Ende eine Entscheidungsmessung zur Freigabe steht.

Hierdurch wurde die Voraussetzung für die Freigabe der Gebäude geschaffen, die seit 2007 abschnittsweise im Maschinenhaus, dem Reaktorgebäude und den sonstigen Bereichen des Kontrollbereichs erfolgt. Auf die Voruntersuchung der Gebäudeoberflächen zur Feststellung des radiologischen Zustandes folgt – soweit notwendig – eine Dekontamination durch Abtrag der obersten Schichten der Gebäudeoberflächen bis zu einer vorbestimmten Tiefe. Den Abschluss bilden die Entscheidungsmessungen zur Freigabe, wobei die Einhaltung der Freigabewerte (→ Abschnitt 4.3) verifiziert wird.

Den Abschluss der Rückbaumaßnahmen bilden die Freigabe der Gebäude und deren Entlassung aus dem Geltungsbereich des AtG. Das Ende dieser Maßnahmen ist für 2014 vorgesehen. Die Gebäude, die mit dem Lagerbereich für radioaktive Abfälle eine bauliche Einheit darstellen, werden jedoch bis zum Abtransport der Abfälle in das Endlager Konrad stehenbleiben und erst danach, voraussichtlich Mitte der 2020er Jahre, abgerissen werden.

Abbildung 3.13:
Das Kernkraftwerk
Würgassen zu Beginn
der Rückbauarbeiten
nach Entfernung der
Kühltürme



3.1.9 Kernkraftwerk Stade

Das Kernkraftwerk Stade (KKS) verfügte über einen Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 672 MWe (brutto) und produzierte außerdem Fernwärme für einen Salinenbetrieb. Die Anlage ging 1972 in Betrieb und wurde am 14. November 2003 endgültig abgeschaltet. Als Stilllegungsvariante wurde der unmittelbare Rückbau gewählt. Die Genehmigung für die Stilllegung und den Restbetrieb, den Abbau Phase 1 und das Lager für radioaktive Abfälle ist am 7. September 2005 erteilt worden. Die Rückbauphase ist für den Zeitraum 2005 bis etwa 2014 vorgesehen. Der Rückbau erfolgt in mehreren Phasen in ähnlicher Art wie beispielsweise für KWW. Nach der Entlassung aus der atomrechtlichen Überwachung soll der konventionelle Abriss der Gebäude bis zur „Grünen Wiese“ bis Ende 2015 abgeschlossen sein.

Kernkraftwerk Stade
Kürzel: KKS
Typ: DWR
Leistung: 672 MWe
Betreiber: E.ON Kernkraft GmbH und Vattenfall Europe
Betrieb: 1972-2003
Stilllegung: seit 2005
Status: Rückbau

Die Brennelemente sind vor Beginn der Rückbauarbeiten vollständig entladen und zur Wiederaufarbeitung gegeben worden. Der letzte Brennelementtransport erfolgte am 27. April 2005, kurze Zeit vor dem Stichtag, an dem die Möglichkeit der Nutzung der Wiederaufarbeitung endete. Die entstehenden radioaktiven Abfälle werden in einem Lager am Standort aufbewahrt, bis der Abtransport in ein Endlager möglich ist.



*Abbildung 3.14:
Das Kernkraftwerk
Stade vor der Still-
legung*

Die atomrechtliche Genehmigung für den Abbau der Großkomponenten im Sicherheitsbehälter wurde am 15. Februar 2006 erteilt. Im Rahmen des Abbaus der Großkomponenten in Phase 2 wurden im September 2007 die vier Dampferzeuger mit einer Masse von zusammen 660 Mg zur schadlosen Verwertung nach Schweden abtransportiert. Abbildung 3.15 zeigt die Verladung eines Dampferzeugers mit Hilfe eines Schwimmkrans auf das Transportschiff MS Sigyn für den Transport zu einer schwedischen Anlage, in welcher die Zerlegung und das Einschmelzen erfolgten. Unmittelbar benachbart zum Kernkraftwerksstandort liegt das für die Aufnahme der Abfälle aus KKS neu errichtete Lager für radioaktive Abfälle.



*Abbildung 3.15:
Verladung eines
Dampferzeugers mit
Hilfe eines Schwimm-
krans auf das Trans-
portschiff MS Sigyn
für den Abtransport
nach Schweden*

Gegenwärtig befindet sich die Anlage in Phase 3 des Rückbaus, in welcher der Abbau des Reaktordruckbehälters und des Biologischen Schilts erfolgt und die in zwei Teilen 2008 und 2009 genehmigt wurde. Die Zerlegung des Reaktordruckbehälters wurde im Oktober 2010 abgeschlossen.

Die weiteren Phasen des Rückbaus sind wie folgt geplant:

Phase 4: Abbau der restlichen kontaminierten Anlagenteile, Nachweis der Kontaminationsfreiheit, Entlassung der verbleibenden Strukturen aus der atomrechtlichen Überwachung. Die Genehmigung hierzu wurde im Februar 2011 erteilt.

Phase 5: Konventioneller Abbruch der Gebäude.

3.1.10 Kernkraftwerk Obrigheim

Das von 1965 bis 1968 gebaute Kernkraftwerk Obrigheim (KWO) liegt am linken Neckarufer in der Gemeinde Obrigheim im Neckar-Odenwald-Kreis. Im Oktober 1968 speiste der Druckwasserreaktor erstmals elektrische Energie in das Stromnetz ein. In seinen nahezu 37 Betriebsjahren erzeugte das Kernkraftwerk bei einer Verfügbarkeit von über 83 % mehr als 90 Milliarden kWh Strom und versorgte damit jährlich rund 850.000 Haushalte. Das Kernkraftwerk Obrigheim wird – wie die Anlagen in Betrieb befindlichen Anlagen Neckarwestheim und Philippsburg – seit dem 1. Januar 2007 von der EnBW Kernkraft GmbH (EnKK) betrieben.

Kernkraftwerk Obrigheim

Kürzel: KWO

Typ: DWR

Leistung: 357 MW_e

Betreiber: EnBW Kernkraft

Betrieb: 1968-2005

Stilllegung: seit 2009

Status: Rückbau begonnen



Abbildung 3.16:
Das Kernkraftwerk
Obrigheim

Aufgrund der im Jahr 2000 beschlossenen Regelung der Reststrommengen (→Abschnitt 5.2) war die für KWO geltende Strommenge 2005 abgearbeitet. Am 11. Mai 2005 wurde deshalb der Leistungsbetrieb eingestellt. Schon im Dezember hat der Betreiber beim damals dafür zuständigen Wirtschaftsministerium Baden-Württemberg (jetzt: Umweltministerium Baden-Württemberg) beantragt, die Stilllegung, den Stilllegungsbetrieb und den Rückbau des Kernkraftwerks Obrigheim (KWO) nach § 7 Abs. 3 AtG zu genehmigen. Das Umweltministerium Baden-Württemberg hat die 1. Stilllegungs- und Abbaugenehmigung 2008 erteilt.

Mit Erteilung dieser Genehmigung konnte der erste Rückbauschritt beginnen, der mittlerweile praktisch vollständig durchgeführt ist. Die Genehmigung gestattete insbesondere die Außerbetriebnahme und den Abbau von definierten nicht-nuklearen Anlagenteilen im Maschinenhaus. Hierzu zählen die Turbinen und der Generator, Pumpen, Wärmetauscher, Armaturen, Leitungen sowie Behälter. Der Abriss des Maschinenhauses oder anderer Gebäude ist im Umfang der 1. Stilllegungs- und Abbaugenehmigung nicht enthalten.

Zeitgleich zu den ersten Abbauarbeiten wurden die Antragsunterlagen zur Erteilung einer 2. Stilllegungs- und Abbaugenehmigung zur Prüfung eingereicht. Es handelt sich – wie bei den zuvor beschriebenen größeren kerntechnischen Rückbauprojekten – um ein in einzelnen Schritten realisiertes Verfahren. Die Erfahrungen aus dem ersten Rückbauschritt werden hierbei für die nächsten Schritte genutzt. Hierzu gehören neben den technischen Aspekten auch die weitere Verbesserung organisatorischer Regelungen und der Logistik des Reststoffflusses.

Im zweiten Rückbauschritt, für den im Oktober 2011 die Genehmigung erteilt wurde, erfolgt der Abbau von kontaminierten Anlagenteilen im Kontrollbereich, dem Herzstück der Anlage. Hierzu gehören die beiden Dampferzeuger, der Druckhalter sowie die beiden Hauptkühlmittelpumpen und die Hauptkühlmittelleitung. Insgesamt wird der zweite Abbauschritt voraussichtlich zwei Jahre in Anspruch nehmen. Parallel dazu werden die Antragsunterlagen für eine 3. Stilllegungs- und Abbaugenehmigung erarbeitet und im Oktober 2011 eingereicht.

Der dritte Rückbauschritt wird nach dem jetzigen Stand der Planung drei Jahre dauern und umfasst den Abbau von aktivierten Anlagenteilen im Kontrollbereich. Geplant ist der Abbau des Reaktordruckbehälters, der den Reaktorkern mit den Brennelementen umschloss, der zugehörigen Reaktoreinbauten und des biologischen Schildes. Parallel hierzu wird der Antrag für die 4. Stilllegungs- und Abbaugenehmigung erstellt und eingereicht. Im Laufe des vierten und letzten Rückbauschriffs sollen Restsysteme wie beispielsweise der Reaktorgebäudekran, die Kanalisation und lufttechnische Anlagen abgebaut werden.

3.1.11 Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich

Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich
Kürzel: KMK
Typ: DWR
Leistung: 1302 MW_e
Betreiber: RWE Power AG
Betrieb: 1987-88
Stilllegung: seit 2004
Status: Rückbau

Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK) befindet sich in Rheinland-Pfalz, nördlich der Stadt Koblenz. Es wurde von 1975 bis 1986 errichtet. Seine Betriebszeit reichte aus formalen und rechtlichen Gründen lediglich von August 1987 bis September 1988. Ein längerer Rechtsstreit, während dessen die Anlage betriebsbereit, jedoch im Stillstand gehalten wurde, folgte. Die Entscheidung zur Stilllegung fiel 2001 im Rahmen des sogenannten

Atomkonsenses (→Abschnitt 5.2).

Die Brennelemente wurden 2002 vollständig entfernt. Seit Sommer 2004 wird die Anlage zurückgebaut. Aufgrund der kurzen Betriebszeit ist die Anlage nur in sehr geringem Maße kontaminiert, und die kernnahen Strukturen sind nur wenig aktiviert. Aktivitäts- und dosisreduzierend kommt die bereits lange Stillstandszeit hinzu, während derer sich das Aktivitätsinventar durch den radioaktiven Zerfall weiter reduziert hat.

Abbildung 3.17:
Das Kernkraftwerk
Mülheim-Kärlich



Im Zuge der Stilllegung werden alle technischen Einrichtungen aus dem Reaktorgebäude, Maschinenhaus und sonstigen Gebäuden entfernt. Anschließend werden die leeren Gebäude freigegeben und der Abriss der Betonstrukturen kann stattfinden. Der Rückbau gliedert sich in die folgenden Schritte:

1. Schritt: Zu Beginn der Maßnahmen wurden nichtnukleare und schwach radioaktive Teile aus dem nuklearen Bereich beseitigt (Demontage von Turbine, Generator, u.a.). Zu den schwach radioaktiven Teilen aus dem nuklearen Bereich gehören die Isolierung, lufttechnische Komponenten wie Luftkanäle und -filter sowie ebenfalls Rohrleitungen, Behälter, Pumpen und Armaturen. Im nuklearen Bereich müssen die Komponenten teilweise zerlegt und dekontaminiert werden. Bei diesen Maßnahmen fallen nur wenig radioaktive Abfälle an. Für diese geringen Mengen können Kapazitäten in dem geplanten Zwischenlager auf dem Kraftwerksgelände oder in einem zentralen Abfalllager genutzt werden. Stärker kontaminierte Anlagenteile – dazu gehören unter anderem Hilfssysteme am Primärkreislauf wie Not- und Nachkühlsystem, Druckhalte- und Abblasesystem und die Kühlmittelreinigung – werden nachfolgend abgebaut. Es werden hierzu Behandlungs- und Zwischenlagermöglichkeit am Standort eingerichtet, um die dabei anfallenden radioaktiven Abfälle unterbringen zu können. Die Genehmigung für diesen Schritt wurde im Juli 2004 erteilt und im Februar 2006 auf Antrag der RWE um weitere Abbaumaßnahmen sowie Vorgehensweisen für die Entsorgung erweitert.
2. Schritt: Der Primärkreislauf wird mit seinen Rohrleitungen, Dampferzeugern, Primärkühlmittelpumpen und dem Reaktordruckbehälter abgebaut. Der Reaktordruckbehälter mit seinen Einbauten wird dabei zum Teil fernbedient demontiert. Der Antrag für die Erteilung einer Genehmigung zu diesem Schritt wurde im Juni 2010 gestellt und 2012 konkretisiert.
3. Schritt: Die noch vorhandenen Restbetriebssysteme werden abgebaut und wie die Gebäude gereinigt, bis die Anlage komplett frei von Radioaktivität unterhalb von Freigabewerten ist. Danach erfolgt die Entlassung aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes. Hierzu ist noch kein Genehmigungsantrag gestellt worden.
4. Schritt: Die Gebäude werden umgebaut und danach anderen Nutzungen zugeführt oder sie werden wie etwa der weithin sichtbare Kühlturm abgerissen.

3.1.12 Versuchsreaktor Jülich AVR

AVR Jülich**Kürzel:** AVR**Typ:** Hochtemperaturreaktor**Leistung:** 15 MW_e**Betreiber:** Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR) / EWN GmbH**Betrieb:** 1966-88**Stilllegung:** seit 1994 zunächst zum Sicheren Einschluss, seit 2003 Rückbau**Status:** Rückbau

Der AVR, in unmittelbarer Nachbarschaft des Forschungszentrums Jülich gelegen, stellte einen in Deutschland entwickelten experimentellen Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktor dar, der mit Graphit moderiert und mit Heliumgas gekühlt wurde. Der Reaktor hatte eine Leistung von 15 MWe (brutto) und war von 1966 bis 1988 in Betrieb. Die Besonderheit des Anlagendesigns bestand in der Verwendung kugelförmiger Brennelemente, in denen der Moderator Graphit den Brennstoff Uran umschloss und die kontinuierlich den Reaktor durchwanderten. Brennelemente, die den vorgesehenen Ab-

brand erreicht hatten, wurden ausgesondert. Das den Kugelhaufen durchströmende Heliumgas leitete die Wärme ab und transportierte sie zu einem Dampferzeuger. Der dort entstehende Dampf trieb eine konventionelle Turbine mit Generator. Der Kern des AVR enthielt während des Betriebs ungefähr 110.000 Brennelementkugeln, im Laufe der Betriebszeit fielen insgesamt etwa 300.000 Brennelementkugeln an.

Der ursprüngliche Stilllegungsantrag sah die Herstellung des Sicheren Einschlusses vor. Eine Genehmigung hierzu wurde im März 1994 erteilt. In einer ersten Rückbauphase wurden die Brennelemente aus dem Reaktor entfernt und Abbaumaßnahmen außerhalb des Reaktorgebäudes mit Schwerpunkt im Maschinenhaus durchgeführt. Auch die Kühltürme wurden beseitigt. Die Arbeiten zu dessen Umsetzung gestalteten sich unter anderem durch die sehr beengten Platzverhältnisse in der Anlage schwierig und waren mit Verzögerungen gegenüber dem Zeitplan verbunden.



Abbildung 3.18:
Anbau der Materialschleuse an das Reaktorgebäude des AVR

Im Mai 2003 wurde die EWN GmbH alleinige Eigentümerin der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor AVR (→Abschnitt 2.3). Nach dieser Übernahme wurde das Projektziel von „Herstellung Sicherer Einschluss“ in Rückbau zur „Grünen Wiese“ geändert. Während bei Leichtwasserreaktoren der Hauptgrund für die Wahl einer Phase des Sicheren Einschlusses der radioaktive Zerfall eines wesentlichen Teils

des Aktivitätsinventars ist, trifft dies wegen der beteiligten Nuklide (vor allem Strontium-90) bei Hochtemperaturreaktoren nicht zu. Als Vorteil eines zügigen Rückbaus wird ganz wesentlich der Erhalt der Anlagenkenntnisse beim noch verfügbaren Personal gesehen, was insbesondere bei einem weitgehend von experimentellem Charakter geprägten Anlagenbetrieb nicht zu unterschätzen ist.

Mit dieser Änderung in der Zielsetzung war auch eine Änderung im Rückbauverfahren verbunden. Es ist nun geplant, den entladenen Reaktorbehälter als Ganzes herauszunehmen und zwecks Abklings in einer Halle auf dem Gelände des Forschungszentrums Jülich zu lagern. Aus Gründen der Handhabung und der Fixierung des radioaktiven Inventars (Einbauten und Graphitstaub) wurde der Reaktorbehälter hierzu im November 2008 mit Porenleichtbeton, einem Beton sehr geringer Dichte ($\rho \sim 0,7 \text{ Mg/m}^3$), verfüllt. Hierdurch wurde ein wesentlicher Schritt zur sicheren Handhabung und Lagerung dieser mit 28 m Höhe und 7,6 m Durchmesser sehr großen, nunmehr 2100 Mg schweren Komponente erzielt.

Zum Ausheben und zum Abtransport des Reaktorbehälters wurde 2006 ein Anbau an das Reaktorgebäude als Materialschleuse errichtet (\rightarrow Abbildung 3.18). Dieser Anbau, der das alte Reaktorgebäude deutlich überragt, erlaubt es, die Gebäudestruktur des Reaktorgebäudes zum Herausheben der Großkomponenten, insbesondere des Reaktorbehälters, zu öffnen, den Reaktorbehälter aus der Einbaulage zu heben und daneben in der Materialschleuse abzusenken sowie in eine horizontale Transportlage zu kippen. Durch Maßnahmen zur Verhinderung von Kontaminationsverschleppung wird dabei eine Kontamination der Strukturen der Materialschleuse verhindert, so dass eine spätere Freigabe der Materialschleuse möglich ist und zusätzliche radioaktive Abfälle vermieden werden.

Die Entnahme des Reaktorbehälters wird voraussichtlich 2013 oder 2014 erfolgen. Er wird dann in das auf dem Gelände des Forschungszentrums Jülich errichtete neue Zwischenlager transportiert, wo er bis zur späteren Endlagerkonditionierung zwischengelagert wird. Der Abschluss dieser Arbeiten wird einen wesentlichen Schritt auf dem Weg zur erfolgreichen Durchführung des Rückbaus des AVR bis zur „Grünen Wiese“ darstellen.

3.1.13 THTR 300

Der Thorium-Hochtemperaturreaktor THTR 300 in Hamm-Uentrop nahm im Jahre 1985 als Prototyp-Kernkraftwerk, in dessen Entwicklung die Ergebnisse des Betriebs der Anlage AVR einfließen, den Leistungsversuchsbetrieb auf. Die prinzipielle Funktionsweise der Anlage entspricht derjenigen von AVR. Nach dreijährigem Betrieb wurde die Anlage zur planmäßigen Revision abgeschaltet, in deren Zuge Beschädigungen im Bereich der Isolierbleche der Heißgaskanäle festgestellt wurden. Während ein Weiterbetrieb aus technischer Sicht vertretbar erschien, wurde jedoch vom Bund, dem Land Nordrhein-Westfalen und den Gesellschaftern der Betreibergesellschaft HKG der Beschluss gefasst, die Anlage aus finanziellen Gründen stillzulegen und in den Sicherer Einschluss zu überführen.

THTR 300 Hamm-Uentrop

Kürzel: THTR 300

Typ: Hochtemperaturreaktor

Leistung: 308 MW_e

Betreiber: Hochtemperatur

Kernkraftwerk GmbH (HKG)

Betrieb: 1984-88

Stilllegung: 1993-97 zum

Sicheren Einschluss

Status: im Sicherer Einschluss

Die Anlage befindet sich seit Februar 1997 im Sicherer Einschluss. Eine Besonderheit stellte die Entladung des Reaktorkerns dar, die aus genehmigungstechnischen Gründen erst im Zuge der Herleitung des Sicherer Einschlusses erfolgen konnte. Hierbei wurden die 675.000 kugelförmigen Brennelemente aus dem Kern abgezogen und in spezielle CA-STOR-Behälter gefüllt, die im Brennelement-Zwischenlager Ahaus eingelagert wurden.



Abbildung 3.19:
Der THTR-300 während der Betriebsphase (der Kühlturm ist mittlerweile entfernt worden)

3.1.14 SNR 300

SNR 300 Kalkar

Kürzel: SNR 300

Typ: Natrium-gekühlter schneller Brutreaktor

Leistung: 327 MW_e

Betreiber: SBK Schnell-Brüter-Kernkraftwerk GmbH

Betrieb: kein Betrieb

Status: Anlage veräußert

Der SNR 300 in Kalkar, ein Schneller Brutreaktor, stellte einen Reaktortyp dar, der das Uran energetisch etwa 60mal besser ausnutzt als normale Leichtwasser-Kernkraftwerke. Einige Länder mit größeren Kernenergieprogrammen betreiben daher Schnelle Brutreaktoren zur Schonung der Uran-Ressourcen. Die Errichtung des SNR 300 wurde bereits 1973 begonnen. Es handelte sich um ein internationales Projekt unter belgischer und niederländischer Beteiligung und einer

Zusammenarbeit mit Frankreich. Der lange Weg bis zur schließlichen Einstellung des Projektes im März 1991 war gekennzeichnet durch ein sich sehr lange hinziehendes Genehmigungsverfahren, in dessen Folge die Errichtungskosten stark anstiegen. Die Anlage wurde trotz positiver Gutachteräußerungen nie nuklear in Betrieb genommen.



Abbildung 3.20:
Der SNR 300 am Niederrhein

Ein wesentlicher Grund für die Entscheidung, das Projekt einzustellen, war das hohe finanzielle Risiko wegen der Unsicherheit, ob die Betriebsgenehmigung je erteilt werden würde. Im November 1995 wurde die Anlage an die Kern-Wasser-Wunderland Freizeitpark GmbH eines niederländischen Investors veräußert, der sie in den folgenden Jahren zu einem Freizeitpark umgestaltete. Bis dahin waren umgerechnet etwa 3,5 Mrd. Euro in das Projekt investiert worden.

Während sich aus der Anlage selbst keine kerntechnischen Stilllegungsaufgaben ergeben, waren doch die (sämtlich unbestrahlten) SNR-Brennelemente zu entsorgen. Die bereits gefertigten Brennelemente werden in Frankreich zu Mischoxid (MOX)-Brennelementen für Leichtwasserreaktoren verarbeitet.

3.2 Forschungsreaktoren

3.2.1 Forschungsreaktor FR 2

Der Forschungsreaktor 2 (FR 2) war der erste deutsche Reaktor, der nach eigenem Konzept und in eigener Verantwortung in der Bundesrepublik Deutschland errichtet wurde. Seine Grundsteinlegung bildete gleichzeitig auch den Beginn des Forschungszentrums Karlsruhe (→Abschnitt 2.2.1, Seite 25). Der Reaktor wurde als Neutronenquelle für Experimente aus dem Bereich der Grundlagenforschung, für Bestrahlungsexperimente an Proben, für Versuche zur Reaktorsicherheit sowie zur Isotopenproduktion für die Nuklearmedizin verwendet. Anfang der achtziger Jahre ließen die technischen Entwicklungen und die Anforderungen an Neutronenquellen ein Ende der nützlichen Lebensdauer des Reaktors erkennen, so dass die Anlage im Dezember 1981 endgültig abgeschaltet wurde. 1982 bis 1986 erfolgten die Entladung der Brennelemente aus dem Reaktorkern, die Abfüllung des Kühlmittels D_2O und dessen externe Weiterverwertung sowie der Abbau der Versuchskreisläufe. Ab 1986 wurde das Reaktorgebäude für weitere Großexperimente zur Sicherheit von Leichtwasserreaktoren für einige Jahre nochmals genutzt, bevor ab 1993 die weiteren Rückbau- und Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt wurden.

Anlage: Forschungsreaktor
Kürzel: FR 2
Typ: Schwerwasserreaktor
Leistung: 44 MW_{th}
Betreiber: WAK GmbH
Betrieb: 1961-81
Stilllegung: 1982-1996 zum
Sicheren Einschluss
Status: im Sicheren Einschluss



Abbildung 3.21:
Die Ausstellung in der
Reaktorhalle des FR 2

Am 20.11.1996 wurde die Stilllegung des FR 2 mit der Erreichung des Sicheren Einschlusses vorläufig abgeschlossen. Mit Ausnahme des Reaktorblocks sind alle radioaktiven Komponenten aus der Anlage entfernt, ferner wurden Neben- und Hilfsanlagen sowie nicht mehr sinnvoll nutzbare Gebäude entfernt und der freigewordene Baugrund rekultiviert. Zum Bereich des Sicheren Einschlusses gehören der Reaktorblock (Reaktortank und die Abschirmung aus Stahl und Beton). Im zugänglich gemachten Reaktorgebäude wurde eine ständige Ausstellung zur Geschichte und Entwicklung der Kernenergie und zur kerntechnischen Forschung im Forschungszentrum Karlsruhe eingerichtet.

3.2.2 Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage KNK I und II

KNK Karlsruhe

Kürzel: KNK

Typ: Brutreaktor

Leistung: 20 MW_e

Betreiber: Kernkraftwerk Betriebsges. (KBG), WAK GmbH

Betrieb: KNK I: 1971-74,

KNK II: 1977-91

Stilllegung: seit 1991 zur vollständigen Beseitigung

Status: im Rückbau

Bei der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage KNK handelte es sich um eine Versuchsanlage, die der Planung und dem Betrieb von natriumgekühlten Kernreaktoren, den schnellen Brutreaktoren, diente. Die Bezeichnungen KNK I und KNK II beziehen sich auf die beiden eingesetzten Kerne: Die Anlage wurde zunächst mit einem thermischen Kern errichtet und von 1971 bis 1974 betrieben worden. 1977 wurde sie zu einem schnellen Brutreaktor umgebaut. Kennzeichnend für den KNK ist die Verwendung des Metalls

Natrium als Kühlmittel, das eine sehr hohe Leistungsdichte im Kern ermöglicht und eine hohe Kühlmitteltemperatur ohne Druckaufbau zu erreichen gestattet. Auch im Sekundärkreislauf wurde Natrium verwendet, erst das Tertiärsystem war ein konventioneller Wasser-Dampf-Kreislauf, der eine Turbine mit Generator trieb.

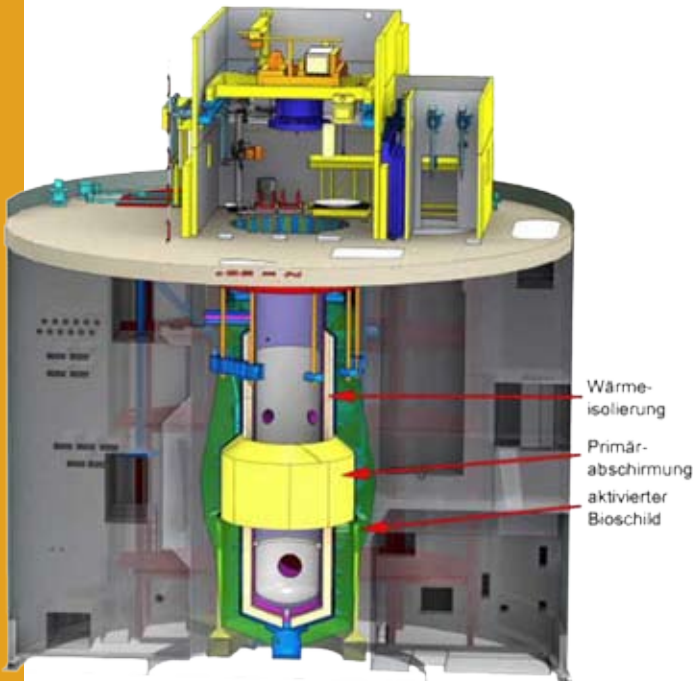


Abbildung 3.22:
Querschnitt des
Reaktorgebäudes der
KNK-II nach Ausbau
des Reaktortanks

Mit der Aufgabe dieser Reaktorlinie in Deutschland, die durch den nie in Betrieb gegangenen SNR 300 (→Seite 58) vertreten war, entfiel auch die Notwendigkeit zum Weiterbetrieb der KNK. Die Anlage wurde daher im August 1991 endgültig abgeschaltet. Bei der seither laufenden Stilllegung wurde die Anlage von den nicht bzw. am wenigsten kontaminierten Teilen bis hin zum Primärkreislauf und Reaktor zurückgebaut. In den ersten acht Rückbauschritten wurden bis Ende 2002 die Brennelemente und das Natrium entsorgt, nicht mehr benötigte Anlagen und Systeme außer Betrieb genommen, die Kühltürme und das Maschinenhaus abgerissen, die Sekundär- und Primär-Natrium-Kühlkreisläufe vollständig demontiert und der Reaktordrehdeckel ausgebaut.

Im neunten der insgesamt zehn Rückbauschritte erfolgte die Demontage des Reaktortanks und des biologischen Schilds. Über dem Reaktortank wurde eine Einhausung mit dicken Abschirmwänden und Fernhandlungseinrichtungen aufgebaut und das vorher erprobte Zerlegewerkzeug mit dem Zellenkran in den Reaktortank abgelassen. Der Reaktortank und seine Einbauten (ca. 43 Mg) wurden in fassgroße Stücke zerlegt, die abgebauten Teile fernhantiert in abgeschirmte Transportcontainer geladen und zur weiteren Bearbeitung und Lagerung zur benachbarten Hauptabteilung Dekontaminationsbetriebe (HDB) transportiert.

Im Anschluss wurden die Wärmeisolierung (ca. 28 Mg Schamottsteine und Steinwolle), die Primärabschirmung (90 Mg Grauguss) und der aktivierte Teil des biologischen Schildes (ca. 330 Mg Schwerstbeton) ebenfalls fernhantiert abgebaut. Parallel hierzu erfolgte die Zerlegung der Natrium-Kühlfallen. Das sich in den Kühlfallen befindliche Natrium wurde teilweise in Lauge überführt, teilweise in einer Spezialanlage in Großbritannien verbrannt, und die Restteile wurden entsorgt. Das Natrium, das in Brutreaktoren zur Kühlung verwendet wird und das während des Betriebs vor allem durch Tritium und Cs-137 kontaminiert und zu Na-22 aktiviert wird, stellt eine besondere Entsorgungsaufgabe dar, nicht zuletzt wegen der heftigen Reaktion, die sich bei Kontakt von Natrium mit Luft ergeben würde.

Im 10. und letzten Rückbauschritt werden die noch verbliebenen Hilfsanlagen abgebaut sowie die restlichen Gebäude ggf. dekontaminiert und freigemessen werden. Nach erfolgter Freigabe werden die Gebäude konventionell abgerissen und das Gelände anschließend rekultiviert. Alle Arbeiten sollen bis etwa 2019 mit dem Ziel der „Grünen Wiese“ beendet sein.

3.2.3 Mehrzweckforschungsreaktor MZFR

Der Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) war ein schwerwassergekühlter und -moderierter Druckwasserreaktor. Der Reaktor verfügte über eine thermische Leistung von 200 MWth und eine elektrische Leistung von 58 MWe. Zweck der Anlage war das Sammeln von Erfahrungen für die Planung, Errichtung und Betrieb von Schwerwasser-Reaktorsystemen und das Testen von Brennelementen und Werkstoffen.

Der MZFR wurde von 1961 bis 1966 gebaut und erstmals am 29. September 1965 kritisch. Nach einem erfolgreichen Betrieb über fast 19 Jahre wurde der Reaktor am 3. Mai 1984 abgeschaltet. In diesem Jahr erfolgte auch bereits die Entladung der Brennelemente, die an die WAK abgegeben wurden. Die eigentlichen Stilllegungsarbeiten, deren Ziel die vollständige Beseitigung ist, wurden 1987 begonnen.

Während zunächst ein Sicherer Einschluss der Anlage vorgesehen war, entschied man sich dann angesichts der deutlichen Vorteile, insbesondere bei den Kosten, für

Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe

Kürzel: MZFR

Typ: Druckwasserreaktor, schwerwassergekühlt und -moderiert

Leistung: 58 MW

Betreiber: WAK GmbH

Betrieb: 1965-84

Stilllegung: seit 1984 zur vollständigen Beseitigung

Status: im Rückbau

einen vollständigen Rückbau. Das Stilllegungskonzept für die komplette Beseitigung der Anlage bis zur „Grünen Wiese“ sieht die folgenden acht Rückbauschritte vor:

- 1./2. Außerbetriebnahme aller nicht benötigten Systeme, Trocknung aller D₂O-Systeme, Reduzierung der weiterhin benötigten Hilfsanlagen, Abbau der Heizwasserversorgung
3. Demontage der Kraftwerksanlage, der Abwasseraufbereitung, der Notstromanlage und Abriss der Kühltürme
4. Demontage der Reaktorhilfssysteme, Abbau des Sekundärsystems im Reaktorgebäude, Dekontamination des Primärsystems
5. Abbau der Zaunanlage
6. Demontage des Primärsystems und der Reaktorsysteme im Reaktorgebäude
7. Fernbediente Demontage des Reaktordruckbehälters mit Einbauten
8. Dekontamination und Abriss der Gebäude bis zur „Grünen Wiese“



Abbildung 3.23:
Blick auf den Reaktordruckbehälter des MZFR vor dem Abbau

Der Rückbau soll nach derzeitigem Zeitplan etwa 2015 abgeschlossen sein. Das Projekt hat 2011 mit der Demontage und Zerlegung des 400 Mg schweren Reaktordruckbehälters (RDB) und aller seiner Einbauten sowie des aktivierten Biologischen Schildes den siebten Rückbauschritt abgeschlossen. Es schließt sich nun die Dekontamination der Gebäude an.

Im Rahmen des Rückbaus sind etwa 72.000 Mg Beton und 7.200 Mg Metall zu beseitigen. Etwa 1000 Mg Beton (600 Mg Biologischer Schild) und 1680 Mg Metall sind als radioaktive Abfälle einzustufen.

3.2.4 Forschungsreaktor FRJ-1 MERLIN

**Forschungsreaktor FRJ-1
MERLIN, Jülich**
Kürzel: FRJ-1
Typ: Schwimmbadreaktor
Leistung: 10 MW_{th}
Betreiber: Forschungszentr.
Jülich
Betrieb: 1962-85
Stilllegung: 1997-2008
Status: vollständig beseitigt

Der Forschungsreaktor Jülich 1 (FRJ-1) „MERLIN“ (*Medium Energy Research Light water moderated Industrial Nuclear reactor*) wurde im März 1985 endgültig abgeschaltet, nachdem er in seiner 23-jährigen Betriebszeit im Forschungszentrum Jülich vorwiegend der Materialforschung gedient hatte. Nach der Außerbetriebnahme wurden die Brennelemente, die hochangereichertes Uran enthielten, entladen

und zur Wiederaufarbeitung in die USA und ins schottische Dounreay transportiert. Parallel zu dieser Phase des Stillstands- oder Nachbetriebs wurde zunächst eine Genehmigung für die Überführung der Anlage in den Sicheren Einschluss beantragt. Da allerdings mittlerweile die Aktivität kurzlebiger Radionuklide ohnehin weitestgehend abgeklungen war und sich die Aktivitäten langlebiger Radionuklide auch bei längerer Wartezeit kaum reduzieren würden, wurde in der Zwischenzeit beschlossen, die Anlage mittels Teilgenehmigungen schrittweise vollständig abzubauen.



Abbildung 3.24:
Abheben der Dach-
struktur des FRJ-1

Im Juli 1997 wurde die erste Teilgenehmigung zur Stilllegung und zum Abbau von Anlagenteilen erteilt. Bis Ende 1998 wurde das komplette Sekundärkühlsystem entfernt. Dem Abbau der Kühlkreisläufe und Experimentiereinrichtungen folgte im Jahr 2000 der Ausbau der Reaktortankeinbauten einschließlich des Ablassens des Reaktortankwassers. Im Anschluss wurde im Oktober 2001 mit dem Abbau des aktivierten Reaktorblocks begonnen. Der gesamte Rückbau wurde im September 2008 mit dem Abtragen der Gebäudestruktur beendet.

3.2.5 Forschungsreaktor FRJ-2 DIDO

Der Forschungsreaktor Jülich 2 (FRJ-2) vom Typ DIDO war ein Forschungsreaktor, der von 1962 bis 2006 im Forschungszentrum Jülich betrieben wurde (DIDO ist ein mit schwerem Wasser moderierter und gekühlter Forschungsreakortyp, dessen Name von D_2O , der chemischen Formel für schweres Wasser, abgeleitet ist). Er war mit einer Nennleistung von zuletzt 23 MW der drittgrößte Forschungsreaktor, der je in Deutschland in Betrieb war und wurde insbesondere als Neutronenquelle zu Forschungszwecken eingesetzt. 1968 wurde an das Reaktorgebäude ein externes Neutronenmesshaus angebaut, das später durch ein größeres Elektronenleiter-Labor ersetzt wurde, das verschiedene Neutronenstreu-Instrumente für Material- und Strukturfor- schung beherbergte. Die gesamte Reaktoranlage wurde während der Betriebszeit lau- fend modernisiert und dem Stand von Wissenschaft und Technik angepasst.

Am 2. Mai 2006 wurde der Reaktor schließlich nach fast 44-jähriger Laufzeit ab- geschaltet. Als Ersatz für die am Standort entfallene Kapazität zur Erzeugung von

Forschungsreaktor Jülich 2
Kürzel: FRJ-2
Typ: DIDO
Leistung: 23 MW_{th}
Betreiber: Forschungszentrum Jülich
Betrieb: 1962-2006
Status: endgültig abgeschaltet, Stilllegung begonnen



Abbildung 3.25:
Der FRJ-2 mit Neben-
gebäuden (links im
Hintergrund der AVR)

Neutronen nutzen die Wissenschaftler des Forschungszentrums Jülich nun Kapazitäten des FRM-II in Garching (→Abschnitt 2.2.7).

Zurzeit befindet sich der Reaktor in der Nachbetriebsphase. Der Antrag auf Stilllegung wurde beim Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Energie des Landes Nordrhein-Westfalen am 27. April 2007 eingereicht, die Stilllegungsgenehmigung wurde am 20.09.2012 erteilt. Der Rückbau der Reaktoranlage bis zur „Grünen Wiese“ wird vom Forschungszentrum Jülich geleitet und ist bis etwa 2021 veranschlagt.

3.2.6 TRIGA-Reaktor der Medizinischen Hochschule Hannover

Forschungsreaktor

Kürzel: FRH

Typ: TRIGA

Leistung: 0,25 MW_{th}

Betreiber: Medizin. Hochschule Hannover, Abt. Nuklearmedizin

Betrieb: 1973-95

Stilllegung: 2006-2007

Status: vollständig beseitigt

Der Reaktor FRH der Abteilung Nuklearmedizin der Medizinischen Hochschule Hannover vom Typ TRIGA („*Training, Research, Isotopes, General Atomics*“) war von 1973 bis 1995 in Betrieb und diente der Erzeugung neuer kurzlebiger Radionuklide, um deren Anwendung in der Nuklearmedizin zu erforschen, sowie für andere Bestrahlungen im Rahmen von Aktivierungsanalysen. Da diese für diagnostische Verfahren eingesetzten Radiopharmaka physikalische Halbwertszeiten im Bereich von Minuten bis Stunden

haben, sollte die Herstellung möglichst nahe an der Anwendung sein, um Transportzeiten so kurz wie möglich zu halten. Deshalb wurde der Reaktor in das Gebäude der Nuklearmedizin integriert, was bei der Stilllegungsplanung als ein entscheidender Faktor berücksichtigt werden musste. Der Stilllegungsbeschluss wurde gefasst, als die Anlage in der nuklearmedizinischen Forschung nicht mehr benötigt wurde und eine aufwendige Umrüstung für andere Forschungsaufgaben nicht gerechtfertigt schien.

Die Stilllegung des Reaktors stellt ein Beispiel für eine kleinere Anlage dar, bei der die anstehende Beseitigung nicht von komplizierten Rückbauverfahren oder großen Reststoff- und Abfallmengen bestimmt ist. Vielmehr legten bauliche Gegebenheiten sowie die Möglichkeit, die Brennelemente abgeben zu können, die Randbedingungen und den Zeitpunkt für die Stilllegung fest. Bei der Betriebseinstellung befanden sich die Brennelemente zum größten Teil im Kern, im Reaktortank und teilweise auch in den Lagerstellen des Reaktortanks. Für die Brennelemente wurde die Rückführung ins Herkunftsland USA angestrebt, die 1999 verwirklicht wurde.

Die Medizinische Hochschule Hannover beantragte am 22. Februar 2002 die Stilllegung der Reaktoranlage beim Niedersächsischen Ministerium für Umwelt und Klimaschutz. Die Genehmigung zur Stilllegung wurde vom Ministerium schließlich am 8. Mai 2006 erteilt. Der Forschungsreaktor wurde daraufhin vollständig zurückgebaut. Der Reaktorkern wurde im Juni 2006 demontiert. Insgesamt wurden dabei etwa 7 Mg radioaktiver Abfall abgebaut und verpackt sowie etwa 40 Mg Reststoffe entsorgt. Der radioaktive Abfall wurde an die Landessammelstelle am Forschungszentrum Jülich übergeben. Im Jahr 2007 konnte die Anlage aus dem Gültigkeitsbereich des Atomgesetzes entlassen werden.

3.2.7 Forschungsreaktor FMRB Braunschweig

Der Forschungs- und Messreaktor Braunschweig (FMRB) der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) in Braunschweig war von 1967 bis 1995 in Betrieb. Er wurde für die Grundlagenforschung in der Neutronen- und Festkörperphysik verwendet. Die Außerbetriebnahme erfolgte, als abzusehen war, dass eine Rückführung der abgebrannten Brennelemente in die USA 1996 möglich sein würde. Wie beim TRIGA-Reaktor der Medizinischen Hochschule Hannover (→Abschnitt 3.2.6) wurde also auch hier die Stilllegungsplanung entscheidend von der Möglichkeit der Brennelement-Entsorgung bestimmt, da diese hochangereichertes Uran enthielten.

Forschungs- und Messreaktor Braunschweig
Kürzel: FMRB
Typ: Schwimmbadreaktor
Leistung: 1 MW_{th}
Betreiber: Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB)
Betrieb: 1967-95
Stilllegung: 2001-2005
Status: vollständig beseitigt



Abbildung 3.26:
 Blick in die leere Experimentierhalle des FMRB nach Abschluss der Stilllegung

Der Beginn der Stilllegungs- und Rückbaumaßnahmen ist insbesondere bei Forschungsreaktoren wesentlich mit der Verfügbarkeit einer Entsorgungsmöglichkeit für die Brennelemente verknüpft.

Am 28. Juli 2005 wurde der Rückbau abgeschlossen, und das Reaktorgebäude konnte aus der atomrechtlichen Aufsicht entlassen werden. Das leerstehende, freigegebene Reaktorgebäude soll in Zukunft den Fachbereich „Wissenschaftlicher Gerätebau“ der PTB beherbergen.

3.2.8 Forschungsreaktor München FRM

Forschungsreaktor München**Kürzel:** FRM**Typ:** Schwimmbadreaktor**Leistung:** 4 MW_{th}**Betreiber:** Technische Universität München, Garching**Betrieb:** 1957-2000**Status:** endgültig abgeschaltet, Vorbereitungen zur Stilllegung

Der Forschungsreaktor München (FRM) war ein leichtwassermoderierter Schwimmbadreaktor, der am 31.10.1957 als erster Reaktor in Deutschland in Betrieb ging. Wegen seiner charakteristischen Form erhielt er den Spitznamen „Atom-Ei“. Nach nahezu 43-jährigem Betrieb als Neutronenquelle für die Physik, die Medizin und andere Forschungsgebiete wurde er am 28.07.2000 endgültig abgeschaltet, um Platz für seinen Nachfolger zu machen. Als neue, wesentlich leistungsfähigere Neutronenquelle für die Forschung wurde am Standort der FRM-II unmittelbar neben dem FRM errichtet und im März 2004 in Betrieb genommen.



Abbildung 3.27:
Der FRM II neben
dem FRM am rechten
Bildrand

Das Genehmigungsverfahren zur Stilllegung des FRM ist praktisch abgeschlossen. Nach Stilllegung der eigentlichen Reaktoranlage und Umbau des Gebäudeinneren soll das unter Denkmalschutz stehende Reaktorgebäude in die Anlage des FRM-II integriert werden.

3.2.9 Forschungsreaktor RFR Rossendorf

Rossendorfer Forschungsreaktor**Kürzel:** RFR**Typ:** Tankreaktor, WWR-S**Leistung:** 10 MW_{th}**Betreiber:** VKTA Rossendorf e.V.**Betrieb:** 1957-91**Stilllegung:** seit 1998**Status:** im Rückbau

Am Standort Rossendorf (→Abschnitt 2.2.5) befinden sich der Forschungsreaktor RFR sowie zwei wegen ihrer sehr geringen Leistung so genannte „Null-Leistungsanlagen“, alle in der Trägerschaft des Vereins für Kernverfahrenstechnik und Analytik (VKTA) Rossendorf e.V. Die nähere Betrachtung dieser Anlagen ist insbesondere aus genehmigungstechnischer Sicht interessant, da sie für mehrere Jahre ohne eine bestehende Genehmigung in einem abgeschalteten, aber betriebsbereiten Zustand gehalten wurden. Diese Situation ist für deutsche Anlagen als einmalig zu bezeichnen.

Der RFR war ein leichtwassermoderierter und -gekühlter Tankreaktor sowie jetziger Bauart vom Typ WWR-S. Noch 1987 bis 1989 erfolgte eine umfangreiche

Rekonstruktion des Reaktors, bei der ein komplett neuer Reaktorbehälter einschließlich des Kerns und aller Einbauten montiert wurde. Für den rekonstruierten RFR lag eine bis Juni 1991 befristete DDR-Genehmigung für den Versuchsbetrieb vor. Der Antrag auf Dauerbetriebsgenehmigung vom März 1991 wurde nicht mehr bearbeitet. Stattdessen erließ die neu gebildete sächsische Genehmigungsbehörde für den RFR eine Aufsichtliche Anordnung, die den Reaktorbetrieb untersagte. Im Januar 1998 wurde die erste Stilllegungsgenehmigung erteilt.

Die Halle des RFR beherbergte zwei Brennelementlagerbecken, in denen sich zum Zeitpunkt der endgültigen Abschaltung alle bisher im RFR benutzten Brennelemente (mit Ausnahme der Kernbeladung) befanden. Da durch die Aufsichtliche Anordnung auch die Umgangsgenehmigung mit radioaktiven Stoffen und Kernbrennstoffen stark eingeschränkt wurde, konnte der Brennstoff nicht aus dem Kern entladen bzw. vom Standort abtransportiert werden. Hauptinhalt der 1. Stilllegungsgenehmigung für RFR war daher die Entladung der Brennelemente aus dem Kern in die Lagerbecken. Die Brennelemente wurden anschließend in CASTOR-Behälter geladen und wurden 2005 ins Brennelement-Zwischenlager Ahaus transportiert, wo sie seither zwischengelagert werden.

Mit dem Rückbau der Reaktoranlage wurde im Januar 2001 begonnen und praktisch alle technologischen Komponenten des Reaktors wurden rückgebaut. Der vollständige Rückbau zur „Grünen Wiese“ wird jedoch aufgrund einer längeren Rückbauunterbrechung erst in einigen Jahren beendet werden können.



Abbildung 3.28:
Der RFR in der Betriebsphase

3.2.10 Siemens-Unterrichtsreaktor SUR 100 Hamburg

Im Leistungsspektrum kerntechnischer Anlagen an unterster Stelle mit lediglich 100 mW stehen in Deutschland die Siemens-Unterrichtsreaktoren (SUR). Aufgrund der geringen Leistung erhöht sich selbst im eigentlichen Kern die Temperatur im Betrieb praktisch nicht, weswegen die sonst bei Reaktoren üblichen Systeme zur Wärmeabfuhr nicht notwendig sind. Ferner ergibt sich aufgrund der geringen Leistung nahezu kein Abbrand des Kernbrennstoffs. Trotz der sehr geringen Leistung und des einfachen Aufbaus dieser Reaktoren verläuft die Stilllegung nach denselben Grundsätzen wie die eines Leistungsreaktors, wenn auch in erheblich kürzerer Zeit und mit weit geringerem Aufwand.

Die Fachhochschule Hamburg betrieb von 1965 bis 1999 einen SUR. Im August 1992 wurde der Entschluss gefasst, an der FH Hamburg das Lehrangebot in allen Fächern mit Bezug zu Kerntechnik und Strahlenschutz zu beenden. Der Reaktor musste allerdings in Betriebsbereitschaft bleiben, um weiterhin die Durchführung der Brennstoffkontrollen durch EURATOM und IAEA zu ermöglichen. Die Stilllegung wurde 1998 eingeleitet. Im Juli 1999 wurde die Spaltzone (der „Kern“) des Reaktors unter Aufsicht der Umweltbehörde Hamburg ausgebaut und in staatliche Verwahrung gegeben. Der eigentliche Abbau und die Zerlegung des Reaktors nahmen nur wenige Wochen in Anspruch.

Der Brennstoff Uranoxid ist bei diesem Reaktortyp homogen in Polyethylen eingebettet, wobei die Gesamtmasse des Urans etwa 3,4 kg beträgt. Die benutzten „Kerne“ dieser Reaktoren stellen aufgrund der extrem niedrigen Leistung und der geringen Umsetzung des Urans im rechtlichen Sinne keinen abgebrannten Kernbrennstoff dar. In einem speziell entwickelten Verfahren wurde daher das Uranoxid durch Pyrolyse und Nachverbrennung aus den PE-Brennstoffplatten herausgetrennt werden und das auf ca. 20 % angereicherte Uran mit abgereichertem Uran auf einen niedrigen Anreicherungsgrad heruntergemischt. Es ist dann in LWR-Brennelementen nutzbar.



Abbildung 3.29:
Der SUR-HH der Fachhochschule Hamburg
– links im Betriebszustand, rechts Zerlegung der freigesetzten Bauteile

3.2.11 Das Nuklearschiff „Otto Hahn“

Der Frachter „NS Otto Hahn“, benannt nach dem Kernchemiker und Nobelpreisträger Otto Hahn, lief 1964 als einziges deutsches Schiff mit Kernenergieantrieb vom Stapel. Der Einbau des nuklearen Antriebs erstreckte sich noch bis 1968. Es war damals das insgesamt dritte zivile Schiff mit dieser Antriebsart nach dem sowjetischen Eisbrecher „Lenin“ und der amerikanischen „Savannah“.

Die „Otto Hahn“ absolvierte am 11. Oktober 1968 ihre erste Probefahrt und wurde danach bis 1979 als Forschungsschiff betrieben. Man wollte mit diesem Schiff Erfahrungen für zukünftige nukleare Schiffsantriebe sammeln, wobei es jedoch gleichzeitig auch als Erzfrachter zum quasi-kommerziellen Einsatz kommen sollte. Einer der wesentlichen Gründe für die Beendigung des nuklearen Betriebs war, dass ausländische Häfen und wichtige Schifffahrtswege wie der Suez- oder der Panamakanal nicht im gewünschten Umfang für nuklear betriebene Schiffe zugänglich waren oder freigegeben wurden. Der nukleare Antrieb der „Otto Hahn“ wurde daraufhin 1979 stillgelegt. Die ausgebauten nuklearen Teile wurden im Forschungszentrum Geesthacht (→Abschnitt 2.2.3) eingelagert.

Abbildung 3.30:
Die „Otto Hahn“ vor
Kapstadt 1970



Das Schiff wurde vollständig dekontaminiert und freigegeben und 1982 zu einem Containerschiff mit konventionellem Dieselantrieb umgebaut. Es ist bis heute in Dienst.

3.3 Anlagen des Brennstoffkreislaufs

3.3.1 Brennelementfabriken HOBEG, NUKEM-A und Siemens Betriebsteil Uran

Am Standort Hanau wurden verschiedene Anlagen zur Herstellung von Brennelementen errichtet und betrieben (→ Tabelle 2.7), deren Stilllegung mittlerweile abgeschlossen ist und die vollständig beseitigt wurden.

Die Brennelementfabrik der Hochtemperatur-Reaktor-Brennelement GmbH (HOBEG) in Hanau fertigte bis 1988 Brennelemente für Hochtemperatur-Reaktoren, wobei die Brennelementkerne in der benachbarten Produktionsstätte NUKEM-A hergestellt wurden. 1988 teilte die NUKEM dem zuständigen Hessischen Ministerium für Umwelt und Reaktorsicherheit ihre Entscheidung mit, die Produktion nicht weiter zu betreiben, wobei rechtliche und wirtschaftliche Gründe, nicht zuletzt das damals sich verändernde politische Umfeld, angeführt wurden. In der Folgezeit wurden die Kernbrennstoffe aus den Anlagen NUKEM-A und HOBEG abgegeben und die Stilllegungsanträge für beide Anlagen gestellt.

Die HOBEG-Anlage wurde als erste der Anlagen vollständig zurückgebaut, die Freigabe der HOBEG-Gebäude zur konventionellen Nutzung erfolgte Ende 1995. Für die Anlage NUKEM-A wurde die 1. Stilllegungsgenehmigung bereits 1993 erteilt, die wesentlichen Rückbauarbeiten begannen aber erst 2000 nach Erteilung der 2. Stilllegungsgenehmigung. Die Anlage wurde vollständig abgebaut, 2006 wurde der Standort aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen. Lediglich in einem kleinen Bereich erfolgen noch Arbeiten zur Grundwassersanierung.

Die Urananlage der Siemens AG wurde von 1969 bis 1995 zur Herstellung von LWR-Brennelementen betrieben. Auch dieser Standort wurde mittlerweile aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen. Analog wurde bei der Anlage der Siemens AG

HOBEG, NUKEM und Siemens Hanau
Typ: Brennelementherstellung
Betreiber: NUKEM GmbH, Siemens AG
Betrieb: →Tabelle 2.7
Stilllegung: →Tabelle 2.7
Status: vollständig beseitigt



Abbildung 3.31:
Äußere Ansicht der
HOBEG-Anlage wäh-
rend des Betriebs



Abbildung 3.32:
Gerüste in der
HOBEG-Anlage zur
Dekontamination und
für Freigabemes-
sungen



Abbildung 3.33:
Sortieranlage für
Bauschutt und Erd-
reich bei der Anlage
NUKEM-A

zur Fertigung von MOX-Brennelementen verfahren, die 1991 endgültig abgeschaltet wurde und mittlerweile ebenfalls vollständig beseitigt ist.

Die Kontamination dieser Anlagen wurde zum großen Teil durch Uran und Thorium gebildet, also Radionuklide, die auch in der normalen Baustuktur aufgrund des natürlichen Aktivitätsgehalts der Baumaterialien vorhanden sind. Bei der Freigabe musste daher ein Weg gefunden werden, den durch den eigentlichen Anlagenbetrieb zusätzlich verursachen Gehalt dieser Radionuklide von der natürlichen Aktivität getrennt zu erfassen und zu bewerten. Hierzu wurden typische Aktivitätsverteilungen der Radionuklide der Uran- und Thorium-Zerfallsreihen in nachweislich unkontaminierten Baustoffen gleichen Ursprungs ermittelt. Diese Aktivitäten wurden bei den Messungen zur Freigabe zum Abzug gebracht.

Der Betrieb der Anlagen hatte zu einzelnen Kontaminationen des Anlagengeländes auch zum Teil durch unter den Gebäuden verlaufende Rohrleitungen geführt. Die Freigabe der Standorte machte es daher erforderlich, Erdreich nicht nur direkt an der Oberfläche, sondern auch bis zu einigen Metern Tiefe auf Kontaminationen, die aus dem Anlagenbetrieb stammten, zu untersuchen. Hierzu wurde das Gelände nach Beseitigung der Gebäude in kleine Rasterflächen eingeteilt, die tiefenweise untersucht wurden. Besonders effizient wurde dies mit dem in Abbildung 3.33 dargestellten System bewerkstelligt, bei dem das Erdreich punktuell abgetragen wurde und automatisch in Massen von ca. 1 Mg auf Transportbändern einer Entscheidungsmessung unterzogen wurde. Die Anlage verfügte über eine automatische gammaspektrometrische Messeinrichtung mit angeschlossener Sortiereinrichtung. Abhängig vom Messergebnis wurden drei Kategorien gebildet: Bei Unterschreitung entsprechender Freigabewerte konnte das Erdreich 1. uneingeschränkt oder 2. zur Beseitigung auf einer Deponie freigegeben werden, andernfalls wurde es 3. in einen Behälter für die Endlagerung als radioaktiver Abfall chargiert.

3.3.2 Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe WAK

Die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) wurde fast zwei Jahrzehnte erfolgreich betrieben und bildete einen wichtigen Bestandteil des deutschen Kernbrennstoffkreislaufs. Errichtet in den Jahren 1964 bis 1970 führte sie zwischen 1971 und 1990 die Aufarbeitung von insgesamt 208 Mg abgebrannter Kernbrennstoffen nach dem PUREX-Verfahren (Plutonium-Uranium-Recovery-Extraction) aus Versuchs- und Leistungsreaktoren durch. Die WAK war mit dem Ziel errichtet worden, die Grundlagen für eine kommerzielle deutsche Wiederaufarbeitungsanlage (wie z. B. die in Wackersdorf geplante und begonnene Anlage WAW) zu erforschen und die Prozessführung zu entwickeln.

1989 fiel die Entscheidung, die Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen statt in Deutschland im europäischen Ausland durchführen zu lassen, was auch den Ausschlag dazu gab, den Weiterbau der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf einzustellen. Als Folge ergab sich sowohl die Betriebseinstellung der WAK Karlsruhe als auch das Ende der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Wiederaufarbeitung. So wurden z. B. die Teststände zur Wiederaufarbeitung im Forschungszentrum Karlsruhe stillgelegt, und die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten konzentrierten sich auf die Abfallbehandlung und -beseitigung. Der Betrieb der WAK wurde Ende 1990 endgültig eingestellt. Das abgetrennte Uran und Plutonium wurden der Herstellung neuer Brennelemente zugeführt, während der abgetrennte hochradioaktive Abfall bei der WAK zwischengelagert wurde.

**Wiederaufarbeitungsanlage
Karlsruhe**
Kürzel: WAK
Betreiber: WAK GmbH / WAK
Betriebsgesellschaft
Betrieb: 1971-90
Stilllegung: seit 1996
Status: im Rückbau

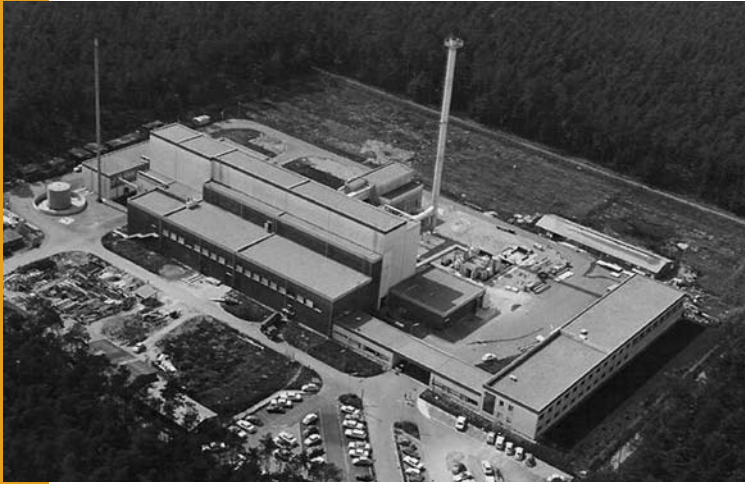


Abbildung 3.34:
Die WAK (in der
Betriebsphase)

Die erste Stilllegungsgenehmigung wurde 1993 erteilt. Im Rahmen der Neustrukturierung des Stilllegungsvorhabens WAK hat am 2. März 2006 ein Gesellschafterwechsel bei der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Betriebsgesellschaft mbH (WAK GmbH) mit Wirkung zum 1. Januar 2006 stattgefunden. Mit der Übernahme ist die EWN GmbH alleinige Gesellschafterin der WAK Rückbau und Entsorgungs-GmbH (WAK GmbH).

Eine wichtige Voraussetzung für die Durchführung des Rückbaus der WAK ist die Separierung der reinen Dekontaminations- und Abbauarbeiten in den ehemaligen Prozessgebäuden von der Behandlung des flüssigen hochradioaktiven Abfalls, dem sogenannten HAWC (*High-Active Waste Concentrate*). Zu diesem Zweck wurde eine eigene Behandlungsanlage, die Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK, → Abschnitt 4.2.3.4) errichtet, die in den Jahren 2009 und 2010 betrieben wurde.

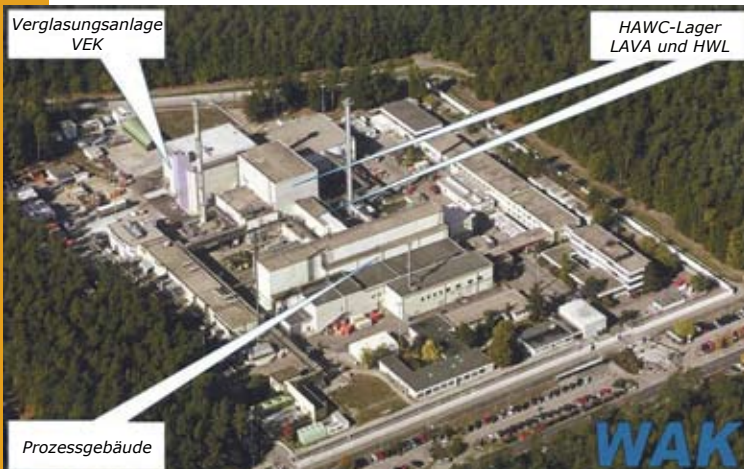


Abbildung 3.35:
Lage von Prozess-
gebäude, Lager für
hochradioaktive
flüssige Abfälle HAWC
(LAVA und HWL) und
Verglasungsanlage
(VEK)

Die Abbauarbeiten in der WAK werden aufgrund der hohen Dosisleistungen zum großen Teil mit fernbedienten Werkzeugen durchgeführt. Vor ihrem Einsatz in der WAK sind die Manipulatorsysteme und ihre Handhabung an einem Zellennachbau in Originalgröße erprobt worden. Soweit möglich, wird die Dosisleistung einzelner Bereiche außerdem durch Dekontaminationsmaßnahmen soweit gesenkt, dass manuelle Abbautechniken eingesetzt werden können. An die Entfernung der Einbauten schließt sich die Dekontamination und Freigabe der Gebäudestruktur an. Nach der Entlassung aus der behördlichen Kontrolle nach dem Atomgesetz ist für die WAK der konventionelle Abriss vorgesehen. Insgesamt verläuft der Rückbau in den folgenden sechs Schritten, die teilweise parallel abgearbeitet werden:

1. Deregulierungsmaßnahmen: Außerbetriebnahme funktionslos gewordener Verfahrensbereiche und Anpassung an den reduzierten Anlagenzustand. Die hierzu erteilte Genehmigung ist inzwischen umgesetzt worden; der Schritt ist abgeschlossen.
2. Erste Abbaumaßnahmen im Prozessgebäude, Demontage von Prozesssystemen ohne Fernhandhabung, Außerbetriebnahme und Abbau bereits stillgelegter Anlagenteile. Diese Arbeiten haben Anfang 1996 begonnen und wurden 1997 abgeschlossen.
3. Stufenweiser Abbau aller Einrichtungen im Prozessgebäude unabhängig von der HAWC-Lagerung und -Entsorgung mit dem Ziel der Aufhebung des Kontrollbereiches. Bis Ende 2001 konnte der vorwiegend fernbediente Abbau der Prozesszellen durchgeführt werden. Parallel dazu wurde das Laboratorium für Hochaktivanalyse verlegt sowie eine Entkopplung des HAWC-Reservelagers vom Prozessgebäude vorgenommen. Anschließend wurden und werden noch alle Hilfs- und Nebeneinrichtungen inkl. Barrieren abgebaut sowie alle Räume abschließend dekontaminiert und freigemessen, so dass der Kontrollbereich aufgehoben werden kann.
4. Deregulierung der HAWC-Lager und der Verglasungseinrichtung (VEK) nach erfolgter HAWC-Entsorgung.
5. Stufenweiser Abbau der HAWC-Lager sowie der VEK und anschließend aller Hilfs- und Nebeneinrichtungen; Feindekontamination und Freimessung aller Räume mit dem Ziel der Aufhebung der restlichen Kontroll- und Strahlenschutzbereiche.
6. Abriss der Gebäude und der restlichen Anlagen nach Aufhebung der Kontroll- und Strahlenschutzbereiche sowie Rekultivierung des Geländes.

Gegenwärtig sind die Rückbaumaßnahmen des 3. Schritts weit fortgeschritten. 2010 wurde mit dem Rückbau der Lagerbereiche für HAWC begonnen.

Das Vorliegen eines breiten Spektrums alphastrahlender Nuklide sowie Spaltprodukte in variierenden Anteilen erschweren die Freigabe, da aufwendige radiologische Charakterisierungen und Messverfahren notwendig sind.

Der Ablauf der Stilllegung der WAK unterscheidet sich u. a. hinsichtlich Gesamtumfang, Aufwand, Notwendigkeit fernbedienter Abbautechniken sowie Reststoff- und Abfallmanagement von der Stilllegung anderer Anlagen des Brennstoffkreislaufs. Anlagen- und verfahrenstechnische Besonderheiten führen für die WAK und die VEK zu einem hohen Entsorgungs- und damit auch Kostenaufwand. Für das Gesamtprojekt, bestehend aus dem Rückbau der Anlagen und Gebäude der WAK sowie der VEK, ist derzeit eine Laufzeit bis etwa 2035 geplant.

4 Die Entsorgung

4.1 Abfälle und Reststoffe aus Stilllegung und Rückbau

Das Management der radioaktiven Abfälle und freigebbaren Reststoffe, die aus dem Rückbau einer kerntechnischen Anlage entstehen, stellt eine der Hauptaufgaben der Projektabwicklung sowie einen wesentlichen Kostenfaktor des Gesamtprojekts dar. Rechtsvorschriften aus verschiedenen Bereichen, die Verfügbarkeit von Zwischen- und Endlagerplatz sowie die Möglichkeit der Freigabe schwach aktiver Materialien beeinflussen die Wahl der optimalen Strategie.

Abfall- und Reststoffaufkommen während des Rückbaus einer Anlage deutlich höher als im Betrieb. Regelwerk hierzu in Deutschland weit entwickelt

In der Stilllegungsphase kerntechnischer Anlagen steigt das Aufkommen an Abfällen und Reststoffen gegenüber der Betriebsphase stark an, sobald Abbauarbeiten in größerem Rahmen beginnen. Zwar können bei den meisten Anlagentypen die zum Zeitpunkt der endgültigen Abschaltung in der

Anlage verbliebenen Betriebsabfälle noch im Rahmen der Betriebsgenehmigung entsorgt werden (man zählt diese also nicht zu den Stilllegungsabfällen), doch übersteigen die während des Rückbaus der Anlage freigesetzten Abfälle und Reststoffe in der Regel die Menge der Betriebsabfälle erheblich. Es ist daher insgesamt schon in der Planungsphase notwendig, das spätere Aufkommen richtig einzuschätzen und die Entsorgungswege für die einzelnen Material- und Kontaminationskategorien festzulegen. Ein leistungsfähiges untergesetzliches Regelwerk steht in Deutschland hierzu zur Verfügung. Deutschland hat auf diesem Gebiet schon von Anfang an im weltweiten Vergleich eine Spitzenposition eingenommen und verfügt momentan über die fortgeschrittensten und umfassendsten Regelungen.

4.1.1 Begriffe und Einordnung

Das Abfall- und Reststoffmanagement ist sowohl in die Bestimmungen des kerntechnischen Regelwerks als auch des konventionellen Abfallrechts eingebettet. Durch die nicht immer deckungsgleichen Entwicklungen in beiden Bereichen haben sich z. T. unterschiedliche Begriffsfelder entwickelt, die hier zunächst dargestellt werden sollen, um Missverständnisse zu vermeiden.

Atomgesetz unterteilt: Radioaktive Abfälle und radioaktive Reststoffe

Das Atomgesetz unterscheidet in § 9a die beiden Begriffe „radioaktive Abfälle“ und „radioaktive Reststoffe“. Unter „Reststoffen“ werden hierbei solche Materialien verstanden, für die

eine weitere Nutzung möglich ist, entweder indem sie direkt wiederverwendet oder aber nach weiteren Verarbeitungsschritten wiederverwertet (rezykliert) werden. Geschieht dies im kerntechnischen Sektor, d. h. verlassen diese Stoffe nicht den Geltungsbereich des Atomgesetzes durch eine Freigabe, so kann man sich auf die genannten Begriffe beschränken. Die mengenmäßig meisten Stoffe jedoch, die bei Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen entstehen, weisen eine so geringe Aktivität auf, dass für sie eine Freigabe aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes in Betracht kommt (→Abschnitt 4.3). Nach erfolgter Freigabe treffen auf sie die Vorschriften des Kreislaufwirtschaftsgesetzes zu.

Zweck des Kreislaufwirtschaftsgesetzes ist die Förderung der Kreislaufwirtschaft zur Schonung der natürlichen Ressourcen und der Schutz von Mensch und Umwelt bei der Erzeugung und Bewirtschaftung von Abfällen. Dieses Gesetz unterscheidet nicht zwischen zwei getrennten Begriffen für Material zur Beseitigung bzw.

zur Verwertung, sondern fasst beides unter dem Oberbegriff „Abfall“ zusammen. Abfälle sind hierbei alle beweglichen Sachen (im Geltungsbereich), „deren sich ihr Besitzer entledigt, entledigen will oder entledigen muss“. Zur Unterscheidung wird definiert: „Abfälle zur Verwertung sind Abfälle, die verwertet werden; Abfälle, die nicht verwertet werden, sind Abfälle zur Beseitigung.“ Im Folgenden werden jedoch weiterhin die Begriffe „Abfälle“ und „Reststoffe“ im Sinne des Atomgesetzes verwendet, wobei beachtet werden muss, dass der Abfallbegriff der Kerntechnik nicht deckungsgleich mit dem des konventionellen Sektors ist.

Radioaktive Reststoffe können aus dem Geltungsbereich des AtG entlassen (freigegeben) werden. Sie unterliegen dann dem Kreislaufwirtschaftsgesetz. Dieses unterteilt: Abfälle zur Verwertung und Abfälle zur Beseitigung

Des Weiteren unterteilt man radioaktive Abfälle nach ihrer Entstehung während der Stilllegungs- und Rückbauarbeiten in Primär- und Sekundärabfälle. Primärabfälle stammen aus der Anlage selbst und umfassen z. B. metallische Komponenten wie Hilfs- und Nebenanlagen des kerntechnischen Bereichs, Rohre und Installationen aus den anlagentechnischen Systemen, elektrische Einrichtungen wie Motoren, Kabel, Teile der konventionellen Kraftwerksanlage, daneben Bauschutt aus Gebäuden, den Biologischen Schild usw. Abfälle, welche erst durch die Stilllegung selbst und zusätzlich zu den Primärabfällen entstehen, wie z. B. Dekontaminationsflüssigkeiten, Kühl- und Schneidmittel oder Werkzeuge, werden zu den Sekundärabfällen gerechnet. Aus Primär- und Sekundärabfällen setzt sich die gesamte Abfallmenge zusammen.

Primärabfälle: Reststoffe, die aus der Anlage selbst stammen. Sekundärabfälle: zusätzliche Einrichtungen und Medien. Beide Abfallsorten tragen zu den Stilllegungsabfällen bei

In Deutschland werden radioaktive Abfälle in Bezug auf die Endlagerung nach dem Grad ihrer Wärmeentwicklung unterschieden. Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung können – bei Einhaltung der sonstigen Annahmebedingungen – in das Endlager Konrad (→Abschnitt 4.2.6.2) verbracht werden. Hierzu zählen alle Abfälle aus Stilllegung und Rückbau. Die Endlagerung von wärmeentwickelnden Abfällen ist dagegen in hierfür geeigneten tiefen geologischen Formationen, wie etwa Salz, vorgesehen. Gegenwärtig wird hierzu die Suche eines geeigneten Standorts vorbereitet (→Abschnitt 4.2.6.4).

Unterscheidung von radioaktiven Abfällen nach der Wärmeentwicklung - 2 verschiedene Endlager

International hat sich ein anderes Klassifizierungssystem für radioaktive Abfälle durchgesetzt, welches sich vorwiegend am Aktivitätsgehalt und der Halbwertszeit der Radionuklide orientiert. Abbildung 4.1 zeigt hierzu eine Übersicht, welche eine Verbindung des deutschen und internationaler Klassifizierungssysteme darstellt.

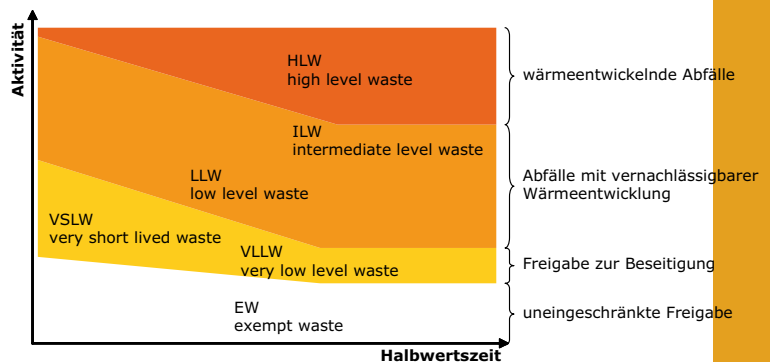


Abbildung 4.1:
Vergleich der deutschen Abfallklassifizierung mit internationalen Bezeichnungen

*Internationale Klassifizierung radioaktiver Abfälle nach abnehmendem Aktivitätsgehalt:
HLW: high level waste
ILW: intermediate level waste
LLW: low level waste
VLLW: very low level waste*

Die Abfälle mit der höchsten Aktivität, welche zum überwiegenden Teil durch Nuklide mit langer Halbwertszeit gebildet wird, sind hochaktive Abfälle (HLW, high level waste). Sie entsprechen ungefähr den wärmeentwickelnden Abfällen in Deutschland. Die Kategorien nächst niedrigerer Aktivität sind mittel- und schwachaktive Abfälle (ILW und LLW, in-

termediate level waste and low level waste), die zusammen etwa den Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung entsprechen. Die Halbwertszeiten der Radionuklide in diesen Abfällen sind in der Regel kürzer als beim HLW. Darunter liegen kurzlebige Abfälle, die meistens über die Abklinglagerung (→Abschnitt 4.4) zur Freigabe gebracht werden können (VSLW, very short lived waste) und Abfälle mit sehr geringer Aktivität (VLLW, very low level waste), die in Deutschland zu- meist zur Beseitigung (Deponierung oder Abfallverbrennung) freigegeben werden können (→Abschnitt 4.3). In anderen Ländern werden für die Beseitigung von VLLW oft hierzu eigens eingerichtete Deponien verwendet. Am untersten Rand des Aktivitätsgehalts liegt schließlich der uneingeschränkt freigebbare Abfall (EW, exempt waste). - Es muss allerdings darauf hingewiesen werden, dass diese Klassifizierung nur ein generelles Schema darstellt. In vielen Ländern gibt es eigene Definitionen von Abfallklassen, welche konkrete Werte für Aktivitätsgehalte und Halbwertszeiten enthalten.

Bei radioaktiven Abfällen gilt das Verursacherprinzip

Nach § 9a des Atomgesetzes hat der Betreiber einer kern- technischen Anlage sowohl im Betrieb als auch während der Stilllegung dafür zu sorgen, dass anfallende radioaktive

Reststoffe und aus- oder abgebaute radioaktive Anlagenteile entweder schadlos verwertet oder als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt werden. Es gilt also das Verursacherprinzip. In der Regel müssen die Abfälle - je nach Verursacher - an eine Landessammelstelle zur Zwischenlagerung oder ein Zwischenlager bzw. je nach Verfügbarkeit an ein Endlager abgeliefert werden. Abschnitt 4.2.5 geht hierauf näher ein.

4.1.2 Reststoffe und Abfälle aus Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren

Beim Rückbau eines Kernkraftwerks entstehen Abfälle im Wesentlichen bei der Demontage und Zerlegung von Anlagenteilen und beim Abriss von Gebäuden. Beide Arten von Abfällen (Metalle und Baustoffe) können kontaminiert und/oder aktiviert sein.

Stilllegungsabfälle aus Kern- kraftwerken praktisch frei von Alpha-Aktivität, kein Uran, kein Plutonium. Führende Nuklide sind Kobalt 60 und Cäsium 137

Reststoffe bzw. Abfälle aus der Stilllegung von Kernkraft- werken sind demnach durch folgende Eigenschaften ge- kennzeichnet:

- Sie bilden mengenmäßig den größten Anteil an allen Stilllegungsabfällen (im Vergleich zu Forschungsreaktoren und Anlagen des Brennstoffkreislaufs),
- sie führen praktisch keine Alpha-Aktivität, kein Uran oder Plutonium,
- die dominanten Nuklide sind Beta-/Gamma-Strahler wie Kobalt 60 und Cä- sium 137 mit geringen Halbwertszeiten im Bereich einiger Jahre bzw. Jahr- zehnte.

Das Aufkommen an Stilllegungsabfällen aus insbesondere den kleineren Forschungsreaktoren ist im Vergleich zu Kernkraftwerken gering. Beispielsweise fielen bei der Beiseitigung des FRH, dem TRIGA-Reaktors der Medizinischen Hochschule Hannover, (→Abschnitt 3.2.6) nur ca. 7 Mg radioaktive Abfälle für die Endlagerung an (die restlichen ca. 40 Mg Reststoffe konnten der Freigabe zugeführt werden). Bei der Stilllegung der großen Forschungsreaktoren (→Abschnitt 3.2) können die Abfallmengen allerdings durchaus nahezu die gleiche Größenordnung wie die eines kleinen Kernkraftwerks erreichen. Bezüglich der Planung von Endlagerkapazitäten und Massenströmen muss sich das Hauptaugenmerk aber insgesamt auf die Kernkraftwerke richten.

Vergleichsweise geringes Aufkommen an Stilllegungsabfällen aus Forschungsreaktoren

Aktivierung entsteht in einem Reaktor durch Neutronenfluss, dem das Material des Reaktordruckbehälters und seiner Einbauten sowie des Biologischen Schildes und ggf. einiger weiterer benachbarter Komponenten ausgesetzt ist. Aktivierung ist somit eine Volumeneigenschaft, Kontamination ist dagegen im Wesentlichen das Resultat von Aktivitätsverschleppung aus dem Primärkreislauf und bleibt damit weitgehend auf Oberflächen beschränkt.

Aktivierung betrifft das Volumen, Kontamination in der Regel nur die Oberfläche des Materials

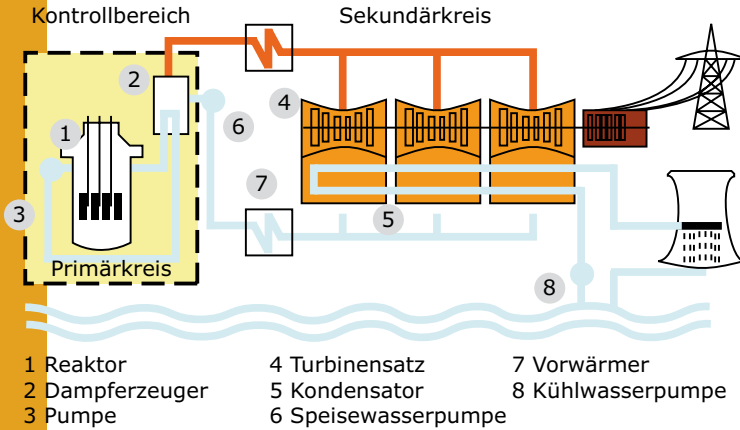
Kontamination lässt sich in der Regel durch Reinigungsmaßnahmen (Dekontamination) entfernen, während aktivierte Materialien gewöhnlich als radioaktive Abfälle entsorgt werden müssen. Dekontaminationsmaßnahmen erfolgen daher mit dem Ziel, die Reststoffe entweder zur uneingeschränkten Nutzung oder für einen speziellen Zweck freigeben oder sie einer Abfallklasse zuordnen zu können, die mit geringerem Aufwand entsorgt werden kann. Kosten, Abfallmenge und Endlagerplatz können so in beträchtlichem Umfang eingespart werden.

Kontamination lässt sich durch Dekontaminationsmaßnahmen entfernen - im Gegensatz zu Aktivierung

Zur Bestimmung des Aufkommens an Abfällen und Reststoffen aus der Stilllegung und dem Rückbau von Kernkraftwerken wurde in der Vergangenheit auf detaillierte Studien und Schätzungen für Referenzanlagen zurückgegriffen. In der letzten Zeit sind jedoch mit dem Fortschritt bzw. dem Abschluss auch großer Rückbauvorhaben wesentlich genauere Daten verfügbar geworden, die eine verlässlichere Abschätzung des Massenaufkommens erlauben. Nicht nur die Anlagengröße ist ein ausschlaggebender Faktor, welche Menge an Abfällen und Reststoffen aus der Stilllegung einer kerntechnischen Anlage zu erwarten ist. Aufgrund der unterschiedlichen Ausdehnung des mit radioaktiven Medien beaufschlagten Anlagenbereichs ist es bei Kernkraftwerken auch entscheidend, ob es sich um einen Druck- oder einen Siedewasserreaktor handelt (→Abbildung 4.2). Beim Siedewasserreaktor fällt im Gegensatz zum Druckwasserreaktor auch das Maschinenhaus unter den Kontrollbereich, da der Dampf, der die Turbinen im Maschinenhaus treibt, direkt aus dem aktiven Primärkreislauf stammt.

Die Gesamtmasse der Stilllegungsabfälle richtet sich nach dem Anlagentyp. Bei Siedewasserreaktor ist – anders als beim Druckwasserreaktor – auch das Maschinenhaus Teil des Kontrollbereichs

Druckwasserreaktor



Siedewasserreaktor

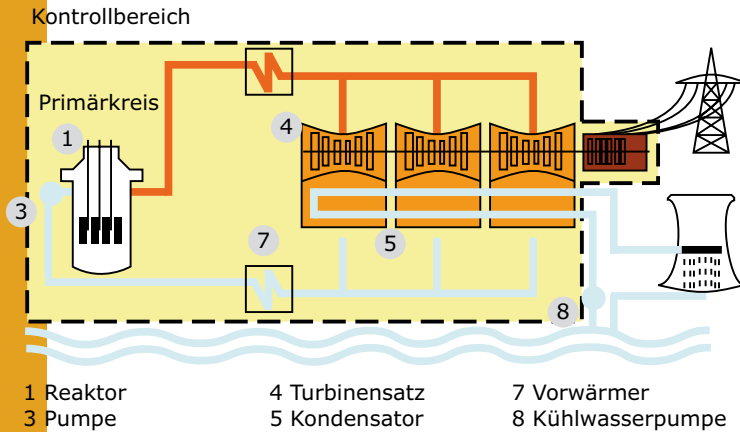


Abbildung 4.2:
Vergleich von
Druckwasser- und
Siedewasserreaktor.
Zu beachten sind die
Unterschiede in der
Ausdehnung der Kon-
trollbereiche (gelb)
sowie in der Anord-
nung der Kreisläufe
(rot/blau)

Abschätzungen des Massen-
aufkommens in Studien an den
Referenzanlagen Brunsbüttel und
Biblis: 150.000 bis 200.000 Mg

In der Vergangenheit wurden für die Abschätzung des Rest-
stoff- und Abfallaufkommens als Referenzanlage für Siede-
wasserreaktoren KKB Brunsbüttel (806 MWe) und für Druck-
wasserreaktoren KWB-A Biblis (1225 MWe) verwendet. Die
Gesamtmassen der Kontrollbereiche dieser Anlagen betragen ca. 200.000 bzw.
150.000 Mg. Mittlerweile liegen detailliertere Massenerhebungen aus den im letz-
ten Jahrzehnt stillgelegten Kernkraftwerken dieser Größenkategorie vor. So wer-
den beispielsweise für den Druckwasserreaktor KMK Mülheim-Kärlich (1302 MWe)
folgende Eckdaten angegeben:

- Das Massenaufkommen für die Gesamtanlage, d.h. Kontrollbereich und umliegende Überwachungsbereiche, beläuft sich auf 490.000 Mg. Hiervon entfallen ca. 95 % auf die Gebäude.
- Der Kontrollbereich umfasst ca. 294.000 Mg (Einrichtungen und Anlagenteile im Kontrollbereich sowie zugehörige Gebäude). Auch hier bilden die Gebäude den größten Anteil mit etwa 95 % oder ca. 280.000 Mg.
- Die restlichen ca. 196.000 Mg außerhalb des Kontrollbereichs sind als kontaminationsfrei anzusehen und bedürfen keines Freigabeverfahrens.

Für die deutlich kleinere Anlage KKS Stade mit 672 MWe wurden entsprechend niedrigere Massen ermittelt. Die Gesamtmasse des Kontrollbereichs liegt bei ca. 100.000 Mg, wovon ebenfalls der größte Anteil auf Gebäudestrukturen entfällt. Mehr als 95 % der Masse sind freigebbar, ca. 1 - 2 % werden zur kontrollierten Verwertung (Einschmelzen von Metall, →Abschnitt 4.2.3.5) gebracht, ca. 3 % sind als radioaktiver Abfall zu beseitigen.

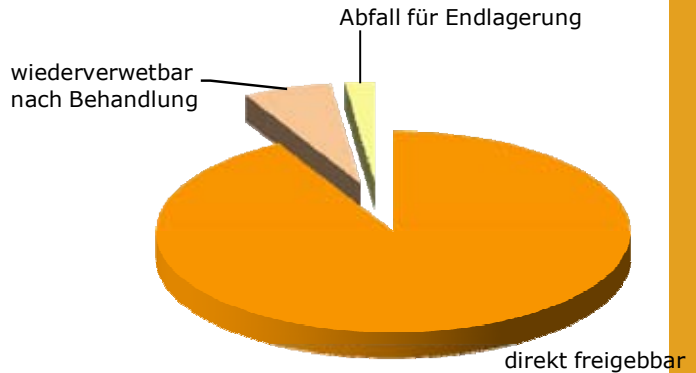


Abbildung 4.3:
Typische Aufteilung
der gesamten Still-
legungsmasse in
direkt freigebbaren,
nach Behandlung
(Dekontamination)
wiederverwertbaren
und endzulagernden
Anteil.

Die heute vorliegenden Erfahrungswerte hinsichtlich des Anteils freigebbarer Stoffe und des Anteils radioaktiver Abfälle stimmen gut mit den theoretisch ermittelten Werten früherer Studien überein. Aus den Referenzkonzepten zur Stilllegung folgt, dass bei der Demontage eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor ca. 5200 Mg endzulagernde Abfälle entstehen, bei einem Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor ca. 3200 Mg. Als Richtwert kann gelten, dass diese Massen nach Konditionierung und Verpackung in m^3 ausgedrückt zahlenmäßig etwa gleiches Volumen im Endlager einnehmen werden.

Vorliegende Erfahrungswerte aus dem Rückbau auch größerer Anlagen bestätigen frühere theoretische Abschätzungen der Massenverteilungen von radioaktiven Abfällen und freigebbaren Reststoffen

Für beide Kraftwerkstypen stehen damit *nur wenige Prozent* der Gesamtprimärmasse des Kontrollbereichs zur Endlagerung an (→Abbildung 4.3). Der größte Anteil der Primärmasse kann direkt (nach einfacher Dekontamination und Freigabe) zur weiteren Nutzung oder (konventionellen) Beseitigung freigegeben werden, bei den restlichen Massen ist vor der Freigabe eine spezielle Behandlung wie Dekontamination oder - bei einigen metallischen Reststoffen - Einschmelzen erforderlich.

Nur wenige Prozent der gesamten Masse der Kontrollbereiche müssen als radioaktiver Abfall ins Endlager verbracht werden!

4.1.3 Reststoffe und Abfälle aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Stilllegungsabfälle aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs und aus Kernkraftwerken unterscheiden sich hinsichtlich ihres Gefährdungspotentials und der relevanten Radionuklide

Abfälle aus der Stilllegung von Kernkraftwerken müssen hinsichtlich ihres Gefährdungspotentials (Radiotoxizität, Langlebigkeit) wohl unterschieden werden z. B. von Abfällen aus der Wiederaufarbeitung oder der direkten Endlagerung von Brennelementen. Für diese sind jeweils spezielle Verfahren und Sicherheitsvorkehrungen vorgesehen. Hochradioaktive

Abfälle aus der Wiederaufarbeitung liegen zunächst in flüssiger Form vor und werden zur Endlagerung z. B. durch Einschmelzen in Glas oder durch geeignete Bindemittel verfestigt (→Abschnitt 4.2.3.4). Neben diesen betrieblichen Abfällen, die hier nicht weiter betrachtet werden sollen, entstehen aber auch beim Rückbau von Anlagen des Brennstoffkreislaufs typische Stilllegungsabfälle.

Stilllegungsabfälle aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs enthalten oft Spaltprodukte und alphastrahlende Radionuklide

Diese Stilllegungsabfälle weisen in der Regel einen nicht zu vernachlässigenden Gehalt an Spaltprodukten und/oder alphastrahlenden Nukliden auf, da während vieler Prozessschritte mit diesen Nukliden umgegangen wird. Ähnlich wie in der Kontamination in Kernkraftwerken, die zum großen Teil aus dem Wasser des Primärkreislaufs stammt, führen in Anlagen des Brennstoffkreislaufs die Prozessflüssigkeiten zu Kontaminationen z. B. in Rohrleitungen oder auf den Innenwänden von „Heißen Zellen“, also den Bereichen, in denen fernhantiert und hinter starker Abschirmung mit offenen hochradioaktiven Stoffen umgegangen wird. Derartig kontaminierte Einbauten oder Gebäudestrukturen bilden daher einen wesentlichen Teil der Stilllegungsabfälle. Aktivierte Abfälle entstehen im Gegensatz zu Kernkraftwerken jedoch nicht.

Das mengenmäßige Aufkommen an Stilllegungsabfällen aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs ist vergleichsweise gering

Verglichen mit Kernkraftwerken ist das mengenmäßige Abfallaufkommen aus allen Anlagen des Brennstoffkreislaufs in Deutschland allerdings nur gering. Dies gilt sowohl für den nicht freigebbaren Anteil radioaktiver Abfälle, die endgelagert

werden müssen, als auch für die Reststoffe, die nach ihrer Freigabe einer konventionellen Nutzung oder Deponierung zugeführt werden. Beispielsweise fielen aus der Anlage NUKEM-A (→Abschnitt 3.3.1) 450 Mg Metalle zur uneingeschränkten Freigabe, ca. 200 Mg anderer Materialien für die Freigabe zur konventionellen Beseitigung und 200 Mg radioaktiver Abfälle für die Endlagerung an. Hinzu kamen etwa 46.000 Mg von Bauschutt aus dem Gebäudeabriss und Erdreich.

4.1.4 Zeitliche Entwicklung des Gesamtaufkommens

Szenario zur Abschätzung des zeitlichen Aufkommens an Stilllegungsabfällen: für die in Betrieb befindlichen Anlagen wird der unmittelbare Rückbau nach Ablauf der Betriebszeit angenommen

Die zeitliche Entwicklung des Gesamtaufkommens der radioaktiven Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in Deutschland ist durch folgende Randbedingungen gekennzeichnet:

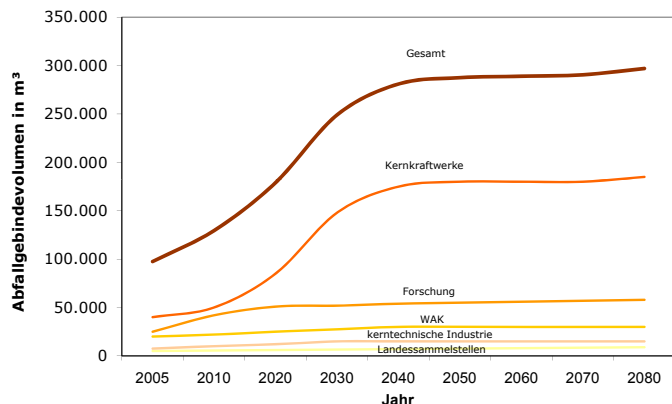
- Mit der 2011 verfüigten endgültigen Abschaltung von 8 Kernkraftwerken und den gleichzeitig getroffenen Festlegungen zur Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung durch feste Daten für das Betriebsende der noch in Betrieb befindlichen Anlagen (→Abschnitt 5.2) ist gleichzeitig auch ein grober Zeitrahmen für das Aufkommen der Abfälle aus der Stilllegung vorgegeben.

- Das Aufkommen an Abfällen aus dem Betrieb und der anschließenden Stilllegung der Kernkraftwerke kann auf der Basis heutiger Erfahrungen auch für die gegenwärtig noch in Betrieb befindlichen Anlagen gut abgeschätzt werden. Hierdurch sind die Hauptanteile des Abfallaufkommens abgedeckt.
- Für jeden Kernkraftwerksblock werden die Betriebsabfälle pro Jahr mit 45 m^3 Abfallgebindevolumen unterstellt. In einer vierjährigen Phase des Übergangs vom Betrieb zur Stilllegung läuft das Stilllegungsgenehmigungsverfahren ab. In diesem Zeitraum fallen weiterhin Betriebsabfälle an. Für Stilllegung und Rückbau selbst werden im Mittel $5\,700 \text{ m}^3$ je Leichtwasserreaktor berücksichtigt. Der Anfall von Stilllegungsabfällen hängt vom Zeitpunkt der Erteilung der Stilllegungsgenehmigung und vom Stilllegungskonzept (unmittelbare Beseitigung oder spätere Beseitigung nach sicherem Einschluss (→Abschnitt 2.4) ab. Für diese Betrachtung wird unterstellt, dass für alle Kernkraftwerke die unmittelbare Beseitigung gewählt wird.
- Daneben fallen aus Anlagen der Forschung ebenfalls noch für einige Jahrzehnte Abfälle an. Deren Gesamtaufkommen macht jedoch nur einen Bruchteil der Abfälle aus Kernkraftwerken aus.
- Weitere Abfälle werden durch den noch verbleibenden Rückbau der WAK, durch die noch verbliebenen Anlagen des Brennstoffkreislaufs sowie durch die sonstige kerntechnische Industrie und die Landessammelstellen verursacht. Hier- von werden voraussichtlich die Landessammelstellen am längsten Abfälle aus dem nicht-kerntechnischen Bereich annehmen und endzulagernde Abfälle abgeben, da die Nutzung von Radioaktivität im medizinischen und industriellen Bereich noch längere Zeit unverzichtbar sein wird.

Die sich ergebende Verteilung des Volumens der Abfälle für die Endlagerung zeigt Abbildung 4.4. Aus dieser Abbildung wird ersichtlich, dass nach heutigen Abschätzungen gemäß den geltenden Randbedingungen (endgültige Abschaltung von acht Kernkraftwerken in 2011, Laufzeitbegrenzung der restlichen Anlagen bis max. 2022) die letzten größeren Abfallmengen in den 2040er Jahren zu erwarten sind. Es ist mit insgesamt etwa 300.000 m^3 radioaktiver Abfälle zu rechnen, von denen Betriebs- und Stilllegungsabfälle der Kernkraftwerke den Hauptanteil ausmachen. Das Endlager Konrad (→Abschnitt 4.2.6.2) ist für diese Menge ausgelegt. Es wird außerdem davon ausgegangen, dass sich das Volumen der Stilllegungsabfälle durch fortschreitende Verbesserung der Verfahren zur Abfallkonditionierung noch etwas verringern wird.

Zeitliche Verteilung des Abfallaufkommens: kontinuierlicher Anstieg bis etwa 2040 auf 300.000 m^3 , danach etwa konstant

Abbildung 4.4:
Geschätztes zeitliches Aufkommen des Volumens der Abfallgebinde für die Endlagerung und seine Zusammensetzung



Anderer zeitlicher Verlauf des Abfallaufkommens denkbar, etwa durch bevorzugte Verwahrung der Kernkraftwerke im Sicheren Einschluss

Veränderungen gegenüber dieser Prognose sind in der Zukunft durchaus vorstellbar. So würde sich die Verteilung des Aufkommens etwa durch die bevorzugte Verwahrung der Anlagen im Sicheren Einschluss mit einer Wartezeit von mehreren Jahrzehnten vor dem Rückbau zeitlich deutlich strecken. Es ist allerdings nicht davon auszugehen, dass der Sichere Einschluss als Stilllegungsvariante bei zukünftigen Stilllegungsprojekten eine wesentliche Bedeutung haben wird. Ein weiterer Grund für Änderungen wäre eine deutliche Änderung bei der Behandlung radioaktiver Abfälle gegenüber heute, beispielsweise durch verstärkte Nutzung der Abklinglagerung von Großkomponenten (→Abschnitt 4.4), wodurch das Aufkommen insbesondere aus Kernkraftwerken sinken würde.

Mengenmäßig liegt das Hauptaufkommen an Stilllegungsabfällen noch in der Zukunft, ist aber mit vorhandenen Techniken zu meistern

In jedem Fall wird aber deutlich, dass mit der zunehmenden Stilllegung auch größerer Anlagen die weitaus größten Mengen an Stilllegungsabfällen erst in der Zukunft entstehen werden. Zur Bewältigung der Aufgaben sind allerdings schon jetzt hochentwickelte Techniken und Verfahren in vollem

Umfang vorhanden (→Abschnitt 7).

4.2 Die Entsorgungseinrichtungen

4.2.1 Überblick

Entsorgung der Kernkraftwerke: Konditionierung, Zwischen- und Endlagerung

Die gesamte Entsorgung der Kernkraftwerke gliedert sich auf in die Entsorgung der Brennelemente sowie der radioaktiven Abfälle aus Betrieb bzw. aus Stilllegung und Rückbau.

Brennelemente und sonstige Abfälle weisen erhebliche Unterschiede auf u. a. durch den unterschiedlichen Aktivitätsgehalt, den Gehalt an Kernbrennstoff (spaltbares Material), die hohe Zerfallswärme der radioaktiven Spaltprodukte in den Brennelementen und die völlig andere Zusammensetzung der Aktivität (Radionuklide). Man unterteilt in Deutschland die Abfallströme daher nach ihrer Wärmeenergieerzeugung und unterscheidet wärmeentwickelnde Abfälle und Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die häufig vereinfachend als „nicht-wärmeentwickelnde Abfälle“ bezeichnet werden. Die beiden Entsorgungsstränge sind in Abbildung 4.5 dargestellt. Sie bedingen jeweils an den Abfallstrom angepasste Anlagen zur Konditionierung, und es sind unterschiedliche Endlager vorgesehen.

Im Rahmen dieser Darstellung sind hauptsächlich die nicht-wärmeentwickelnden Abfälle aus der Stilllegung interessant, im Folgenden werden jedoch alle (größeren) Einrichtungen zur Abfallentsorgung in Deutschland beschrieben.

4.2.2 Der Transport von radioaktiven Abfällen und Brennelementen

Der Brennstoffkreislauf sowie die radioaktiven Abfälle machen eine Vielzahl von Transporten notwendig

Hinter jedem Pfeil der Graphik in Abbildung 4.5 verbirgt sich ein notwendiger Transport radioaktiven Materials. Auf dem Weg vom Entstehungsort zu den Einrichtungen zur Abfallbehandlung, Konditionierung oder auch Zwischen- und Endla-

gerung und natürlich auf allen sonstigen Transporten unterliegen die radioaktiven Abfälle und abgebrannten Brennelemente dabei den strengen Sicherheitsanforderungen des Transportwesens.

Für den Transport sind international Sicherheitsbestimmungen erarbeitet worden, die das Risiko so gering wie möglich halten. Die Erfahrungen belegen, dass hierdurch ein hoher Sicherheitsstandard erreicht wurde. Die Sicherheitsbestimmungen werden durch das Atomrecht, das Gefahrgutrecht und durch die hierzu ergangenen Rechtsvorschriften festgelegt, insbesondere die Gefahrgutverordnung (GGV). Im internationalen Rahmen ist das Europäische Übereinkommen über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße (Abkürzung ADR, von „*Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route*“) relevant. Grundlage der deutschen und internationalen Vorschriften sind die Transportregeln der IAEA, die für alle Transportwege (Schiene, Straße, Wasser, Luft) gelten. Internationale Übernahme dieser Regeln und Abkommen stellen sicher, dass grenzüberschreitend gleich hohe Anforderungen greifen.

Strengste Sicherheitsbestimmungen regeln das kerntechnische Transportwesen national und international

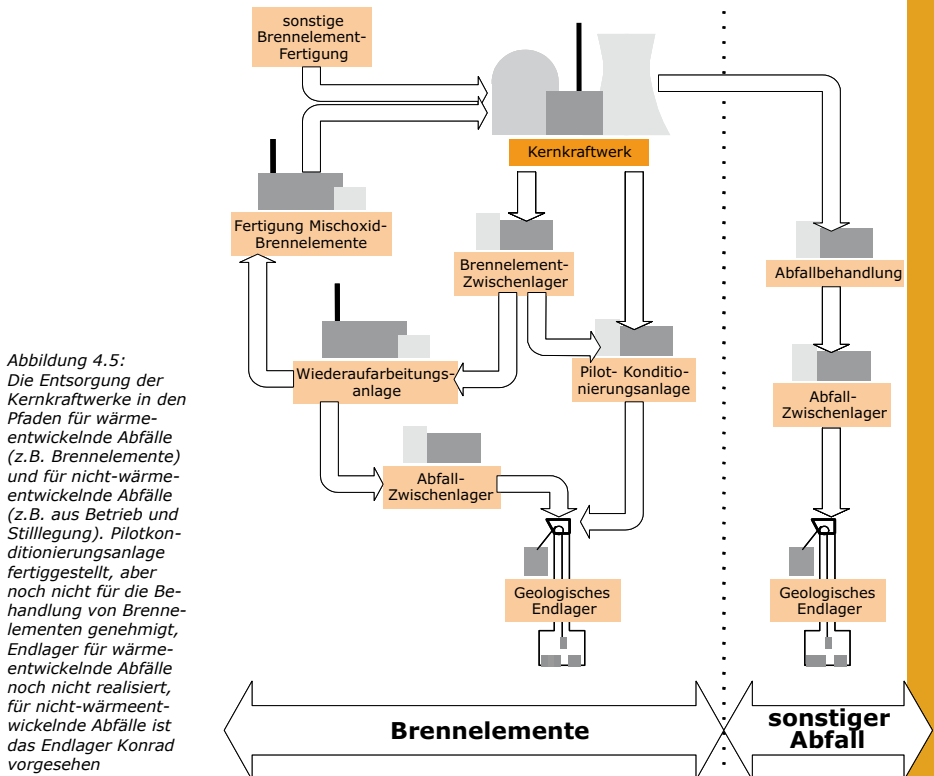


Abbildung 4.5:
Die Entsorgung der Kernkraftwerke in den Pfaden für wärmeentwickelnde Abfälle (z.B. Brennelemente) und für nicht-wärmeentwickelnde Abfälle (z.B. aus Betrieb und Stilllegung). Pilotkonditionierungsanlage fertiggestellt, aber noch nicht für die Behandlung von Brennelementen genehmigt, Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle noch nicht realisiert, für nicht-wärmeentwickelnde Abfälle ist das Endlager Konrad vorgesehen

Der höchste Sicherheitsbeitrag liegt im Versandstück selbst

Die Sicherheit beim Transport wird in erster Linie durch die Gestaltung des Versandstücks selbst erreicht. Die gewählte Art der Verpackung richtet sich dabei nach Nuklid- und Aktivitätsgehalt der zu befördernden radioaktiven Stoffe. Nur sehr gering sein darf der Aktivitätsgehalt der „freigestellten Versandstücke“, in denen üblicherweise z. B. kleine Strahlenquellen wie etwa in Feuermeldern oder medizinische Stoffe transportiert werden. Höhere Anforderungen müssen die „Industrieverpackungen“ und die „Typ-A-Versandstücke“ erfüllen. Sie müssen so beschaffen sein, dass ihre Sicherheitsfunktion bei normalem Transport und bei transportbedingten Zwischenfällen, etwa einem Absturz aus geringer Höhe, nicht verloren geht. Die „Typ-B-Versandstücke“ sind sogenannte „unfallsichere Verpackungen“, die auch bei schwersten Handhabungs- und Transportunfällen den mechanischen und thermischen Belastungen widerstehen, ohne dass die Sicherheitsfunktion der Verpackung wesentlich beeinträchtigt wird. Überstehen müssen diese Behälter z. B. einen Fall aus 9 m Höhe auf ein unnachgiebiges Betonfundament mit Stahlplatte und ein halbstündiges Feuer von mindestens 800 °C, das den Behälter vollständig umhüllt.

CASTOR-Behälter sind für alle Arten von Transport- und Lageraufgaben verfügbar. Diverse andere Behältertypen sind für sonstige radioaktive Abfälle verfügbar.

Die unterschiedlichen Typen von CASTOR-Behältern, in denen Brennelemente oder Kokillen mit verglasten hochradioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung transportiert werden, gehören zu der Gruppe der Typ-B-Versandstücke.

Sie entsprechen damit höchsten Sicherheitsanforderungen und sind durch ihre jeweilige Auslegung für alle Arten von in Deutschland anfallenden Brennelementen geeignet. Für den Transport von anderen radioaktiven Abfällen stehen diverse weitere Behälterarten zur Verfügung, beispielsweise die ebenfalls als Typ-B-Versandstücke zugelassenen MOSAIK-Behälter, die üblicherweise für aktivierte oder stark kontaminierte Abfälle verwendet werden. Abfälle mit geringer Aktivität werden entsprechend ihres Gefährdungspotentials dagegen in Containern oder anderen Verpackungen befördert und gelagert.

4.2.3 Die Einrichtungen zur Abfallbehandlung und -konditionierung

Konditionierung von Abfällen aus Betrieb und Stilllegung und von abgebrannten Brennelementen

Sowohl abgebrannte Brennelemente, die für die direkte Endlagerung vorbereitet werden sollen, als auch sonstige radioaktive Abfälle bedürfen der Konditionierung, wobei jedoch gänzlich unterschiedliche Verfahren zum Einsatz gelangen. Die folgenden Abschnitte geben eine Übersicht der Einrichtungen zur Abfallbehandlung und -konditionierung, wobei im Folgenden der Schwerpunkt auf den Abfällen aus der Stilllegung und dem Rückbau kerntechnischer Anlagen liegt.

4.2.3.1 Pilotkonditionierungsanlage Gorleben

Pilotkonditionierungsanlage in Gorleben für die Konditionierung abgebrannter Brennelemente zur direkten Endlagerung

Für die Konditionierung abgebrannter Brennelemente zum Zweck der direkten Endlagerung wurde am Standort Gorleben die Pilotkonditionierungsanlage (PKA) errichtet. Dies erfolgte als Teil des Konzepts, als Alternative zur Wiederauf-

arbeitung der Brennelemente mit Endlagerung des radioaktiven Abfalls die direkte Endlagerung der Brennelemente zu ermöglichen. Im Rahmen von Forschungsprojekten in den Jahren 1979 bis 1995 wurden die Verfahren für die direkte Endlage-

rung entwickelt und die Machbarkeit demonstriert. Der Standort Gorleben wurde gewählt, weil hier die notwendige Infrastruktur bereits weitgehend vorhanden war und das Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente direkt benachbart liegt (→ Abbildung 4.6). Außerdem wird dort auch die nach einem Moratorium 2010 wieder aufgenommene Standorterkundung für das Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle durchgeführt, das ggf. später die Endlagerbehälter aufnehmen könnte.



Abbildung 4.6:
Der Standort Gorleben mit der PKA am linken Bildrand

Das deutsche Referenzkonzept zur direkten Endlagerung sieht vor, die abgebrannten Brennelemente in dicht verschlossene dickwandige Behälter zu verpacken und diese in tiefen geologischen Formationen endzulagern. Die PKA dient zur Demonstration der Konditionierungstechnik und ist für einen Durchsatz von 35 Mg SM pro Jahr genehmigt. Gemäß der Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen vom 11. Juni 2001 ist das Genehmigungsverfahren für diese Anlage zwar abgeschlossen, die Nutzung der Anlage ist jedoch zunächst auf die Reparatur schadhafter Behälter für abgebrannte Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren und für verglaste hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung im Ausland sowie den Umgang und die Handhabung von sonstigen radioaktiven Stoffen beschränkt.

In der späteren endgültigen Betriebsweise werden in der PKA verschiedene Verfahrensschritte zur Konditionierung durchgeführt. Ein Eingangsbereich dient zur Annahme der Transportbehälter mit den abgebrannten Brennelementen, die zunächst entladen und in abgeschirmte Zellen überführt werden. Die Brennelemente, die aus einer Matrix aus Brennstäben und den Strukturmaterialien bestehen, werden anschließend in ihre Bestandteile zerlegt und können beispielsweise in sogenannte POLLUX-Behälter gefüllt werden, die dann zuletzt verschraubt und verschweißt werden. POLLUX-Behälter sind für die Endlagerung geeignet. In einer möglichen Konfiguration bestehen sie aus zwei ineinandergestellten Metallbehältern, so dass das Endlagergebäude, ähnlich wie bei vielen Transportbehältern, bereits mehrere redundante Schutzbarrieren umfasst.

Abgebrannte Brennelemente werden in tiefen geologischen Formationen gelagert. Hierzu ist die Konditionierung der Brennelemente in der PKA und die anschließende Verpackung in sogenannte POLLUX-Behälter als ein mögliches Konzept vorgesehen.

4.2.3.2 Die Hauptabteilung Dekontaminationsbetriebe der WAK GmbH auf dem Betriebsgelände des KIT Campus Nord

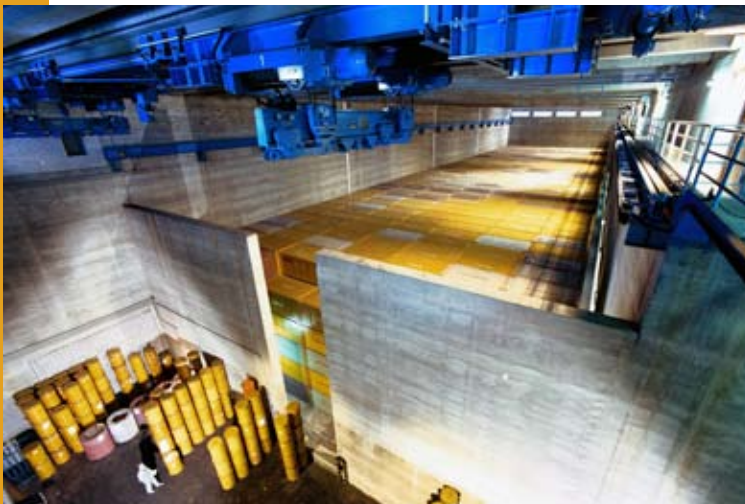
Die Hauptabteilung Dekontaminationsbetriebe (HDB) im KIT Campus Nord erbringt Entsorgungsleistungen für kerntechnische Einrichtungen am Standort, für Landessammelstellen und für die Industrie

Eine zentrale Einrichtung bei der Behandlung und Konditionierung von radioaktiven Abfällen ist die „Hauptabteilung Dekontaminationsbetriebe“ (HDB) der WAK GmbH auf dem Betriebsgelände Campus Nord des Karlsruher Instituts für Technologie (KIT, →Abschnitt 2.2.1), die hier exemplarisch für Einrichtungen dieser Art in den anderen Großforschungseinrichtungen und - in kleinerer Form - bei den Kernkraftwerken beschrieben wird. Die HDB ist auf die Verarbeitung radioaktiver Abfälle und Reststoffe von der Vorbehandlung über die Wiederverwertung bis zur Konditionierung spezialisiert und erbringt Entsorgungsleistungen für alle kerntechnischen Einrichtungen des Forschungszentrums Karlsruhe, für Landessammelstellen und für die kerntechnische Industrie. Hierzu gehören z. B. die Dekontamination und Verwertung von Großkomponenten, die Konditionierung von flüssigen und festen Abfällen oder analytische Untersuchungen. Die konditionierten Endlagergebinde werden am Standort bis zur Abgabe an ein Endlager zwischengelagert (→Abbildung 4.7). Die HDB wurde am 1. Juli 2009 zusammen mit anderen Einrichtungen im Forschungszentrum Karlsruhe auf die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe Rückbau- und Entsorgungs-GmbH der EWN übertragen (→Abschnitt 2.3).

Die HDB verfügt über vielfältige Anlagen zur Abfallbehandlung (Verbrennung, Eindampfung, Kompaktierung, Dekontamination) sowie zur Freimessung und Analytik

In der HDB werden außerdem Großkomponenten, wie sie in Kernkraftwerken anfallen, zerlegt, dekontaminiert und nach Freimessung als wiederverwertbare Reststoffe konventionell entsorgt oder zum Einschmelzen mit atomrechtlicher Genehmigung abgegeben. Hierfür stehen Apparate und Techniken zum Hantieren von Komponenten bis zu 20 Meter Länge sowie verschiedene Caissons mit Reinigungseinrichtungen zur Verfügung. Es ist hiermit in der Regel möglich, mehr als 90 % der angelieferten radioaktiven Stoffe zu dekontaminieren und der Freigabe zuzuführen. Insgesamt sind folgende Anlagen verfügbar:

zum Hantieren von Komponenten bis zu 20 Meter Länge sowie verschiedene Caissons mit Reinigungseinrichtungen zur Verfügung. Es ist hiermit in der Regel möglich, mehr als 90 % der angelieferten radioaktiven Stoffe zu dekontaminieren und der Freigabe zuzuführen. Insgesamt sind folgende Anlagen verfügbar:



*Abbildung 4.7:
Die Abfallgebinde im
Zwischenlager der
HDB*

- Verbrennung: Feste schwachaktive Abfälle sowie kontaminierte Lösemittel und Öle können getrennt in zwei Anlagen umweltgerecht verbrannt werden.
- Eindampfung und Verfestigung: Für die Eindampfung steht eine Anlage für schwachaktive Abfälle zur Verfügung. Die Rückstände, im Wesentlichen die Verdampferkonzentrate, werden durch Vermischen mit Zement verfestigt.
- Kompaktierung: Feste Reststoffe und Anlagenteile können je nach Aktivitätsgehalt in der LAW- oder MAW-Kompaktierungsanlage auf einen Bruchteil ihres Volumens reduziert werden. Hierzu wird der Abfall zerlegt, in Trommeln gefüllt und verpresst.
- Dekontamination: Für die Oberflächendekontamination ausgebauter Anlagenteile können mechanische oder chemische Verfahren eingesetzt werden.
- Freimessung/Analytik: Ein breites Spektrum zur quantitativen Bestimmung von alpha-, beta- und gammastrahlenden Nukliden steht zur Verfügung, außerdem Anlagen zur Entscheidungsmessung bei der Freigabe radioaktiver Stoffe (→ Abschnitt 4.3).

Die HDB wird für die geordnete Abwicklung der Stilllegungsprojekte am Standort des Forschungszentrums Karlsruhe, einschließlich der WAK, benötigt. Darüber hinaus wird sie von Energieversorgungsunternehmen oder anderen Forschungseinrichtungen zur Entsorgung und Konditionierung genutzt.

4.2.3.3 Das Zwischenlager Nord am Standort Greifswald

Eine für die Durchführung der Rückbauprojekte KGR und KKR entscheidende Einrichtung zur Abfallbehandlung und -konditionierung sowie zur Zwischenlagerung stellt das am Standort Greifswald errichtete Zwischenlager Nord (ZLN) dar. Eigentümer und Betreiber ist die Energiewerke Nord GmbH (EWN). Das Gebäude des ZLN umfasst eine Grundfläche von etwa 30.000 m², von denen 20.000 m² als Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (Halle 8) sowie für Stilllegungsabfälle, auch für Großkomponenten, bereitstehen. Im ZLN sind außerdem vielfältige Konditionierungseinrichtungen untergebracht; für die Anlieferung steht ein Gleisanschluss zur Verfügung.

Der Antrag auf Genehmigung wurde bereits 1992 gestellt, die Baugenehmigung wurde 1994 erteilt. Mit der Errichtung wurde unverzüglich begonnen, so dass die Inbetriebnahme bereits ab 1996 erfolgen konnte. Die strahlenschutzrechtliche Genehmigung für den Umgang mit kontaminierten und aktivierten Abfällen und Komponenten wurde 1998 erteilt, die Genehmigung für die Einlagerung von Brennelementen folgte 1999.

Das Zwischenlager Nord (ZLN) am Standort Greifswald der EWN dient der Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen, Abfällen aus der Stilllegung sowie von Großkomponenten

Das ZLN stellt eine wesentliche Komponente im Rahmen des Stilllegungskonzepts für die Kernkraftwerke Greifswald und Rheinsberg (KGR und KKR) dar, da es nicht nur der Zwischenlagerung abgebauter Materialien dient, sondern auch Großkomponenten wie Dampferzeuger und Reaktordruckgefäße direkt aufnehmen kann. Auf diese Weise wird eine Entkopplung zwischen den Rückbauarbeiten in den Kernkraftwerksblöcken und der Nachzerlegung größerer, abgebauter Anlagenteile außerhalb der Anlage erreicht. Es hat sich erwiesen, dass dieses Konzept bei einem derart umfangreichen Stilllegungsprojekt wie KGR deutlich zur Beschleunigung des Rückbaus beitragen kann, da es die Abfallbehandlung und -konditionierung aus dem zeitkritischen Pfad des Projektfortschritts herauslöst.

Das ZLN dient der Entkopplung des Abbaus in KGR und KKR von der Nachzerlegung, Dekontamination und Konditionierung. Es beschleunigt so den Rückbauprozess

Abbildung 4.8 zeigt einen Blick in Halle 2 mit 20-Fuß-Containern mit radioaktiven Abfällen oder Abfällen zur Abklinglagerung. Abbildung 4.16 zeigt in Halle 7 eingelagerte Dampferzeuger und Reaktordruckgefäße.



Abbildung 4.8:
20-Fuß-Container mit
Abfällen in Halle 2
des ZLN

In das ZLN wurden neben den Brennelementen aus KGR und KKR auch im Februar 2011 die Glaskokillen aus der VEK (→Abschnitt 4.2.3.4) und im Dezember 2010 die bestrahlten und unbestrahlten Brennelementen aus der Kompakten Natriumgekühlten Kernreaktoranlage Karlsruhe (KNK II) (→Abschnitt 3.2.2) eingelagert. Das benachbarte ehemalige Nasslager (ZAB) am Standort Greifswald wurde bis 2006 vollständig von Brennelementen geleert, dekontaminiert und freigegeben und abschließend beseitigt. Seine Grundfläche wird in die Nachnutzung des KGR-Standorts einbezogen. Die Brennelemente wurden in das ZLN überführt.

4.2.3.4 Verglasungseinrichtung Karlsruhe VEK

Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK) notwendig zur Behandlung des flüssigen hochradioaktiven Abfalls aus der WAK

Eine wesentliche Voraussetzung für die Durchführung des vollständigen Rückbaus der WAK (→Abschnitt 3.3.2) war die Separierung der reinen Dekontaminations- und Rückbauarbeiten im ehemaligen Prozessgebäude von der Behandlung

des in eigenen Gebäuden lagernden flüssigen hochradioaktiven Abfalls. Hierzu wurde eigens am Standort eine Verglasungsanlage, die Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK), errichtet, in der der flüssige hochradioaktive Abfall (HAWC) zusammen mit Spezialglas aufgeschmolzen und in Edelstahlkokillen abgefüllt wurde (→Abbildung 4.9). Die erstarrte Glasschmelze schließt die hochradioaktiven Abfälle sicher ein. Die verschweißten Kokillen werden in CASTOR-Behältern zunächst im ZLN (→Abschnitt 4.2.3.3) zwischengelagert, bevor sie später in ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle (→Abschnitt 4.2.6) verbracht werden.

Abbildung 4.9:
Abfüllen der Glas-
schmelze in eine
Edelstahlkokille



Der Bau der VEK begann Anfang 1999. Mit dem Innenausbau der VEK und damit auch mit der Installation der Prozesstechnik wurde 2002 begonnen. Ende des Jahres 2004 wurde der größte Teil der Montagen abgeschlossen und mit den Funktionsprüfungen fortgefahren, so dass 2006 der nicht-nukleare Betrieb der VEK aufgenommen werden konnte. Er hatte zum Ziel, das Personal für den Betrieb der VEK zu schulen, das Zusammenspiel der technischen Einrichtungen zu testen und die Anwendbarkeit der Bedienungsanweisungen zu prüfen. Die letzte Betriebsgenehmigung wurde im Februar 2009 erteilt, die heiße Inbetriebnahme erfolgte im September 2009. Bis Juni 2010 wurde die gesamte vorhandene Menge von 60 m³ HAWC in 140 Edelstahlkokillen abgefüllt. Die VEK wurde anschließend 2010 abgeschaltet und soll stillgelegt und parallel zur WAK rückgebaut werden

Mit der Entscheidung für den Bau der VEK wurde in den 1990er Jahren die Möglichkeit geschaffen, den hochradioaktiven Abfall aus der WAK direkt vor Ort endlagergerecht zu verfestigen. Damit wurde das bis dahin verfolgte Referenzkonzept, das die Abfallverglasung in der damals noch verfügbaren Schmelzanlage PAMELA in Mol (Belgien) vorsah, im Sinne einer Minimierung von Transport- und Genehmigungsrisiken überflüssig. Hierdurch wurden auch der Bau und Betrieb einer Abfüllstation in Karlsruhe und einer Übergabestation in Belgien, die im Zusammenhang mit der Eisenbahnbeförderung hätten errichtet werden müssen, vermieden.

Die VEK minimiert die Anzahl notwendiger Transporte hochradioaktiver Abfälle

4.2.3.5 Das radiologisch kontrollierte Einschmelzen von Metallen

Das radiologisch kontrollierte Einschmelzen von Metallen bietet für einen erheblichen Anteil von metallischen Reststoffen aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen aller Art eine wichtige Alternative zur (unmittelbaren) Freigabe und zur Entsorgung als radioaktiver Abfall. Speziell Metalle, die Freigabewerte überschreiten oder für die aufgrund des Nuklidvektors ein messtechnischer Nachweis der Einhaltung von Freigabewerten zu aufwendig wäre, kommen für diese Art der Entsorgung in Frage.

Das radiologisch kontrollierte Einschmelzen stellt für Metalle mit Kontamination oberhalb von Freigabewerten eine Entsorgungsalternative dar. Die Schmelzanlage verfügt über eine atomrechtliche Genehmigung.

Das radiologisch kontrollierte Einschmelzen bewirkt gleichzeitig eine Dekontamination des Metalls durch Übergang von Radionukliden in Schlacke und Stäube

Die Besonderheit des radiologisch kontrollierten Einschmelzens im Gegensatz etwa zur Freigabe zum Einschmelzen (→Abschnitt 4.3) liegt darin, dass die Einschmelzanlage selbst über eine entsprechende Umgangsgenehmigung verfügt und Material auch oberhalb von Freigabewerten bis

hin zu festgelegten Obergrenzen der Aktivität annehmen kann. Das Metall wird chargenweise eingeschmolzen, wobei gleichzeitig eine Dekontamination aufgrund der folgenden Effekte auftritt:

- Radioaktive Isotope von metallischen Elementen (Eisen, Kobalt, Nickel usw.) verbleiben in der Schmelze, werden dort aber im gesamten Volumen homogenisiert. Die lokalisierte Oberflächenkontamination verwandelt sich so in eine Volumenkontamination, in der die Radionuklide fest eingebunden sind. Die Selbstabsorption des Materials führt zudem dazu, dass die gesamte Dosisleistung erheblich absinkt.
- Elemente mit niedrigem Siedepunkt (z. B. Cäsium) verlassen die Schmelze und reichern sich im Filterstaub an, wo sie zurückgehalten werden. Für solche Elemente dient das Einschmelzen somit als Dekontamination.
- Uran und Transurane, also alphastrahlende Radionuklide wie Plutonium, Americium und Curium, treten in die Schlacke über. Für alphastrahlende Radionuklide dient das Einschmelzen somit ebenfalls als Dekontamination.

Gussblöcke aus dem Schmelzprozess sind ggf. direkt oder nach Abklingen freigebbar

Die entstehenden Gussblöcke enthalten nach dem Schmelzen daher nur noch vergleichsweise kurzlebige Radionuklide. Sie können entweder direkt oder nach einer Abklinglagerung von einigen Jahren freigegeben werden oder

müssen als radioaktiver Abfall entsorgt werden, wobei allerdings eine deutliche Volumenreduktion gegenüber dem ursprünglichen Schrott zu verzeichnen ist. Ferner ist es möglich, dass aus restkontaminiertem Material Abfallbehälter für die Kerntechnik hergestellt werden, wodurch ein Teil der metallischen Reststoffe aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen wieder in der Kerntechnik eingesetzt wird.

Anlagen für das radiologisch kontrollierte Einschmelzen von Metallen befinden sich in Europa in Krefeld (Fa. Siempelkamp Nukleartechnik, CARLA-Anlage, seit 1989), in Studsvik bei Nyköping in Schweden (Fa. Studsvik AB, seit 1987) und in Marcoule in Frankreich (Fa. SOCODEI, Centraco, seit 1999, Vorgängeranlage seit 1992).

4.2.4 Die Einrichtungen zur Zwischenlagerung

Zwischenlagerung von Abfällen aus Betrieb und Stilllegung und von abgebrannten Brennelementen

In der Vergangenheit wurden umfangreiche Zwischenlagerkapazitäten, sowohl für abgebrannte Brennelemente und wärmeentwickelnde Abfälle als auch für nicht-wärmeentwickelnde Abfälle geschaffen und genutzt. Tabelle 4.1

gibt einen Überblick über die Standorte von Zwischenlagern außerhalb von Kernkraftwerksstandorten. Einen Blick in das Transport- und Lagerbehälter im Transportbehälterlager Gorleben zeigt Abbildung 4.10. Auf die sogenannten Standort-Zwischenlager wird weiter unten eingegangen.

Durch den befristeten Weiterbetrieb des Endlagers Morsleben in Sachsen-Anhalt in den 1990er Jahren (→Abschnitt 4.2.6.1) konnte der bis dahin

akkumulierte Bestand nicht-wärmeentwickelnder Abfälle kurzfristig etwas abgebaut werden. Zwischenlagerkapazitäten werden jedoch auch nach Inbetriebnahme des Endlagers Konrad, die für 2019 vorgesehen ist, für einen begrenzten Zeitraum weiterhin benötigt.

Tabelle 4.1: Zentrale Zwischenlager für Brennelemente und für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

Standort	Verfahren	Betreiber	Status
Brennelemente-Zwischenlager			
Ahaus (TBL-A)	Trockenlagerung in CASTOR-Behältern	BZA BE-Zwischenlager Ahaus GmbH	in Betrieb
Gorleben (TBL-G)		BLG BE-Lager Gorleben GmbH	
Jülich		Forschungszentrum Jülich	
Greifswald (ZLN)		EWN Energiewerke Nord GmbH	
Zwischenlager für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (außerhalb von Kernkraftwerksstandorten)			
Ahaus (TBL-A)	Lagerung von Abfällen und Abfallgebinden verschiedener Art	BZA BE-Zwischenlager Ahaus GmbH	in Betrieb
Gorleben (ALG)		BLG BE-Lager Gorleben GmbH	
Hanau		Nuclear+Cargo Service GmbH (NCS)	
Karlsruhe (HDB)		WAK GmbH	
Greifswald (ZLN)		EWN Energiewerke Nord GmbH	
Mitterteich (EVU-Halle)		Freistaat Bayern	
Landessammelstellen		Bundesländer	

Abbildung 4.10: Transport- und Lagerbehälter im Transportbehälterlager Gorleben der GNS



Die zentralen Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente sind für die längerfristige Zwischenlagerung von CASTOR-Behältern mit Brennelementen sowie verglasten Spaltproduktlösungen geeignet. Dies gilt auch vor dem Hintergrund des Verbots der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoff seit 2005 in Deutschland. Der Betrieb zentraler Lager erfordert jedoch regelmäßige Transporte aus den Kernkraftwerken zu diesen Lagerstandorten, die in der Vergangenheit Ziel z.T. heftiger Proteste aus der Bevölkerung waren. Um die Zahl sogenannter „CASTOR-Transporte“ mit abgebrannten Brennelementen zu minimieren, wurde Ende der 1990er Jahre entschieden, die abgebrannten Brennelemente künftig ausnahmslos an den Standorten der Kernkraftwerke zwischenzulagern. Sie verbleiben dort, wo sie anfallen, bis sie endlagergerecht konditioniert und endgelagert werden können. Für die direkte Endlagerung von abgebrannten Brennelementen wird so der Zeitraum von mehreren Jahrzehnten überbrückt, der durch die Verfügbarkeit eines Endlagers und die erforderliche Dauer des Abklingens der Wärmeleistung bis zur Einlagerung bestimmt wird.

Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente wurden an allen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken errichtet, um die Anzahl der Brennelementtransporte zu minimieren

An allen zwölf Standorten derjenigen Kernkraftwerke, die 2002 noch in Betrieb waren, wurden dezentrale Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente atomrechtlich genehmigt, errichtet und in Betrieb genommen. Die Lager sind als Trockenlager konzipiert, in die mit abgebrannten Brennelementen beladene Transport- und Lagerbehälter eingelagert werden. Die Lager wurden in verschiedenen Ausführungsvarianten genehmigt. Alle verwirklichten Konzepte erfüllen die Anforderungen des Atomgesetzes an eine sichere Lagerung.

Die Zwischenlager wurden mit passiver Naturzugkühlung ausgeführt, die unabhängig von aktiven technischen Systemen die Wärme der Behälter abführt. Die dichten, unfallsicheren Behälter stellen sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch bei Störfällen den sicheren Einschluss, die notwendige Strahlenabschirmung und die Kritikalitätssicherheit sicher. Über Kühlrippen der Behälter wird die Wärme an die Umgebung abgegeben. Der Schutz gegen äußere Einwirkungen wie Erdbeben, Explosionsdruckwelle oder Flugzeugabsturz wird durch die dicke Wandung der Behälter gewährleistet. Im Genehmigungsverfahren wurde nachgewiesen und bestätigt, dass die Behälter für eine Lagerdauer von mindestens 40 Jahren geeignet sind. Die Einlagerungsdauer ist in den Genehmigungen entsprechend begrenzt. Gegenwärtig ist geplant, dass nach Ablauf dieser Zeit ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle zur Verfügung stehen wird.

Die Zwischenlager wurden mit passiver Naturzugkühlung ausgeführt, die unabhängig von aktiven technischen Systemen die Wärme der Behälter abführt. Die dichten, unfallsicheren Behälter stellen sowohl im bestimmungsgemäßen Betrieb als auch bei Störfällen den sicheren Einschluss, die notwendige Strahlenabschirmung und die Kritikalitätssicherheit sicher. Über Kühlrippen der Behälter wird die Wärme an die Umgebung abgegeben. Der Schutz gegen äußere Einwirkungen wie Erdbeben, Explosionsdruckwelle oder Flugzeugabsturz wird durch die dicke Wandung der Behälter gewährleistet. Im Genehmigungsverfahren wurde nachgewiesen und bestätigt, dass die Behälter für eine Lagerdauer von mindestens 40 Jahren geeignet sind. Die Einlagerungsdauer ist in den Genehmigungen entsprechend begrenzt. Gegenwärtig ist geplant, dass nach Ablauf dieser Zeit ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle zur Verfügung stehen wird.

4.2.5 Das Zusammenwirken von Bund und Ländern bei der Entsorgung

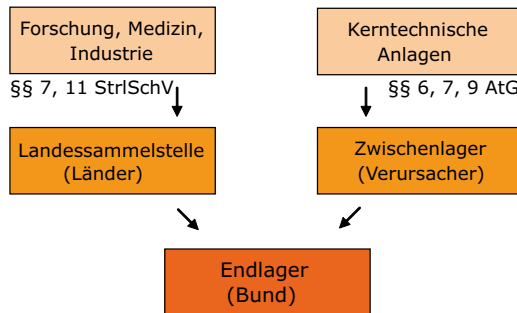
Die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle wird von den Ländern und den Betreibern von Kernkraftwerken durchgeführt

Bund und Länder teilen sich die Aufgaben bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente. Die Struktur zeigt Abbildung 4.11.

Die Länder betreiben die sogenannten Landessammelstellen, die der vorübergehenden Aufbewahrung der im jeweiligen Land entstehenden radioaktiven Abfälle von Forschungseinrichtungen, Krankenhäusern und anderen kleineren Verursachern dienen. Die Betreiber kommerzieller Kernkraftwerke haben daneben Zwischenlagerkapazitäten geschaffen, die für die Aufbewahrung von Abfällen aus kommerziellen kerntechnischen Anlagen dienen.

Demgegenüber ist es Aufgabe des Bundes, die Einrichtungen für die Endlagerung der Abfälle zu schaffen, wobei die betroffenen Länder im Rahmen eines Planfeststellungsverfahrens beteiligt werden. Die Betreiber von Zwischen- und Endlagereinrichtungen erheben für die Einlagerung von Abfallgebinden bestimmte Gebühren, so dass letztendlich die Kosten für die sichere Verwahrung von Abfällen weitgehend von den Betreibern der Anlagen, in denen die Abfälle entstehen, und damit vom Energieverbraucher bzw. Steuerzahler getragen werden.

Die Verantwortung für die Endlagerung radioaktiver Abfälle liegt beim Bund



*Abbildung 4.11:
Ablieferungsspflicht für
radioaktive Abfälle
und Zuständigkeiten*

Die Zwischenlager für radioaktive Abfälle sowie abgebrannte Brennelemente, die sich sowohl als zentrale Anlagen als auch an den Standorten befinden (→Abschnitt 4.2.4), werden von den Abfallverursachern finanziert. Somit ist das Verursacherprinzip in der gesamten Entsorgungskette realisiert.

Zwischenlagerung an den Standorten wird durch die Abfallverursacher finanziert

4.2.6 Endlager, Endlagerprojekte und Forschungseinrichtungen zur Endlagerung

Die Endlagerung der wärmeentwickelnden radioaktiven Abfälle stellt den Ausgang aus dem Kernbrennstoffkreislauf dar, die Endlagerung der nicht-wärmeentwickelnden Abfälle aus Betrieb und Stilllegung gewährleistet die Entsorgung bzw. den Rückbau der Anlagen. Weltweit sind erst wenige Endlager für nicht-wärmeentwickelnde Abfälle in geologischen Strukturen (Fels, Salzgestein) realisiert oder im Bau, für wärmeentwickelnde Abfälle, insbesondere abgebrannte Brennelemente gibt es weltweit noch kein Endlager.

Endlager: für wärmeentwickelnde Abfälle (z.B. Brennelemente) und für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung

In Deutschland existieren das mittlerweile in Schließung befindliche Endlager Morsleben (ERAM), das Endlager Konrad, für das eine Genehmigung vorliegt und dessen Betrieb ab 2019 vorgesehen ist, das Endlager Schachtanlage Asse, in dem Versuchseinlagerungen durchgeführt wurden, und das Erkundungsbergwerk Gorleben (→Tabelle 4.2).

Tabelle 4.2: Endlager, Endlagerprojekte und Forschungseinrichtungen in Deutschland

Standort	Verfahren	Betreiber	Status
Endlager bzw. Endlagerprojekt für nicht-wärmeentwickelnde Abfälle			
Morsleben	Einlagerung in ehemaliges Salzbergwerk	Bundesamt für Strahlenschutz	Betrieb 1971-91 und 1994-98; in Schließung
Konrad, Salzgitter	Einlagerung in ehemalige Eisenerzgrube	Bundesamt für Strahlenschutz	Genehmigung liegt vor, Betrieb ab voraussichtlich 2019
Asse, Wolfenbüttel	Forschung und Entwicklung zur Endlagerung	Bundesamt für Strahlenschutz	Betrieb 1967-78; Vorbereitung der Rückholung von Abfällen
Endlagerprojekt für wärmeentwickelnde Abfälle			
Gorleben	Einlagerung in Salzstock	Bundesamt für Strahlenschutz	Standorterkundung

4.2.6.1 Endlager Morsleben

Anlage: Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)
Betreiber: Bundesamt für Strahlenschutz
Betrieb: 1986-91 und 1994-98
Status: in Schließung

Im früheren Salzbergwerk Morsleben befindet sich das Endlager für radioaktive Abfälle (ERAM) der ehemaligen DDR. Die 1986 erteilte Dauerbetriebsgenehmigung blieb nach der Wiedervereinigung Deutschlands weiter gültig. 1991 wurde zwar die Einlagerung weiterer Abfälle gerichtlich ausgesetzt, jedoch wurde diese Entscheidung Mitte 1992 wieder aufgehoben. Der Betrieb des Endlagers konnte ab 1994 wieder aufgenommen werden, wurde in 1998 aber endgültig beendet. Es befindet sich gegenwärtig in Schließung.

Die im ERAM eingelagerten Abfälle stammen aus

- dem Betrieb von Kernkraftwerken,
- der Stilllegung von kerntechnischen Anlagen,
- der kerntechnischen Industrie,
- Forschungseinrichtungen,
- Landessammelstellen bzw. direkt von Kleinverursachern und
- dem Umgang sonstiger Anwender.

Insgesamt sind etwa 36.800 m³ feste Abfälle sowie mehr als 6.600 umschlossene Strahlenquellen endgelagert. Mit dem ERAM stand in Deutschland zeitlich begrenzt ein Endlager für nicht-wärmeentwickelnde Abfälle zur Verfügung, das u. a. verschiedene Arten von Abfällen aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen aufnehmen konnte.

4.2.6.2 Endlager Konrad

Anlage: Endlager Konrad für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung
Betreiber: Bundesamt für Strahlenschutz
Betrieb: vorgesehen ab ca. 2019
Status: Vorbereitung zur Errichtung

Für die Schachthanlage Konrad, ein ehemaliges Eisenerzbergwerk in Niedersachsen, wurde 1982 ein Antrag auf Planfeststellung zur Nutzung als Endlager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung gestellt. Das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad ist mit der Erteilung des Planfeststellungsbeschlusses am 22. Mai 2002 abgeschlossen.

Abbildung 4.12:
Gegenwärtige Situation und geplante Anlagen am Schacht 2 des Endlagers Konrad



Das Oberverwaltungsgericht Lüneburg hat mit der Entscheidung vom 8. März 2006 die Klagen gegen den Planfeststellungsbeschluss abgewiesen und eine Revision vor dem Bundesverwaltungsgericht (BVerwG) nicht zugelassen. Die Beschwerden der Kläger gegen die Nichtzulassung der Revision wurden am 26. März 2007 vom Bundesverwaltungsgericht zurückgewiesen. Ein bestandskräftiger und unanfechtbarer Planfeststellungsbeschluss zum Endlager Konrad liegt damit vor.

Mit Schreiben des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) vom 30. Mai 2007 wurde das BfS mit der Umrüstung der Schachthanlage Konrad zum Endlager beauftragt. Mit der Errichtung der Einrichtungen für das Endlager Konrad wurde begonnen, mit einer Inbetriebnahme ist nicht vor dem Jahr 2019 zu rechnen. Am 15. Januar 2008 wurde der Hauptbetriebsplan für die Errichtung des Endlagers Konrad durch das Landesamt für Bergbau, Energie und Geologie Niedersachsen zugelassen. Der Hauptbetriebsplan ermöglicht die notwendigen bergmännischen und baulichen Arbeiten und stellt somit einen entscheidenden Schritt bei der Umrüstung des ehemaligen Eisenerzbergwerks zu einem Endlager dar. Für die Erkundungs- und Planungsarbeiten beliefen sich die Kosten bis Ende 2007 auf 945 Millionen Euro. Die berechneten Gesamtkosten der Errichtung des Endlagers Konrad belaufen sich nach derzeitigem Stand auf ca. 2,1 Mrd. €. Sie werden vollständig von den Abfallverursachern finanziert.

Planfeststellungsbeschluss ergangen und rechtskräftig, Inbetriebnahme für ca. 2019 vorgesehen

Abbildung 4.12 zeigt die geplanten Anlagen zur Annahme, Pufferlagerung und zur Verbringung nach Untertage. Die Anlieferung der Gebinde wird über Gleis- und Straßenanschluss erfolgen.

4.2.6.3 Endlager Schachthanlage Asse

Im ehemaligen Salzbergwerk Asse II, das von 1909 bis 1964 dem Abbau von Kali- und Steinsalz diente, begann 1967 die Einlagerung schwachaktiver Abfälle und 1972 die Einlagerung mittelaktiver Abfälle. 1978 endeten die befristeten Einlagerungsgenehmigungen, und die Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Endlagerung wurde ohne weitere Einlagerung radio-

Anlage: Forschungsbergwerk für Tieflagerung radioaktiver Abfälle
Betreiber: früher Helmholtz Zentrum München, heute Bundesamt für Strahlenschutz
Betrieb: 1909-1964 als Kali- und Steinsalzbergwerk, 1967-1978 für Einlagerung radioaktiver Abfälle
Status: Vorbereitung der Rückholung von Abfällen

aktiver Abfälle fortgeführt. Bis dahin wurden von den Ablieferern insgesamt 47.000 m³ radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in unterschiedlichen Gebindetypen eingelagert. Die eingelagerten schwachaktiven Abfälle enthalten verfestigte oder getrocknete ehemals wasserhaltige Abfälle, wie z. B. Verdampferkonzentrate, Filterrückstände, Schlämme, Ionenaustauscherharze, weiterhin feste Abfälle wie Schrott, Bauschutt und Mischabfälle. Bei den mittelaktiven Abfällen wurden neben Schrott auch Filter und verfestigte ehemals wasserhaltige Abfälle eingelagert.

Schachtanlage Asse diente der Versuchseinlagerung schwach- und mittelaktiver Abfälle sowie als Forschungsbergwerk zu Forschungszwecken für das geplante Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle

In der Folgezeit diente die Schachtanlage Asse als Forschungsbergwerk zu Forschungszwecken für das geplante Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle. Im Jahr 1992 wurden die Forschungsaktivitäten eingestellt und mit der Verfüllung der Schachtanlage Asse wurde 2005 begonnen. Beim damaligen Salzabbau entstanden größere Hohlräume

(Abbaukammern), die - wie im Steinsalzbergbau üblich - nicht verfüllt wurden. Um die langfristige Standsicherheit der Grubenstruktur zu erhöhen, wurden diese bereits vorlaufend ab 1980 verfüllt. Als Verfüllmaterial dienten aufgehaldete Rückstände aus der Salzgewinnung, so dass durch diese Maßnahme gleichzeitig eine übertägige Halde weitgehend rückgebaut werden konnte. Geotechnische, geophysikalische und hydrogeologische Messprogramme dienen zur Überwachung der Verfüllmaßnahme, die dazu beitrug, das Grubengebäude teilweise zu stabilisieren und Bewegungen des Deckgebirges zu verlangsamen.

Zum Jahreswechsel 2008/2009 ging die Zuständigkeit für die Schachtanlage Asse II vom ehemaligen Betreiber, dem Helmholtz Zentrum München (→ Abschnitt 2.2.4), auf das Bundesamt für Strahlenschutz über. Durch eine Novellierung des Atomgesetzes wird die Schachtanlage Asse außerdem seit dem 01.01.2009 wie ein Endlager behandelt.

Gegenwärtig sind die Verfüllmaßnahmen unterbrochen. Eine 2010 abgeschlossene Bewertung verschiedener Optionen, wie mit der Schachtanlage Asse und mit den in ihr lagernden Abfällen umgegangen werden soll, kam zu dem Ergebnis, dass der Abschluss der vollständigen Verfüllung die optimale Variante bzgl. Sicherheit in der Betriebsphase, Umweltauswirkungen bei unbeherrschbarem Zutritt von Wässern in die Grube, technischer Machbarkeit, Zeitbedarf und Exposition des Personals darstellen würde, dass jedoch allein die Variante der Rückholung der Abfälle und deren Entsorgung in einem anderen Endlager nach erneuter Konditionierung eine langfristig sicher einschätzbare Option darstellen würde (Langzeitsicherheitsanalyse). Mit den Vorbereitungen für die Rückholung der Abfälle ist begonnen worden, für die Rückholung selbst wird ein Zeitbedarf bis ca. 2040 abgeschätzt.



*Abbildung 4.13:
übertägige Anlagen
der Schachtanlage
Asse II*

4.2.6.4 Erkundungsbergwerk Gorleben

Der Standort Gorleben (Niedersachsen) wurde für ein nukleares Entsorgungszentrum im Jahr 1977 vorgesehen, nachdem in einer Machbarkeitsstudie seit 1974 acht Standorte untersucht worden waren. Von 140 untersuchten Salzstöcken blieb in der letzten Phase als alleiniger Standort Gorleben übrig. Die übertägige Erkundung des Salzstockes, der bisher nicht zu Abbauzwecken gedient hatte, begann im Jahr 1979. In einem gestuften Untersuchungsprogramm wurde zunächst die hydrogeologische Situation untersucht, später durch sechs Tiefbohrungen der Kern und der Flankenbereich des Salzstockes erkundet. Die untertägige Erkundung, durch die festgestellt werden soll, ob der Salzstock insbesondere für ein Endlager für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle geeignet ist, startete im Jahr 1986 mit dem Abteufen der Schächte bis zu einer Tiefe von etwa 800 m. Im Jahr 1995 wurde mit der Auffahrung von horizontalen Strecken begonnen, die beiden Schächte wurden im Jahr 1996 verbunden. Bis zum 1. Oktober 2000 wurden insgesamt etwa sieben Kilometer Strecken aufgefahren.

Anlage: Erkundungsbergwerk
Betreiber: Bundesamt für Strahlenschutz
Betrieb: noch nicht absehbar
Status: Erkundung des Salzstocks

Gemäß der Vereinbarung vom 11. Juni 2001 zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen wurde ein bis zu zehnjähriges Erkundungsmoratorium beschlossen, obwohl die bisher gewonnenen geologischen Befunde nicht der Eignung des Standortes widersprachen. Das Moratorium zur Erkundung wurde 2010 wieder aufgehoben und die Erkundungsarbeiten wurden anschließend fortgesetzt. Eine abschließende Eignungsaussage zum Salzstock Gorleben für ein Endlager für insbesondere wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle konnte jedoch bisher auch noch nicht getroffen werden. Hierfür sind erst weitere Untersuchungen des Standorts und der Abschluss der Sicherheitsanalysen notwendig. Nach abgeschlossener Erkundung und Feststellung der Eignung des Salzstockes für ein Endlager müsste ein Planfeststellungsverfahren, das eine Umweltverträglichkeitsprüfung und eine Öffentlichkeitsbeteiligung beinhaltet, durchgeführt werden.

Standorterkundung von 2001 bis 2010 unterbrochen, Aussage zur Eignung steht noch aus

Insgesamt wurden in die Erkundung des Salzstockes Gorleben und die Offenhaltung des Bergwerkes bislang etwa 1,5 Milliarden Euro investiert.

Gegenwärtig werden weitere Optionen für die Suche nach einem Standort für ein Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle diskutiert. Die Festlegung auf Gorleben als Standort für ein derartiges Endlager ist daher in keiner Weise als abschließend anzusehen.

Standort für Endlager für wärmeentwickelnde Abfälle gegenwärtig in der Diskussion

4.3 Die Freigabe von Reststoffen, Gebäuden und Standorten

Reststoffe, die aus den Kontroll- und Überwachungsbereichen kerntechnischer Anlagen während der Stilllegung anfallen, werden als potentiell radioaktiv betrachtet und dürfen die Strahlenschutzbereiche daher zunächst nicht verlassen. Ein sehr geringer Anteil dieser Reststoffe muss allerdings tatsächlich als radioaktiver Abfall behandelt und endgelagert werden, im Wesentlichen aufgrund hoher Aktivitätswerte oder weil eine Dekontamination nicht wirtschaftlich möglich ist (→Abschnitt 4.1). Für die anderen Materialgruppen jedoch, für die Dekontamination und Freigabe technisch möglich und wirtschaftlich

Freigabewerte regeln die Grenze zwischen radioaktiven Abfällen und konventionell zu entsorgenden oder wiederverwertbaren Reststoffen

erreichbar sind, wurden sogenannte Freigabewerte erarbeitet, die in der Strahlenschutzverordnung niedergelegt sind. Werden sie nicht überschritten, kann das Material zur allgemeinen, uneingeschränkten Verwendung, zur Verwertung oder zur Beseitigung freigegeben werden. Hierfür stehen verschiedene Freigabeoptionen zur Verfügung (→Abschnitt 4.3.3).

Die Freigabe ist ein zentrales Element des Abfall- und Reststoffmanagements bei Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen. Ohne die Möglichkeit, Material nach ggf. Dekontamination und dem messtechnischen Nachweis der Einhaltung von Freigabewerten in den konventionellen Stoffkreislauf abzugeben, wäre ein Rückbau kerntechnischer Anlagen nicht möglich. Die Kapazität des Endlagers Konrad ist lediglich für die radioaktiven Abfälle ausgelegt, die nur wenige Prozent der Gesamtmasse kerntechnischer Anlagen ausmachen (→Abschnitt 4.1.4).

Freigrenzen - Freigabewerte – „Freimessung“

Die ähnlichen Begriffe „Freigrenzen“ und „Freigabewerte“ bieten im Deutschen gelegentlich Anlass zur Verwechslung. Es besteht folgender wichtiger Unterschied zwischen Freigrenzen und Freigabewerten:

- Die Freigrenzen (englisch exemption levels) sind als nuklidspezifische Werte der Gesamtaktivität (in Bq) sowie der massenbezogenen Aktivität (in Bq/g) in Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV festgelegt. Sie regeln, ab wann Tätigkeiten mit radioaktiven Stoffen der Überwachung gem. § 7 der Strahlenschutzverordnung unterliegen. Die Freigrenzen entscheiden somit über den „Eingang“ in die strahlenschutzrechtliche Überwachung. Außerdem nehmen viele andere Teile des kerntechnischen Regelwerks Bezug auf diese Aktivitätswerte. Die Freigrenzen gelten nicht für die Freigabe von Reststoffen aus kerntechnischen Anlagen.
- Die Freigabewerte (englisch clearance level) legen fest, wann ein Stoff aus nach Atomgesetz oder Strahlenschutzverordnung genehmigten Anlagen oder Tätigkeiten nicht mehr der Überwachung unterliegen muss. Sie regeln somit den „Ausgang“ aus der strahlenschutzrechtlichen Überwachung. (→Abschnitt 4.3.2)
- Die Einhaltung der Freigabewerte wird durch eine Entscheidungsmessung mit geeigneten Messverfahren nachgewiesen. Hierfür hat sich der Begriff „Freimessung“ eingebürgert. (→Abschnitt 4.3.5)

4.3.1 Freigebbare Materialien, Gebäude und Anlagenflächen

Freigebbare Materialarten: Metalle, Bauschutt, Isoliermaterialien, Kabel usw.

Für eine Freigabe kommen im Verlauf des Rückbaus einer Anlage eine Reihe von Materialarten in Frage, insbesondere

- Metalle (Eisen- und Nichteisenmetalle) aus Komponenten, Anlagenteilen, Rohrleitungen, Bewehrung usw.,
- Bauschutt aus dem Abriss von Gebäudestrukturen,
- Isoliermaterialien, Kabel u.a.

Die Materialien liegen zum Zeitpunkt des Abbaus nicht unbedingt in einer Form vor, in der sie für die Durchführung der Freigabe unmittelbar geeignet wären. So müssen viele Teile zuvor in eine handhabbare Größe zerlegt und dekontaminiert werden. Bei Metallen werden außerdem Bereiche mit Rissen und Korrosionen, in die Aktivität eingedrungen sein könnte und an denen sich daher der Nachweis der Aktivitätsfreiheit nur schwer erbringen lässt, in der Regel abgetrennt und gesondert entsorgt.

Einen weiteren Bereich, der mit fortschreitendem Rückbau immer wichtiger wird, bildet die Freigabe von Gebäuden und zuletzt der Standorte der kerntechnischen Anlagen. Nachdem die Anlagenteile und Einrichtungen der Gebäude aus der kerntechnischen Anlage entfernt wurden, verbleiben nur noch die Gebäudestrukturen, die oberflächlich oder durch Eindringen von Kontamination bis zu einer gewissen Tiefe kontaminiert sein können. In Reaktoranlagen ist auch das Vorliegen von Aktivierung des Betons im Bereich um den Reaktorkern möglich. Kontamination auf Oberflächen bzw. in den oberflächennahen Strukturen kann durch Abtragen des Betons entfernt werden, wobei das abgetragene Material in der Regel radioaktiven Abfall darstellt. Aktiviertes Material oberhalb von Freigabewerten kann dagegen nicht dekontaminiert werden und muss als radioaktiver Abfall endgelagert werden.

Freigabe von Gebäuden nach Entfernung aller Komponenten und sonstigen Anlagenteile; Dekontamination ggf. durch Abtrag der Oberflächenschichten

Schließlich stehen auch die Anlagenflächen der Standorte zur Freigabe an, wenn die ehemals für die kerntechnische Anlage genutzten Gebäude entweder entfernt oder zur weiteren Nutzung freigegeben worden sind. Auch auf Anlagenflächen des Standorts kann Kontamination aus dem Anlagenbetrieb vorliegen. Durch Ausheben des betroffenen Erdreichs oder Abtragen der versiegelten, oberflächlich kontaminierten Straßen, Stellflächen oder Wege kann derartige Kontamination von Anlagenflächen entfernt werden.

Freigabe von Standorten als letzter Schritt nach Entfernung bzw. Freigabe der Gebäude

4.3.2 Rechtliche Rahmenbedingungen für die Freigabe

Wie schon einleitend angesprochen, spielen bei der Freigabe schwach radioaktiver Reststoffe sowohl das Atomrecht als auch das konventionelle Abfallrecht eine Rolle. Im Bereich des Atomrechts ist die Freigabe durch die folgenden Vorschriften der Strahlenschutzverordnung geregelt:

§ 29 StrlSchV ist die zentrale Vorschrift für die Freigabe, zusammen mit den Anlagen III (Freigabewerte) und IV (technische Festlegungen) der StrlSchV

- § 29 StrlSchV enthält die eigentlichen Festlegungen zur Freigabe. Er stellt auch die Grundlagen der Freigabe, nämlich das Trivialitätsprinzip und die Sicherstellung der Schadlosigkeit, dar (→Abschnitt 4.3.3) und verweist auf die umfangreichen Tabellen mit den Freigabewerten. Ferner definiert § 29 Absatz 2 die sogenannten Freigabeoptionen, die unten aufgeführt sind.
- In Anlage III Tabelle 1 StrlSchV finden sich die eigentlichen Freigabewerte für alle Freigabeoptionen. Diese sind nuklidspezifisch angegeben. Es existiert je ein Satz von Freigabewerten für jede Freigabeoption.
- Anlage IV StrlSchV enthält weitere, mehr technische Festlegungen zu den einzelnen Freigabeoptionen.

§ 29 benennt insgesamt acht Freigabeoptionen, die nach der Art der Freigabe unterschieden werden:

Freigabeoptionen nach § 29 StrlSchV für die uneingeschränkte und die zweckgerichtete Freigabe

1. Bei der uneingeschränkten Freigabe ist nach erfolgter Freigabe aus radiologischen Gründen keine Kontrolle des Materials, der Gebäude bzw. des Standorts erforderlich. Es existieren die folgenden Freigabeoptionen:

- a. uneingeschränkte Freigabe von Stoffen, die danach wiederverwendet, recycelt oder auch beseitigt werden können,
- b. uneingeschränkte Freigabe von Bauschutt und Bodenaushub von mehr als 1.000 Mg im Jahr, der nach der Freigabe für beliebige Zwecke, etwa zur Verfüllung von Baugruben, als Straßenunterbau usw. eingesetzt werden kann,
- c. uneingeschränkte Freigabe von Bodenflächen kerntechnischer Standorte, die anschließend für alle Zwecke verwendet werden können, also z. B. für den Bau von Wohnhäusern, Industriestandorten usw.,
- d. uneingeschränkte Freigabe von Gebäuden, die danach abgerissen oder auch wieder genutzt werden können.

2. Bei der zweckgerichteten Freigabe handelt es sich um Freigaben, bei denen der erste Schritt genau festgelegt ist. Dessen Durchführung wird behördlich überwacht, und die Freigabe ist erst abgeschlossen, wenn der betreffende Schritt abgeschlossen bzw. unumkehrbar eingeleitet ist. Für die zweckgerichtete Freigabe existieren die folgenden Freigabeoptionen:

- a. Freigabe von festen Stoffen zur Beseitigung auf einer konventionellen Depo-
nie,
- b. Freigabe von festen oder flüssigen Stoffen zur Beseitigung in einer Verbren-
nungsanlage,
- c. Freigabe von Gebäuden zum Abriss, wobei vor dem Abriss keine konventionelle
Nutzung der Gebäude zulässig ist,
- d. Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung durch Einschmelzen in einem kon-
ventionellen Schmelzbetrieb, z. B. einer Gießerei, einem Stahlwerk usw.,

wobei bei den Punkten a. und b. jeweils noch die beiden Massenbereiche abzu-
gebender Abfälle bis 100 Mg und bis 1.000 Mg pro Kalenderjahr unterschieden
werden.

*Anl. III Tab. 1 StrlSchV enthält
Freigabewerte als massen- bzw.
flächenbezogene Aktivitätswerte
für alle relevanten Radionuklide*

Tabelle 4.3 zeigt Beispiele für Freigabewerte gemäß Anl. III
Tab. 1 StrlSchV für eine Auswahl von Radionukliden, die bei
der Stilllegung und dem Rückbau kerntechnischer Anlagen
von Bedeutung sind. Die Freigabewerte sind jeweils als mas-
sen- bzw. flächenbezogene Werte (Bq/g bzw. Bq/cm²) angegeben. Dies richtet
sich nach der jeweils relevanten Art des messtechnischen Nachweises.

Tabelle 4.3: Beispiele für Freigabewerte gem. Anl. III Tab. 1 StrlSchV

Radio-nuklid	Freigrenze			uneingeschränkte Freigabe von				Freigabe von						Halbwertszeit	
	Aktivität in Bq	spezifische Aktivität		Oberflächenkontamination	festen und flüssigen Stoffen	Bauschutt, Bodenaushub von mehr als 1.000 t/a	Bodenflächen	Gebäuden zur Wiederverwendung	festen Stoffen bis 100 t/a zur Beseitigung auf Deponien	festen und flüssigen Stoffen bis 100 t/a zur Beseitigung in Verbrennungsanl.	festen Stoffen bis 1.000 t/a zur Beseitigung auf Deponien	festen und flüssigen Stoffen bis 1.000 t/a zur Beseitigung in Verbrennungsanl.	Gebäuden zum Abriss	Metallschrott zur Rezyklierung	
		Bq/g	Bq/cm ²	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/cm ²	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/cm ²	Bq/g	
1	2	3	4	5	6	7	8	9a	9b	9c	9d	10	10a	11	
H-3	1 E+9	1 E+6	1 E+2	1 E+3	6 E+1	3	1 E+3	6 E+4	1 E+6	6 E+3	1 E+6	4 E+3	1 E+3	12,3	a
C-14	1 E+7	1 E+4	1 E+2	8 E+1	1 E+1	4 E-2	1 E+3	4 E+3	1 E+4	4 E+2	1 E+4	6 E+3	8 E+1	5,7E+3	a
Cl-36	1 E+6	1 E+4	1 E+2	8	3 E-1		3 E+1	3	3	3 E-1	3 E-1	3 E+1	1 E+1	3,0E+5	a
Fe-55	1 E+6	1 E+4	1 E+2	2 E+2	2 E+2	6	1 E+3	1 E+4	1 E+4	7 E+3	1 E+4	2 E+4	1 E+4	2,7	a
Co-60	1 E+5	1 E+1	1	0,1	9 E-2	3 E-2	4 E-1	6	7	2	2	3	0,6	5,3	a
Ni-63	1 E+8	1 E+5	1 E+2	3 E+2	3 E+2	3	1 E+3	1 E+4	6 E+4	1 E+3	6 E+3	4 E+4	1 E+4	100,0	a
Sr-90	1 E+4	1 E+2	6 E-1	6 E-1	2	2 E-3	3 E+1	6	4 E+1	6 E-1	4	3 E+1	9	28,5	a
Ag-108m	1 E+6	1 E+1	1	2 E-1	1 E-1	7 E-3	5 E-1	9	1 E+1	1	1	4	8 E-1	127,0	a
Ag-110m	1 E+6	1 E+1	1	1 E-1	8 E-2	7 E-3	5 E-1	6	6	2	6 E-1	4	5 E-1	249,9	d
I-129	1 E+5	1 E+2	1	4 E-1	1 E-1		8	6 E-1	6 E-1	6 E-2	6 E-2	8	4 E-1	1,6E+7	a
Cs-137	1 E+4	1 E+1	1	5 E-1	4 E-1	6 E-2	2	1 E+1	1 E+1	8	3	1 E+1	6 E-1	30,2	a
Eu-152	1 E+6	1 E+2	1	2 E-1	2 E-1	7 E-2	8 E-1	1 E+1	1 E+1	4	4	6	5 E-1	13,3	a
Eu-154	1 E+6	1 E+1	1	2 E-1	2 E-1	6 E-2	7 E-1	1 E+1	1 E+1	4	4	6	5 E-1	8,8	a
U-238	1 E+4	1 E+1	1	6 E-1	4 E-1		2	6	1 E+1	6 E-1	5	1 E+1	2	4,4E+9	a
Pu-238	1 E+4	1	1 E-1	4 E-2	8 E-2	6 E-2	1 E-1	1	1	1	1	3	3 E-1	87,7	a
Pu-241	1 E+5	1 E+2	1 E+1	2	2	4	1 E+1	1 E+2	1 E+2	4 E+1	1 E+2	9 E+1	1 E+1	14,4	a
Am-241	1 E+4	1	1 E-1	5 E-2	5 E-2	6 E-2	1 E-1	1	1	1	1	3	3 E-1	432,6	a

Sobald die Freigabe abgeschlossen ist und das Material den Geltungsbereich des Atomrechts verlassen hat, greifen die Vorschriften des Abfallrechts, namentlich das Kreislaufwirtschaftsgesetz und bei der Beseitigung das Abfallablagengesetz. Die Freigaberegeln sind so gestaltet, dass die Anforderungen des konventionellen Abfallrechts bereits angemessen Berücksichtigung finden.

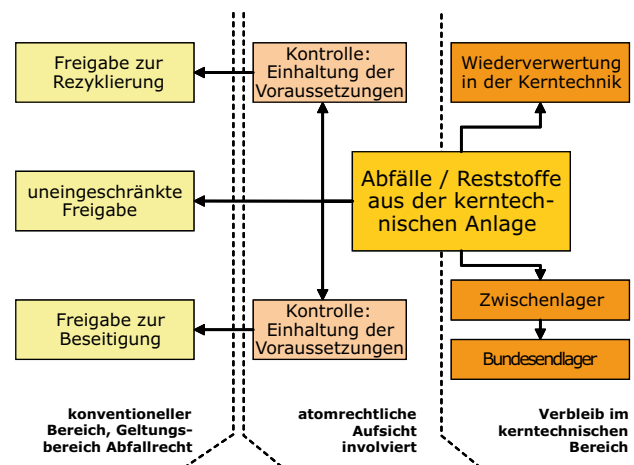


Abbildung 4.14:
Die Wege der Abfälle
und Reststoffe – schematisch

Abbildung 4.14 verdeutlicht diese Wege der Abfälle und Reststoffe aus einer kerntechnischen Anlage nochmals schematisch.

- Ganz rechts in Abbildung 4.14 ist vereinfacht der Fall des Verbleibs der Abfälle und Reststoffe aus einer kerntechnischen Anlage *im kerntechnischen Bereich* dargestellt. Hier besteht sowohl die Möglichkeit der Wiederverwertung oder der direkten Wiederverwendung, etwa von wiedereinsatzbaren Anlagenteilen, Geräten oder Materialien, als auch der Pfad der Beseitigung als radioaktiver Abfall, der gemäß der Darstellung verläuft.
- Im linken Teil des Schemas ist der konventionelle Bereich dargestellt. Hier münden die uneingeschränkten Freigaben unmittelbar, ebenso enden hier auch die zweckgerichteten Freigaben.
- Im mittleren Bereich ist die Kontrolle dargestellt, die die atomrechtliche Aufsicht über die Stoffe bzw. Gebäude ausüben muss, bis das Freigabeziel einer zweckgerichteten Freigabe erreicht ist.

Bei Einhaltung der Freigabewerte für die jeweilige Freigabeoption kann die zuständige Behörde davon ausgehen, dass Grundlagen und Voraussetzungen der Freigabe sowie das radiologische Schutzziel eingehalten sind. Es besteht auch die Möglichkeit von Einzelfallnachweisen.

Wie bereits angesprochen, regelt § 29 StrlSchV auch, welche Freigabewerte jeweils für welche Freigabeoption angewendet werden können, damit die zuständige Behörde davon ausgehen kann, dass die Grundlagen und Voraussetzungen der Freigabe sowie das einzuhaltende radiologische Schutzziel (→Abschnitt 4.3.3) eingehalten sind. Allerdings gibt es durchaus Stilllegungsprojekte, bei denen diese generischen Festlegungen nicht zutreffen, etwa weil die freizugebende Masse größer als die

in den Modellen betrachteten Bereiche ist, weil das freizugebende Material andere Eigenschaften hat oder weil bestimmte Verwertungs- oder Beseitigungspfade eingeschlagen werden sollen, die bisher nicht betrachtet wurden. Hierfür eröffnet § 29 StrlSchV auch die explizite Möglichkeit der sogenannten Einzelfallbetrachtung, bei der nicht die vordefinierten Freigabewerte bzw. die sonstigen Festlegungen angewendet werden, sondern für den Einzelfall maßgeschneiderte Vorgehensweise untersucht wird. Meist wird hierbei durch konservative Modellrechnungen nachgewiesen, dass auch die beantragte Vorgehensweise mit den Grundlagen der Freigabe im Einklang steht. In jedem Fall bedarf eine solche Vorgehensweise im Einzelfall der behördlichen Genehmigung.

4.3.3 Die Grundlagen der Freigabe

Freigaben erfolgen grundsätzlich so, dass die hieraus ggf. resultierenden radiologischen Folgen für Einzelpersonen der Bevölkerung vernachlässigbar gering sind, die Freigabe also schadlos ist. Da sich die durch Freigaben potentiell resultierenden Dosen wegen ihrer Geringfügigkeit in keiner Weise messtechnisch nachweisen lassen, muss der Nachweis auf andere Weise geführt werden. Durch umfangreiche Modellrechnungen wird ein Zusammenhang zwischen den Aktivitäten in den Reststoffen und Abfällen und den potentiell resultierenden Dosen aufgestellt. Hierdurch wird der Nachweis erbracht, dass die folgenden Kriterien bei der Freigabe eingehalten sind:

Freigaben erfolgen grundsätzlich auf Basis sehr geringer Individualdosen (10 µSv pro Jahr) und Kollektivdosen (1 Personen-Sv pro Jahr). Daher kein direkter messtechnischer Nachweis der Dosis möglich, sondern nur indirekt über Modellannahmen und Messungen der Aktivität

- a) Die mit der Freigabe verbundenen radiologischen Risiken für Personen sind so gering, dass kein Regelungsbedarf besteht. Dies ist erfüllt, da die von einer Einzelperson der Bevölkerung aufgrund der Freigabe potentiell aufgenommene effektive Dosis höchstens im Bereich von 10 µSv jährlich liegt.
- b) Die kollektive radiologische Auswirkung der Freigabe ist so gering, dass kein Regelungsbedarf besteht. Dies ist erfüllt, wenn die potentielle kollektive effektive Dosis während eines Jahres der Freigabe nicht mehr als ca. 1 Personen-Sievert beträgt.
- c) Daneben besteht bei der Freigabe keine nennenswerte Wahrscheinlichkeit von Szenarien, die dazu führen könnten, dass die vorgenannten Kriterien nicht erfüllt werden.

Diese Festlegungen werden weltweit in vielen Ländern, die die Freigabe nutzen, in gleicher Weise angewendet. Die aus diesen grundlegenden Kriterien abgeleiteten Freigabewerte können allerdings von Land zu Land differieren.

4.3.4 Die historische Entwicklung der Freigaberegulungen

Freigaberegulungen haben in Deutschland eine lange Tradition. Erste Freigaben im heutigen Sinne von Material aus Stilllegungsprojekten wurden bereits Ende der 1970er Jahre durchgeführt, wobei allerdings noch kein einheitliches Konzept zugrunde gelegt wurde. In den 1980er Jahren entstanden erste internationale Regelungen, und 1987 wurde die erste Empfehlung der Strahlenschutzkommission (SSK) zur Freigabe von Eisenmetallen verabschiedet.

Freigaberegulungen in Deutschland schon lange vorhanden. Erste SSK-Empfehlung 1987, seit 2001 in der StrlSchV verankert

Bis 1998 folgten verschiedene SSK-Empfehlungen: 1992 für die Freigabe von Nichteisenmetallen, 1994/95 für die Freigabe von Abfällen zur (konventionellen) Beseitigung, 1995 für die Freigabe von Gebäuden und Bauschutt sowie ebenfalls 1995 für die uneingeschränkte Freigabe aller Arten von Reststoffen. Im April 1998 wurden diese Empfehlungen zusammengefasst, überarbeitet und von der SSK in einer Gesamtempfehlung herausgegeben, die Regelungen für den gesamten Reststoffbereich enthält und in die auch eine Empfehlung über die Freigabe von Anlagenstandorten integriert wurde. Weltweit stellte diese Gesamtempfehlung der SSK seinerzeit wohl das am weitesten fortgeschrittene Regelwerk auf diesem Gebiet dar.

Die genannten SSK-Empfehlungen fanden Anwendung bei diversen Stilllegungsprojekten sowie – mit entsprechend geringerer Bedeutung – auch bei in Betrieb befindlichen Anlagen. Durch die Erfahrungssammlung bei der Anwendung konn-

ten die bei der Freigabe anzuwendenden Randbedingungen fortentwickelt werden. Auch heute fließen die Erfahrungen aus der Anwendung von Freigaberegulungen in die Verbesserung des gesetzlichen und untergesetzlichen Regelwerks mit ein.

Die technische Seite der Freigabe (messtechnischer Nachweis, statistische Verfahren usw.) werden in DIN 25457 geregelt.

Die von jedem EU-Mitgliedsstaat zu leistende Umsetzung der 1996 verabschiedeten Strahlenschutz-Grundnormen der EU führte 2001 zur Verabschiedung einer grundlegenden Neufassung der Strahlenschutzverordnung, in welche auch erstmals Freigaberegulungen aufgenommen wurden. Sie bekamen die in Abschnitt 4.3.2 dargestellte Struktur.

Während SSK-Empfehlungen und Regelungen der Strahlenschutzverordnung insbesondere die radiologische Seite abdecken, widmen sich andere Regelwerksteile der technischen Seite. Insbesondere DIN 25457 zu „Aktivitätsmessverfahren für die Freigabe von radioaktiven Reststoffen und kerntechnischen Anlagenteilen“ behandelt in mehreren Teilen die anwendbaren Messverfahren für die Freigabe (→Abschnitt 4.3.5). Die historische Entwicklung von DIN 25457 ist fast ebenso lang wie die der Freigaberegulungen. Erste Sitzungen des DIN-Ausschusses fanden 1990 statt, und Mitte der 1990er Jahre wurden erste Teile von DIN 25457 zu den grundlegenden Messverfahren sowie zur Freigabe von Metallen veröffentlicht. Später folgten Regelungen zur Freigabe von Gebäuden und Anlagenflächen. Der Übergang zur Strahlenschutzverordnung 2001 bedeutete für DIN 25457 ebenfalls einen erheblichen Anpassungsbedarf, dessen Umsetzung gegenwärtig noch nicht ganz abgeschlossen ist.

Die Freigaberegulungen in der StrlSchV sowie die technischen Normen zur Freigabe in DIN 25457 werden fortwährend daraufhin überprüft, ob sie die realen Verhältnisse weiterhin angemessen beschreiben. Wird Änderungsbedarf identifiziert, wird die notwendige Überarbeitung in den entsprechenden Gremien vorbereitet und durchgeführt. Dies erfolgte beispielsweise 2011 durch die Anpassung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 StrlSchV an neue Gegebenheiten im Abfallrecht.

Freigaberegulungen sind somit alles andere als statische Gebilde. Sie werden vielmehr fortwährend auf dem neuesten Stand gehalten.

4.3.5 Der messtechnische Nachweis der Einhaltung von Freigabewerten

Als Beispiel für die Entscheidungsabläufe in der Praxis zeigt Abbildung 4.15 das Schema bei der Freigabe metallischer Reststoffe, wie es sich auch in ausführlicherer Form in Teil 4 der DIN 25457 findet. Der gesamte Ablauf des Freigabeverfahrens unterteilt sich in

- Voruntersuchung, in welcher die radiologische Charakterisierung des Materials erfolgt,
- Durchführung weiterer Maßnahmen wie Nachzerlegung und Dekontamination,
- Entscheidungsmessung zur Feststellung und zum Nachweis, ob die Freigabewerte unterschritten sind.

Im Rahmen des Freigabeverfahrens ist insbesondere bei großen und komplexen kerntechnischen Anlagen eine gründliche radiologische Charakterisierung des freizugebenden Materials bzw. der freizugebenden Gebäude notwendig. Auf diesem Schritt, der Teil der Voruntersuchung ist, basieren die späteren Entscheidungen, welche Messverfahren anzuwenden sind, wie deren Ergebnisse zu interpretieren sind und ob besondere Strahlenschutzmaßnahmen zu ergreifen sind. Die radio-

logische Charakterisierung von metallischen Stoffen basiert auf einem Messprogramm in der Anlage sowie in der Einbeziehung der Betriebshistorie. Sie kann prinzipiell auf drei Arten vorgenommen werden:

Im Freigabeverfahren können verschiedene Strategien angewendet werden:

- *vorlaufende umfangreiche Beprobung und Definition von Nuklidvektoren*
- *systemweise Charakterisierung erst vor Abbau der Systeme*
- *Bildung der Nuklidvektoren über das angewendete Verfahren zur Dekontamination*

1. Nach dem endgültigen Abschalten der Anlage werden in der gesamten Anlage Proben entnommen und Messungen durchgeführt. Man gewinnt so einen Überblick über die Zusammensetzung der Kontamination (das Radionuklidgemisch), die Höhe der Kontamination und die ggf. vorliegende Aktivierung. Auf dieser Basis werden bei der Freigabe anzuwendende Radionuklidgemische vor Beginn der Freigabe definiert (man spricht von der „Festlegung von Nuklidvektoren“) und den jeweiligen Anlagenbereichen, für die sie gelten, zugeordnet. Bei der späteren Freigabe wird diese Zuordnung stichprobenweise überprüft. Zwischen der ersten Charakterisierung und dem eigentlichen Rückbau mit anschließender Freigabe können auf diese Weise einige Monate bis etliche Jahre vergehen, je nachdem, wann der Abbau des betreffenden Anlagenteils im Gesamtplan vorgesehen ist.
2. Ein alternatives Vorgehen stellt die systemweise Charakterisierung dar, die erst zeitnah vorlaufend zum Abbau und zur Freigabe erfolgt. Hierbei erfolgen Probenentnahme und Messungen der einzelnen anlagentechnischen Systeme oder Komponenten erst bei Bedarf einige Monate vor dem beabsichtigten Abbau. Die anzuwendenden Radionuklidgemische (die Nuklidvektoren) werden somit auf Basis aktueller Beprobungsdaten festgelegt, es wird nicht auf vordefinierte Nuklidvektoren zurückgegriffen. In einem benachbarten System können sich die radiologischen Verhältnisse wiederum völlig unterschiedlich darstellen.
- 3a. Sofern nach dem Abbau metallischer Materialien grundsätzlich eine Dekontamination mittels eines chemischen Bades erfolgt, verändert sich die verbleibende Kontamination auf dem Material vollständig. Es stellt sich ein Nuklidvektor ein, welcher demjenigen des Bades entspricht. Die Aktivität im chemischen Bad wird zwar permanent entfernt, jedoch lässt sich eine Hintergrundkontamination nicht vermeiden. Es genügt somit, die Kontaminationsverhältnisse im chemischen Bad festzustellen.
- 3b. Wenn das abgebaute Material vor der Freigabe radiologisch kontrolliert eingeschmolzen wird (→Abschnitt 4.2.3.5), so vereinfacht sich die radiologische Charakterisierung erheblich. In diesem Fall genügt es, aus jeder Schmelzcharge eine einzelne Probe zu entnehmen und zu analysieren, da die Verteilung der ggf. noch vorliegenden Radionuklide in der Schmelze nachweislich sehr homogen ist. Diese Probe ist repräsentativ für die jeweilige Ofencharge von einigen Mg. Es gelten dieselben Erwägungen wie im vorherigen Fall 3a.

Im Rahmen der Voruntersuchungen wird weiterhin untersucht, wie die Aktivität räumlich verteilt ist und welche leicht messbaren Nuklide für die jeweiligen Anlagenbereiche bzw. Systeme festgelegt werden können, auf denen die Messung basiert. Hierzu werden nach Möglichkeit gammastrahlende Radionuklide gewählt, die einen hohen Anteil in der Kontamination aufweisen und leicht von Messgeräten erfasst werden können.

In den nächsten Schritten werden – sofern notwendig – weitere Maßnahmen ergriffen, um die Freigabefähigkeit des Materials herzustellen. Es ist möglich, dass das Material nach dem Abbau in der Anlage noch nicht in geeigneter Größe vor-

Voruntersuchung: Ermittlung der räumlichen Verteilung der Kontamination und ggf. Aktivierung, ihrer Zusammensetzung, Festlegung anwendbarer Messtechnik usw.

Dekontamination nur soweit notwendig zur Einhaltung von Freigabewerten

liegt und daher nachzerlegt werden muss. Dies könnte bei größeren Komponenten oder langen Rohrabschnitten der Fall sein, die später nicht in dieser Geometrie der abschließenden

Entscheidungsmessung zugeführt werden können. Ferner liegen z. B. Rohren, Behältern usw. innere Oberflächen vor, die einer Dekontamination sowie einer direkten Messung nicht zugänglich sind. Solche Teile und Komponenten werden daher so aufgeschnitten, dass die Oberflächen in ausreichendem Maße zugänglich werden.

In einem anschließenden Schritt erfolgt eine Dekontamination, sofern das Material nicht bereits aufgrund seiner Herkunft aus gering oder nicht kontaminierten Anlagenbereichen die Freigabewerte unterschreitet. Heutzutage stehen hierfür sowohl mechanische als auch chemische Verfahren zur Verfügung (→Abschnitt 7.3).

Entscheidungsmessung („Freimessung“) zur Freigabe als letzter Schritt des Verfahrens

Im letzten Schritt erfolgt die Entscheidungsmessung zur Freigabe. Die bei der Messung einzustellenden Parameter, die sogenannte Kalibrierung der Messgeräte, erfolgt auf Basis der in der Voruntersuchung ermittelten Daten. Durch die Kalibrierung wird festgelegt, wie die Anzeige des Messgeräts in die tatsächlich vorliegenden Aktivitäten umzurechnen ist. Hierbei werden dann auch diejenigen Nuklide mit berücksichtigt, die Bestandteil des Nuklidvektors sind, jedoch aufgrund ihrer Zerfallseigenschaften nicht unmittelbar zum Messeffekt beitragen.

Nach erfolgter Entscheidungsmessung, die oft auch vereinfachend als „Freimessung“ bezeichnet wird, ist nachgewiesen, dass das Material keinen radioaktiven Stoff im rechtlichen Sinne mehr darstellt. Es kann dann der jeweiligen Verwendung, Verwertung oder Beseitigung, die der gewählten Freigabeoption entspricht, zugeführt werden.

Freigabeverfahren werden in der Regel so gestaltet, dass durch Voruntersuchung und anschließende Dekontamination die Einhaltung der Freigabewerte in der abschließenden Entscheidungsmessung mit hoher Wahrscheinlichkeit sichergestellt ist. Schlägt die Entscheidungsmessung dennoch fehl, d. h. kann der Nachweis der Einhaltung der Freigabewerte nicht erbracht werden, wird über die weitere Vorgehensweise entschieden. Sofern davon auszugehen ist, dass eine erneute Dekontamination die restliche Aktivität entfernen kann, wird das Material zu den

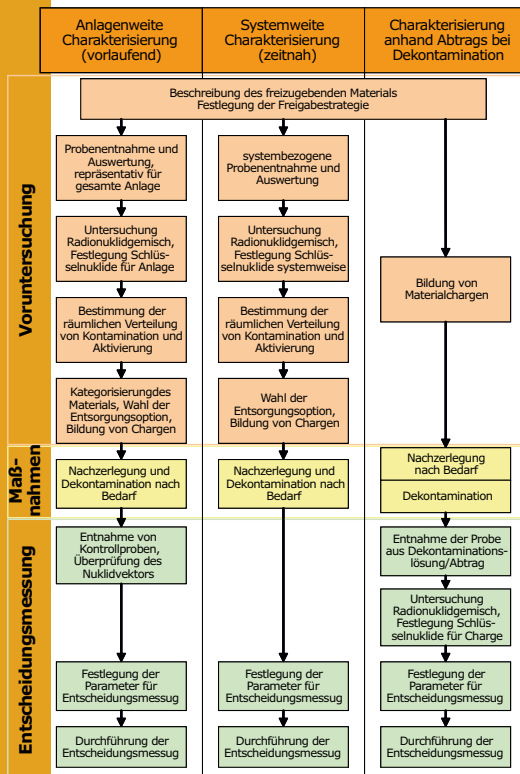


Abbildung 4.15:
Schema für das Freigabeverfahren für metallische Reststoffe (nach DIN 25457 Teil 4, leicht vereinfacht; Erläuterungen siehe Text)

Dekontaminationseinrichtungen zurückgebracht. Ist eine Freigabe auch durch weitere Dekontamination oder Wahl einer anderen Freigabeoption nicht zu erreichen, wird das Material ausgesondert und als radioaktiver Abfall entsorgt. Ggf. eignet es sich auch zum Einschmelzen in einer strahlenschutzrechtlich genehmigten Schmelzanlage (→Abschnitt 4.2.3.5) und kann dorthin abgegeben werden.

Falls der Nachweis der Einhaltung der Freigabewerte bei einzelnen Entscheidungsmessungen nicht erbracht werden kann, wird über das weitere Vorgehen entschieden

Detaillierte rechtliche und technische Regelungen existieren jedoch auch für die Freigabe von Bauschutt, Gebäuden und Standorten. Die Freigabe von Bauschutt, der vor dem Gebäudeabriss z. B. durch Umbaumaßnahmen in der kerntechnischen Anlage entsteht, verläuft in ihren Grundzügen analog zum hier für Metalle beschriebenen Verfahren. Ein wesentlicher Unterschied besteht darin, dass der Bauschutt nicht dekontaminierbar ist, da die ggf. vorhandene Restaktivität dem Material fest anhaftet. Er kann daher nur in Anteile mit höherer Kontamination, die als radioaktiver Abfall zu entsorgen sind, und in freigebbare Anteile unterteilt werden. Bei der Freigabe von Gebäuden sind ebenfalls Voruntersuchungen, ggf. Dekontamination durch Abtrag des kontaminierten Anteils der Gebäudeoberflächen und Entscheidungsmessung durchzuführen. Die hierbei verwendete Messtechnik und die Messstrategien unterscheiden sich jedoch erheblich von der Metallfreigabe, da der Nachweis der Einhaltung von Freigabewerten hierbei auf wesentlich größeren Flächen erfolgt. Auch die Freigabe von Standorten folgt den hier genannten prinzipiellen Schritten. Im Detail sind hierbei jedoch ganz andere Strategien für Probenentnahme und Messungen anzuwenden, da die Aktivitätsverteilung auf und in Bodenflächen des Standorts über sehr große Bereiche – je nach Standort mehrere Hektar – zu untersuchen ist.

Freigabe von Bauschutt und Gebäudestrukturen sowie Standorten erfolgt in weitgehend analoger Weise wie für Reststoffe

Es liegt in der Verantwortung der Genehmigungsbehörde, die in gewissen Bereichen die Freigabewerte festlegen und bestimmte Vorgehensweisen im Freigabeverfahren zulassen kann, unnötige Kosten zu vermeiden. Damit eine Einhaltung der Freigabewerte mit messtechnisch vertretbarem Aufwand nachgewiesen werden kann, sollte sie sich in Übereinstimmung mit den Anforderungen des Regelwerks hierzu am Stand der Technik orientieren, nicht am Stand des wissenschaftlich Machbaren. Nur so können die großen anstehenden Mengen an Stilllegungsabfällen geeignet in endzulagernde und freigebbare Anteile sortiert werden. In den letzten beiden Jahrzehnten haben sich hierfür viele praxisbewährte Vorgehensweisen etabliert.

Die Genehmigungsbehörde kann durch verantwortungsbewusste Genehmigungspraxis unnötige volkswirtschaftliche Kosten vermeiden

4.4 Abklinglagerung

Bei Stilllegung und Rückbau von Kernkraftwerken fallen neben den unmittelbar freigebbaren Reststoffen auch eine erhebliche Menge an Stoffen an, die Freigabewerte nicht wesentlich überschreiten und für die eine Dekontamination nicht wirtschaftlich ist. Bei solchen Stoffen kann man sich – je nach der nuklidspezifischen Zusammensetzung der Kontamination und Aktivierung – den radioaktiven Zerfall, also das Abklingen der Aktivität, zunutze machen. Man spricht daher hier von „Abklinglagerung“. Durch die Abklinglagerung kann zu einem späteren Zeitpunkt eine vereinfachte Verarbeitung und ggf. Freigabe der Stoffe erreicht und so den Bedarf an Endlagervolumen reduziert werden.

Abklinglagerung bezeichnet die längerfristige Lagerung von großen Komponenten oder anderen radioaktiven Abfällen zur Ausnutzung des radioaktiven Zerfalls, z. B. bis Freigabewerte unterschritten sind und die Freigabe erfolgen kann

Praktizierung der Abklinglagerung seit langem für Metallschrott in Containern, seit einigen Jahren auch für Großkomponenten (z. B. Reaktordruckgefäße und Dampferzeuger aus KGR und KKR im ZLN)

Die Abklinglagerung wird seit langem in Deutschland z. B. für zerlegten Metallschrott praktiziert, der in geeigneten Containern verpackt in Zwischenlagern eingestellt ist. Ergänzend hierzu wird mit dem Fortschritt des Rückbaus kerntechnischer Anlagen ein ähnliches Vorgehen für Großkomponenten wie Dampferzeuger und Reaktordruckbehälter gewählt. Im Aus-

land werden verschiedentlich solche Großkomponenten abgebaut und für lange Zeit eingelagert. Seit einigen Jahren wird auch in Deutschland, zunächst im Zwischenlager Nord (ZLN) der EWN (→Abschnitt 4.2.3.3), ein ähnliches Vorgehen für Reaktordruckgefäße verwirklicht, nachdem Dampferzeuger bereits seit vielen Jahren dort bis zu ihrer Zerlegung zwischengelagert werden. Ein Beispiel hierfür zeigt Abbildung 4.16. Die EWN hat für ihre im Rückbau befindlichen Kernkraftwerke KGR und KKR die Variante der unzerlegten Einlagerung der Reaktordruckgefäße der Blöcke 1 bis 5 von KGR und des Reaktordruckbehälters von KKR verwirklicht.



*Abbildung 4.16:
Reaktordruckgefäße aus KGR und
Reaktordruckbehälter
des KKR im ZLN,
umgeben von Dampferzeugern*

Sofern geeignete Zwischenlagerkapazitäten zur Verfügung stehen, ist der Ausbau kontaminierter oder aktivierter Großkomponenten aus stillgelegten Kernkraftwerken in unzerlegter Form und deren Einlagerung zum Abklingen aus folgenden prinzipiellen Gründen vorteilhaft:

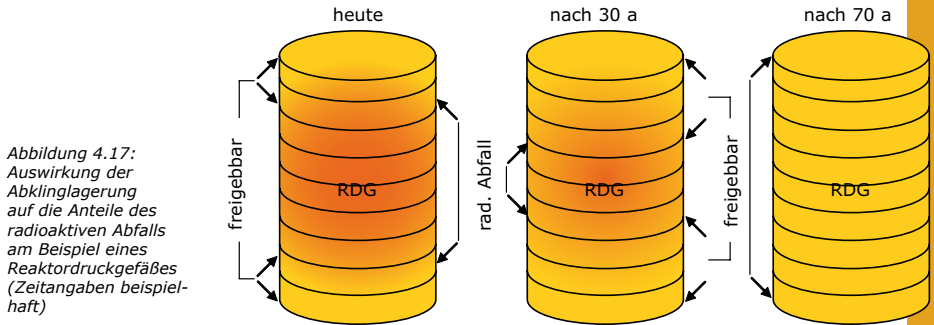
- Der Abbau innerhalb der Anlage wird von der späteren Zerlegung der Großkomponente ex situ, die sonst unter räumlich beengten Verhältnissen stattfinden müsste, entkoppelt. Dadurch wird der Ablauf des Rückbaus des Kernkraftwerks beschleunigt, und Arbeitsabläufe, die sonst nur weitgehend sequentiell stattfinden könnten, werden parallelisiert.
- Durch die Ausnutzung des radioaktiven Zerfalls über einen hinreichend langen Zeitraum ist es möglich, auf aufwendige fernbediente Zerlegetechnik und aufwendige Rückhaltetechniken verzichten zu können. Nach entsprechend langem Abklingen kann die Zerlegung weitgehend manuell unter vergleichsweise geringen Strahlenschutzanforderungen erfolgen.
- Durch die Ausnutzung des radioaktiven Zerfalls kann ferner die weitgehende oder vollständige Freigabe nach § 29 StrlSchV auch aktivierter Komponenten erreicht werden, für die bei unmittelbarer Zerlegung und Verpackung hoher

Aufwand für die endlagergerechte Konditionierung und für Endlagerbehälter anfallen. Der Anfall radioaktiven Abfalls wird deutlich reduziert.

Die Erwartung von Einsparungen bei Anwendung der Abklinglagerung beruht somit hauptsächlich auf der Verringerung des Aktivitätsinventars und der dadurch verringerten Dosisleistung sowie der hierdurch bewirkten Vereinfachung der Zerlegetechniken und der Vorgehensweise bei der Zerlegung und der deutlichen Erhöhung des Anteils an freigebbarem Material sowie der Verringerung der Endlagerkosten.

Abbildung 4.17 zeigt als Beispiel die Entwicklung der Verteilung der Anteile eines Reaktordruckgefäßes, die als radioaktiver Abfall zu entsorgen sind (im Bild rot schattiert) und die freigebbaren Anteile. Anfangs weist vor allem der kernnahe Bereich hohe Aktivität auf, da hier die Neutronenstrahlung der im Kern stattfindenden Kettenreaktion zu Aktivierung geführt hat. Die Kreislinien deuten die späteren Trennschnitte an. Bereits heute sind die äußersten Bereiche des RDG freigebbar. Nach 30 Jahren steigt dieser Anteil auf mehr als die Hälfte. Nach etwa 70 Jahren ist die gesamte Struktur des RDG unmittelbar freigebbar.

Vorteile der Abklinglagerung:
Einsparungen durch Verringerung des Aktivitätsinventars und der Dosisleistung, Vereinfachung der Zerlegung, Erhöhung des Anteils freigebbaren Materials



Diesen Vorteilen stehen als Nachteile der Bedarf an Zwischenlagerkapazität, verbunden mit erheblichen Investitionskosten, und der langfristige Betrieb eines solchen Lagers gegenüber. Ferner muss beachtet werden, dass nach Beendigung der Abklingzeit ein geeigneter Bereich für die Zerlegung der Komponenten erforderlich ist. Bei der Bewertung der Vor- und Nachteile ist es somit von ausschlaggebender Bedeutung, ob ein geeignetes Lager bereits existiert oder ob es eigens für die Aufgabe der Abklinglagerung errichtet werden muss. Ferner spielt eine Rolle, ob ein kerntechnischer Standort auch nach der vollständigen Beseitigung der Anlagen vom gleichen Betreiber industriell weitergenutzt werden soll, so dass ein bestehendes Zwischenlager keinen wesentlichen Störfaktor für die Folgenutzung des Standorts darstellen würde, während es bei einer Veräußerung des Standorts ggf. hinderlich wäre. Insofern können Vor- und Nachteile der Abklinglagerung im Hinblick auf eine unternehmerische Entscheidung immer nur im Kontext der Randbedingungen des jeweiligen Standorts bewertet werden.

Nachteile der Abklinglagerung:
Bedarf an Zwischenlagerkapazität, Investitionskosten, langfristiger Betrieb des Lagers

Durch die 2011 erfolgte endgültige Abschaltung von acht Kernkraftwerken und die verkürzten Betriebsdauern der restlichen Anlagen könnte sich die Abklinglagerung der Reaktordruckgefäße und ihrer Einbauten in Zukunft anbieten, um Engpässe bei der parallelen Durchführung des Rückbaus vieler Anlagen in einem schmalen Zeitfenster zu vermeiden.

5 Die rechtlichen Rahmenbedingungen für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen

5.1 Übersicht über Regelwerke, Richtlinien und Normen

Zentrale Rechtsvorschrift: Atomgesetz (AtG), darunter diverse Regelwerksteile auf verschiedenen Ebenen, insbesondere Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)

Die zentrale Rechtsvorschrift für alle Aspekte der friedlichen Nutzung der Kernenergie in Deutschland ist das Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren, kurz Atomgesetz (AtG) aus dem Jahre 1957. Mit dem „Dreizehnten Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes (13. AtGÄndG)“ vom 31. Juli 2011, in Kraft

getreten am 6. August 2011, wurde das Atomgesetz zuletzt novelliert. Es wird – wie alle anderen Gesetze – laufend durch kleinere Änderungen an Entwicklungen sonstiger Regelungen angepasst.

Das AtG enthält auch die rechtlichen Rahmenbedingungen für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Außerdem wird die Stilllegung – direkt oder häufiger indirekt – durch eine Vielzahl weiterer gesetzlicher und technischer Bestimmungen und Regelwerke auf verschiedenen Ebenen geregelt, deren wichtigste die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) ist. Im Folgenden soll darüber ein kurzer Überblick gegeben werden, Abbildung 5.1 verdeutlicht hierzu die Hierarchie des Regelwerks im kerntechnischen Bereich.

Genehmigung ist Voraussetzung für die Stilllegung

Ein zentraler Punkt, der die Stilllegung aller kerntechnischen Anlagen betrifft, ist die Regelung der Genehmigung. Sämtliche wichtigen Schritte bedürfen – genau wie die Errichtung und

der Betrieb – einer Genehmigung durch die zuständige Landesbehörde. In § 7 Abs. 3 AtG wird festgelegt, dass für die Stilllegung einer kerntechnischen Anlage sowie für den Sicheren Einschluss einer endgültig abgeschalteten Anlage oder den Abbau der Anlage bzw. von Anlagenteilen eine Genehmigung erforderlich ist; es werden also drei separate Tatbestände unterschieden. Die Behörde kann für einzelne Stilllegungsschritte Teilgenehmigungen oder aber eine Gesamtgenehmigung erteilen. Der 2011 neu hinzugekommenen Abschnitt 1a von § 7 AtG enthält ferner die Festlegung zum verbleibenden Leistungsbetrieb der Kernkraftwerke (→Abschnitt 5.2)

§ 2 AtG: Definition des Begriffs „radioaktiver Stoff“, basierend auf dem tatsächlichen Gehalt an Radionukliden (Aktivität) sowie auf Ausnahmen, wann diese Aktivität außer Acht gelassen werden kann (z. B. bei Unterschreitung von Freigrenzen oder Freigabewerten)

Ein weiterer zentraler Begriff wird in § 2 Abs. 1 AtG geregelt. Hiernach sind radioaktive Stoffe (Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe) im Sinne des AtG alle solchen „Stoffe, die ein Radionuklid oder mehrere Radionuklide enthalten und deren Aktivität oder spezifische Aktivität im Zusammenhang mit der Kernenergie oder dem Strahlenschutz nach den Regelungen dieses Gesetzes oder einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung nicht außer Acht gelassen werden

kann“. Dies bedeutet zunächst, dass das AtG die Eigenschaft „radioaktiv“ an das Vorhandensein von Radionukliden knüpft, also eine physikalische Definition einführt. Da praktisch alle Stoffe, insbesondere Stoffe natürlichen Ursprungs, wie Erdreich, Steine, Mineralien, Baustoffe usw., Radionuklide enthalten, ist diese Definition sehr weitreichend und wäre nutzlos, wenn sie nicht näher spezifiziert werden würde. Hierzu erfolgt im zweiten Teil der Definition die Einschränkung, dass die Aktivität so hoch sein muss, dass sie „nicht außer Acht gelassen werden kann“. Was hierunter zu verstehen ist, wird in § 2 Abs. 2 AtG dargestellt (→auch Kasten in Abschnitt 4.3):

„Die Aktivität oder spezifische Aktivität eines Stoffes kann im Sinne des Absatzes 1 Satz 1 außer Acht gelassen werden, wenn dieser nach einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung

1. festgelegte Freigrenzen unterschreitet,
2. soweit es sich um einen im Rahmen einer genehmigungspflichtigen Tätigkeit nach diesem Gesetz oder nach einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung anfallenden Stoff handelt, festgelegte Freigabewerte unterschreitet und der Stoff freigegeben worden ist,
3. soweit es sich um einen Stoff natürlichen Ursprungs handelt, der nicht auf Grund seiner Radioaktivität, als Kernbrennstoff oder zur Erzeugung von Kernbrennstoff genutzt wird, nicht der Überwachung nach diesem Gesetz oder einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung unterliegt.“

Im Hinblick auf Abfälle und Reststoffe aus der Stilllegung ist vor allem der zweite Punkt relevant: Mit erfolgter Freigabe, d.h. dem Nachweis der Unterschreitung von Freigabewerten, verliert der Stoff im rechtlichen Sinne die Eigenschaft, radioaktiv zu sein. Der erste Punkt bezieht sich auf Stoffe, die noch nicht Teil eines genehmigten Umgangs sind (mit denen etwa in einem Labor oder einer medizinischen Einrichtung umgegangen werden soll) und die die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Freigrenzen unterschreiten. Der dritte Punkt schließlich regelt eine zur Freigabe analoge Vorschrift der Strahlenschutzverordnung, die sich auf Stoffe natürlichen Ursprungs, sogenanntes NORM (von engl. *naturally occurring radioactive material*) bezieht.

Nach der Freigabe verliert ein Stoff im rechtlichen Sinne die Eigenschaft „radioaktiv“

Für die Entsorgung von Reststoffen bzw. Abfällen ist § 9a Abs. 1 AtG von Bedeutung. Gleichrangig stehen dort die *schadlose Verwertung* von Reststoffen und die *geordnete Beseitigung* als radioaktiver Abfall gegenüber. In der Praxis sind davon große Mengen bei der Stilllegung anfallender Metalle und Baureststoffe betroffen (→ Abschnitt 4). Ist Material aus dem Geltungsbereich des AtG freigegeben worden, so unterliegt es weiterhin dem für den konventionellen Bereich gültigen Kreislaufwirtschaftsgesetz, das der Verwertung Vorrang vor der Beseitigung (Deponierung) gibt. (→Abschnitt 4.3.2)

§ 9a Abs. 1 AtG: Entsorgung von Reststoffen und Abfällen und schadlose Verwertung

Unterhalb der Gesetzesebene regeln Verordnungen einige wichtige Aspekte der Stilllegung und der hiermit verbundenen Anforderungen an den Strahlenschutz. Die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) fordert in § 6 die Minimierung jedweder Strahlenexposition aus genehmigten Tätigkeiten, also auch aus Betrieb und Stilllegung kerntechnischer Anlagen, selbst unterhalb bestehender Grenzwerte (unter Beachtung gewisser Randbedingungen) und regelt in den §§ 47 und 48 die zulässige Strahlenexposition in der Umgebung einer Anlage sowie für das Anlagenpersonal. Mit § 29 und den Anlagen III und IV enthält die StrlSchV außerdem die Regelungen für die Freigabe (→Abschnitt 4.3).

Verordnungen unterhalb des Atomgesetzes: Strahlenschutzverordnung, Atomrechtliche Verfahrensverordnung, Atomrechtliche Deckungsverordnung usw.

Die Atomrechtliche Verfahrensverordnung (AtVfV) regelt das Genehmigungsverfahren, darunter auch in § 4 Abs. 5 die Einbeziehung der Öffentlichkeit bei der Beantragung der Stilllegungsgenehmigung. In der Atomrechtlichen Deckungsvorsorge-Verordnung (AtDeckV) schließlich werden in § 12 tabellarisch die Deckungssummen für die Haftung bei durch die Anlage verursachten Schäden festgelegt.

Atomrechtliche Verfahrensverordnung (AtVfV) regelt das Genehmigungsverfahren

Das untergesetzliche Regelwerk unterhalb der Verordnungen

Wie Abbildung 5.1 weiter zeigt, existiert unterhalb der gesetzlichen Ebene, die aus Gesetzen und Verordnungen gebildet wird, das umfangreiche untergesetzliche Regelwerk,

das sich vor allem auf technische Einzelaspekte bezieht. Es wird durch die entsprechende Genehmigung für den Betreiber der Anlage verbindlich gemacht.

Im Rahmen des untergesetzlichen Regelwerks sind einige Richtlinien und Regeln, die ursprünglich für die Betriebsphase verfasst wurden, auch für die Stilllegung relevant. Hierzu gehören beispielsweise die Richtlinie für die Physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen des Personals sowie viele andere Richtlinien des BMU, die Empfehlungen der Strahlenschutzkommission (SSK) und der Entsorgungskommission (ESK), die Annahmebedingungen für das Endlager Konrad sowie auch die Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 StrlSchV, die Modelle für Dosisberechnung aufgrund von Ableitungen von Radionukliden mit der Fortluft und dem Abwasser aus einer kerntechnischen Anlage enthält. Des Weiteren fordern die Leitlinien für Druckwasserreaktoren der Reaktorsicherheitskommission (RSK) und die Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des Länderausschusses für Atomkernenergie, dass die Beschaffenheit von Kernkraftwerken eine Stilllegung unter Einhaltung der Strahlenschutzbedingungen ermöglichen und dass ein Konzept für die Beseitigung der Anlage nach endgültiger Betriebseinstellung vorliegen muss.

Die Stilllegung erfordert die „sinngemäße“ Anwendung von Vorschriften für die Betriebsphase

Das Atomgesetz und die anderen relevanten Rechtsnormen enthalten – neben der erwähnten Vorschrift zur geordneten Beendigung des Betriebs von Kernkraftwerken – keine *spezifischen* Vorschriften hinsichtlich der Durchführung der Still-

legung einer kerntechnischen Anlage. Im Gesetz wird auf eine sinngemäße Anwendung der Vorschriften für Errichtung und Betrieb verwiesen, oder diese sinngemäße Anwendung findet aufgrund fehlender spezifischer Vorschriften statt. Auf dieser Basis wurden bisher Stilllegungen oder Teilschritte genehmigt und ausgeführt, allerdings folgt aus der sinngemäßen Anwendung bestimmter Rechtsvorschriften ein breiter Ermessensspielraum für die Behörde, die über die beantragte Genehmigung entscheidet. Hierdurch erklären sich auch weitgehend die Unterschiede bei den Verfahrensabwicklungen in den einzelnen Bundesländern. Einen Ansatz zur Harmonisierung in diesem Bereich macht der „Stilllegungsleitfaden“ (→Abschnitt 5.6).

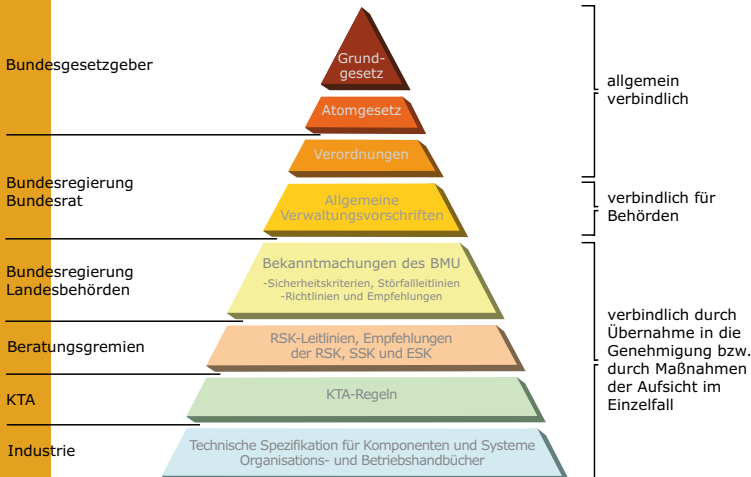


Abbildung 5.1: Gesetze und Vorschriften im kerntechnischen Bereich

5.2 Vorschriften zur Erzeugung von Reststrommengen und zum Beibehalten der Kernkraftwerke

Das Atomgesetz sieht in § 1 seit der Novellierung 2002 als Zweckbestimmung vor, „die Nutzung der Kernenergie zur gewerblichen Erzeugung von Elektrizität geordnet zu beenden und bis zum Zeitpunkt der Beendigung den geordneten Betrieb sicherzustellen“. Für die 2002 betriebenen Kernkraftwerke wurde in diesem Zusammenhang mit der Novellierung gesetzlich festgelegt, dass nach der Erzeugung der für jede Anlage angegebenen Reststrommenge (ausgedrückt in TWh, also Milliarden kWh) die Berechtigung zum Betrieb der Anlage erlischt. Tabelle 5.1 gibt hierzu eine vereinfachte Übersicht. Die zweite Spalte der Tabelle stellt die ab dem 1. Januar 2000 noch produzierbaren Strommengen gemäß einer Anlage zum Atomgesetz dar. Die dritte Spalte zeigt die ab dem 1. Januar 2012 noch verbleibenden Reststrommengen und die vierte Spalte die in § 7 Abs. 1a AtG festgelegte zeitlich begrenzte Betriebsdauer der einzelnen Anlagen.

Zweck des AtG: geordnete Beendigung der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung

Die Strommengen wurden in der am 11. Juni 2001 rechtskräftig unterzeichneten Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den kernenergienutzenden Energieversorgungsunternehmen festgelegt und entsprachen damals für jedes Kernkraftwerk einer Betriebszeit von ungefähr 32 Jahren bei kontinuierlichem Betrieb. Im November 2003 wurde mit KKS (Stade) das erste Kernkraftwerk nach Inkrafttreten des novellierten Atomgesetzes abgeschaltet. Die verbliebene Elektrizitätsmenge vom Kernkraftwerk Stade von 4785,53 GWh wurde am 11. Mai 2010 auf das Kernkraftwerk Biblis A übertragen. Das Kernkraftwerk Obrigheim ging am 11. Mai 2005 außer Betrieb und wurde am 28. August 2008 stillgelegt. Die verbliebene Elektrizitätsmenge (z. T. aus vorher übertragener Menge von KKP) vom Kernkraftwerk Obrigheim von 0,11 GWh wurde auf das Kernkraftwerk Philippsburg 1 zurückübertragen. Mit Schreiben vom 30. Juni 2010 hat die RWE Power AG die Übertragung von 8.100 GWh des Kontingents der stillgelegten Anlage Mülheim-Kärlich (KMK) auf die Anlage Biblis B (KWB B) gemäß § 7 Abs. 1c AtG angezeigt.

Das AtG definiert Reststrommengen für alle 2001 noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke, seit 2011 auch maximale Betriebsdauern

Obwohl mit Inkrafttreten der Atomgesetznovelle vom 06.08.2011 für die Kernkraftwerke Biblis A, Neckarwestheim 1, Biblis B, Brunsbüttel, Isar 1, Unterweser, Philippsburg 1 und Krümmel die Berechtigung zum Leistungsbetrieb erlosch, sind trotzdem auch für diese Anlagen in der aktuellen Fassung des Atomgesetzes Reststrommengen aufgeführt. Eine Übertragung jeweils auf neuere Anlagen, d. h. solche mit späterem Betriebsbeginn, ist möglich.

Tabelle 5.1: Reststrommengen gem. § 7 Abs. 1a AtG und ab dem 1. Jan. 2012 noch verbleibende Reststrommengen (gerundet) sowie maximale Betriebsdauer

Kernkraftwerk	Reststrommenge ab 01.01.2000 in GWh	verbleibende Reststrommenge ab 01.01.2012	maximale Betriebsdauer gem. § 7 Abs. 1a AtG bis
Obrigheim	8.700	0 (stillgelegt)	-
Stade	23.180	0 (stillgelegt, 4.785 auf Biblis A übertragen)	-
Biblis A	62.000	2.194 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011
Neckarwestheim 1	57.350	0 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011
Biblis B	81.460	7.822 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011

Kernkraftwerk	Reststrommenge ab 01.01.2000 in GWh	verbleibende Reststrommenge ab 01.01.2012	maximale Betriebsdauer gem. § 7 Abs. 1a AtG bis
Brunsbüttel	47.670	10.999 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011
Isar 1	78.350	2.024 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011
Unterweser	117.980	11.202 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011
Philippsburg 1	87.140	8.454 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011
Grafenrheinfeld	150.030	33.353	31. Dezember 2015
Krümmel	158.220	88.245 (endgültig abgeschaltet)	6. August 2011
Gundremmingen B	160.920	39.909	31. Dezember 2017
Philippsburg 2	198.610	69.778	31. Dezember 2019
Grohnde	200.900	72.043	31. Dezember 2021
Gundremmingen C	168.350	49.062	31. Dezember 2021
Brokdorf	217.880	84.388	31. Dezember 2021
Isar 2	231.210	93.169	31. Dezember 2022
Emsland	230.070	98.129	31. Dezember 2022
Neckarwestheim 2	236.040	109.744	31. Dezember 2022
Summe	2.516.060	780.517	
Mülheim-Kärlich	107.250	99.150 (8.100 auf Biblis B übertragen)	
Gesamtsumme	2.623.310	879.667	

5.3 Genehmigungsverfahren für die Stilllegung

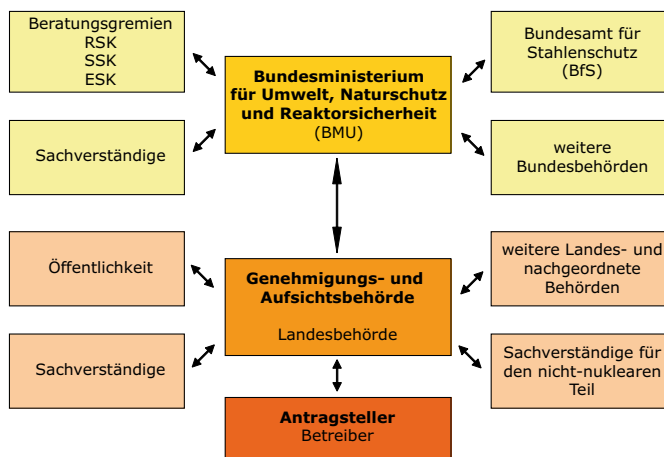
Konstruktion, Betrieb und Innehabung kerntechnischer Anlagen bedürfen der Genehmigung

Konstruktion, Betrieb und Innehabung kerntechnischer Anlagen sind genehmigungspflichtig. Die Durchführung des Genehmigungsverfahrens obliegt den zuständigen obersten Landesbehörden, also den für die Kernenergienutzung zuständigen Ministerien. Nach erteilter Genehmigung nehmen die zuständigen Landesbehörden im sogenannten Aufsichtsverfahren die Aufsicht wahr und überwachen den Anlagenbetrieb durch regelmäßige Inspektionen. Hierzu bestellen die Behörden in der Regel unabhängige externe Gutachter, die als Spezialisten in bestimmten Gebieten den Sachverstand der Behörde ergänzen.

Genehmigung zur Stilllegung erfordert zunächst Antrag

Die Behörde kann prinzipiell unter bestimmten, außergewöhnlichen Umständen die befristete oder unbefristete Außerbetriebsetzung der Anlage anordnen, nicht jedoch die eigentliche Stilllegung einer Anlage. Hierfür ist in jedem Fall der Antrag auf Stilllegungsgenehmigung erforderlich, der vom Betreiber gestellt werden muss. Auch die Festlegungen der Atomgesetznovelle vom 06.08.2011 verfügen nicht die *Stilllegung* der endgültig außer Betrieb genommenen Kernkraftwerke, sondern regeln lediglich das *Erlöschen der Berechtigung zum Leistungsbetrieb* der Anlagen. Einen Überblick über das gesamte Verfahren zur Stilllegung gibt Abbildung 5.2. Soll eine kerntechnische Anlage, deren Errichtung und Betrieb nach § 7 des Atomgesetzes genehmigt worden war, stillgelegt werden, so muss der Betreiber bzw. Eigentümer der Anlage eine Genehmigung beantragen (→Abschnitt 5.1). Auch die übrigen Maßnahmen, die etwa auf die Herleitung des Sicheren Einschlusses zielen bzw. dem Abbau der Anlage dienen, müssen genehmigt werden, sofern sie nicht durch eine andere Genehmigung, etwa noch durch die Betriebsgenehmigung, abgedeckt sind (→ Abschnitt 5.7). Die Genehmigung wird bei der Genehmigungsbehörde eingereicht.

Abbildung 5.2:
Wechselwirkungen
zwischen Antragstel-
ler, Behörden, der
Öffentlichkeit
und anderen Betei-
ligten im Genehmi-
gungsverfahren



Für den Antrag müssen bei der jeweiligen Landesbehörde des Bundeslandes, in welchem sich die Anlage befindet, festgelegte Unterlagen und Daten vorgelegt werden. Aus diesen sind die beantragte Vorgehensweise und die Auswirkungen auf die Umwelt sowie Daten zu den Vorkehrungen des Strahlenschutzes usw. erkennbar. Näheres ist in der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung geregelt. Ferner ist hervorzuheben, dass gemäß der Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des Länderausschusses für Atomkernenergie bereits beim Antrag auf die Errichtung einer neuen kerntechnischen Anlage ein Konzept für deren Stilllegung vorhanden sein muss.

Antrag erfordert Einreichung bestimmter Genehmigungsunterlagen, aus denen sich die beabsichtigten Maßnahmen und die Sicherheit ablesen lassen

Das Verfahren zur Erteilung einer Stilllegungsgenehmigung sowie die relevanten Wechselbeziehungen zwischen Behörden, Gutachtern, der Öffentlichkeit und anderen Beteiligten verdeutlicht Abbildung 5.2. Die Schritte werden im Folgenden einzeln erläutert:

- Die Bundesländer führen im Auftrag des Bundes die Verwaltung der kerntechnischen Belange durch (Bundesauftragsverwaltung). Koordinierend wird ggf. der Länderausschuss für Atomkernenergie tätig. Die Landesregierungen bestimmen Behörden der Bundesländer, die für die Genehmigungen für und die Aufsicht über kerntechnische Anlagen zuständig sind. Die Zuständigkeit für die Gewährung, Zurücknahme und den Widerruf von Genehmigungen ist bei den Bundesländern auf der Basis der obersten Landesbehörden (Ministerien) angesiedelt (oft sind die Ministerien zuständig, bei denen auch die Zuständigkeit für Umwelt, für das Innere oder für Energie liegt). Außerdem üben diese oder andere Landesbehörden die Kontrolle über den Bau, den Betrieb und die Stilllegung kerntechnischer Anlagen und den Umgang mit Kernbrennstoffen außerhalb dieser Anlagen aus.
- Genehmigungsanträge, die bei den zuständigen Landesbehörden gestellt werden, werden dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bekanntgegeben, das Überwachungs- und Kontrollfunktionen ausübt. Dabei wird das BMU von der Reaktorsicherheitskommission (RSK), von der Strahlenschutzkommission (SSK) und von der Entsorgungskommission (ESK) beraten. Diese Kommissionen setzen sich aus unabhängigen Experten

zusammen, ihre Empfehlungen werden in spezialisierten Unterausschüssen erarbeitet. Ferner konsultiert das BMU in Detailfragen das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) und die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), die von Bund, Ländern und den Technischen Überwachungsvereinen (TÜV) gegründet wurde, und kann sich außerdem weiterer unabhängiger Gremien bedienen. Gegenüber den Landesbehörden ist das Bundesumweltministerium weisungsberechtigt.

- Das Verfahren auf Erteilung einer Stilllegungsgenehmigung endet mit dem Bescheid durch die Behörde. Erteilt sie die Stilllegungsgenehmigung, kann in der Regel mit den Stilllegungs- und Rückbauarbeiten begonnen werden. Wie beim Bau und Betrieb von Nuklearanlagen sind auch Stilllegungsbescheide öffentlich bekannt zu machen, um die Information der Öffentlichkeit sicherzustellen.

5.4 Vorbereitende Arbeiten zu Stilllegung und Rückbau

Nach der endgültigen Abschaltung und vor dem Beginn der Stilllegung liegt die Nachbetriebsphase

Die sich an die endgültige Abschaltung anschließende Zeit der Arbeiten zur Vorbereitung des Sicheren Einschlusses bzw. des Rückbaus wird als Nachbetriebsphase bezeichnet und ist in der Regel – zumindest bei normalen Leichtwasser-

reaktoren – rechtlich noch von der Betriebsgenehmigung abgedeckt. So können in einem Kernkraftwerk, bei dem das Entladen der oder die Entsorgung bestimmter Abfälle zur Betriebsroutine gehört, die Arbeiten zum vollständigen Entladen der Brennelemente vor Erteilung einer Stilllegungsgenehmigung bereits begonnen und durchgeführt werden. Bei Kugelhaufen-Hochtemperaturreaktoren (AVR Jülich, THTR Hamm-Uentrop) beispielsweise stellte die Entnahme *aller* Brennelemente dagegen keinen Vorgang der Betriebsroutine dar und konnte erst nach Erteilung der entsprechenden Genehmigung erfolgen.

Ist die Stilllegungsgenehmigung erteilt, können weitere Maßnahmen durchgeführt werden, die der Vorbereitung von Sicherem Einschluss oder endgültiger Beseitigung dienen.

5.5 Schadensvorsorge während Nachbetriebs- und Stilllegungsphase

Die Entfernung der Brennelemente vor der Stilllegung reduziert das Gefährdungspotential der Anlage erheblich

Die Entfernung der Brennelemente bei Kernkraftwerken bzw. die Entfernung hochradioaktiver Abfälle bei Anlagen des Brennstoffkreislaufs stellt eine ganz erhebliche Reduktion der verbleibenden Radioaktivität in der Anlage dar. Alle

folgenden Schritte der Stilllegung erfolgen daher vor dem Hintergrund eines deutlich verminderten Risikopotentials.

Die Verringerung des Gefährdungspotentials verringert auch die Haftungssummen

Das Atomgesetz schreibt in § 13 vor, dass im Genehmigungsverfahren die Vorsorge des Antragstellers für die gesetzlichen Schadensersatzverpflichtungen festzusetzen ist.

Die Atomrechtliche Deckungsvorsorge-Verordnung bestimmt dabei die Deckungssummen; bei Reaktoren anhand der Höchstleistung, bei sonstigen kerntechnischen Anlagen nach Art und Menge der dort gehandhabten Kernbrennstoffe. Werden nun bei der Stilllegung die Brennelemente aus der Anlage entfernt, so wird in der Regel auch die Deckungssumme deutlich vermindert. Damit sinken auch Versicherungsprämien für den Anlagenbetreiber bzw. -eigentümer.

5.6 Der Stilllegungsleitfaden

Das Bundesumweltministerium (BMU) hat mit dem Arbeitskreis Stilllegung im Fachausschuss Reaktorsicherheit zusammen mit den Bundesländern den „Leitfaden zur Stilllegung, zum Sicheren Einschluss und zum Abbau von Anlagen oder Anlageteilen nach § 7 AtG“ erarbeitet, der ein wichtiges Element des untergesetzlichen Regelwerks geworden ist. Er wurde in einer ersten Fassung im Juni 1996 veröffentlicht und liegt heute in einer im Bundesanzeiger veröffentlichten Fassung vom Juni 2009 vor.

Der Stilllegungsleitfaden des BMU dient zur Harmonisierung der Genehmigungsverfahren zur Stilllegung

Der Leitfaden enthält Vorschläge für eine zweckmäßige Vorgehensweise bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen

- im Hinblick auf die Anwendung des untergesetzlichen Regelwerks,
- für die Planung und Vorbereitung der Stilllegung sowie
- für die Genehmigung und Aufsicht

und identifiziert darüber hinaus die in verschiedenen Dokumenten des gesetzlichen Regelwerkes verteilten stilllegungsrelevanten Vorschriften und beschreibt ihre Anwendung. Er dient somit zur Harmonisierung der Genehmigungsverfahren. So wird beispielsweise verdeutlicht, dass bei Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen projektorientiert entsprechend dem kontinuierlich sinkenden Gefährdungspotential vorzugehen ist und wie hierbei das Regelwerk „sinngemäß“, d.h. im gleichen Sinn wie für Errichtung und Betrieb, angewendet werden kann. Insgesamt fördert der Stilllegungsleitfaden das gemeinsame Verständnis von Bund und Ländern hinsichtlich der zweckmäßigen und harmonisierten Durchführung von Genehmigungsverfahren zur Stilllegung, er stellt jedoch keine Richtlinie oder Verwaltungsvorschrift dar.

Stilllegungsleitfaden nennt für Stilllegung relevante Rechtsvorschriften und beschreibt ihre sinngemäße Anwendung für die Stilllegung

5.7 Sicherer Einschluss und endgültige Beseitigung

Eine kerntechnische Anlage muss nach dem Ende der Betriebszeit nicht sofort beseitigt bzw. so weit dekontaminiert und abgebaut werden, dass die Gebäude und später der Standort aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes entlassen und einer anderen Nutzung zugeführt werden können. Es ist dem Betreiber der Anlage auch freigestellt, auf dem Weg dorthin eine Wartezeit im Sicheren Einschluss zu wählen. Weder in § 7 AtG noch an anderer Stelle im Regelwerk wird gefordert, dass eine stillgelegte Anlage unmittelbar oder vollständig zurückgebaut werden müsste. Es ist vielmehr allein in die Entscheidung des Anlagenbetreibers gestellt, ob und wann die Anlage bis zur „Grünen Wiese“ abgebaut wird. Das Regelwerk fordert nur die Gewährleistung eines sicheren Zustands, was während einer Wartezeit einiger Jahrzehnte auch mit dem Sicheren Einschluss der Anlage realisiert werden kann.

Die Stilllegungsphase kann auch einen Sicheren Einschluss umfassen. Dieser bedarf einer separaten Genehmigung

Genau wie die (im juristischen Sinne verstandene) Stilllegung müssen nach § 7 Abs. 3 AtG auch der Sichere Einschluss sowie die endgültige Beseitigung durch den Betreiber oder Eigentümer beantragt und durch die zuständige Behörde genehmigt werden.

Den letzten Schritt bei der Stilllegung stellt die endgültige Beseitigung der verbliebenen Radioaktivität dar, mit dem Ziel, die Freigabewerte, die für eine nicht-nukleare Nutzung festgelegt sind, zu unterschreiten (→Abschnitt 4.3). Die Gebäudestruktur der Anlage selbst muss dabei nicht unbedingt entfernt werden, sie kann für eine andere Verwendung freigegeben werden.

5.8 Störfallanalysen

Die Auswirkungen von Störfällen in Anlagen müssen auch für die Stilllegungs- und Rückbauphase analysiert werden

Während der Planung eines großen Projekts, sei es die Errichtung und der Betrieb eines großen Forschungsreaktors oder die Stilllegung eines Kernkraftwerks, ist es notwendig, genau zu analysieren, welche möglichen Auswirkungen ein eventueller Störfall in der Anlage haben könnte. Geht es beispielsweise bei Chemieanlagen in diesem Zusammenhang um die Freisetzung von Schadstoffen, die sich bei Eintritt eines Störfalls oder Unfalls in der Umgebung ablagern oder sich in Gewässern oder der Atmosphäre ausbreiten würden, so ist bei kerntechnischen Anlagen zu betrachten, welche Mengen an Radioaktivität freigesetzt werden könnten und welche Folgen dies für Mensch und Umwelt hätte. Analysen, mit denen sich hierzu Aussagen treffen lassen, sind daher Bestandteil der Planung sowie der Begutachtung in den Genehmigungsverfahren, auch im Hinblick auf die Erteilung einer Stilllegungsgenehmigung.

Auch im Störfall dürfen Radioaktivitätsabgaben Grenzwerte nicht überschreiten

Auch in einem Störfall darf eine zusätzliche Radioaktivitätsabgabe höchstens nur zu ganz bestimmten Dosisbelastungen führen, deren Wert in § 49 Abs. 1 der Strahlenschutzverordnung auf 50 mSv für die effektive Individualdosis festgelegt ist (Störfallplanungs-wert). Die zu diesem Nachweis notwendigen Rechenverfahren beruhen auf sehr konservativen radiologischen Modellen und überschätzen so die mögliche Wirkung von Radioaktivitätsabgaben, um die Sicherheit der Bevölkerung in jedem Fall zu gewährleisten.

Das Spektrum hypothetischer Störfälle während Betrieb bzw. Stilllegung und Rückbau unterscheidet sich erheblich

Mögliche Störfälle während der Betriebsphase eines Kernkraftwerks oder eines Forschungsreaktors sind erheblich komplexer als solche, die während der Stilllegungsphase auftreten können. Während der Betriebs- und Nachbetriebsphase, während derer sich die Brennelemente noch in der Anlage befinden, ist prinzipiell die Möglichkeit der Kritikalität oder eines Schadens an Brennelementen und damit etwa die Freisetzung von Kernbrennstoff und Spaltprodukten in das Kühlwasser und die Anlagenatmosphäre zu berücksichtigen. Hierzu gehört z. B. auch der Ausfall ausreichender Kühlung eines Teils der Brennelemente, in dessen Folge Erhitzung und nach längerem Freiliegen teilweises Schmelzen eintreten könnte. Es ist selbstverständlich, dass nach dem Abtransport der Brennelemente aus der Anlage derartige Störfallabläufe ausgeschlossen sind. Daher vereinfacht sich die Betrachtung von Störfällen während der Stilllegung erheblich.

Was ist nun unter einem Störfall während der Stilllegungs- und Rückbauphase zu verstehen, und welche Ereignisabläufe können zu seinem Eintritt führen? Als auslösendes Ereignis, in dessen Folge der Störfall eintritt, kommen interne, also in der Anlage liegende Vorkommnisse oder externe Einwirkungen wie Erdbeben oder

Flugzeugabsturz in Betracht. Bei der Analyse möglicher Folgen muss eine Ereigniskette unterstellt werden, die zu einer Freisetzung von Radioaktivität führt. Szenarien, die in diesem Zusammenhang in der Regel betrachtet werden, umfassen beispielsweise einen Brand in der Anlage, den Absturz von Lasten, etwa von einem Kran, oder auch die Leckage eines Behälters mit kontaminierten Medien. Eine vollständige Liste auslösender Ereignisse, die für die Stilllegung unterstellt werden müssen, ist im Stilllegungseleitfaden (→Abschnitt 5.6) enthalten. Als Folge dieser Ereignisse wird weiterhin angenommen, dass eine bestimmte Aktivitätsmenge aus der Kontamination sowie ggf. aus der Aktivierung in der Anlage freigesetzt wird und sich zunächst in den Gebäuden ausbreitet. Da eine solche Ausbreitung besonders effektiv durch einen Brand erfolgt, wird in den Störfallanalysen zumeist ein Brandfall als abdeckendes Szenario angenommen. Den Abschluss der Analysen bilden Annahmen über die Freisetzung aus der Anlage in die Umgebung und die Berechnung der hieraus möglicherweise resultierenden Dosisbelastung für Einzelpersonen der Bevölkerung gemäß den genannten Berechnungsvorschriften. Aus dem Vergleich dieser Ergebnisse mit den zulässigen Grenzwerten ist eine Antwort darüber möglich, ob in der betreffenden Anlage auch für die Stilllegungs- und Rückbauphase die notwendigen Vorkehrungen gegen Störfälle getroffen sind.

Die Konstruktion eines konservativ gewählten „abdeckenden Störfalls“ vereinfacht die Störfallbetrachtung oft erheblich. Oftmals deckt der Störfall „Brand“ alle anderen während Stilllegung und Rückbau möglichen Störfälle ab

5.9 Das internationale Strahlenschutzrecht

Das Strahlenschutzrecht in der Bundesrepublik Deutschland ist eingebettet in internationales Regelwerk namentlich des Rats bzw. der Kommission der Europäischen Union (EU), jedoch spielen auch Empfehlungen der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO), der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) und der Kernenergieagentur (NEA) der OECD eine Rolle (→Abschnitt 6.3). Wegen der Vielzahl der Dokumente, die auf diesem Gebiet existieren und die hier relevant sind, kann nur eine Auswahl kurz angesprochen werden.

Das Strahlenschutzrecht in Deutschland ist eingebettet in internationale Regelwerke und Empfehlungen

- Von zentraler Bedeutung sind die 1996 veröffentlichten Strahlenschutzgrundnormen der EU, die von den einzelnen Mitgliedsstaaten der EU durch nationales Recht umgesetzt werden mussten. Deutschland ist dieser Verpflichtung 2001 mit der Novellierung der Strahlenschutzverordnung und einigen anderen Maßnahmen nachgekommen. Auch die seither der EU beigetretenen neuen Mitgliedsstaaten haben ihr Strahlenschutzrecht an diesen Grundnormen ausgerichtet. Seinerzeit führten die Strahlenschutzgrundnormen neue, nuklidbezogene Werte der Freigrenzen ein. Dies sind Aktivitätsmengen bzw. Aktivitätskonzentrationen (→Kasten in Abschnitt 4.3) für alle praxisrelevanten Radionuklide, bei deren Unterschreitung mit Material, das sich noch nicht in einer kerntechnisch genehmigten Anlagen befand, genehmigungs- und anzeigefrei umgegangen werden kann, etwa in einem medizinischen oder Forschungslabor. Ferner enthielten die Strahlenschutzgrundnormen erstmals grundlegende Regelungen zur Freigabe, die Deutschland mit der ausführlichen Gestaltung von § 29 in Verbindung mit Anl. III und IV der Strahlenschutzverordnung umgesetzt hat (→Abschnitt 4.3). Gegenwärtig befinden sich die Strahlenschutzgrundnormen in Überarbeitung. Hierbei stimmen sich die Europäische Kommission und die IAEO ab, um die grundlegenden Regelungen zu harmonisieren. Dieser Abstimmungsprozess er-

folgte auch bei den vorherigen Versionen der Strahlenschutzgrundnormen. Ein offizieller Entwurf der Europäischen Kommission liegt seit Mai 2012 vor, mit einer Verabschiedung der überarbeiteten Strahlenschutzgrundnormen ist jedoch erst ab 2014 zu rechnen.

- Des Weiteren hat die Europäische Kommission verschiedene Empfehlungen zur Freigabe veröffentlicht. Es handelt sich um die Dokumente *Radiation Protection* Nr. 89 (1998) zur Freigabe von Metallen zum Einschmelzen, *Radiation Protection* Nr. 113 (2000) zur Freigabe von Gebäuden und Bauschutt und *Radiation Protection* Nr. 122 Teil 1 (2000) zur uneingeschränkten Freigabe. Die deutschen Freigabewerte basieren zum großen Teil auf diesen Empfehlungen (→Abschnitt 4.3).
- Die IAEQ hat 1994 ebenfalls Strahlenschutzgrundnormen veröffentlicht, die für Deutschland allerdings nicht unmittelbar rechtlich verbindlich sind. Um Kompatibilität zwischen diesen Grundnormen und denjenigen der Europäischen Union (s. o.) zu wahren, wurde schon bei der jeweiligen Erstellung darauf geachtet, dass wesentliche Regelungen, so z. B. die Freigrenzen sowie andere radiologische Grenzwerte und Dosisfaktoren, identisch sind. Auch die IAEQ hat einen Überarbeitungsprozess für ihre Strahlenschutzgrundnormen eingeleitet und bereits weitgehend abgeschlossen. Im November 2011 wurde das Dokument „General Safety Requirements Part 3 (Interim) - Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards“ vorgelegt, die weiteren Beratungen zur Fertigstellung laufen.
- Die IAEQ hat 2004 eine Empfehlung zur uneingeschränkten Freigabe für alle Arten von Reststoffen aus kerntechnischen Anlagen veröffentlicht (Dokument *Safety Guide* RS-G-1.7). Die darin enthaltenen Werte werden als Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe sowie als allgemeine Freigrenzen in die Strahlenschutzgrundnormen der IAEQ und der EU übernommen.
- Die ICRP hat eine Vielzahl von Empfehlungen herausgegeben, die die Grundlagen des Strahlenschutzes bilden und die den Stand der Wissenschaft auf diesem Gebiet widerspiegeln. Die Erkenntnisse hieraus werden radiologischen Betrachtungen verschiedener Art zugrunde gelegt. Die gegenwärtig gültige Grundsatzempfehlung findet sich in Publikation Nr. 103, „The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection“.

6.1 Forschungspolitische Aufgaben des Bundes bei Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen

Für den Rückbau kerntechnischer Versuchs- und Demonstrationsanlagen, zu dem die Bundesregierung aufgrund genehmigungsrechtlicher, vertraglicher und eigentumsbedingter Tatbestände zur Finanzierung bzw. zur Beteiligung verpflichtet ist, hat der Bund erhebliche Leistungen erbracht. Ein wesentlicher Teil war die Förderung von Forschungs- und Entwicklungsmaßnahmen, die ihren Niederschlag in sichererer, effizienterer und zügigerer Durchführung von Stilllegungsaufgaben gefunden haben. Bis etwa zur Mitte der 1990er Jahre war die Forschungsförderung des Bundes vor diesem Hintergrund noch relativ breit angelegt, wie auch aus dem Überblick der geförderten Vorhaben in Anhang A deutlich wird.

Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen ist aufgrund des erreichten Standes von Wissenschaft und Technik bereits seit langem sicher und effizient möglich.

Die Techniken und Verfahren für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen hatten dann einen Stand erreicht, der es erlaubte, die Förderung in den folgenden Jahren sehr gezielt vorzunehmen. Gefördert wurden in der Folgezeit schwerpunktmäßig solche Projekte, die durch Steigerung der Effizienz, Minimierung der Abfälle und ähnliche Ansätze vor allem die Rückbaukosten der Anlagen im Geschäftsbereich des BMBF zu minimieren gestatten.

Um die aktuelle Situation und die Entwicklung der Forschungsförderung im Bereich von Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen besser einschätzen zu können, ist es instruktiv, einen Blick auf die Fördermaßnahmen in der Vergangenheit zu werfen (→Anhang A).

Bisherige Fördermaßnahmen des BMBF: Konzepte und Grundlagen; Techniken und Verfahren; Strahlenschutz; Entsorgung und Stoffkreislauf. Wandel von grundlegenden Studien zu problemspezifischen Aufgaben

Die Anfangszeit der Forschung zu Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen war geprägt von grundlegenden Untersuchungen. So hat etwa das BMFT, das Bundesministerium für Forschung und Technologie als Vorgänger des BMBF, in der ersten Hälfte der 1980er Jahre Studien zu Stilllegungskonzepten und zur Erarbeitung einer belastbaren Datenbasis durchführen lassen. Große Aufmerksamkeit wurde auch der Entsorgung gewidmet, da auch hier z. T. erst Technologien zu entwickeln waren, die den Umgang mit den stilllegungsspezifischen Materialien und Massenströmen erlaubten. In diesem Zusammenhang ist speziell das Einschmelzen metallischer Komponenten unter radiologischer Kontrolle zwecks Rezyklierung (→Abschnitt 4.2.3.5) zu nennen. Auch Dekontaminationsverfahren, die z. T. aus der Betriebsphase erprobt waren, mussten erst an die Belange der Stilllegung angepasst werden. Den bezüglich der Anzahl geförderter Vorhaben größten Bereich bildete jedoch die Entwicklung der Zerletechniken. In diesem Sektor wiederum wurden viele Vorhaben vom Institut für Werkstoffkunde der Universität Hannover durchgeführt, bei dem eine Reihe von Zerlegeverfahren auch für den Unterwassereinsatz fortentwickelt und erprobt wurden.

Dieser kurze Abriss zeigt bereits, dass im Verlauf der letzten mehr als 25 Jahre eine große Zahl von Themen erforscht wurden, die die Graphik in Abbildung 6.1 nochmals zusammenfasst. Gerade weil in Deutschland eine so solide Grundlage aus F+E-Programmen vorhanden ist, konnte sich die Förderung im letzten Jahrzehnt anstelle einer Breitenförderung einer zielgerichteten Auswahl einzelner Projekte zuwenden.

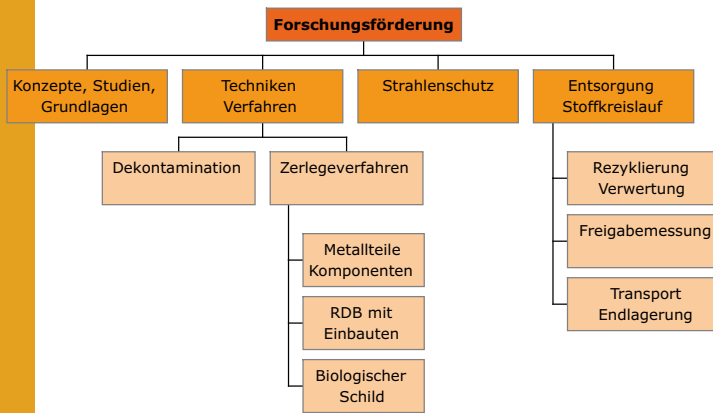


Abbildung 6.1:
Bisherige Forschungs-
förderung des BMBF
im Bereich Stilllegung
nach Sachgebieten

Techniken schon sehr weit
entwickelt, verfügbar für alle
Aufgabenfelder

Alle Einschätzungen heutiger Techniken, die für Stilllegungs-, Entsorgungs- und Rückbaumaßnahmen Verwendung finden können, kommen übereinstimmend zu dem Schluss, dass für die Vielzahl verschiedener Aufgaben in jedem Fall eine adäquate Technik (→Abschnitt 7.2) zur Verfügung steht. Ähnliche Aussagen gelten für Dekontaminationsverfahren (→Abschnitte 7.1 und 7.3) und besonders für den großen Sektor der Entsorgung (→Abschnitt 7.5), wo für alle Abfallarten leistungsfähige Verfahren für die Vorbehandlung, Konditionierung sowie zwischen- und endlagergerechte Verpackung verfügbar sind. Eine detaillierte Übersicht über wichtige Techniken, ihren Entwicklungsstand und ihre Anwendungsgebiete gibt Abschnitt 7.

Forschungsförderung heute: im
wesentlichen Optimierung; Spin-
off- und Transfer-Effekte spürbar

Forschungsförderung heute konzentriert sich also in erster Linie auf die Optimierung bestehender Technologien und deren Anpassung auf spezielle Bedürfnissen, etwa den Einsatz bei bestimmten Werkstoffen, Arten von Kontamination usw. Dies gilt z. B. auch für die Vervollkommnung von Messverfahren zur Freigabe von Reststoffen, Gebäuden und Standorten. Relativ großes Optimierungspotential besteht gegenwärtig beispielsweise bei der Entwicklung kostengünstiger Freigabestrategien für Gebäude sowie für Anlagenflächen des Standorts.

Daneben können aber auch immer wieder zuvor im Rückbau kerntechnischer Anlagen noch nicht angewendete Verfahren zugänglich gemacht werden. Spin-off und Transfer von Know-how und Techniken ergeben sich sowohl aus der kerntechnischen Entwicklung in den konventionellen Sektor als auch in der umgekehrten Richtung. Beispiele hierfür sind das seit mehr als 10 Jahren im kerntechnischen Rückbau eingesetzte Wasserabrasivsuspensionsstrahlen (WASS), das auch im konventionellen Sektor Einsatz findet, oder das Kontakt-Lichtbogen-Metallschneiden (CAMC), das neben der Kerntechnik auch im Offshore-Bereich interessante Anwendungen bietet.

6.2 Gegenwärtige Konzentrationsprozesse

Die im Atomgesetz getroffenen Festlegungen zum Ausstieg aus der Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung und andere Strömungen haben zu einem deutlichen Nachlassen des Interesses an kerntechnischen Studiengängen und Ausbildungen in verwandten Bereichen geführt. Parallel hierzu wurden Ausbildungsmöglichkeiten an Hochschulen und Universitäten sowie Forschungsschwerpunkte in den Großforschungseinrichtungen (→Abschnitt 2.2) zurückgefahren. Schien diese Entwicklung zunächst folgerichtig, da in Deutschland keine Neubauten kerntechnischer Anlagen geplant sind, barg sie jedoch mittel- und langfristig die Gefahr des Kompetenzerlusts sowohl im anlagentechnischen als auch im sicherheitstechnischen Bereich. Seit einigen Jahren sind daher Bestrebungen im Gange, durch Bündelung vorhandener Ressourcen und gezielte Förderung die Entwicklung umzukehren.

Nachlassendes Interesse an kerntechnischen Studiengängen und Ausbildungen. Gefahr des Know-how-Verlusts

Ein Beispiel zur Projektabwicklung wurde bereits mit dem Konzentrationsprozess der Durchführung von Stilllegungsprojekten der öffentlichen Hand durch die EWN-Gruppe genannt (→Abschnitt 2.3). Gerade aber im Bereich der Ausbildung und Förderung sind in den letzten Jahren wegweisende Entwicklungen zu verzeichnen.

Zur Sicherung des Kompetenzerhalts im März 2000 die Gründung des „Kompetenzverbunds Kerntechnik“ deutscher Forschungsinstitute, zu dem sich Forschungseinrichtungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit zusammengeschlossen haben. Ihm gehören an: das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) mit den Universitäten Karlsruhe, Heidelberg und Stuttgart, das Forschungszentrum Jülich mit der RWTH Aachen und der FH Aachen/Jülich, das Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf mit der TU Dresden und der FH Zittau/Görlitz, die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mit der TU München und die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) mit der Universität Hannover und der TU Berlin. Hieraus gingen vier Tochterverbünde hervor: das Kompetenzzentrum Ost für Kernenergie (2004), der Südwestdeutsche Forschungs- und Lehrverbund Kerntechnik (2007), der Kompetenzverbund Strahlenforschung (2007) und das Forum Kerntechnik West (2009). Ziel dieser Verbünde ist es, in enger Kooperation zwischen den beteiligten Forschungszentren und den umliegenden Universitäten Forschungsarbeiten zu initiieren und zu unterstützen, um wissenschaftliche Kompetenz auszubauen und eine intensive Nachwuchsförderung zu ermöglichen. Bestehende Lehrstühle sollen erhalten und das Entstehen neuer Lehrstühle sowie ein Aus- und Aufbau von Arbeitsgruppen gefördert werden.

Maßnahmen zur Sicherung des Kompetenzerhalts, z.B. Gründung des „Kompetenzverbunds Kerntechnik“

Auch die Kernkraftwerksbetreiber haben sich die koordinierte Förderung von deutschen Lehr- und Forschungseinrichtungen mit kerntechnischen Schwerpunkten zur Aufgabe gemacht, um einen Beitrag zum Kompetenzerhalt sowie zur Nachwuchsgewinnung im Bereich der Kerntechnik zu leisten. Dazu gehören die Einrichtung eines Fachregisters zu kerntechnischen Lehrangeboten und Forschungstätigkeiten zur Identifikation von Kompetenzschwerpunkten sowie zur Entscheidungsfindung im Rahmen der Hochschulförderung. Des Weiteren erfolgt eine strukturierte Hochschulförderung durch Förderpatenschaften in Form von Unterstützung beim Aufbau von Studiengängen, gezielte Lehrstuhlförderung, Einrichtung von Stiftungsprofessuren, Entsendung von Gastdozenten und Vergabe von Doktorandenstipendien u. a. Die Förderpatenschaft bezieht sich auf die Universitäten Heidelberg, Karlsruhe, Stuttgart, RWTH Aachen, FH Aachen/Jülich, TU

Koordinierte Förderung von deutschen Lehr- und Forschungseinrichtungen durch deutsche Kernkraftwerksbetreiber

Dresden, FH Zittau/Görlitz, TU München und TU Clausthal. Beispielsweise wurde am 1. August 2007 an der Technischen Universität Clausthal ein Institut für Endlagerforschung gegründet. Es umfasst alle für die Endlagerung wichtigen Disziplinen (Endlagersysteme, Geochemie-Mineralogie-Salzlagerstätten, Geomechanik, Hydrogeologie und -geochemie sowie Lagerstätten- und Rohstoffkunde).

Es kann somit festgestellt werden, dass Deutschland die gebotenen Anstrengungen unternimmt, den kerntechnischen Sektor auf hohem Niveau zu halten. Dies wirkt sich langfristig auch positiv auf die Verfügbarkeit von qualifiziertem Personal für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen aus.

6.3 Forschungsförderung und Erfahrungsaustausch im internationalen Kontext

Die EU - Europäische Union

Die Forschungsarbeit, die in Deutschland geleistet wurde und geleistet wird, ist nicht ohne die Einbindung in internationale Strukturen denkbar. Dieser Abschnitt stellt daher nicht nur internationale Fördermaßnahmen vor, sondern beschreibt auch die Foren für den Erfahrungsaustausch und andere internationale Organisationen, die die deutsche Situation beeinflussen.

Die Europäische Wirtschaftsgemeinschaft (EWG) und die Europäische Atomgemeinschaft (EURATOM) wurden 1957 gegründet und nahmen am 1. Januar 1958 ihre Tätigkeit auf. 1967 wurden sie mit der Europäischen Gemeinschaft für Kohle und Stahl zur EG, der heutigen Europäischen Union (EU) fusioniert. Die internationalen Forschungstätigkeiten im Rahmen der EURATOM waren zunächst auf die Weiterentwicklung der Kernkraftwerke amerikanischer Konzeption gerichtet, die in den Staaten der EURATOM errichtet werden sollten (in Deutschland waren dies die Kernkraftwerke an den Standorten Gundremmingen, Lingen und Obrigheim). Der EURATOM-Vertrag zielt insgesamt ab auf eine Förderung und Harmonisierung der europäischen Nutzung und Überwachung der Kernenergie. Erreicht werden soll dies über gemeinschaftliche Maßnahmen bzw. Einrichtungen zu Forschungsförderung und zum Informationsaustausch, aber auch z. B. über Investitionserleichterungen für die Kernenergienutzung. Ebenfalls angestrebt werden einheitliche Strahlenschutznormen sowie eine europaweite Versorgung mit und Überwachung von Kernbrennstoffen. Die EURATOM übt also wie die IAEA eine Spaltstoffflusskontrolle aus. Durch genaue Bilanzierung des spaltbaren Materials, Überwachung der Transporte und mittels Kontrollen durch EURATOM-Sicherheitsinspektoren wird sichergestellt, dass kein Kernbrennstoff missbräuchlich verwendet werden kann.

1979 wurde von der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (heute: Europäische Kommission) auch ein gemeinsames Forschungsprogramm zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen begonnen, das - in Fünfjahresabschnitte eingeteilt - Projekte mit einem weiten Spektrum aus technischen und Grundlagenbereichen anteilig finanzierte. Vier Stilllegungspilotprojekte wurden ausgewählt, bei denen eine Reihe von Technikerprobungen im großtechnischen Maßstab finanziell gefördert wurde:

- WAGR: Windscale Advanced Gas-cooled Reactor, Großbritannien,
- BR-3: Druckwasserreaktor in Mol, Belgien,
- KRB-A: Siedewasserreaktor in Gundremmingen, Deutschland, und
- AT-1: Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague, Frankreich.

Neben diesen Pilotprojekten wurde seitens der Europäischen Kommission eine Vielzahl von Forschungsvorhaben gefördert.

Die Internationale Atomenergie-Organisation IAEA wurde auf Initiative der USA 1957 mit Sitz in Wien als autonome internationale Organisation gegründet. Die ursprünglichen Vorstellungen zielten auf eine Makler- bzw. Pool-Aufgabe für Kernbrennstoffe ab, setzten sich aber in dieser Form nicht durch. Die IAEA führt als ihre wesentliche Funktion die Überwachung des Spaltmaterials durch und übernimmt dabei die – als „Safeguards“ bezeichnete – Aufsicht über die bestimmungsgemäße Nutzung der Kernbrennstoffe bzw. der nuklearen Ausrüstung und Technologie zu friedlichen, nicht-militärischen Zwecken. In diesem Sinne kontrolliert die IAEA auch die Einhaltung des von mehr als 130 Staaten unterzeichneten Atomwaffensperrvertrages.

Die IAEA - Internationale Atomenergie-Organisation

Die IAEA hat Untersuchungen zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen schon 1973 in ihr Programm aufgenommen und kooperiert hierbei mit anderen Organisationen, besonders der OECD/NEA. In einer Reihe von Programmen und Veröffentlichungsserien werden Übersichten, Vorschläge und Richtlinien zu den verschiedenen Aspekten der Stilllegung gegeben. Veröffentlichungen z. B. zu Stilllegungsstrategien, dem Sicheren Einschluss von Kernkraftwerken, der Anwendung von Stilllegungstechniken, der Dosisreduktion und vielen weiteren Themen runden das Spektrum an verfügbaren Informationen ab. Im Zeitraum 2003 bis 2012 wurden beispielsweise zwei groß angelegte internationale Projekte durchgeführt, die sich mit den spezifischen Anforderungen an Sicherheitsanalysen kerntechnischer Anlagen befassen. Es handelt sich um das Projekt „DeSa“: *International Project on Evaluation and Demonstration of Safety for Decommissioning of Nuclear Facilities* und das Anschlussprojekt „FaSa“: *International Project on the Use of Safety Assessment Results in the Planning and Implementation of Decommissioning*. Die Länder, die in diesem Sektor bereits erhebliche Erfahrung aufweisen, darunter auch Deutschland, stellen diese durch grundlegende Darstellungen sowie durch ausführliche Fallbeispiele solchen Ländern zur Verfügung, die im Hinblick auf die Stilllegung kerntechnischer Anlagen erst am Anfang stehen.

Die Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD/NEA) wurde 1972 als Nachfolger der Europäischen Kernenergieagentur ENEA im Rahmen der OECD mit Sitz in Paris installiert.

Die OECD/NEA - Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency

Die OECD/NEA begann 1978 mit einem Programm auf dem Gebiet der Stilllegung kerntechnischer Anlagen, dem *International Co-operative Programme on Decommissioning* (CPD). Dieses beschränkte sich zunächst auf den Erfahrungsaustausch durch internationale Expertentagungen und auf Veröffentlichungen zum aktuellen Stand auf den verschiedenen Gebieten. Seit 1985 koordiniert die NEA in einem erweiterten Programm in Fünfjahresabschnitten den Austausch wissenschaftlicher und technischer Informationen zwischen Stilllegungsprojekten. 1998 betreiben und intensivieren unter diesem gemeinsamen Dach bereits 31 wichtige Stilllegungsprojekte aus 11 Staaten einen wissenschaftlich-technischen Erfahrungsaustausch, 2012 waren es bereits schon 59 Projekte (Reaktoren und Anlagen des Brennstoffkreislaufs) in 13 Staaten. Die gewonnenen Informationen – beispielsweise zu Kosten, Abfallaufkommen, Techniken – werden außerdem von Arbeitsgruppen aufbereitet und veröffentlicht. Daneben gibt es auch andere Arbeitsgruppen innerhalb der NEA, etwa die *Working Party on Decommissioning and Dismantling* (WPDD) und das *Radioactive Waste Management Committee* (RWMC), die sich mit der Stilllegung sowie mit radioaktiven Abfällen befassen.

Die ICRP - International Commission on Radiological Protection

Im Zuge der Erkenntnis, dass ionisierende Strahlung entsprechend der Konzentration und Einwirkungszeit ernste gesundheitliche Schäden verursachen kann, wurde bereits 1928 eine Internationale Strahlenschutzkommission gegründet. Den Namen ICRP erhielt sie 1950. Ihre Empfehlungen auf dem gesamten Gebiet des Strahlenschutzes finden Eingang in eine Vielzahl nationaler und internationaler Regelwerke. Insbesondere die in langen Intervallen herausgegebenen Grundsatzempfehlungen bilden die Grundlage für Entscheidungen über Freigabewerte, Freigrenzen usw.

WENRA - Western European Nuclear Regulators Association

Die WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*) ist ein Zusammenschluss der kerntechnischen Genehmigungsbehörden europäischer Länder, die über Kernkraftwerke verfügen. Zielsetzung der 17 WENRA-Mitgliedsstaaten ist neben der gemeinsamen Weiterentwicklung von Sicherheitsmaßstäben in nationaler Verantwortung im Bereich der Reaktorsicherheit in Europa auch die gemeinsame Weiterentwicklung von Sicherheitsmaßstäben in den Bereichen der Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen sowie der Sicherheit bei der Stilllegung von kerntechnischen Einrichtungen. Diese Weiterentwicklung von Sicherheitsmaßstäben soll im Sinne eines Vergleichs übergeordneter nationaler Sicherheitsanforderungen zu den von der WENRA entwickelten allgemeingültigen Sicherheitsniveaus („*Safety levels*“) in den entsprechenden Bereichen geschehen. In diesem Verständnis ist es nicht Ziel, die Sicherheitsansätze einzelner Einrichtungen in den Mitgliedsstaaten vollständig und exakt anzugleichen, sondern stattdessen vermutete wesentliche Schwächen in den jeweiligen historisch gewachsenen nationalen übergeordneten regulatorischen Sicherheitsansätzen stetig zu verbessern.

Die 2002 zu diesen Zwecken von der WENRA gegründete Arbeitsgruppe „WGWD“ (*Working Group on Waste and Decommissioning*) hat – basierend auf den internationalen Standards und dem Stand von Wissenschaft und Technik – Anforderungen in Form von Sicherheitsreferenzniveaus in den Bereichen der Zwischenlagerung und der Stilllegung als gemeinsamen Ansatz festgelegt. Die weitere Arbeitsgruppe „RHWG“ (*Reactor Harmonisation Working Group*) befasst sich mit allen Aspekten des sicheren Betriebs von Kernkraftwerken.

Weitere Foren für den Informations- und Erfahrungsaustausch, z. B. WANO

Die Betreiber kerntechnischer Anlagen arbeiten in verschiedenen Organisationen zusammen, die auch dem Informations- und Erfahrungsaustausch dienen. Hier ist z. B. die erst 1989 gegründete Weltorganisation der Betreiber kerntechnischer Anlagen WANO (*World Association of Nuclear Operators*) mit Hauptsitz in Paris zu nennen, die sich zum Ziel gesetzt hat, besonders den multilateralen Erfahrungsaustausch zwischen den Mitgliedern zu fördern. Hierzu gehören auch Vergleiche und Analysen von Betriebserfahrungen, Störfällen und allgemeinen Daten sowie die Zusammenarbeit mit anderen internationalen Organisationen wie etwa der IAEO. Insbesondere durch direkte Kontakte zwischen westlichen und östlichen Betreibern konnten technischer Stand und Sicherheit weltweit gesteigert werden.

Aus dieser Liste von internationalen Organisationen (viele weitere existieren, können hier aber nicht besprochen werden) ist ersichtlich, dass Forschung und Informationsaustausch zur Stilllegung nicht nur eine nationale Aufgabe sein kann. Die Bundesrepublik Deutschland ist deshalb vermittle von der Regierung beauftragter Experten, staatlicher Einzeleinrichtungen oder auch durch Vertreter der Betreiber kerntechnischer Anlagen und der Industrie in den genannten Organisationen vertreten. Vereinigungen wie WANO, die Betreiber kerntechnischer Anlagen repräsentieren, und Organisationen wie EU, IAEA oder OECD/NEA, die auf Initiative der Regierungen der Mitgliedsländer ins Leben gerufen wurden, ergänzen einander in ihren Programmen und Zielsetzungen. Dabei weisen die einzelnen Organisationen unterschiedliche Kompetenzen auf, die vom bloßen Berichts- und Empfehlungscharakter z. B. bei der OECD/NEA bis hin zu rechtlich bindenden Vorschriften wie bei der EU reicht. Auch vor diesem Hintergrund muss der unerlässliche Informations- und Technologietransfer auch in Zukunft durch eine aktive internationale Zusammenarbeit gepflegt werden. Schon heute zeigt sich zudem, dass sich diese Kooperation kostenmindernd auf die nationale Forschung und Entwicklung, vor allem aber auf die Durchführung von Stilllegungsprojekten auswirkt.

Fazit: Forschung und Informationsaustausch eingebettet in internationalen Kontext

Dieser Abschnitt stellt Techniken vor, die während der Stilllegungsphase einer Anlage für die Aufgabenbereiche Dekontamination, Zerlegung und Rückbau, Freigabemessungen sowie Behandlung von Abfällen und Reststoffen eingesetzt werden.

7.1 Dekontaminationsverfahren zur Reduktion von Aktivität und Dosis

Dekontamination zur Dosisreduktion am Anfang der Stilllegungsarbeiten

Die Dekontamination in einer kerntechnischen Anlage bildet oft den Anfang der Stilllegungsarbeiten. Durch die Reduktion von Kontaminationen in Kreisläufen und auf Oberflächen kann erreicht werden, dass die Dosisbelastung des Personals durch externe Bestrahlung und das Risiko einer Inhalation von an Staub gebundener Aktivität während der folgenden Arbeitsschritte deutlich reduziert wird.

Relativ geringe Dekontaktoren tragen doch erheblich zur Dosisersparnis bei

In Kernkraftwerken tragen in den Systemen (Rohrleitungen und Komponenten) des Primärkreises abgelagerte Radionuklide wesentlich zur Dosisbelastung bei. In der *Betriebsphase* werden daher während Revisionsarbeiten in den Anlagen gelegentlich Dekontaminationen der Kreisläufe durchgeführt, um die Dosisleistung in der Anlage für die Folgezeit wirksam zu verringern. Hierzu steht eine Reihe von Verfahren zur Verfügung, die die Radioaktivität z. B. um eine Größenordnung verringern können, ohne das Material der Rohre anzugreifen. Das Maß der Aktivitätsverringern bezeichnet man als Dekontaminations- oder kurz Dekontfaktor.

Zu Beginn der *Stilllegungsarbeiten* können dagegen noch stärkere Dekontaminationsverfahren verwendet werden, da die inneren Oberflächen der Kreisläufe nicht mehr für den weiteren Betrieb geschont werden müssen. Derartige Dekontaminationsprozesse arbeiten ebenfalls auf der Basis verdünnter Säuren, erreichen aber wesentlich höhere Dekontaminationsfaktoren. Bei der Anwendung wird nicht nur der oberflächlich abgelagerte Anteil der Aktivität in den Rohren und Komponenten entfernt, es wird auch eine dünne Schicht des Metalls abgetragen, so dass selbst Radioaktivität, die in Risse eingedrungen ist oder sich an unzugänglichen Stellen abgelagert hat, entfernt wird. Die Reduktion der Aktivität um zwei, teilweise auch drei Größenordnungen ist durchaus erreichbar.

Bei der Anwendung derartiger Verfahren wird die Dekontaminationsflüssigkeit durch die Rohrleitungen zirkuliert und dabei permanent durch Ionenaustausch gereinigt. Auf diese Weise werden die Radioaktivität und das gelöste Metall in den Ionentauscherharzen aufkonzentriert. Diese lassen sich zuletzt als radioaktiver Abfall konditionieren und beseitigen, während die Rohrleitungen und Komponenten gereinigt zurückbleiben. Der Beitrag der Rohrleitungen der Kreisläufe zur Dosisleistung in der Anlage ist nach einem solchen Dekontaminationsschritt wesentlich verringert.

Später: weitere Dekontaminationsmaßnahmen im Hinblick auf die Freigabe

Während die Dekontaminationsmaßnahmen in den Kreisläufen der Anlage am Anfang der Stilllegungsarbeiten stehen und zumeist bereits in der Nachbetriebsphase durchgeführt

werden können, werden andere Dekontaminationsverfahren zur Dekontamination von abgebauten Anlagenteilen eingesetzt, um diese letztendlich freigeben zu können. Da solche Dekontaminationsverfahren jedoch erst nach erfolgtem Abbau und ggf. der weiteren Zerlegung der Anlagenteile und Komponenten zur Anwendung kommen, werden sie erst in Abschnitt 7.3 nach Besprechung der Zerlegeverfahren vorgestellt.

7.2 Zerlegeverfahren

Heute sind zahlreiche Zerlegeverfahren verfügbar, die sich alle bereits für bestimmte Anwendungsfälle im Rahmen von Stilllegungsprojekten bewährt haben. An dieser Stelle wird nur ein kurzer Überblick über die Verfahren gegeben; umfangreichere Darstellungen können den Berichten zu BMBF-geförderten F+E-Vorhaben entnommen werden (→Anhang A) oder sind im Internet verfügbar.

Zerletechniken für alle Anwendungsfälle verfügbar und bewährt, Erfahrungen in Datenbanken gesammelt

Die folgende Aufstellung unterteilt die angewendeten Techniken nach thermischen und mechanischen Verfahren, je nachdem, ob dieses auf dem Aufschmelzen oder auf dem mechanischen Abtrag des zu zerlegenden Materials beruht. Daneben wurden einige besondere, z. T. noch experimentelle Verfahren entwickelt, die sich nicht unmittelbar diesen Kategorien zuordnen lassen. Die Auswahl der Verfahren beschränkt sich auf solche Techniken, die bereits in Deutschland beim Rückbau kerntechnischer Anlagen eingesetzt wurden oder für die zukünftig ein großes Einsatzpotential gesehen wird. Die Aufstellung erhebt keinen Anspruch auf Vollständigkeit.

Thermische und mechanische Zerlegeverfahren

Ein wichtiger Gesichtspunkt bei Zerlegeverfahren, die für die Stilllegung kerntechnischer Anlagen und hierbei insbesondere für hochaktivierte Bauteile eingesetzt werden sollen, ist die Anwendbarkeit unter Wasser. Die Zerlegung der Reaktoreinbauten, also der hochaktivierten Bauteile des Kerns und in dessen Nähe, erfordert in den meisten Fällen aus Strahlenschutzgründen das Arbeiten unter der abschirmenden Wirkung des Wassers. Aus diesem Grund mussten viele Techniken, die in handelsüblicher Anwendung nur für den Einsatz an Luft geeignet sind, entsprechend adaptiert werden.

Anwendbarkeit unter Wasser ist wichtig

7.2.1 Thermische Zerlegeverfahren

Allen thermischen Schneid- und Zerlegeverfahren ist gemeinsam, dass mittels einer Flamme, eines Lichtbogens, eines Laserstrahls oder eines anderen Energieübertrags das zu zerlegende Material aufgeschmolzen und mittels eines Me-



*Abbildung 7.1:
Beispiel für die Anwendung thermischer Zerlegeverfahren*

diums, z. B. einem Gas- oder Wasserstrom, oder durch die Schwerkraft aus der Fuge ausgetrieben wird. Thermische Schneidverfahren werden weitaus häufiger für Metalle als für Beton oder konventionelle Bauwerkstoffe angewendet, einige Verfahren sind aber unter Zuhilfenahme von Pulver, beispielsweise beim Pulverbrennschneiden, für beide Werkstoffe geeignet. Je nach Verfahren führen der Einsatz gasförmiger Medien und das Abschmelzen von Material und Schneidelektrode zu gas- und staubförmigen Emissionen. Die Beherrschung dieser beim Schneiden an Atmosphäre und unter Wasser entstehenden Hydrosole und Aerosole ist aber mit Hilfe handelsüblicher Absaug- und Filtertechnik möglich.

7.2.1.1 Autogenes Brennschneiden

Beim autogenen Brennschneiden wird das Werkstück durch eine Brenngas-Sauerstoff-Flamme auf Zündtemperatur erwärmt und in einem fortlaufenden Verbrennungsprozess im Schneidsauerstoffstrahl exotherm verbrannt. Durch die kinetische Energie des Schneidstrahls wird die Schneidschlacke aus der Schnittfuge ausgetrieben. Das autogene Brennschneiden eignet sich für unlegierte und niedriglegierte Stähle sowie für Molybdän und Titan. Das Verfahren ist an Luft für Blechdicken bis zu 3.200 mm und auch unter Wasser für Materialstärken zwischen 3 und 200 mm einsetzbar, bisher geschnitten wurden in erster Linie Stähle mit Dicken zwischen 10 und 200 mm. Für den Einsatz des Verfahrens unter Wasser ist es erforderlich, um die Heizflamme einen Gasstrom durch Einleitung von Druckluft oder Sauerstoff zu bilden. Bei Anwendung des Pulverbrennschneidens ist auch das Zerlegen von Betonstrukturen möglich, wobei die zum Aufschmelzen des Werkstoffs benötigte Energie aus der Verbrennung eines aus Eisen- und Aluminiumpulver bestehenden Brennschneidpulvers im Sauerstoffstrahl gewonnen wird.

Hauptanwendungsgebiet beim Rückbau kerntechnischer Anlagen ist die Zerlegung von austenitisch plattierten, ferritischen Werkstoffen. Zur Anwendung kamen bisher fast ausschließlich konventionelle, an Luft betriebene Autogen-Schneidaggregate, vorwiegend im manuellen oder teilmechanisierten Einsatz. Da keine Rückstellkräfte auftreten, ist das Verfahren zudem für Fernhandienung geeignet. Zur Zerlegung dickwandiger, austenitisch plattierter, ferritischer Werkstoffe wurden Hybrid-Schneidverfahren qualifiziert wie das Lichtbogen-Wasserstrahlschneiden in Kombination mit dem autogenen Brennschneiden unter Wasser.

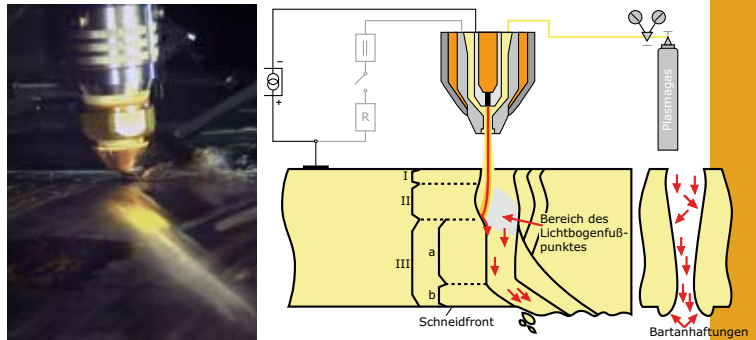
Das autogene Brennschneiden wurde bereits bei mehreren Stilllegungsprojekten eingesetzt und kann als weit entwickeltes, vielseitiges Verfahren bezeichnet werden, das jedoch zu vergleichsweise hohen Aerosolfreisetzungen führt.

7.2.1.2 Plasmaschmelzschnitten

Beim Plasmaschmelzschnitten wird durch die elektrisch angeregte Ionisation des Schneidgases zwischen dem Werkstück und der Brennelektrode ein Plasmastrahl hoher Leistungsdichte erzeugt. Als Plasmagase werden Argon, Stickstoff, Wasserstoff, Sauerstoff, Druckluft oder deren Gemische eingesetzt. Bei dem Verfahren wird ein Stromkreis über das Werkstück – die Anode – und die Brennelektrode – als Kathode – gebildet, der durch den Plasmastrahl geschlossen wird, weshalb

nur elektrisch leitende Werkstoffe trennbar sind. Durch die kinetische Energie des aus der Schneiddüse austretenden Plasmagases wird das aufgeschmolzene Material aus der Schnittfuge ausgetrieben. Da mit dem Verfahren alle elektrisch leitenden Werkstoffe trennbar sind und es sich durch hohe Schneidgeschwindigkeit bei schmaler Schnittfuge, hohe Standzeiten von Düse und Elektrode und die Einsetzbarkeit an Luft und unter Wasser auszeichnet, ist es im Bereich des Rückbaus kerntechnischer Anlagen die am häufigsten eingesetzte Technik, wobei Blechdicken bis zu 150 mm trennbar sind (unter Wasser bis etwa 100 mm). Handelsübliche Plasmaabrenner sind sehr kompakt und können an Manipulatoren oder Führungsmaschinen montiert werden, auch der fernhantierte Werkzeugwechsel ist möglich.

Abbildung 7.2:
Schema des Plasma-
schmelzschneidens



Beispiele für den Einsatz sind die Zerlegung des Reaktordruckgefäßes in verschiedenen Anlagen im In- und Ausland, so z. B. bei den Kernkraftwerken Niederaichbach (KKN) und Gundremmingen-A (KRB-A). Ein anderes Anwendungsbeispiel ist ein selbsttragendes Plasma-Rohrschneidsystem für die fernhantierte Segmentierung von Rohren größerer Durchmesser. Das System klammert sich mit Greifzangen an das zu schneidende Rohr, woraufhin das Rohrsegment durch Umfahren mit einem Plasmaabrenner an zwei Stellen herausgetrennt und fernbedient entnommen wird. Das Verfahren wird daneben für diverse Zerlegeaufgaben in vielen Rückbauprojekten eingesetzt und ist sehr universell.

7.2.1.3 Laserschneiden

Das Laserschneiden ist ein Oberbegriff für drei verschiedene Prozessarten: das Laserstrahlschmelzschneiden, das Laserstrahlbrennschneiden und das Laserstrahlschmelzschneiden. Beim Laserstrahlschmelzschneiden wird der Werkstoff aufgeschmolzen und mit einem Inertgasstrahl aus der Schnittfuge ausgetrieben. Wird anstelle eines inerten Schneidgases Sauerstoff verwendet, so setzt beim Erreichen der Zündtemperatur eine exotherme Reaktion des zu trennenden Werkstoffs mit dem Sauerstoff ein. Wegen dieses Verbrennungsprozesses wird diese Verfahrensvariante Laserstrahlbrennschneiden genannt, das für höhere Schneidgeschwindigkeit und größere Materialdicken geeignet ist. Bei der dritten Variante, dem Laserstrahlschmelzschneiden, verdampft ein Laserstrahl den Werkstoff, das verdampfte Material wird durch einen Inertgasstrahl aus der Schnittfuge ausgetrieben.

Je nach Materialabsorption können aufgrund der hohen Energiedichten eines fokussierten Laserstrahls nahezu alle Werkstoffe getrennt werden. Ein wesentlicher Vorteil des Verfahrens ist darin zu sehen, dass die Energieerzeugung im Laser, der heute mit Leistungen von einigen kW realisiert wird, abseits des Zerlegeortes stattfinden kann, wobei das Laserlicht mittels Lichtleitern transportiert wird, was die Überwindung von Entfernungen bis zu mehreren zehn Metern gestattet. Diese Eigenschaft vor allem von Festkörperlasern ermöglicht den leichten Einsatz von Robotern zur Handhabung des Laserstrahls und des Schneidkopfes. Einsatz findet dieses Verfahren z. B. bei der Entfernung von metallischen Raumauskleidungen im Kernkraftwerk Greifswald (KGR). Der hohe technische Aufwand steht einer weiten Anwendung des Verfahrens entgegen.

7.2.1.4 Kontakt-Lichtbogen-Metall-Schneiden (CAMC)

Das Kontakt-Lichtbogen-Metall-Schneiden (*Contact Arc Metal Cutting*, CAMC) ist ein elektrothermisches Unterwasser-Schneidverfahren. Es können alle elektrisch leitenden sowie auch plattierte Werkstoffe geschnitten werden. Zwischen der – je nach Zerlegeaufgabe geeignet geformten – Schneidelektrode und dem Werkstück wird eine Spannung angelegt. Mit Hilfe einer Führungsmaschine wird die Elektrode bis zum Kontakt mit dem Werkstück verfahren, woraufhin über die Berührungsfläche ein Kurzschlussstrom von einigen Tausend Ampere fließt. Durch diese hohe Energiedichte wird das Material lokal verdampft, verbunden mit einer schlagartigen Expansion des Gases und der darauffolgenden Zündung eines Lichtbogens, durch dessen thermische Energie das Werkstück weiter aufgeschmolzen wird. Eine Wasserspülung entlang der Elektrode spült das erschmolzene Material aus der Fuge und kühlt zugleich die Reinstgraphit-Elektrode. Durch den kontinuierlichen Elektrodenvorschub ergeben sich immer neue Kontaktpunkte mit dem Material, und der beschriebene Prozess läuft fortwährend ab. Die Elektrode taucht dabei in die Schnittfuge ein.

Bei diesem Verfahren, das nahezu keine Rückstellkräfte aufweist und sich daher und aufgrund des kompakten Schneidwerkzeugs gut für die Fernhantierung eignet, hängt die schneidbare Werkstoffdicke von der Elektrodenlänge und deren Kühlung ab. Versuche mit Werkstoffen bis 280 mm verliefen bisher erfolgreich. Das CAMC wird beispielsweise beim Rückbau des Kernkraftwerks Greifswald (KGR) fernbedient als universelles Trennwerkzeug unter Wasser eingesetzt. Es findet daneben in diversen Rückbauprojekten Anwendung, speziell wenn es um die Trennung komplizierter Geometrien geht.

7.2.1.5 Funkenerosion (electro discharge machining, EDM)

Bei der Funkenerosion werden zwischen Elektrode und Werkstück durch immer wieder neue Berührung aufgrund des Vorschubs kleine Lichtbögen bzw. Funken gezündet, die das Material aufschmelzen und abtragen. Mit diesem und verwandten Verfahren kann man nicht nur Werkstücke zertrennen, sondern auch gezielt Löcher bohren. Bei mäßigen Spannungen sind sehr hohe Stromstärken erforderlich.

Ein Vorteil des Verfahrens ist der kleine Werkzeugkopf, so dass es auch bei beengten Platzverhältnissen z. B. im Reaktordruckbehälter und bei dessen Einbauten eingesetzt werden kann. Es wird auch oft dann gewählt, wenn spezielle geometrische Verhältnisse bewältigt werden müssen. Die entstehenden feinen Partikel, die zur Wassertrübung beim Einsatz unter Wasser beitragen, müssen mit einer Feinstfilteranlage mit Ansaugung in der Nähe der Schnittfuge abgesaugt werden. Verfahren dieser Art, die insgesamt weit entwickelt sind, wurden z. B. bei KRB-A, VAK, KGR und KKR eingesetzt.

7.2.1.6 Lichtbogen-Wasserstrahl-Schneiden

Das Lichtbogen-Wasserstrahl-Schneiden ist ein Verfahren, bei dem der Werkstoff örtlich aufgeschmolzen und durch einen Wasserstrahl aus der Schnittfuge getrieben wird. Das Aufschmelzen erfolgt durch einen Lichtbogen, der durch einen Kurzschluss zwischen Schneidelektrode und dem leitfähigen Werkstück gezündet wird. Die Elektrode ist als nachführbare Drahtelektrode ausgeführt, die ebenfalls abschmilzt. Mit dem Verfahren sind alle elektrisch leitenden Werkstoffe trennbar, im Unterwassereinsatz kann Material bis etwa 100 mm Stärke getrennt werden. Die auftretenden Rückstellkräfte sind gering, das Gerätegewicht ist jedoch aufgrund der mitgeführten Drahtrolle erheblich. Fernhantierte Anwendung ist mit geringem Aufwand möglich.

7.2.1.7 Lichtbogen-Sauerstoff-Schneiden

Das Lichtbogen-Sauerstoff-Schneiden basiert auf dem Prinzip des Lichtbogen-Wasserstrahl-Schneidens, wobei zum Austreiben der Schmelze Sauerstoff anstelle von Wasser benutzt wird. Beim Schneiden ferritischer Werkstücke sowie beim Einsatz eines ferritischen Schneiddrahtes wird durch die exotherme Oxidationsreaktion mit dem Sauerstoff zusätzliche Wärmeenergie eingebracht und damit die Schneidleistung erhöht. Die Schneidkräfte sind vernachlässigbar.

7.2.1.8 Mikrowellen

Der Einsatz von Mikrowellen hoher Leistung zur Zerkleinerung und zum Abtrag von Betonoberflächen ist im Prinzip möglich und auch demonstriert worden. Ein solches Verfahren erfordert aber ausreichenden Feuchtegehalt im Beton. Der praktische Einsatzbereich ist daher beschränkt.

7.2.2 Mechanische Zerlegeverfahren

Mechanische Zerlegeverfahren erzeugen die Schnittfuge durch einen mechanischen Materialabtrag. Aufschmelzen oder Verbrennung des Materials sowie der Einsatz von Schneidgasen finden nicht statt, die beim Trennen entstehenden Partikel (Späne, Stäube) sind leicht durch Filter aufzufangen. Der Anwendungsbereich mechanischer Zerlegeverfahren umfasst Metalle und Baustrukturen gleichermaßen.



Abbildung 7.3:
Beispiel für die
Anwendung mecha-
nischer Zerlegever-
fahren in der ZAV
im Kernkraftwerk
Greifswald

7.2.2.1 Sägeverfahren (Bügel-, Stich-, Kreis-, Bandsägen)

Sägeverfahren sind weit verbreitet und häufig im Einsatz. Gemeinsam ist allen Verfahren, dass das Werkzeug bewegt und durch eine Vorschubbewegung unterstützt wird. Die beim Sägen entstehenden Mengen an Aerosolen sind vernachlässigbar gering, nicht dagegen die Rückstell- und Reaktionskräfte, die die Werkzeughalterung aufnehmen und ableiten muss. Wegen des Platzbedarfs sind in räumlich beengten Bereichen (z. B. an Einbauten des Reaktordruckbehälters) nur spezielle Stichsägen einsetzbar, sie eignen sich jedoch gut etwa für das Zerlegen eines Reaktorbehälters in Einbaulage und können an Luft und unter Wasser angewendet werden.

Die Schnitttiefe für das Stichsägen ist praktisch nur durch die Länge des Sägeblattes begrenzt, in der Praxis erreicht man Schnitttiefen von ca. 100 mm. Der Verschleiß des Werkzeugs steigt mit der Wandstärke des Werkstücks stark an. Es ist

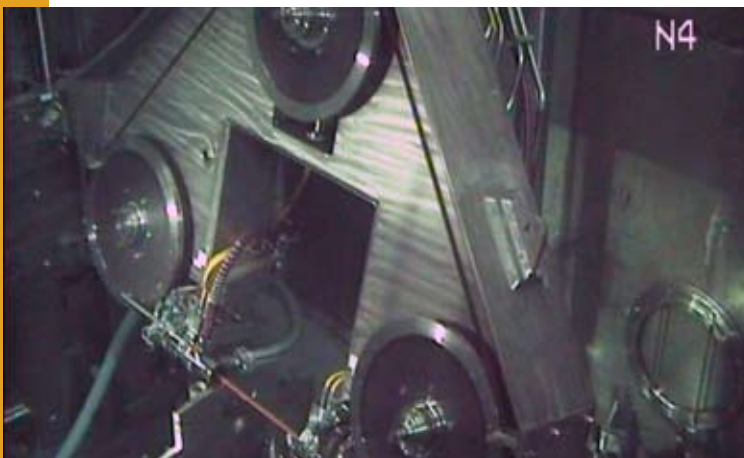


Abbildung 7.4:
Säge im Unter-
wassereinsatz mit
pneumatischer Befes-
tigungsvorrichtung bei
KRB-A

möglich, Stichsagen über Halterungen am Werkstück zu verklammern und selbsttätig arbeiten zu lassen. Dieses universelle Verfahren wurde bei vielen Stilllegungsprojekten verwendet, so etwa bei KKN, KRB-A, VAK, MZFR, HDR, KGR u.a.

Auch die anderen Sägeverfahren sind nicht nur weit entwickelt, sie fanden bislang ebenfalls breite Anwendung. So wurden große stationäre Bandsägen etwa zur Zerlegung ausgebauter größerer Komponenten in KRB-A und KWW eingesetzt, darunter auch für Dampferzeuger bei KGR.

7.2.2.2 Scheibenfräsen und Kreissägen mit Hartmetallschneiden

Dem Sägen verwandt ist das Fräsen. Das Fräswerkzeug besteht aus einer mit Klingen bestückten Scheibe, welche durch Dreh- und Vorschubbewegung Material aus dem Werkstück schert und eine durchgehende Fuge erzeugt. Das Verfahren ist sowohl unter Wasser als auch an Luft einsetzbar. Zur Erhöhung der Schneidleistung werden oft Kühlschmierstoffe eingesetzt, jedoch können die Schneidparameter zwecks Abfallminimierung so gewählt werden, dass ein Einsatz solcher Stoffe nicht notwendig ist. Einschränkungen der Anwendbarkeit ergeben sich aus hohem Werkzeuggewicht und starken Rückstellkräften. Hierdurch werden oft Sonderkonstruktionen notwendig, was zu hohen Investitionskosten führt, während die Betriebskosten allerdings gering sind. Die beim Fräsen und Sägen austretenden Späne sind größer als bei anderen Verfahren, was eine gute Handhabbarkeit der Rückstände mit sich bringt. Auch dieses Verfahren ist bereits bei praktisch allen Stilllegungsprojekten eingesetzt worden.

7.2.2.3 Diamant-Seilsägen und Diamant-Kettensägen

Das Seilsägen wird üblicherweise zum Trennen von Stahlbetonkonstruktionen und beim Abbau von Granit oder anderen Baustoffen eingesetzt. Das Seil besteht dabei aus einem Drahtseil, auf das rollenförmige Schneidsegmente aus Bornitrid oder Diamant aufgebracht sind. Das Seilsägen ist dem Schleifen verwandt, als Rückstände entstehen Stäube. Das Verfahren kann auch zur Zerlegung von Stahl benutzt werden, es bleibt in der Leistung dann aber hinter dem Schneiden von Beton zurück. Die Schnittfuge ist relativ breit und es fällt viel Fugenmaterial an. Als wesentlicher Vorteil des Verfahrens ist anzusehen, dass die Schneidgeometrie sehr flexibel ist. Einsatz fanden diese Verfahren, die aus dem konventionellen Bereich weit entwickelt sind, z. B. bei KGR, HDR, KRB-A, KWW, WAK und andere, darunter auch für die Zerlegung des biologischen Schilts.

7.2.2.4 Trennschneiden, Trennschleifen

Zum Trennschleifen werden elektrisch, hydraulisch oder pneumatisch angetriebene Trennscheiben verwendet. Das Verfahren kann für alle stilllegungstechnisch relevanten Materialien (Metall, Beton, armierter Beton) an Luft und unter Wasser eingesetzt werden. Mit mobilen Trennschleifgeräten werden üblicherweise Schnittdicken von 30 mm nicht überschritten, wobei die Stabilität der Trennscheibe und die Abfuhr der Wärme die begrenzenden Faktoren darstellen. Das Trennschleifen kann fernhandelt durchgeführt werden, wobei der Manipulator die recht hohen Rückstellkräfte und Schwingungen aufnehmen muss. Es entstehen Stäube und Aerosole, die bei Anwendung an Luft um den Faktor 200 über den beim Sägen

freigesetzten Mengen liegen. Wegen des benötigten Raumes kann das Verfahren nicht in räumlich beengten Bereichen (z. B. Einbauten des Reaktordruckbehälters) eingesetzt werden, es ist jedoch gut für die Zerlegung des Reaktorbehälters in Einbaulage geeignet. Als sehr universelles Verfahren speziell für geringere Werkstoffdicken wird es in praktisch allen Rückbauprojekten angewendet.

7.2.2.5 Trennscheren, Rohrscheren, Nibbeln

Bei allen Scherverfahren wird der Schnitt mit sehr hohen Schneidkräften durch eine Bewegung des aus zwei Schneiden bestehenden Werkzeugs erzeugt. Das Werkstück wird dabei allein durch das Wirken der Kräfte getrennt, das Verfahren erfordert daher keine Kühlung. Die Fernbedienbarkeit mobiler Scheren wird zwar durch das Gewicht und die Werkzeugabmessungen erschwert, Hydraulikscheren hoher Leistung wurden jedoch auch bereits auf Manipulatorsystemen montiert und eingesetzt. Unterwasserschere eignen sich auch gut zur Zerlegung der Brennelementkästen in Brennelement-Lagerbecken. Spezielle Rohrscheren sind neben der Trennung von Rohren in Einbaulage auch zur Zerlegung von Reaktorbehältereinbauten, die außerhalb des Einbaubereichs zerlegt werden, geeignet. Anwendung fanden Scheren verschiedener Art in praktisch allen Stilllegungsprojekten.

Den genannten Scherverfahren verwandt ist das Knabberschneiden oder Nibbeln, dessen Vorteil der relativ kleine Werkzeugkopf ist, so dass es auch bei beengten Platzverhältnissen eingesetzt werden kann.

Eine Variante bilden Rohrschneider, die von innen in Rohre eingeführt werden und mehrere Schneiden gegen die Rohrrinnenseite pressen, während der ganze Schneidkopf langsam rotiert. Die Schneiden pressen sich in das Material, bis sie es zuletzt getrennt haben. Dieses Verfahren ist ebenfalls frei von Abfällen und lässt sich an Rohren dünner bis mittlerer Wandstärken anwenden.

7.2.2.6 Wasserabrasivstrahlschneiden

Beim Wasserabrasivstrahlschneiden werden kleine mineralische Partikel in einen Hochgeschwindigkeits-Wasserstrahl gegeben und auf das zu zerteilende Werkstück gelenkt, wobei alle Materialarten zerlegt werden können. Die Vorteile bestehen insgesamt in der geringen Baugröße und der guten Handhabbarkeit des Werkzeugs sowie der universellen Einsetzbarkeit zum Trennen, Abtragen und Reinigen bei nahezu allen technischen Werkstoffen. Ferner wird die Berührung des Werkstücks vermieden, so dass nur kleine Rückstellkräfte entstehen und das Verfahren für den Einsatz auf Manipulatoren geeignet ist. Durch geringe Fugenbreiten werden die Primärabfallmengen reduziert, es entsteht aber Sekundärabfall durch verbrauchtes Strahlmittel, dessen Menge durch Rückführung vermindert werden kann. Als Abrasivmittel finden Zirkonkorund, Barton Garnet und Olivin Anwendung. Bei Einsatz unter Wasser müssen spezielle Filteranlagen eingesetzt werden, um einer starken Wassertrübung durch die Abrasivpartikel entgegenzuwirken. Einige spezielle Formen des Verfahrens, die z. T. noch weiterentwickelt werden, haben sich herausgebildet, so z. B. das Wasserabrasivsuspensionsstrahlen (WASS). Das Verfahren wurde bei der Zerlegung des Kernmantelunterteils im VAK erstmals erfolgreich eingesetzt, wobei Wandstärken von 130 mm problemlos durchtrennt wurden. Über die Kerntechnik hinaus kann das Verfahren auch gut für andere Aufgaben, etwa bei der Zerlegung von Bohrinseln im Offshore-Bereich eingesetzt werden.

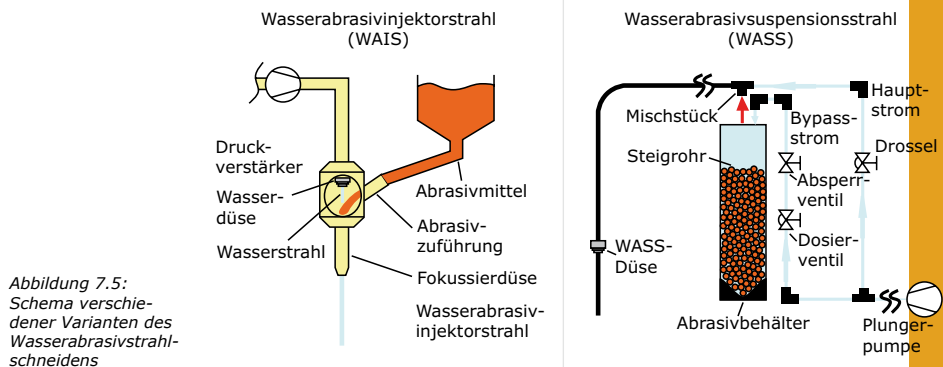


Abbildung 7.5:
Schema verschie-
dener Varianten des
Wasserabstrahlstrahl-
schneidens

7.2.2.7 Presslufthammer

Presslufthämmer werden hauptsächlich für die Zerlegung von Betonstrukturen verwendet, wobei auch der Einsatz an einem Manipulator möglich ist. Ein Presslufthammer wurde auch beispielsweise bei KKN sowie dem Forschungsreaktor FRJ-1 zur Zerlegung des biologischen Schilds von einem Bagger aus eingesetzt. Hier wurden bestehende Entwicklungen aus dem konventionellen Bereich übernommen.

7.2.2.8 Sprengen

Man unterscheidet zwischen Sprengen mit vorgeformten Ladungen, Sprengen mittels in Bohrungen eingebrachten Ladungen und Sprengen von Detonations-schnüren. Beim Sprengen mit vorgeformten Ladungen ist die Ladung in einen vor-geformten Mantel eingebracht, bei Zündung des Sprengstoffs schmilzt der Mantel teilweise und das Gebilde wird in Form eines Schwerts auf das Werkstück hin beschleunigt. Vorgeformte Ladungen werden zur Zerlegung von Stahlstrukturen mit maximalen Wandstärken von etwa 150 mm verwendet, ebenso bei Rohren und Plattenmaterial, z. T. auch für Beton und Abtrag von Betonoberflächen. Die Ladungen zum sprengtechnischen Abtragen und Zerlegen sind schnell vor Ort zu bringen und benötigen wenig Platz, so dass sie auch in beengten Verhältnissen einsetzbar ist. Der Zerlegevorgang zeichnet sich durch sehr geringe Bearbeitungszeiten aus. Allerdings sind zuvor z. T. umfangreiche Schutzmaßnahmen zum Schutz der Personen und der Anlage und zum Abfangen der Druckwelle notwendig. Ferner kann das Anbringen der Ladungen nur durch Spezialisten erfolgen.

Sprengen ist aber auch eine günstige Zerletechnik für den aktivierten Innenbereich des Biologischen Schildes und ggf. weiterer radioaktiver Betonstrukturen, wie sich bei der Anwendung bei KKN zeigte. Es kann die Zerlegung in handhabbare Bruchstücke und die vollständige Trennung von Beton und Bewehrungsstahl bei nur geringer mechanischer Nacharbeit erreicht werden. Unter Einsatz von mehreren kg Sprengstoff pro Sprengung ist ein Abschlag von mehreren Mg Beton möglich.

Insgesamt finden Sprengverfahren, die für den Einsatz im kerntechnischen Bereich entwickelt wurden, nur in sehr begrenzten Fällen vorwiegend bei größeren Anlagen Anwendung.

7.2.2.9 Kernbohren

Kernbohren kann zum Durchbohren auch von armierten Betonwänden verwendet werden. Es eignet sich ebenfalls zur Zerlegung des Biologischen Schildes, wobei Kernbohrer mit dicken Kernen verwendet werden. Bei der Anwendung in einem britischen Reaktor erwies es sich als billiger als das Sprengen. Kernbohrer können auch auf Manipulatoren eingesetzt werden. In Deutschland fand das Verfahren, das wie viele andere Verfahren auch vorwiegend im konventionellen Bereich entwickelt wurde, beispielsweise bei HDR und KRB-A Anwendung.

7.2.3 Vergleich verschiedener Verfahren

Der Vergleich verschiedener Verfahren zeigt, dass es kein für alle Aufgaben „bestes“ Verfahren gibt

Jedes Zerlegeverfahren verfügt über spezifische Eignungen und seine individuellen Prozessparameter, so dass es jeweils für ein bestimmtes Aufgabenspektrum anwendbar ist. In

vielfältigen Forschungsvorhaben sind die Techniken weiterentwickelt und optimiert worden, und es wurden auch Untersuchungen durchgeführt, die verschiedene Verfahren gegenüberstellen. So ergab etwa der Vergleich speziell von Stich- und Bügelsäge, Fräser bzw. Trennschleifer, Plasmabrenner, Lichtbogenschneiden an Luft und Lichtbogensäge die folgenden kurzgefassten Ergebnisse:

- Die schnellste Schnittgeschwindigkeit (bei jeweils gleicher Materialdicke) erreicht der Plasmabrenner, gefolgt von Lichtbogenschneiden, Lichtbogensäge und Fräser. Für die Trennung von Edelstahl und C-Stahl ergeben sich nur geringe Geschwindigkeitsunterschiede.
- Der Werkzeugverschleiß ist hoch für das Lichtbogenschneiden mit Graphitelektrode, den Fräser und die Lichtbogensäge. Der Verschleiß des Sägeblattes bei Sägeverfahren ist demgegenüber klein, der des Plasmabrenners ist zu vernachlässigen.
- Lichtbogensägen und Lichtbogenschneiden verursachen die größten Abfallmengen bezogen auf die Schneidleistung. Lichtbogensägen, Lichtbogenschneiden und Trennschleifen erzeugen etwa durch Funkenregen bei Einsatz in Luft Kontamination auf den umliegenden Oberflächen. Sägeverfahren verursachen insgesamt die geringsten Aerosolmengen.
- Die Aerosol- und Partikelgröße ist bei thermischen Verfahren deutlich kleiner als bei mechanischen, wodurch sich unterschiedliche Anforderungen an die Filtrierung ergeben.

Thermische Verfahren:

*+: schnell, universell,
-: hohe Aerosolentwicklung,
Filtrierung notwendig*

Mechanische Verfahren:

*+: robust, für alle Materialien,
-: Probleme bei komplizierten
Geometrien*

Insgesamt zeichnen sich thermische Trennverfahren durch schnelle Schnittgeschwindigkeiten und universelle Anwendbarkeit aus, führen aber z. T. zu hoher Aerosolentwicklung und evtl. problematischen Sekundärabfällen und bedingen aufwendige Filtration. Mechanische Verfahren sind ebenfalls für viele Zerlegeaufgaben geeignet, können aber bei komplizierten Geometrien oft nicht eingesetzt werden. Sie

führen zu leichter handhabbaren Schneidabfällen und benötigen praktisch keine zusätzliche Filterung. In jedem Fall stellt die Wahl der richtigen Zerletechnik ein Optimierungsproblem u.a. unter den Randbedingungen Zeitbedarf, Kosten, Raumbedarf, Abfallerzeugung und Wechselwirkung mit anderen Verfahren dar.

7.3 Dekontaminationsverfahren zur Erreichung von Freigabegrenzwerten

Dekontaminationsverfahren wurden bereits in Abschnitt 7.1 angesprochen, dort jedoch im Zusammenhang mit der Reduktion der Strahlenexposition zu Beginn der Stilllegungsarbeiten, wobei die länger andauernde Arbeit in bestimmten Anlagenbereichen z.T. erst durch diese Dekontaminationstechniken ermöglicht wird. Daneben dienen Dekontaminationsverfahren aber auch dazu, für mittels der in Abschnitt 7.2 beschriebenen Zerlegetechniken abgebauten Anlagenteilen und Komponenten sowie für Gebäudeoberflächen eine Freigabe zur Reintegration in den allgemeinen Stoffkreislauf zu erreichen (→Abschnitt 4.3).

Dekontaminationsverfahren dienen neben der Reduktion der Dosisbelastung der Erreichung von Freigabezielen für abgebaute Anlagenteile und für Gebäudeoberflächen

Dekontaminationstechniken werden grundlegend in chemische und mechanische Verfahren unterteilt, je nach Art des verwendeten Mediums; daneben gibt es einige sonstige Verfahren, die sich in diese Unterteilung nicht einordnen lassen und sich zum Teil noch in der Entwicklung befinden.

7.3.1 Chemische Dekontaminationsverfahren

Chemische Dekontaminationsverfahren gibt es in einem weiten Spektrum mit sehr unterschiedlichen Abtragsraten. Je nach Art der Kontamination kann eine ausreichende Dekontamination bereits mit Wasser, Dampf sowie leichten Detergentien und Lösungsmitteln erreicht werden. Stärker wirken Verfahren, die Säuren verwenden, wobei auch hier ein weites Feld schwacher und starker organischer und anorganischer Säuren Anwendung findet. Auch mehrphasige, sehr spezialisierte Prozesse werden eingesetzt.

7.3.2 Mechanische Dekontaminationsverfahren

Bei mechanischen Dekontaminationsverfahren beruht die Reinigungswirkung auf einer direkten Einwirkung auf die Oberfläche. Anwendung finden Bürsten und Saugen als einfache und schwache Verfahren. Stärker wirken etwa das Hochdruckreinigen mit Wasser oder Dampf. Ist die Aktivität ins Medium eingedrungen, muss ein Teil der Oberfläche mit entfernt werden. Hierzu stehen Abraspeln, Schaben, Nadeln oder Abschälen zur Verfügung. Ähnlich wirken Strahlverfahren, die mit Lösungen, Trockeneis, Eis oder festen abrasiven Medien wie Sand oder Stahlkörnern arbeiten.

Geräte zum Abraspeln, Abnadeln oder Abfräsen von Gebäudeoberflächen haben in der Dekontamination von Gebäuden zur anschließenden Freigabe eine erhebliche Bedeutung gewonnen. Es gibt Geräte, die an Hubstapler angesetzt werden können oder von Roboterarmen aus bedient werden (→Abbildung 7.6).



Abbildung 7.6:
Gerät zum Wandab-
trag

In manchen Fällen erreicht man den erforderlichen Effekt auch durch Fixieren und Beschichten der betroffenen Flächen, wobei eine Freisetzung der Aktivität unter der aufgetragenen Schicht verhindert wird. Auf diese Weise wird die Aktivität zwar nicht beseitigt, sie kann jedoch gefahrlos an ihrem Platz belassen werden, bis ein späterer Abtrag erfolgt.

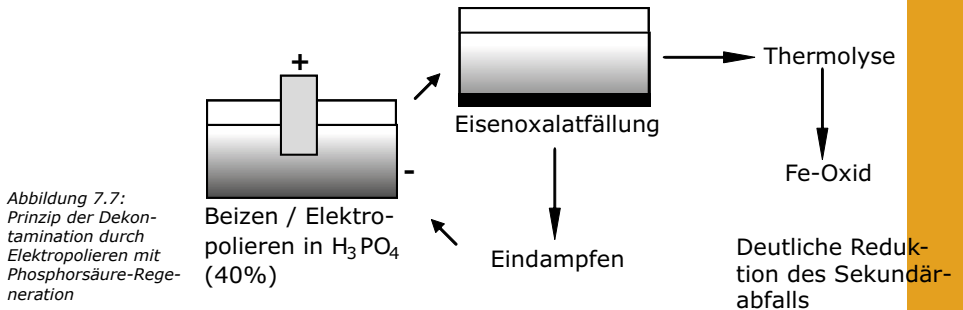
7.3.3 Sonstige und experimentelle Verfahren

Weitere Dekontaminationsverfahren, die sich weder direkt den chemischen noch den mechanischen Methoden zuordnen lassen, sind u.a. das Elektropolieren, das insbesondere für leitfähige, komplexe Oberflächen Anwendung findet, das Ultraschallverfahren, wobei die Reinigungswirkung durch das Zerplatzen der vom Ultraschall induzierten Bläschen in der Reinigungsflüssigkeit bewirkt wird, sowie der Vibrationsabtrag, bei dem ein abrasives Medium in einer Reinigungslösung über die zu säubernden Oberflächen bewegt wird.

Weitere Verfahren, die jedoch eher einen geringen Einsatzbereich gefunden haben oder sich teilweise noch in der Entwicklung befinden, sind die Laserablation, wobei die eingestrahlte Lichtenergie zur Verdampfung der Kontamination führt, das Mikrowellen-Scabbeln für Gebäudeoberflächen, wobei durch Verdampfung des Wasseranteils im Beton ein Oberflächenabtrag bewirkt wird, oder auch das Abflammen, das organische Kontaminationen zersetzt. Des Weiteren wurden Verfahren zur mikrobiellen Degradation entwickelt, bei der Mikroben in einer Lösung auf die Oberfläche aufgebracht werden, die durch ihren Stoffwechsel die Kontamination zersetzen. Nach erfolgter Reinigungswirkung werden die Mikroben abgetötet und die Oberfläche gesäubert.

7.3.4 Anwendungsbeispiel: Dekontamination durch Elektropolieren mit Phosphorsäure und deren Regeneration

Ein Verfahren, das für Materialien mit sehr hoher Kontamination, z. B. bis 10^5 Bq/cm², geeignet ist, wurde bei der Stilllegung des Kernkraftwerks Gundremmingen Block A (KRB-A) fortentwickelt.



Das Prinzip zeigt Abbildung 7.7. Das zu dekontaminierende Werkstück wird als Anode in ein Elektrolysebad getaucht, welches Phosphorsäure enthält. Bei Stromdurchgang erfolgt eine Ablösung des Oberflächenmaterials bis zu einer Tiefe von einigen Zehntel Millimetern, wobei auch die Kontaminationsschicht gelöst wird. Nach der eigentlichen Dekontamination und der Entfernung des Werkstücks wird das Elektrolysebad regeneriert, indem das gelöste Metall ausgefällt und entfernt wird. Das Bad steht für eine erneute Anwendung zur Verfügung. Durch nachfolgende Behandlungsschritte kann die Menge an Sekundärabfällen weiter vermindert werden. Mit diesem Verfahren sind Bauteile z. B. aus dem Primärkreislauf, die anfänglich sehr hohe spezifische Kontaminationen durch das Primärwasser aufwiesen, bis zur Freigabe zur uneingeschränkten Verwendung dekontaminiert worden.

7.4 Messverfahren zum Nachweis der Einhaltung von Freigabewerten

Zur Freigabemessung ist spezielle Messtechnik erforderlich. Einzelheiten regelt DIN 25457

Nachdem Material mittels der beschriebenen Trennverfahren (→Abschnitt 7.2) abgebaut und in handhabbare Stücke zerlegt worden ist und die ggf. vorhandene Kontamination mit Dekontaminationsverfahren (→Abschnitt 7.3) entfernt wurde, muss das Material geeigneten Messungen unterzogen werden, um es freigeben zu können (→Abschnitt 4.3). Hierzu stehen eine Reihe von Messverfahren und Geräten zur Verfügung, die hier kurz vorgestellt werden sollen. Die anwendbaren Verfahren und ihre Durchführung werden in DIN 25457 normiert (→Abschnitt 4.3.4).

Das anwendbare Messverfahren richtet sich nach der Art der nachzuweisenden Kontamination, insbesondere danach, ob alpha-, beta- oder gammastrahlende Nuklide vorliegen, nach der räumlichen Verteilung der Nuklide (auf die Oberfläche beschränkt oder ins Material eingedrungen), nach der Materialart, nach der Geometrie und Zugänglichkeit der Oberflächen sowie nach anderen Faktoren. Für die Messungen an Oberflächen stehen Kontaminationsmessgeräte zur Verfügung, die nach Kalibrierung auf den vorliegenden Nuklidvektor unter gewissen Randbedingungen direkt die Oberflächenaktivität (z. B. in Bq/cm²) anzeigen. Erzielbare oberflächenbezogene Nachweisgrenzen liegen beispielsweise für das für Freigabemessungen wichtige Nuklid Co-60 bei Routinemessungen im Bereich von 0,1 Bq/cm². Kontaminationsmessgeräte sind also gut geeignet, die Einhaltung flächenbezogener Freigabewerte dieser Nuklide (→Tabelle 4.3) nachzuweisen. Des Weiteren werden auf Probenentnahmen und ggf. nachfolgender Probenaufbereitung beruhende beta/gamma- sowie alphaspektrometrische Verfahren angewendet, insbesondere wenn es um die Messung von Nukliden geht, die auf andere Weise nur schwer nachweisbar wären.

Freimessanlagen erlauben empfindliche Messungen und hohe Massendurchsätze

Große Verbreitung haben seit etwa 2 Jahrzehnten die sogenannten Freimessanlagen gefunden, bei denen das Messgut, z. B. einige 100 kg bis etwa 1 Mg, in festgelegter Geometrie in eine Messkammer gebracht wird und die Messung mit großflächigen, sehr empfindlichen Detektoren, die das Messgut allseitig umgeben, durchgeführt wird. Der jeweilige Messablauf ist weitgehend automatisiert und kann zügig mit großem Massendurchsatz durchgeführt werden. Hierbei erfolgt sowohl die Entscheidung, ob Freigabewerte unterschritten sind, als auch die Erstellung der erforderlichen Dokumentation vollautomatisch.

Derartige Anlagen sind für Nuklidvektoren mit einem ausreichenden Anteil gammastrahlender Nuklide geeignet und erreichen bei Routinemessungen massenbezogene Nachweisgrenzen, wiederum bezogen auf Co-60, von deutlich unter 0,01 Bq/g (abhängig von zu messendem Material und dessen Masse, der Geometrie und anderen Faktoren). Freimessanlagen sind also gut geeignet, die Einhaltung massenbezogener Freigabewerte dieser Nuklide (→Tabelle 4.3) nachzuweisen.

Alpha-Aktivität kann oft indirekt über Korrelation mit der Aktivität leichter messbarer Nuklide bestimmt werden. Ist dies nicht möglich, stehen Probenentnahme und aufwendigere Laborverfahren zur Verfügung

Nuklide mit Alpha-Aktivität, die speziell bei Stilllegung und Rückbau von Anlagen des Brennstoffkreislaufs in relevantem Umfang vorliegen, können aufgrund der sehr kurzen Reichweite der Alphateilchen nur schwer direkt gemessen werden. Meist ist es möglich, die Alpha-Aktivität indirekt über bekannte Korrelationen zu leichter messbaren

Nukliden, sogenannten Schlüsselnukliden, zu bestimmen. Versagen allerdings

auch diese indirekten Verfahren, können heute noch Messprobleme auftreten. Es muss dann verstärkt auf die Probenentnahme und aufwendige radiochemische Aufbereitung und Messung mit speziellen Verfahren im Labor zurückgegriffen werden.

Für die Freigabemessung großer Flächen, insbesondere Wand-, Boden- und ggf. Deckenflächen in Gebäuden sowie für Anlagenflächen des Standorts kerntechnischer Anlagen, steht etwa seit Mitte der 1990er Jahre die kollimierte In-situ-Gammaspektrometrie zur Verfügung. Hierbei wird ein hochauflösender Reinstgermanium-Detektor, der für Gammastrahlung empfindlich ist, im Abstand von z. B. 1 m gegen die zu messende Fläche gerichtet, wobei ein Kollimator dafür sorgt, dass Photonen den Detektor nur aus bestimmten Raumbereichen, hier also von der Gebäudeoberfläche, erreichen. Der Detektor „sieht“ auf diese Weise z. B. eine Fläche von 1 m² bis 10 m²; die durch Vergrößerung des Öffnungswinkels des Kollimators oder durch Abstandsveränderung variiert werden kann. Durch die Tatsache, dass Photonen Material zu durchdringen vermögen, tragen auch die aus tieferen Materialschichten stammenden Photonen zur Messung bei. Auf diese Weise ist die Erfassung auch eingedrungener Aktivität möglich, sofern es sich um gammastrahlende Nuklide handelt, was insbesondere auf Gebäudeoberflächen oder im Freigelände sehr wünschenswert ist. Die kollimierte In-situ-Gammaspektrometrie erreicht bei Routinemesszeiten von beispielsweise 100 s Nachweisgrenzen – je nach Kontaminationsgeometrie – von bis hinunter zu einigen mBq/g für das im Freigelände und in der Gebäudekontamination wichtige Radionuklid Co-60. Insgesamt hängen die erreichbaren Empfindlichkeiten jedoch stark von der im jeweiligen Anwendungsfall vorhandenen Kontaminationsgeometrie, insbesondere der Eindringtiefe, den nachzuweisenden Nukliden, den Geräten und anderen Parametern ab.

Die kollimierte In-situ-Gammaspektrometrie ist oft die Methode der Wahl für die Freigabemessung großer Flächen

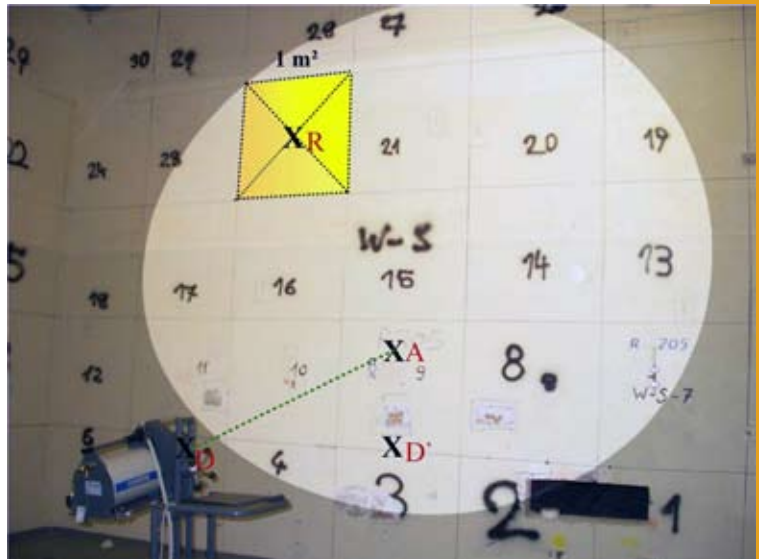


Abbildung 7.8:
Kollimierte In-situ-
Gammaspektrometrie
bei der Freimessung
von Gebäuden

Messverfahren für praktisch alle Aufgaben verfügbar. Größere Anforderungen beim Vorliegen von reiner Alpha-Kontamination

Die beschriebenen Messverfahren erlauben die effiziente und zügige Entscheidungsmessung zur Freigabe für die meisten Arten kerntechnischer Anlagen und für praktisch alle Arten von freizugebenden Materialien. Dies gilt auch z. B. für die

Messung an Gebäudeflächen sowie Geländeflächen mit überwiegender Beta-/Gamma-Kontamination; hier lässt sich die Unterschreitung der Freigabegrenzwerte vergleichsweise einfach (flächendeckend oder mittels Stichprobenverfahren) durch Oberflächenmessungen und die In-situ-Gammaspektrometrie nachweisen. Liegt in Gebäudestrukturen aber eine Kontamination vor, die vorwiegend Alpha-Aktivität aufweist und sich einem der genannten Nachweisverfahren entzieht, sind aufwendigere Verfahren notwendig. Von derartigen Wänden, Böden und ggf. Decken können aber – nach Bestimmung der Eindringtiefe der Aktivität – dünne Schichten im Millimeter- bis Zentimeterbereich abgetragen, homogenisiert und stichprobenartig zur Feststellung der Kontamination beprobt werden. Mit einigen wenigen Proben gewinnt man so eine repräsentative Aussage über einen ausgedehnten Raumbereich. Alternativ können kleinflächige Proben unmittelbar aus der Wand entnommen und analysiert werden, wodurch man Einblicke in die räumliche Verteilung der Kontamination gewinnt.

Heutzutage richten sich Weiterentwicklungen der Messverfahren vor allem auf die Minimierung des Messaufwands bei gleichzeitiger Steigerung der Aussagefähigkeit der Ergebnisse. Durch Anwendung statistischer Verfahren und Anhebung der Mittelungskriterien besteht hier noch Optimierungspotential, gerade bei der Entscheidungsmessung in Gebäuden und von Bodenflächen der kerntechnischen Standorte.

7.5 Konditionierungsverfahren zur Behandlung radioaktiver Abfälle

Konditionierungsverfahren für Abfälle dienen zur Volumenreduktion und zum Erreichen eines geeigneten Zustands des Abfallgebindes

Soll Material nicht freigegeben, sondern als radioaktiver Abfall endgelagert werden, so wird nicht zuletzt aus Gründen der Kostenreduktion angestrebt, das Volumen möglichst effektiv zu verringern. Abfallverringerung ist auch und gerade im kerntechnischen Bereich ein ökologisch und ökonomisch

vordringliches Gebot. Es gilt, mit knappen und teuren Zwischen- und Endlagerkapazitäten sparsam umzugehen, besonders angesichts der strengen gesetzlichen Vorgaben in Deutschland: Sie machen die Endlagerung radioaktiver Abfälle zwar äußerst sicher, aber auch deutlich kostenaufwendiger, als dies in europäischen Nachbarländern wie Frankreich und Großbritannien bei Abfällen mit geringer Aktivität der Fall ist. Vor diesem Hintergrund gelang es durch gezielte Forschung und Entwicklung, in jeder Phase der Stilllegung das endgültige Abfallvolumen zu minimieren.

Das Abfallgebinde muss Endlagerbedingungen einhalten

Um Material für die Endlagerung zu konditionieren und ein Abfallgebinde herzustellen, müssen eine Reihe von Schritten durchgeführt werden, um die Endlagerbedingungen, die der

Sicherstellung eines extrem langfristigen sicheren Einschlusses der Radioaktivität dienen, zu erfüllen. Daher sind zu den Konditionierungsverfahren insgesamt die Volumenreduktion, die Trocknung, die sichere Einbettung und Fixierung der Abfälle in Gebinden und die Herstellung sowie der Verschluss der Gebinde selbst zu rechnen. Das fertige Abfallprodukt muss eine feste Form haben, darf keine faul- oder gärfähigen Anteile mehr enthalten und darf bis auf unvermeidliche Reste keine Feuchte und kein Gas nachbilden. Genaue Festlegungen werden in den Annahmebedingungen für das Endlager Konrad getroffen.

Abfallgebinde eignen sich auch für die Rezyklierung von metallischen Reststoffen aus kerntechnischen Anlagen. Dieses Material kann in vielen Fällen dort besonders wirksam eingesetzt werden, wo ohnehin zur Fixierung von Abfällen im Gebinde ein Verguss notwendig ist. Gleichzeitig können auf diese Weise auch solche metallischen Reststoffe, deren Aktivitäten oberhalb von Freigabewerten liegen, verwertet werden. Ein Beispiel ist der sogenannte Monolith-Container. Dieser kubische Container, der für ein Gesamtgewicht von 20 Mg ausgelegt ist, wird zunächst unter Verwendung von schwachradioaktiven metallischen Reststoffen gegossen und dann zum Kernkraftwerk transportiert, wo er in erster Linie mit höheraktivem metallischen Abfall beladen wird. Anschließend erfolgt ein Rücktransport zur Gießerei mit atomrechtlicher Umgangsgenehmigung, wo die Hohlräume mit schwachaktivem Material vergossen werden, das seinerseits aus dem Einschmelzen von Metallschrott aus kerntechnischen Anlagen stammt (→Abschnitt 4.2.3.5). So wird das Behältervolumen maximal genutzt und es kann ein Recyclinganteil von bis zu 85 % erreicht werden. Es entsteht ein praktisch „monolithischer“ Metallblock als endlagerfähiges Gebinde.

Verwendung metallischer Reststoffe als Vergussmaterial für Endlagergebinde als effektiver Rezyklierungspfad

Metallische Reststoffe können daneben auch z. B. als Granulat bei der Betonherstellung für Betoncontainer eingesetzt werden, was neben der Rezyklierung der metallischen Reststoffe auch die Abschirmwirkung des Gebindes bei gleicher Stabilität erhöht. In analoger Weise kann Bauschutt aus Abriss- und Umbaumaßnahmen in kerntechnischen Anlagen als Verfüllmaterial für Abfallcontainer verwendet werden, wodurch ansonsten unvermeidliche Hohlräume wirksam verfüllt und genutzt werden.

Bauschutt sowie granuliert metallische Reststoffe können außerdem zur Hohlraumverfüllung in Abfallgebinden dienen. Ansonsten verlorenes Volumen wird so genutzt.

8 Stilllegungsaufgaben im internationalen Kontext

8.1 Deutschland

Für die Situation in Deutschland gilt:

- Einerseits ist die größte Anzahl *verschiedenartiger* Stilllegungsprojekte bereits in Angriff genommen und z. T. sogar bereits erfolgreich abgeschlossen worden;
- andererseits liegt die größte Anzahl von Stilllegungen einander *ähnlicher* Anlagen noch in der Zukunft.

Größte Anzahl von Stilllegungsprojekten großer Anlagen liegt noch in der Zukunft (insbesondere Kernkraftwerke)

Diese Feststellungen bedürfen einer detaillierteren Betrachtung. Da es sich ergeben hat, dass in Deutschland nur mehr einige große Druck- und Siederwasserreaktoren betrieben werden und alle Reaktoren anderer Typen bereits stillgelegt wurden (→Tabellen 2.3 und 2.4), stehen für die spätere Zukunft nur noch Stilllegungen solcher Anlagen an, für die bereits erhebliche Erfahrungen aus dem Rückbau vergleichbarer Anlagen vorliegen. Die zukünftigen Stilllegungsaufgaben werden daher in einem viel geringeren Maße heterogen sein als die bisher durchgeführten.

Stilllegung der Forschungsreaktoren: größte Anzahl der Stilllegungen schon in Angriff genommen oder bereits abgeschlossen

Die Situation hinsichtlich der Forschungsreaktoren in Deutschland stellt sich etwas differenzierter dar (→Tabellen 2.1 und 2.2). Da sich die größeren Anlagen, besonders diejenigen in den Forschungszentren, bereits zum größten Teil in der Stilllegungsphase befinden oder vollständig beseitigt

sind, liegen heute umfangreiche Erfahrungen vor, die in laufende oder zukünftige Projekte einfließen. Allerdings war es schon seit längerem deutlich geworden, dass die Stilllegung der vergleichsweise kleinen Forschungsreaktoranlagen keine technischen Probleme mit sich bringen würde, zumal sie teilweise in der Nähe von Standorten mit guter kerntechnischer Infrastruktur, wie etwa Forschungszentren, angesiedelt sind. Projektplanung und Bereitstellung der Mittel sowie die Entsorgung der speziellen Brennelemente waren und sind hier die Schwerpunkte der Projekte.

8.2 Andere europäische Länder

Situation im Ausland deutlich anders als in Deutschland – Betrachtung verschiedener Beispiele

Blickt man über die Grenzen Deutschlands hinaus - und der internationale Erfahrungsaustausch hat ja in der Vergangenheit ganz entscheidend zu einer zügigen und effizienten

Entwicklung der Stilllegungstechnologien beigetragen (→Abschnitt 6.3) - so zeigt sich, dass sich die Situation in den Nachbarländern zum Teil deutlich von der in Deutschland unterscheidet. Im europäischen Rahmen geht der Blick in diesem Zusammenhang nach Frankreich, Großbritannien, den Niederlanden, Italien und Spanien. Kurz angesprochen werden auch die MOE-Staaten.

8.2.1 Frankreich

Frankreich: bislang Sicherer Einschluss, Freigabe von Reststoffen hat geringe Bedeutung

Frankreich verfügt über ein sehr umfangreiches Kernenergieprogramm, das mehr als 75 % des Eigenbedarfs des Landes an Strom deckt und darüber hinaus noch erhebliche Exporte gestattet. 58 Kernkraftwerke befinden sich in Betrieb, 12 Anlagen

sind abgeschaltet bzw. in Stilllegung. Ein neues Kernkraftwerk wird gegenwärtig errichtet. Die weitere Entwicklung der Kernenergie in Frankreich wird gegenwärtig diskutiert.

Die stillgelegten Anlagen wurden teilweise in den Sicheren Einschluss überführt, dessen Dauer auf wenige Jahrzehnte angesetzt ist. Im Falle des Reaktors Chinon A1D, einem Gas-Graphit-Reaktor mit einer thermischen Leistung von 300 MW, wurde der Reaktor in den Sicheren Einschluss überführt und die Anlage - ähnlich wie im Fall des deutschen Forschungsreaktors FR 2 (→Abschnitt 3.2.1) - für die Öffentlichkeit als Museum zugänglich gemacht. Es ist vorgesehen, die Anlagen nach dem Sicheren Einschluss abzubauen.

Insgesamt spielt die Stilllegung von Reaktoren in Frankreich eine weit geringere Rolle als in Deutschland, da das Kernenergieprogramm in Frankreich auf der Basis standardisierter Reaktoren bislang auf Zuwachs ausgerichtet war und die Kernenergie in der Bevölkerung eine hohe Akzeptanz hatte. Gerade die Stilllegung wurde jedoch in den letzten Jahren als ein Feld identifiziert, in welchem die öffentliche Meinung durch lange Wartezeiten im Sicheren Einschluss ggf. negativ beeinflusst werden könnte. Es wurden daher einige Anlagen als Demonstrationsprojekte in den Rückbau überführt.

Die Stilllegung spielt in Frankreich eine geringere Rolle als in Deutschland. Referenzanlagen werden stillgelegt und abgebaut, um die Machbarkeit des Rückbaus zu demonstrieren

Anfänglich, d. h. seit den späten 1980er Jahren, war die von EDF (*Electricité de France*) favorisierte Stilllegungsstrategie der Sichere Einschluss mit ca. 50 Jahren Wartezeit. Der Rückbau sollte erst nach dieser Wartezeit erfolgen. Es wurden allerdings auch deutliche Nachteile dieser Variante identifiziert. CEA (*Commissariat d'Energie Atomique*), die französische Aufsichtsbehörde, führte daher gemeinsam mit der Industrie in den Jahren 1996 bis 1999 eine Untersuchung bzgl. der Länge der Einschlusszeit und der Wahl anderer Strategien. Als Resultat zeichnete sich ab, dass der unmittelbare Rückbau vorteilhafter wäre. 2001 entschied EDF, diese Strategie für alle gasgekühlten Reaktoren, den ersten DWR (Chooz A) und die Reaktoren EL4 and Superphénix mit der folgenden Zielsetzung anzuwenden:

Mittlerweile Strategiewechsel von Sicherem Einschluss mit 50 Jahren Wartezeit zum unmittelbaren Rückbau

- Nachweis der Machbarkeit der vollständigen Beseitigung auf industrieller Ebene,
- Nachweis der Beherrschung des Materialaufkommens,
- Einrichtung einer eigenen Einheit für die Stilllegung,
- Übertragung der Erfahrungen auf die spätere Stilllegung der weiteren Anlagen.

Eine Freigabe von Reststoffen, die bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen anfallen, in den allgemeinen Stoffkreislauf wird in Frankreich derzeit nicht betrieben. Stattdessen wurden eigenständige Verwertungs- und Beseitigungseinrichtungen insbesondere für Stoffe mit sehr geringer Aktivität geschaffen. Hierzu trägt auch die Verfügbarkeit vergleichsweise preiswerter oberflächennaher Endlager, die für einen Großteil der Stilllegungsabfälle geeignet sind, bei.

8.2.2 Großbritannien

In Großbritannien wird die Kernenergie zur Stromerzeugung seit den 1950er Jahren betrieben. Hierzu wurden hauptsächlich gasgekühlte Reaktoren vom Typ Magnox verwen-

Großbritannien: langfristige Variante des Sicheren Einschlusses angestrebt. Rückbau des WAGR als Referenzprojekt

det, später kamen AGR-Blöcke hinzu (AGR = Advanced Gas-Cooled Reactor, fortgeschrittener gasgekühlter Reaktor). Mit der Anlage Sizewell-B folgte 1995 ein moderner Siedewasserreaktor. 27 Reaktoren wurden bereits endgültig abgeschaltet. Großbritannien bereitet gegenwärtig den Neubau neuer Kernkraftwerke vor, mit denen der Überalterung des Kraftwerksparks begegnet werden soll.

Frühere Stilllegungsstrategie sah zweistufigen Sicheren Einschluss mit insgesamt 135 Jahren Wartezeit vor, um radioaktiven Zerfall optimal zu nutzen. Mittlerweile Favorisierung des unmittelbaren Rückbaus seitens der 2004 gegründeten Nuclear Decommissioning Authority (NDA)

Die für diese Anlagen in den achtziger und neunziger Jahren entwickelte Stilllegungsstrategie sah vor, den eigentlichen Rückbau der Anlage erst nach einer Zeitspanne von ca. 135 Jahren durchzuführen. Die lange Einschlusszeit sollte sich in drei Phasen gliedern: Während der ersten etwa 30 Jahre wird die Anlage nur mit geringen baulichen Veränderungen in einem überwachten Sicheren Einschluss gehalten, wobei am Reaktorgebäude praktisch keine baulichen Änderungen

durchgeführt werden sollten. Währenddessen oder direkt anschließend werden weitere Anlagenteile außerhalb des Reaktorgebäudes, die im Folgenden nicht mehr benötigt werden, zurückgebaut. Um den Reaktorblock wird anschließend eine verstärkte Baustruktur errichtet, die es erlaubt, auch die oberen Teile des Reaktorgebäudes abzubauen und den Reaktor für lange Zeit nur mit geringem Überwachungsaufwand sicher eingeschlossen zu halten. Für diese Zeitspanne wurde seinerzeit eine Dauer von 100 Jahren als optimal angesehen, da dann der radioaktive Zerfall zu einer größtmöglichen Reduktion des Aktivitätsinventars geführt hätte. Der Rückbau der restlichen Anlagen war demnach etwa 135 Jahre nach der endgültigen Abschaltung vorgesehen. Als Vorteile dieser Vorgehensweise wurden vor allem die Nichtverfügbarkeit einer Entsorgungslösung für den Graphit der Magnox- und AGR-Reaktoren sowie Offenhaltung verschiedener Vorgehensweisen für den Rückbau angesehen.

Dieser Ansatz hat sich mit Gründung der *Nuclear Decommissioning Authority* (NDA) im November 2004 grundlegend geändert. Die NDA übernimmt die übergeordnete Abwicklung der Stilllegungsprojekte und die Verwaltung und Zuordnung der finanziellen Mittel. Insgesamt wird heute eine wesentlich kürzere Rückbauzeit verfolgt, in den meisten Fällen, insbesondere für die vielen Magnox-Anlagen, ist weiterhin eine als „Care and Maintenance“ bezeichnete Phase des Sicheren Einschlusses vorgesehen. Der wesentliche Grund liegt in Akzeptanzproblemen in der Bevölkerung für sehr lange Wartezeiten. Für die sehr komplexen Standorte Sellafield und Dounreay gelten dagegen weiterhin wesentlich längere Zeitspannen für die Stilllegung der Anlagen.

8.2.3 Die Niederlande

Wahl des Sicheren Einschlusses für das einzige bisher stillgelegte Kernkraftwerk der Niederlande, Dodewaard. Sicherer Einschluss seit 2005 hergestellt, vorgesehen für 40 Jahre

Die Niederlande verfügen mit einem in Betrieb befindlichen und einem stillgelegten Kernkraftwerk nur über ein vergleichsweise kleines Kernenergieprogramm. Die Anlage Dodewaard wurde von 1968 bis 1997 betrieben, die Anlage Borssele ist seit 1973 in Betrieb. Laut einem Beschluss des Parlaments

von 1994 sollte der Betrieb von Kernkraftwerken in den Niederlanden geordnet beendet werden, allerdings wurde dieser Beschluss in den letzten Jahren revidiert. Mit Erlaubnis von 2006 soll die Anlage Borssele nun bis 2033 weiter betrieben werden.

Die Anlage Dodewaard verfügte über einen Siedewasserreaktor mit 58 MWe, mit der vor allem Erfahrung im Betrieb von Kernkraftwerken gesammelt werden sollte. Die Anlage war nicht auf den kommerziellen, gewinnorientierten Betrieb ausgelegt

und wurde daher abgeschaltet. Sie wurde in den Sicherem Einschluss überführt, wobei zuvor ein Abbau nur in sehr geringem Umfang stattfand. Der Zustand des Sicherem Einschlusses wurde 2005 verwirklicht und ist für 40 Jahre vorgesehen.

8.2.4 Italien

Italien hat alle Anlagen 1987 nach einem Referendum unter dem Eindruck des Reaktorunfalls von Tschernobyl vom Netz genommen und endgültig abgeschaltet. Es handelt sich hierbei um die vier Standorte Caorso, Garigliano, Latina und Trino Vercellese, an denen sich Siedewasser-, Druckwasser- und Gas-Graphitreaktoren befinden. Diese werden in den Sicherem Einschluss überführt, und es ist vorgesehen, die Anlagen nach der Einschlusszeit von einigen Jahrzehnten vollständig abzubauen und die Standorte freizugeben. Als gegenwärtiges Ziel für die Verwirklichung des Abbaus der Anlagen wird 2024 genannt.

Italien: alle Anlagen stillgelegt, Überführung in Sicherem Einschluss

Die Stilllegung der Anlagen beruht letztlich auf einem Referendum der italienischen Bevölkerung vom November 1987, in welchem allerdings nicht direkt über den Weiterbetrieb der Anlagen entschieden wurde, sondern nur über eine Änderung der gesetzlichen Grundlagen.

8.2.5 Spanien

In Spanien sind 6 Druck- und 2 Siedewasserreaktoren in Betrieb, die zusammen etwa ein Fünftel der Stromerzeugung des Landes beitragen. Mit der Anlage Vandellós 1, einem Gas-Graphit-Reaktor mit 480 MWe, verfügt Spanien über ein Stilllegungsprojekt, das die Verwirklichung eines baulich verstärkten Sicherem Einschlusses des Reaktors bei weitgehendem Abbau der übrigen Anlagenbereiche darstellt. Dieser Zustand, in dem die 1990 endgültig abgeschaltete Anlage für einige Jahrzehnte verbleiben soll, wurde 2005 verwirklicht. Ein Großteil des Standorts wurde freigegeben, es verbleibt nur ein baulich verstärktes und gegenüber dem ursprünglichen Reaktorgebäude deutlich verkleinertes Gebäude. Das zweite Kernkraftwerk, das 2006 außer Betrieb genommen wurde und sich nun in Stilllegung befindet, ist José Cabrera 1 (Zorita). In diesem Fall ist der unmittelbare Rückbau vorgesehen.

Spanien: Sicherer Einschluss für Vandellós 1 verwirklicht, unmittelbarer Rückbau für José Cabrera 1 vorgesehen

8.2.6 Die Staaten Mittel- und Osteuropas (MOE)

Die Situation in den Staaten Mittel- und Osteuropas (MOE) stellt sich nicht einheitlich dar. Stilllegungsprojekte von Kernkraftwerken existieren in Bulgarien, Litauen und der Slowakei, Stilllegungsprojekte von Forschungsreaktoren in den genannten Staaten sowie in Estland, Lettland, Polen, Rumänien, Serbien, Tschechien, der Ukraine und Weißrussland. Wegen der Tatsache, dass über lange Zeiträume keine für Stilllegungsprojekte angemessene Infrastruktur aufgebaut werden konnte, war die Wahl einer Form des Sicherem Einschlusses in den meisten Fällen zwangsläufig. Es muss allerdings angemerkt werden, dass mittlerweile in einigen Fällen Bestrebungen zur Verkürzung der vorgesehenen Einschlusszeit oder zur Umwandlung der Strategie in einen Rückbau in nicht allzu ferner Zukunft getroffen werden.

MOE: stillgelegte Anlagen werden vorwiegend in den Sicherem Einschluss überführt

8.3 Vergleich der Strategien und Ansätze

In vielen westlichen Ländern wird heute der unmittelbare Rückbau favorisiert. Er ist technisch machbar und dient auch der Demonstration der Durchführbarkeit der Rückbauprojekte

Die für die ausgewählten Länder notwendigerweise sehr verkürzte Darstellung des Abschnitts 8.2 zeigt deutlich, dass mittlerweile in vielen westlichen Ländern häufig der unmittelbare Rückbau an die Stelle des Sicheren Einschlusses tritt. Dies stellte sich vor einem Jahrzehnt noch deutlich anders dar, als beispielsweise Frankreich und Großbritannien noch

vorwiegend auf den Sicheren Einschluss setzten.

Wie in Abschnitt 2 insgesamt dargestellt wurde, ist die in Deutschland zu verzeichnende Wahl der zügigen Beseitigung der Anlagen, insbesondere solcher im Geschäftsbereich des BMBF, oft dadurch begründet, dass in den Forschungszentren Konditionierungs- und Entsorgungsanlagen für die anfallenden Abfälle und Reststoffe mit jeweils großen Zwischenlagerkapazitäten (→Abschnitt 4.2) vorhanden sind und dass Personal für die Durchführung der Rückbauarbeiten zur Verfügung steht. Das Beispiel des Rückbaus des Kernkraftwerks Greifswald weist in dieselbe Richtung: Die Errichtung des ZLN als Konditionierungs- und Zwischenlagereinrichtung am Standort (→Abschnitt 4.2.3.3) hat erst eine wesentliche Voraussetzung für den zügigen Rückbau von KGR geschaffen.

Der unmittelbare Rückbau vermeidet den Verlust wertvollen Know-hows der Betriebsmannschaft der Anlage

Ein wesentlicher Grund, der auch im Ausland immer häufiger für die Wahl des unmittelbaren Rückbaus angeführt wird, besteht im befürchteten Verlust von wertvollem Know-how der Anlage, das mit dem Weggang der Betriebsmannschaft

während einer Einschlusszeit einiger Jahrzehnte unwiederbringlich verloren gehen würde. Früher wurde diesbezüglich angeführt, dass vor Beginn des Einschlusses eine sehr ausführliche Charakterisierung der Anlage und Dokumentation aller Aspekte der Betriebsgeschichte erfolgen würde. Die Erfahrung hat jedoch gelehrt, dass Informationen aus erster Hand unersetzlich sind – ein Aspekt, der früher oft unterschätzt wurde.

Der Aspekt einer Dosisreduktion durch den radioaktiven Zerfall während des Sicheren Einschlusses ist heutzutage nur noch von untergeordneter Bedeutung. Der Sichere Einschluss wird heute vor allem aus finanziellen Gründen angestrebt.

9.1 Forschungs- und Entwicklungsbedarf

Schon seit längerem ist der erreichte Stand aller relevanten Techniken als so hoch anzusehen, dass aus heutiger Sicht alle aktuellen und zukünftigen Stilllegungsprojekte durchgeführt werden könnten, wie nicht zuletzt der kurze Überblick der verfügbaren Rückbautechniken in Abschnitt 7 zeigt. Da in den nächsten Jahrzehnten allerdings Anlagen in größerem Umfang als bisher zur Stilllegung anstehen werden, sind an einigen Punkten noch Verbesserungen bestehender Techniken wünschenswert, etwa hinsichtlich Dosisreduktion, Vereinfachungen der Verfahren, Effizienzsteigerung, Abfallminimierung und Kostensenkung. Die folgenden Stichpunkte sollen dies erläutern:

Der Stand der Technik ist prinzipiell hinreichend für die anstehenden Aufgaben. Trotzdem sind weitere Forschungen und Entwicklungen sinnvoll, um die Effizienz von Stilllegung und Rückbau zu steigern und die Dosisbelastung des Personals auch unterhalb bestehender Grenzwerte noch weiter zu senken.

- Der Know-how-Transfer von erfolgreich durchgeführten Rückbauprojekten auf andere Anlagen ist sowohl im nationalen als auch im internationalen Rahmen sinnvoll. So liefert beispielsweise der Rückbau der Kernkraftwerke mit WWER-Reaktoren an den Standorten Greifswald (→Abschnitt 3.1.3) und Rheinsberg (→Abschnitt 3.1.4), Ergebnissen und Erfahrungen, die für die Stilllegung von gleichartigen Anlagen in den Ländern Mittel- und Osteuropas sowie der GUS hilfreich sind.
- Unter Kostenaspekten ist es sinnvoll, der praktischen Abwicklung von Stilllegungsprojekten genauere markt- und betriebswirtschaftliche Untersuchungen zu widmen. Einsparpotential besteht z. B. durch Einbeziehung auch kleinerer, neuer Firmen in Teilaufgaben, da die Projektplanung flexibilisiert und der Wettbewerb gesteigert wird.
- Die vorhandenen Dekontaminationsverfahren für metallische Komponenten haben mittlerweile einen hohen Wirkungsgrad erreicht. Wie auch die Diskussion in Abschnitt 7.3 zeigt, ist im Bereich der Dekontaminationsverfahren für metallische Komponenten daher eher mit der Verfeinerung bestehender Verfahren als mit der Entwicklung gänzlich neuer Technologien zu rechnen. Auch bei der Dekontamination von Gebäudeoberflächen liegen erhebliche Erfahrungen vor, allerdings ist hier das Potential zur teilweisen oder vollständig automatisierten Anwendung noch nicht ausgeschöpft. Erste Forschungsvorhaben in dieser Richtung laufen. Angesichts der Tatsache, dass die Dekontamination von Gebäudeoberflächen sehr personalaufwendig ist, sie in bestimmten Raumbereichen aber erst die Voraussetzungen für die spätere Freigabe der Anlage (→Abschnitt 4.3) schafft, besteht bei der maschinellen Unterstützung oder Automatisierung dieser Verfahren weiterhin ein gewisser Entwicklungsbedarf. Die Dekontamination von Schwerbeton, wie er beispielsweise im Biologischen Schild und angrenzenden Strukturen von Reaktoren verwendet wird, ist immer noch sehr aufwendig und führt zu hohem Werkzeugverschleiß. Ggf. können hier aus dem Tunnelbau bekannte Werkzeuge und Methoden geeignet adaptiert werden.
- Zerlegetechniken für metallische Komponenten und Einbauten befinden sich heute bereits auf einem hohen technischen Stand, ein *großtechnischer* und *automatisierter Einsatz* allerdings steht für einige Verfahren noch aus. Manche Verfahrensschritte könnten stärker rationalisiert bzw. automatisiert werden, um den Personalbedarf zu verringern und die Effizienz zu erhöhen, was letztlich auch zu einer Dosisreduktion führt. Ähnliches gilt auch für Zerlegetechniken für Betonstrukturen. Insbesondere die Zerlegung von hochharmiertem Schwerbeton

stellt nach wie vor ein Problem dar, da die Werkzeuge schnell verschleifen bzw. durch die verwendeten Kühl- und Schmiermittel zur Kontaminationsverschleppung beitragen.

- Die spezifischen Anforderungen beim Rückbau von Forschungsreaktoren (begrenzter Raum, Vermeidung von Kontaminationsausbreitung in der Anlage, spezielle Konstruktion des Biologischen Schildes u.a.) lassen die Verfügbarkeit einiger spezieller Zerlegeverfahren wünschenswert erscheinen. Ein Beispiel für Entwicklungen auf diesem Gebiet aus den letzten Jahren ist das „kalte Laserschneiden“, bei dem die Schneidwirkung eines Laserstrahls unter gleichzeitiger Wasserkühlung genutzt wird.
- Datenbanken, die die vorliegenden Erfahrungen auf allen Gebieten von Stilllegung und Rückbau zusammenfassen und zugänglich machen, sind bereits eingerichtet oder werden aufgebaut. Diese Entwicklung sollte verstärkt werden, da derartige Informationssysteme entscheidend zur effizienten Planung neuer Forschungsprojekte, aber auch zur leichteren Auswahl geeigneter Verfahren in der Anwendung beitragen. Datenbanken sind allerdings immer nur so gut wie ihre Inhalte, so dass der Datenpflege und kontinuierlichen Fortführung der Datensammlung hohe Bedeutung zukommt.
- Auf dem Gebiet der Messverfahren zur Freigabe ist ebenfalls ein hoher Stand erreicht, doch zeigen die bisherigen Erfahrungen insbesondere aus großen Rückbauprojekten Verbesserungsmöglichkeiten vor allem auf drei Gebieten: Erfassung von schwer messbaren Nukliden wie etwa Alpha-Strahlern, Steigerung der Geschwindigkeit und Reduktion des Personaleinsatzes. In den letzten Jahren werden zunehmend auch massenspektrometrische Messverfahren zur Bestimmung des Vorhandenseins von Kontaminationen insbesondere durch Isotope schwerer Elemente (Uran, Transurane) verwendet, womit die aufwändige Alphaspektrometrie wirksam ergänzt werden kann.
- In vielen Fällen werden die Anforderungen der späteren Entsorgung den Erfordernissen des Rückbaus untergeordnet. Im Interesse eines schnelleren Rückbaus findet keine optimale Materialtrennung nach Aktivitätshöhen gleich beim Abbau statt. Als Folge steigt der Anteil radioaktiven Abfalls auf Kosten des freigegebenen Materials, wodurch die Entsorgungskosten insgesamt ansteigen. Gerade bei Schüttgütern wie Bauschutt oder Isoliermaterial kann hier die nachträgliche Trennung von höher und niedriger kontaminierten Anteilen mehr Material der Freigabe zuführen und somit Kosten senken. Techniken im Pilotmaßstab sind hierzu verfügbar, sie müssen auf den Einsatz im größeren Maßstab angepasst werden.
- Um das tatsächliche nuklidspezifische Aktivitätsinventar in Zwischen- bzw. Endlagern so präzise als möglich verfolgen zu können, wäre es überdies sinnvoll, die vorhandenen Verfahren zur Bestimmung und Kontrolle des Aktivitätsinventars in bereits konditionierten sowie neu entstehenden Abfallgebinden weiter zu verfeinern. Dies ist besonders vor dem Hintergrund der Endlager-Annahmebedingungen zu sehen, die die Deklaration einer großen Anzahl von Nukliden verlangen. Die gegenwärtig angewendeten Verfahren einer konservativen Skalierung der nicht auf einfache Weise messtechnisch erfassbaren Radionuklide über die Aktivität der messbaren Nuklide führen zu einer erheblichen Überschätzung des tatsächlich vorliegenden Aktivitätsinventars.
- Das Volumen der anfallenden Reststoffe bei der Konditionierung zu reduzieren und damit bereits für die Zukunft Endlagerkapazitäten zu schonen, ist der bisherigen Forschungs- und Entwicklungsarbeit schon in hohem Umfang gelungen.

9.2 Weitere Effizienzsteigerung

Neben dem in Abschnitt 9.1 umrissenen Verbesserungspotential bei Techniken und Verfahren können Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen auch durch andere Maßnahmen und Einflussfaktoren noch effizienter und kostengünstiger gestaltet werden. Die folgende Aufzählung kann die Themen lediglich ansprechen, eine tiefergehende Beschreibung muss separaten Untersuchungen vorbehalten bleiben.

Weitere Effizienzsteigerung und Kostensenkung durch Verkürzung der Projektlaufzeiten und Vermeidung von Verzögerungen, Verfügbarkeit von anlagenkundigem Personal, Bündelung von Ressourcen, Einrichtung kostengünstiger Endlagermöglichkeiten für radioaktive Abfälle mit sehr geringer Aktivität, Sicherung des hohen Ausbildungsstands

- Alle Stilllegungsprojekte müssen so zügig wie möglich durchgeführt werden, jede Verzögerung wirkt kostenerhöhend. Zeit ist ein die Kosten insgesamt sehr wesentlich bestimmender Faktor: Die Anlagen müssen unterhalten werden, teure Sicherheitsvorkehrungen und wiederkehrende Prüfungen sind genau wie in der Betriebsphase aufrecht zu erhalten, alterungsbedingte Schäden an Gebäuden und Technik sind zu beheben, und schließlich fallen Personalkosten in nicht unerheblichem Umfang an. Je nach Anlagentyp schlägt besonders dieser letztgenannte Posten stark zu Buche, er kann 40 bis 60 % der Gesamtkosten ausmachen. Vor diesem Hintergrund gebietet es der verantwortungsbewusste Umgang mit Steuermitteln bei Projekten der öffentlichen Hand, Verzögerungen in jedem Fall zu vermeiden. Hierzu kann auch der länderübergreifende Erfahrungsaustausch im Hinblick auf die Durchführung von Genehmigungsverfahren wesentlich beitragen.
- Die Verfügbarkeit von anlagenkundigem Personal ist – auch als Kostenfaktor – für die Stilllegung und den Rückbau einer kerntechnischen Anlage sehr hoch zu bewerten. Gerade bei Anlagen von Experimental- oder Prototyp-Charakter, wie sie sich im Geschäftsbereich des BMBF finden, ist die Kenntnis von schon länger zurückliegenden Betriebsabläufen oder speziellen Konstruktionsmerkmalen wichtig, um eine spätere aufwendige Bestandsaufnahme durch Anlagenkundler zu vermeiden. Dieser Aspekt ist insbesondere bei der Entscheidung für oder gegen einen sicheren Einschluss zu bedenken. In jedem Fall sind der Erhalt und die Verfügbarkeit von Anlagenkenntnissen von größtem Nutzen.
- Überflüssige Kosten bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen können vermieden werden, wenn vorhandene Ressourcen so effizient wie möglich genutzt werden. Die vor einigen Jahren begonnenen Konzentrationsprozesse in der Zuständigkeit und Abwicklung von Stilllegungsprojekten der öffentlichen Hand (→ Abschnitte 2.2 und 2.3) können sich mittel- und langfristig kostengünstig auswirken, insbesondere wenn die Möglichkeiten der Verteilung verfügbarer Kapazitäten zwischen allen Stilllegungsprojekten sowie die Vorteile einer besseren Verhandlungsposition einer großen Institution gegenüber mehreren kleinen Auftraggebern beim Einkauf von Materialien und Dienstleistungen genutzt werden.
- Im Hinblick auf die Projektsteuerung beim Rückbau von kerntechnischen Anlagen der öffentlichen Hand hat sich gezeigt, dass die Übertragung der gesamten technischen Abwicklung der Stilllegung und des Rückbaus an einen Generalübernehmer nicht immer die günstigste Wahl darstellt. Der Betreiber der Anlage kann damit zwar die technische Durchführung, für die oft das notwendige Eigenpersonal fehlt, delegieren. Beim Auftreten von Problemen und Verzögerungen aber besteht die Gefahr, dass der Generalübernehmer die Verantwortung auf den Betreiber abwälzt mit der Begründung, dass von ihm nicht zu vertretende

bzw. bei Vertragsabschluss nicht bekannte Umstände eingetreten seien. Die Folge sind terminlicher Verzug und Kostenanstieg aufgrund Nachforderungen seitens des Generalübernehmers. Dem kann durch eine Projektdurchführung in Eigenregie entgegengewirkt werden, was durch die eben angesprochenen Konzentrationsprozesse in vielen Fällen erleichtert wird.

- Maßnahmen zum Erfahrungsaustausch zwischen allen Beteiligten, wie etwa Tagungen, Arbeitskreise und Publikationen, tragen sehr effektiv dazu bei, einmal erkannte Fehler in Zukunft zu vermeiden und Planungsaufwand zu reduzieren. Dies beweisen Veranstaltungen, in denen über den aktuellen Stand und Fortgang von Stilllegungsprojekten berichtet und diskutiert wird, immer wieder.
- Von grundlegender ökologischer und wirtschaftlicher Bedeutung ist im Hinblick auf das Abfall- und Reststoffmanagement auch die Frage, ob - wie in Deutschland vorgeschrieben - weiterhin auch niedrigaktive Abfälle („low-level waste“) unter Tage endgelagert werden müssen, oder in Zukunft - wie in verschiedenen anderen europäischen Staaten - eine wesentlich kostengünstigere, aber genauso sichere oberflächennahe Endlagerung praktiziert werden darf.
- Die Freigabe stellt in Deutschland die wichtigste Entsorgungsoption überhaupt dar, da hierüber die größten Massenanteile aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen entsorgt werden. Sie muss daher auch in Zukunft in gleichem Umfang zur Verfügung stehen (→Abschnitt 4.3). Bestrebungen, die - radiologisch sehr gut fundierten - Freigabeoptionen zu beschränken, muss daher entgegengewirkt werden.
- Die Sicherung der Ausbildungsstandards im kerntechnischen Bereich ist ein - wenn nicht kurz- und mittelfristiger, so doch langfristiger - wichtiger Faktor für den Fortbestand des hohen technischen Standards der deutschen Kerntechnik. Bestehende Ausbildungsmöglichkeiten wurden in der Vergangenheit vielfach durch Reduzierung der Mittel eingeschränkt oder wurden gänzlich eingestellt. Ein fortgesetzter Bedarf an qualifiziertem Personal ist aber auch bis zum Abschluss des Rückbaus aller kerntechnischen Anlagen gegeben. Ausbildung und Studiengänge müssen daher wieder attraktiver gestaltet und neue Zukunftsperspektiven, z. B. in den Großforschungseinrichtungen, geschaffen werden. Einige wichtige Schritte in diese Richtung wurden bereits unternommen. Sie verdienen weiterhin finanzielle und personelle Unterstützung, um Know-how und Kompetenz langfristig zu sichern.

Anhang A: Vom BMBF geförderte Vorhaben

Die folgende Liste enthält Fördervorhaben des BMBF zu Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen. Angegeben sind jeweils das Förderkennzeichen, das Datum der Fertigstellung bzw. das Erscheinungsdatum des Berichts, der Titel und die durchführende(n) Institution(en). Forschungsvorhaben, die sich ausschließlich auf Strahlenbiologie beziehen, sind nicht enthalten, ebenso nicht die weiteren Förderprogramme des BMBF. Eine Übersicht hierüber findet sich in den halbjährlich erscheinenden Forschungsberichten des BMBF.

Konzepte und Grundlagen

02 S 7021, Dezember 1982

Stilllegung von Forschungs-, Materialprüf- und Unterrichtsreaktoren; NIS Nuklear-Ingenieur-Service, Frankfurt

02 S 7062, Dezember 1983

Untersuchung an bautechnischen Material- und Konstruktionskonzepten mit dosisreduzierender Wirkung; Dyckerhoff & Widmann AG, München

02 S 7092, September 1985

Erstellung eines genehmigungsfähigen Konzeptes für die Verpackung, Konditionierung, den Transport und die Endlagerung; GNS Gesellschaft für Nuklearservice mbH, Essen

02 S 7144, März 1987

Untersuchung und Festlegung von sicherheits- und strahlenschutztechnischen Anforderungen an die Verpackung und Konditionierung; GNS Gesellschaft für Nuklearservice mbH, Essen

02 S 7176, Dezember 1987

Untersuchungen zur Technik und Sicherheit der Stilllegung von KKW durch Absenken in den Untergrund; Nukem GmbH, Hanau; Alfred Kunz GmbH & Co, München

02 S 7370, Dezember 1992

Untersuchungen zur Stilllegung der Kernanlage AMOR I des ZfK Rossendorf: Forschungszentrum Rossendorf e.V., Dresden

02 S 7400, Dezember 1992

Aktivierungsberechnungen für Stilllegungsplanungen von KKW mit WWER-Reaktoren, IfE Leipzig GmbH, Dresden

02 S 7410, Februar 1992

Untersuchungen zur Entsorgung des Forschungsreaktors im ZfK Rossendorf; Noell Freiberg, Freiberg

02 S 7432, Mai 1994

Erarbeitung einer Entsorgungskonzeption für spezielle radioaktive Abfallbestände des ehemaligen Zentralinstituts für Kernforschung Rossendorf; Nukem Dresden GmbH

02 S 7452, Juni 1994

Ermittlung des FuE-Bedarfs bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen und Verwertung nuklearer Reststoffe; Brenk Systemplanung, Aachen

02 S 7513, September 1993

III. Stilllegungskolloquium Hannover/Greifswald; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7533, Januar 1995

Verhalten radiotoxischer Schadstoffe in Hinterlassenschaften des Uranbergbaus als Grundlage für Sanierungskonzepte; Forschungszentrum Rossendorf, Dresden

02 S 7717 und 02 S 7839, Mai 2000

Studie: Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen, 2. überarbeitete Auflage; Brenk Systemplanung GmbH, Aachen

02 S 7728, März 1999

Vergleich der gemeinsamen Langzeitzwischenlagerung von nicht abgebrannten SNR-300-Brennelementen mit abgebrannten AVR- bzw. UO_2 -Brennelementen in CASTOR-Behältern; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH, Köln

02 S 7778, Dezember 1999

Ermittlung von Einsparpotentialen bei Stilllegung und Rückbau deutscher kerntechnischer Anlagen; Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter

02 S 7828, Mai 2000

Planung zur Schließung der Schachtanlage Asse - hier: Grundlagenermittlung und Vorplanung zu Abschnitt 2.2 des Rahmenbetriebsplans; GSF - Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit GmbH; Remlingen

02 S 8001, 2004

Sonderaufgaben zur Schließung der Schachtanlage Asse: Dokumentation und Archivierung von FE-Unterlagen; GSF-Forschungszentrum f. Umwelt u. Gesundheit, Neuherberg

02 S 8851, laufend

Internationale Rückbautechniken und Managementmethoden für kerntechnische Anlagen - Eine wissenschaftliche Analyse des internationalen Standes der Technik (IRMKA); Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

02 S 9062, laufend

Technische, wirtschaftliche, soziale und politische Folgen durch den Rückbau eines Kernkraftwerkes auf regionaler und lokaler Ebene - Analyse aktueller Beispiele in Baden-Württemberg zur Erstellung eines Zukunftsmodells (FoRK); KIT (Uni KA)

02 S 9082A, B, C, D, E, laufend

Verbundprojekt: Bildung einer Forschungsplattform Entsorgungsoptionen für radioaktive Reststoffe: Interdisziplinäre Analysen und Entwicklung von Bewertungsgrundlagen; Niedersächsische Technische Hochschule, Clausthal-Zellerfeld, Freie Universität Berlin, Uni Kiel, und Sondervermögen Großforschung beim Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

Transport

02 S 7308, Juni 1992

Entwicklung von sicherheitsrelevanten Komponenten für den Transport und die Handhabung von Endlagergebinden, GNS Gesellschaft für Nuklearservice mbH, Essen

02 S 7493, April 1995

Einschätzung von Rechenprogrammen und Methoden zum Nachweis der nuklearen Sicherheit bei Transport und Lagerung von WWER-Kernbrennstoffen; Gesellschaft für Dekontamination, Sanierung und Rekultivierung, Berlin

02 S 7523, Juni 1994

Bau und Errichtung einer mobilen Umladestation zur Entsorgung von Brennelementen aus deutschen Forschungsreaktoren; Noell LGA GmbH Freiberg

02 S 7584A, Juli 1998

Entwicklung von Beurteilungsmethoden für Transport- und Lagerbehälter mit erhöhten metallischen Reststoffanteilen; BAM Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung, Berlin

02 S 7788, September 2001

Entwicklung von Beurteilungsmethoden für Transport- und Lagerbehälter mit erhöhten metallischen Reststoffanteilen – weiterführende Untersuchungen (EBER II); BAM Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung, Berlin

02 S 8021, Juli 2010

Entwicklung von Beurteilungsmethoden für Transport- und Lagerbehälter mit erhöhten metallischen Reststoffanteilen – Abschließende Untersuchungen (EBER III); Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM), Berlin

02 S 8274, September 2009

Fallversuche mit Brennelement-/HAW-Transport- und Lagerbehältern in Originalgröße; BAM, Berlin

02 S 8588, laufend

Handhabungs- und Transportkonzepte zur Entsorgung radioaktiver Reststoffe aus Stilllegung und Rückbau: Entwicklung rechnerischer Analysemethoden für stoßdämpfende Strukturen beim Anprall oder Absturz von Abfallgebinden (ENREA); BAM, Berlin

Entsorgung von Abfällen und Reststoffen, Messverfahren

02 S 7113, September 1984

Untersuchungen zur Entsorgung kontaminierter metallischer Komponenten durch Ein- bzw. Umschmelzen; Siempelkamp Gießerei GmbH & Co, Krefeld

02 S 7164, Dezember 1986

Untersuchungen zur Entsorgung von aktivierten bzw. kontaminierten metallischen Komponenten durch Schmelzen; Siempelkamp Gießerei GmbH & Co, Krefeld

02 S 7277, Juli 1990

Erweiterung der Untersuchungen zur Entsorgung von aktivierten bzw. kontaminierten metallischen Komponenten durch Schmelzen; Siempelkamp Gießerei GmbH & Co, Krefeld

02 S 7361, April 1995

Großtechnisches Schmelzen von tritiumhaltigem Stahl aus kerntechnischen Anlagen, Siempelkamp Gießerei GmbH & Co, Krefeld

02 S 7390, Dezember 1991

Erweiterung des Einsatzbereichs von Freimessanlagen durch Messung der massen- und oberflächenspezifischen Aktivitäten von radioaktiven Reststoffen; Energiewerke Nord GmbH, Rheinsberg/Mark

02 S 7442, Dezember 1995

Methodenentwicklung zur Freimessung von Bauschutt auf alpha-aktive Nuklide; Forschungszentrum Rossendorf e.V., Inst. f. Radiochemie

02 S 7544, Oktober 1996

Untersuchung zur Strahlenhärtung elektronischer Komponenten; Hahn-Meitner-Inst., Abt. AT, Berlin

02 S 7554A, April 1999

Vergleich von Meß- und Analyseverfahren für die Kontrolle von Reststoffen und Abfällen bei der Demontage kerntechnischer Anlagen; Technische Universität München

02 S 7564, Juli 1995

Raumfahrtcomputer für kerntechnische Anwendungen; Verifikation der Strahlungshärte; Daimler-Benz Aerospace, München

02 S 7574, März 1996

Schadstoffe und Schwermetalle bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen; Nukem, Alzenau

02 S 7594A, Juli 1999

Forschungsvorhaben zur Optimierung der Reststoffverwertung von Metallen, Siempelkamp, Krefeld

02 S 7605A, Juni 1998

Eindringverhalten radioaktiver Kontamination in ungeschützte Betonstrukturen; VKTA Rossendorf, Dresden

02 S 7635A, Juli 1997

Bewertung von Konservativitäten bei Grenzwerten für die Freigabe schwach radioaktiver Reststoffe zur Rezyklierung oder Deponierung wie gewöhnliche Abfälle; Brenk Systemplanung, Aachen

02 S 7655A, April 1997

Direktmessung alpha-aktiver Nuklide in Bauschutt zur Freigabeentscheidung; Forschungszentrum Rossendorf e.V., Dresden

02 S 7666A, Oktober 1998

Qualifizierung des Gamma-Scanning zur Freimessung; ISE Ingenieurgesellschaft für Stilllegung und Entsorgung mbH, Rödermark

02 S 7676A, Juni 1999

Qualifizierung des Gamma-Scanning zur Freimessung; Genitron Instruments GmbH, Frankfurt/M.

02 S 7694, März 1997

Forschungsvorhaben zur Optimierung der Reststoffverwertung von Metallen; Siempelkamp Giesserei GmbH & Co., Krefeld

02 S 7697, September 1999

Weiterentwicklung der in-situ Gammaskpektrometrie zu einem qualifizierten Freimessverfahren zur Entlassung großer Flächen und Gebäudestrukturen aus der strahlenschutzrechtlichen Bindung; TÜV Energie- und Systemtechnik GmbH, Unternehmenstgruppe TÜV Bayern, München

02 S 7707, Dezember 1999

Optimierung der Reststoffverwertung von kontaminiertem Betonschutt; Wissenschaftlich-Technische Ingenieurberatung GmbH, Jülich

02 S 7738, Oktober 2002

Entwicklung und prototypische Anwendung eines in-situ-Röntgenfluoreszenz-Gammaskpektrometers zur Detektion der Schwermetallkontamination (Th, U, Pu) beim Rückbau kerntechnischer Anlagen; Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e.V., Dresden

02 S 7748, Dezember 1998

Abschlussarbeiten im Zusammenhang mit früheren begleitenden Forschungen zur Entwicklung fortgeschrittener Reaktortypen (Entsorgung der MOX-Stäbe); Siemens, Hanau

02 S 7768, Februar 2001

Schnelles Freimessverfahren für alpha-aktive Nuklide in Bauschutt durch Direktmessung von großflächigen dünnen Messpräparaten – Automatisierung des Verfahrens; Forschungszentrum Rossendorf e.V., Dresden

02 S 7798, März 2001

Optimierung der Reststoffverwertung von Metallen – Weiterführende Untersuchungen (FORM II); Siempelkamp Nuklear- und Umwelttechnik GmbH & Co., Krefeld

02 S 7859, Juni 2004

Automatische verfälschungssichere Messfeld- und Messwertdokumentation bei Freimessungen mit In-Situ-Gamma-Scanning; ISE Ingenieurgesellschaft für Stilllegung und Entsorgung mbH, Rödermark

02 S 7900, Mai 2005

Verbundprojekt: Kontaminierter Beton: Betonfreigabe – Betonrezyklierung; Brenk Systemplanung GmbH, Aachen und Universität Karlsruhe (TH)

02 S 7910, Mai 2007

Verbundprojekt: Kontaminierter Beton: Rückbau kerntechnischer Anlagen - Eindringen von Radionukliden in Betonoberflächen und Freisetzung eingedrungener Aktivität aus Bauschutt und Beton; Universität Fridericiana zu Karlsruhe

02 S 7930, Dezember 2001

Untersuchung möglicher radiologischer Auswirkungen von Grenzwertüberschreitungen bei der Freigabe von Reststoffen aus kerntechnischen Anlagen; ISE Ingenieurgesellschaft für Stilllegung und Entsorgung mbH und Brenk Systemplanung GmbH

02 S 7951, Dezember 2010

Entsorgung von Beryllium / Berylliumoxid und Cadmium aus Forschungsreaktoren; Technische Universität München

02 S 8011, September 2009

Forschungsvorhaben zur Optimierung der Reststoffverwertung von Metallen. Weiterführende Untersuchungen (FORM III); Siempelkamp Giesserei GmbH & Co

02 S 8031, 02 S 8041, 02 S 8051, 02 S 8061 und 02 S 8071; Juni 2005

Verbundvorhaben: Aufbereitung mineralischer Rückstände durch Aktivitätsseparation; Brenk Systemplanung GmbH, Aachen; Siempelkamp Nukleartechnik, Krefeld; Rheinisch-Westf. TH Aachen; WISMUT GmbH, Forschungszentrum Jülich GmbH

02 S 8081 und 02 S 8091, Dezember 2005

Verbesserung von Richtigkeit und Genauigkeit bei der Bestimmung des Nuklidinventars für die Deklaration und Freimessung von Reststoffen aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen; TU München und Forschungszentrum Jülich GmbH

02 S 8112, Dezember 2006

Abdichtung von Wegsamkeiten in Salzformationen mit kristallisierenden Evaporitmineralien (AISKRISTALL); DBE Technology GmbH, Peine

02 S 8142, Juni 2008

Selektive Tritium-Extraktion aus Wasser und Bindung auf einem Träger; TU München

02 S 8152, März 2006

Messmethoden zur Charakterisierung radioaktiver Abfälle und zur Freimessung von Reststoffen aus der Stilllegung kerntechnischer Anlagen (MESRAB); Rheinisch-Westfälische TH Aachen

02 S 8172, Juni 2008

Konditionierung und Entsorgung von Kernbrennstoff aus Siemens-Unterrichts-Reaktor (SUR); EVONIK Energy Services GmbH, vormals STEAG encotec GmbH, Essen

02 S 8182, Dezember 2006

Untersuchungen zur Strahlenschutz-Vorsorge für radionuklidbelastetes Substrat: Mikrobieller Beitrag zur Bioakkumulation aus Bauschutt; Friedrich-Schiller-Uni, Jena

02 S 8234, April 2006

Vorstudie über die Rückführung der Wiederaufarbeitungsabfälle von Brennelementen deutscher Forschungsreaktoren aus der WA Dounreay in Schottland (RE-TURN); DBE Technology GmbH, Peine

02 S 8244, Februar 2005

Entsorgung von Thoriumverbindungen, Teilprojekt 1 - Erstellung einer Entscheidungsgrundlage zur Verwertung/Entsorgung von Thoriumverbindungen; VKTA-Rossendorf

02 S 8284, März 2009

Untersuchungen zur Sicherheit gegen Behälterkorrosion in Langzeitzwischenlagern; Uni Hannover

02 S 8315 und 02 S 8325, Juni 2009

Verbundprojekt: Verbesserung von Richtigkeit und Genauigkeit bei der Bestimmung des Nuklidinventars für die Deklaration und Freimessung von Reststoffen aus dem Rückbau kerntechnischer Einrichtungen; FZ Jülich und TU München

02 S 8376, Juni 2011

Bestimmung von Endlager-relevanten, langlebigen Radionukliden mittels radio-metrischer und spezieller massenspektrometrischer Verfahren; TU München

02 S 8396, Juni 2009

Untersuchungen zur Strahlenschutz-Vorsorge für radionuklidbelastetes Substrat: Mi-krobieller Beitrag zur Bioakkumulation aus Bauschutt; Friedrich-Schiller-Uni, Jena

02 S 8366 und 02 S 8386, November 2009

Schutz durch Hochgeschwindigkeitsflammspritzschichten auf Dickwandigen End-und Zwischenlagerbauteilen zur Reduktion von Reparaturen, Korrosion und Kosten –SHARK; Siempelkamp Nukleartechnik und Uni Hannover

02 S 8487, Juni 2010

Konstruktion, Herstellung, Beschichtung, Prüfung und Handhabung langzeitsta-biler Gebinde zur sicheren Lagerung von schwach- und mittelradioaktiven Abfäl-len, Leibniz Uni Hannover

02 S 8507, Juli 2011

Verfahren zur selektiven Tritium-Extraktion aus wässrigen Abfalllösungen und langzeitstabilen Bindung auf einem Träger; TU München

02 S 8598, laufend

Qualifikation und Erprobung von stoßdämpfenden Strukturen und Materialien zur Optimierung/Reduzierung der Beanspruchung von Verpackungen zur Entsorgung radioaktiver Reststoffe aus Stilllegung und Rückbau (QUEST); WTI Jülich

02 S 8619, März 2012

Programm zur Unterstützung und Dokumentation der Gebäudefreigabe kerntech-nischer Anlagen (PUG); Brenk Systemplanung GmbH , Aachen

02 S 8669, laufend

Nutzung von Bremsstrahlungsinformationen für die zerstörungsfreie Charakteri-sierung radioaktiver Abfälle; TU München

02 S 8679, Dezember 2011

Status quo der Lagerung ausgedienter Brennelemente aus stillgelegten / rückge-bauten deutschen Forschungsreaktoren und Strategie (Lösungsansatz) zu deren künftigen Behandlung / Lagerung (LABRADOR); DBE Technology GmbH, Peine

02 S 8720 und 02 S 8730, laufend

Verbundprojekt: Qualifizierung thermisch gespritzter Korrosionsschutzschichten für dickwandige Behälterkomponenten (QUAKOS); Siempelkamp Nukleartechnik GmbH, Krefeld, und Leibniz Universität Hannover

02 S 8790, laufend

Entsorgung von bestrahltem Graphit; Forschungszentrum Jülich

02 S 8821, 02 S 8831 und 02 S 8841, laufend

Überwachungssystem mit integrierter Messsensorik für radioaktiv belastete Eisen-und Nichteisenschrotte; Karlsruher Institut für Technologie (KIT), Schrott-Wetzell GmbH, Mannheim, und Dr. Ing. Uwe Görisch GmbH, Karlsruhe

02 S 8861 und 02 S 8871, laufend

Neuartige Entsorgungswege für Abrasivmittel aus der Wasserstrahl-Schneidtechnik; AREVA NP GmbH, Erlangen, und Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

02 S 8881, laufend

Manipulatorgesteuertes Freimessen von Oberflächen; Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

02 S 9001, laufend

Entwicklung eines Verfahrens zur Bestimmung des Nuklidinventars in bituminierten Abfallgebinden; TU München

02 S 9012A und 02 S 9012B, laufend

Erhebung von Nuklidvektoren in komplexen radiochemischen Laboren mit Unterstützung durch ein Programm zur Gebäudefreigabe (RaChAG); Brenk Systemplanung GmbH, Aachen, und TU München

02 S 9022A, 02 S 9022B, 02 S 9022C, laufend

Verbundprojekt: Radiographie mittels schneller Neutronen zur Charakterisierung radioaktiver Abfälle (Neutron Imaging); Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen, Forschungszentrum Jülich GmbH und Siemens AG, München

02 S 9042, laufend

Rückbau von Forschungs- und Leistungsreaktoren, Entwicklung eines automatisierten Verfahrens zur Berechnung der Aktivitätsverteilungen und Ortsdosisleistungen in kerntechnischen Anlagen am Beispiel des Forschungsreaktors FRJ-2 in Jülich; Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen

02 S 9052A und 02 S 9052B, laufend

Bestimmung und Validierung von nuklearen Daten von Actiniden zur zerstörungsfreien Spaltanalyse in Abfallproben durch prompt Gamma Neutronenaktivierungsanalyse (PGAA-Actinide): Forschungszentrum Jülich und TU München

Dekontamination

02 S 7051, September 1983

Entwicklung einer transportablen Dekostation für die Abwasserbehandlung; Kraftanlagen AG, Heidelberg

02 S 7123, Februar 1986

Entwicklung eines Verfahrens zur Entfernung radioaktiv kontaminierter Beschichtungen von Beton- und Stahlstrukturen; Universität Dortmund, Fachbereich Bauwesen Bauphysik

02 S 7216, April 1989

Weiterentwicklung eines Verfahrens zur Entfernung radioaktiv kontaminierter Beschichtungen von Beton- und Stahlstrukturen mittels Kälteschockbehandlung; Universität Dortmund, Fachbereich Bauwesen Bauphysik

02 S 7256, Oktober 1988

Untersuchungen für die Entwicklung eines rückstandsfreien bzw. rückstandsarmen Strahlverfahrens zur Dekontamination metallischer Komponenten; Kraftanlagen AG, Heidelberg

02 S 7318, Januar 1990

Weiterentwicklung des Lichtbogen-Wasserstrahlschneidens als Verfahren zum flächigen Abtrag aktivierter Oberflächenschichten von Stahlkomponenten; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7350, März 1993

Entwicklung eines Verfahrens zur Entfernung radioaktiv kontaminierter Beschichtungen mittels Mikrowellenbestrahlung; Universität Dortmund, Fachbereich Bauwesen Bauphysik

02 S 7422, Oktober 1994

Anpassung und Modifikation von Dekont-Verfahren im Rahmen der Stilllegung von WWER-Reaktoren; Energiewerke Nord GmbH, Rheinsberg

02 S 7808, April 2003

Entwicklung von Grundlagen zu Sanierungstechniken für schwermetall- bzw. radionuklidbelastete Böden durch Nutzung des Transfers der Kontamination in Pflanzenbiomassen; Friedrich-Schiller-Universität Jena

02 S 7991, Februar 2006

Entwicklung emissionsarmer und kostengünstiger Verfahrens- und Handhabungstechniken für Dekontaminations- und Abtragverfahren; Leibniz Universität Hannover

02 S 8294, April 2009

Kontrolle biologischer Untersuchungen bei der Dekontamination heterogener, schwach radioaktiv kontaminierter Geosubstrate für die Strahlenschutzvorsorge (KOBIOGEO); Friedrich-Schiller-Uni, Jena

02 S 8122, 02 S 8162, September 2005 und 02 S 8356, Dezember 2008

Dekontamination silikatischer Oberflächen mittels Laserablation bei gleichzeitiger Abproduktkonditionierung; Laserinstitut Mittelsachsen e.V., Mittweida und TU Dresden

02 S 8528 und 02 S 8538, laufend

Verbundprojekt: Maßnahmen zur Strahlenschutzvorsorge radioaktiv belasteter Großflächen durch Sanierung mittels Phytoremediation und anschließende Verwertung der belasteten Pflanzenreststoffe (PHYTOREST); Friedrich-Schiller-Uni Jena und TU Dresden

02 S 8548 und 02 S 8558, November 2011

Verbundprojekt: MANOLA - Manipulatorgesteuerter Oberflächenabtrag durch Lasertechnologie; Universität Karlsruhe (TH) und TU Dresden

02 S 8629, laufend

Prozessentwicklung zur trockenen Bearbeitung von metallischen und mineralischen Strukturen beim Rückbau kerntechnischer Anlagen (ProBeSt), Leibniz Uni Hannover

02 S 8639, März 2012

Neue Verfahrenstechnik zur Dekontamination und Probenahme in kontaminierten Rohrleitungen mittels Vibrationstechnik, SAT Kerntechnik GmbH, Worms

02 S 8709 und 02 S 8719, laufend

Ablation kontaminierter Oberflächen zementgebundener Bauteile beim Rückbau kerntechnischer Anlagen (MACOS), Karlsruher Institut für Technologie (KIT) und Sondervermögen Großforschung beim Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

02 S 8740, laufend

Erprobung elektrochemischer Abtragstechnologien für den Rückbau stark armerter Betonstrukturen und das Zertrennen starkwandiger Bauteile in kerntechnischen Anlagen, Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e. V., Dresden

02 S 8770 und 02 S 8780, laufend

Verbundprojekt AKOF: Optimierung der verfahrenstechnischen Kette „Abtrag kontaminierter Flächen“ unter dem Aspekt Maximierung der Abtragsleistung, Karlsruhe Institut für Technologie (KIT) und EnBW Energie Baden-Württemberg AG, Karlsruhe

02 S 8891 und 02 S 8901, laufend

Untersuchungen zum emissionsarmen Abtrag von Lackschichten mittels Laserstrahlung (LaColor), TU Dresden und TU Bergakademie Freiberg

02 S 8911 und 02 S 8921, laufend

Aufbau eines Simulationsmodells zur Qualifizierung eines neuen Vibrationsverfahrens für Dekontamination von Rohrleitungen, SAT Kerntechnik GmbH, Worms und Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

Zerlegeotechnik

02 S 7031, Juni 1983

Durchführbarkeit der Zerlegung des Biologischen Schilfs mittels Bohrlochsprengtechnik; Battelle Institut e.V., Frankfurt / Battelle Europe

02 S 7041, März 1984

Untersuchungen zur Durchführbarkeit der sprengtechnischen Zerlegung von Reaktordruckbehältern und dem Verfahren der Spröbruchzerlegung; Battelle Institut e.V. Frankfurt

02 S 7072, Dezember 1984

Entsorgungstechnologien für Schneidrückstände beim Unterwasser-Plasmaschmelzschnitten; Salzgitter AG, Salzgitter

02 S 7082, Juni 1984

Geräte und Technologien für das Unterwasser-Plasmaschmelzschnitten größerer Waddicken; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7103, September 1985

Entwicklung von Meß- und Kontrolleinrichtungen zum Plasmaschmelzschnitten unter Wasser; RWTH Aachen

02 S 7134, März 1987

Entwicklung einer Plasmaschneidtechnologie nach dem „Säge-Prinzip“ an Atmosphäre und unter Wasser; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7154, Dezember 1988

Untersuchungen zur technischen Realisierung der sprengtechnischen Zerlegung von Reaktordruckbehältern; Battelle Institut e.V., Frankfurt / Battelle Europe

02 S 7185, Juni 1988

Entwicklung eines Verfahrens zur Unterwasserzerlegung geometrisch komplizierter sowie dickwandiger Komponenten nach dem Prinzip des Lichtbogen-Wasserstrahlschneidens; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7195, Dezember 1986

Untersuchungen zur Entwicklung und Optimierung von Schneidladungen zur sprengtechnischen Zerlegung von Stahlrohren; Battelle Institut e.V., Frankfurt / Battelle Europe

02 S 7205, Juni 1988

Entwicklung von sprengtechnischen Schneidverfahren zur Zerlegung von Betonstrukturen in containergerechte Teilstücke; Battelle Institut e.V., Frankfurt / Battelle Europe

02 S 7226, März 1987

Untersuchung der Einsetzbarkeit von Lasern bei der Demontage von stillgelegten Nuklearanlagen; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7236, Dezember 1989

Entwicklung und Demonstration der sicheren Zerlegung metallischer Komponenten mittels Unterwasser-Plasmaschmelzschneidens; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7287, September 1989

Entwicklung einer Plasmaschneidtechnologie nach dem Säge-Prinzip zum Zerteilen nuklearer Komponenten großer Wandstärken unter Wasser; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7298, März 1992

Entwicklung eines Meß- und Steuerungssystems für eine Unterwasser-Plasmaschneidanlage zur sicheren Zerlegung von metallischen Komponenten; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7329, Dezember 1992

Unterwasserhandhabungsgerät für Meß- und Schneidarbeiten bei der Demontage stillgelegter kerntechnischer Anlagen; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7330, Dezember 1993

Entwicklung kombinierter Zerlegeverfahren für spezielle dickwandige KKW-Komponenten: Sprengtechnische Zerlegung nach gezielter Rißinitiierung durch thermische Vorbehandlung; Battelle Institut e.V., Frankfurt / Battelle Europe

02 S 7340, Februar 1994

Entwicklung kombinierter Zerlegeverfahren für spezielle dickwandige KKW-Komponenten: Thermische Initiierung von Sollbruchstellen; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7381, Dezember 1995

Bestimmung sicherheitstechnischer Verfahrenskenngrößen zur allgemeinen Anwendung des sprengtechnischen Betonabbruchs in Nuklearanlagen: Battelle Institut e.V., Frankfurt / Battelle Europe

02 S 7464, Februar 1996

Stilllegung und Rückbau: Optimierung thermischer Trennverfahren zur Zerlegung kerntechnischer Anlagen; Industrieanlagen Betr.ges., Ottobrunn

02 S 7472, November 1996

Entwicklung, Modifizierung und Qualifizierung von Unterwasser-Befestigungstechniken für die Komponentenzerlegung bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7482, September 1994

Stilllegung und Rückbau: Auswertung und Interpretation der unerwartet hohen Standsicherheit und Betonfestigkeit bei den Sprengzerlegetests am HDR; Battelle Institut e.V., Frankfurt

02 S 7503, Juli 1996

Stilllegung und Rückbau: Ermittlung des Anwendungsbereichs von Wasserabrasiv-suspensionsstrahlen; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7625A, September 1998

Stilllegung und Rückbau: Zerlegung dickwandiger Stahlkomponenten mit Hilfe der thermischen Bohr- und Senktechnik; Universität Hannover, Inst. f. Werkstoffkunde

02 S 7645, Juni 1997

Stilllegung und Rückbau: Zerlegung dickwandiger Stahlkomponenten mit Hilfe der Bohr- und Sprödbbruch-Sprengtechnik - Voruntersuchung; Battelle Ingenieurtechnik GmbH, Eschborn

02 S 7686, Dezember 1999

Erprobung des Wasserabrasivstrahlschneidens (WASS) bei der Zerlegung aktivierter metallischer Reaktorkomponenten (RDB u.a.) unter realen Bedingungen; Versuchsatomkraftwerk Kahl GmbH, Kahl am Main

02 S 7758, Juni 2003

Entwicklung und Qualifizierung neuer Zerlege- und Dekontaminationstechniken für den Rückbau von Forschungsreaktoren unter dem Gesichtspunkt der Kostenminimierung; Universität Hannover

02 S 7818, Oktober 2000

Entwicklung und Optimierung modularer Strahlschneid- und Handhabungssysteme für den kostengünstigen Rückbau kerntechnischer Anlagen; Universität Hannover

02 S 7849, Februar 2004

Trennen von graphitischen Reaktorbauteilen; Technische Universität Dortmund

02 S 7869, Juli 2003

Störungsprävention bei Zerlegearbeiten in kerntechnischen Anlagen durch Span-

nungsmessungen; Leibniz Universität Hannover

02 S 8102, Oktober 2006

Erweiterung der Einsatzgrenzen modularer Schneidtechnologien für den kostengünstigen Rückbau kerntechnischer Anlagen (EMOS); Uni Hannover

02 S 8305, Juni 2009

Abbruch massiver Betonbauwerke der Energietechnik; Universität Karlsruhe (TH)

02 S 8406, März 2009

Weiterentwicklung der Technologie Plasmaschneiden für nichtmetallische Materialien für den praktischen Einsatz beim Rückbau und der Zerlegung von Kernkraftwerksanlagen und Reaktoren sowie für den Katastrophenschutz; SGE Spezialgeräteentwicklung, Dresden

02 S 8437 und 02 S 8447, Mai 2011

Verbundprojekt: Metal Matrix Composites als Schneidwerkstoff für Metallverbundstrukturen beim Rückbau von kerntechnischen Anlagen; Uni Hannover und BÜDI-AM Diamantwerkzeuge, Eschenburg

02 S 8578; Dezember 2010

Strahlenschutzaspekte bei der Auswahl von Abbau- und Dekontaminationstechniken; GRS Köln

02 S 8608, laufend

ASTU Automatisierte Seilsägeotechnologie für Unterwasserdemontage; Universität Karlsruhe (TH)

02 S 8649 und 02 S8659, laufend

Verbundprojekt: Innovativer Abbruch massiger Stahlbetonstrukturen (INAS); HERRENKNECHT AG, Schwanau, und Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

02S 8699, laufend

Innovative Lichtbogenverfahren für die Stilllegung und den Rückbau kerntechnischer Anlagen - Hot-Wire-Plasmaschneiden und Lichtbogen-Sauerstoff-Impulsschneiden (Inno-Cut); Leibniz Universität Hannover

02 S 8750 und 02 S 8760, laufend

Verbundprojekt Schneidladung: Schneidladung als Zerlegeverfahren beim Rückbau von kerntechnischen Anlagen und Qualifizierung in kerntechnischen Umfeld; Leibniz Universität Hannover, und Industrieanlagen-Betriebs-GmbH, Ottobrunn

02 S 9032A und 02 S 9032B, laufend

Verbundprojekt: Zerlegung von Reaktorkomponenten aus Zirkalloy beim Rückbau kerntechnischer Anlagen (ZIRKUSS); NUKEM Technologies GmbH, Alzenau, und Leibniz Universität Hannover

02 S 9052A und 02 S 9052B, laufend

Verbundprojekt: Automatisierte Zerlegung von Reaktorbehältereinbauten mit Hilfe von Unterwasser-Robotertechnik (AZURo); AREVA NP GmbH, Erlangen, und Fraunhofer-Gesellschaft zur Förderung der angewandten Forschung e.V., München

Anhang B: Glossar

Erklärung einiger Fachbegriffe.

Abfälle: Gemäß konventionellem Abfallrecht Sachen, deren sich der Besitzer entledigen will bzw. deren geordnete Beseitigung zur Wahrung des Wohls der Allgemeinheit, insbesondere des Schutzes der Umwelt, geboten ist. Auch zur materiellen oder energetischen Wiederverwertung vorgesehene Sachen sind Abfall, bis sie zur Wiederverwertung gelangen. →Radioaktiver Abfall.

Abklinglagerung: Lagerung von →radioaktiven Stoffen oder Großkomponenten (→Reaktordruckbehälter) für einige Jahre oder Jahrzehnte, um durch Ausnutzung des radioaktiven Zerfalls eine Verringerung des Aktivitätsgehalts und somit der Dosisleistung und hiermit einhergehend die Möglichkeit einer vereinfachten Entsorgung (vereinfachte Zerlegung, geringerer Aufwand für Verpackung als radioaktiver Abfall oder Nachweis der Einhaltung von →Freigabewerten) zu erreichen.

Aktivierung: Erzeugung künstlicher Radioaktivität, z. B. durch Neutronenfluss in der Nähe des Reaktorkerns.

Aktivität: Anzahl der Kernumwandlungen pro Zeiteinheit. Einheit Becquerel, 1 Bq = 1 Kernumwandlung pro Sekunde.

Alphazerfall: Teilchenstrahlung in Form von Heliumkernen (2 Protonen und 2 Neutronen), die beim radioaktiven Zerfall auftritt; wird vor allem von schweren Kernen ausgesendet. Sehr kurze Reichweite in Luft und Gewebe, daher Dosisbelastung vor allem bei Inkorporation. Bei radioaktiven Umwandlungen haben Alphateilchen kinetische Energien zwischen 4,6 und 10,4 MeV.

Atomgesetz (AtG): Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren. Grundlegende Rechtsnorm im Bereich der Kerntechnik. Regelt Verantwortlichkeiten, Anlagen, Genehmigungen, Freigaben usw. Wird untersetzt durch Verordnungen wie z. B. die Strahlenschutzverordnung.

Betazerfall: Radioaktive Strahlung in Form von Elektronen (damit eine Korpuskularstrahlung), die beim radioaktiven Zerfall auftritt. Betastrahler, d. h. betastrahlende Nuklide, kommen im gesamten Massenspektrum vor.

Biologischer Schild (Bioschild): Abschirmung aus Beton um den Reaktordruckbehälter, die den Neutronenfluss des Kerns weitgehend (bis auf für Menschen tolerierbare Werte) absorbiert. In der Regel aus armiertem (Schwer-)Beton hergestellt.

Brennelement (BE): Im BE, das bei Leichtwasserreaktoren in der Regel als Matrix aus Stäben des Hüllmaterials mit eingefülltem Kernbrennstoff (angereichertes Uran) ausgeführt ist, findet der eigentliche Prozess der Energieumwandlung statt. Wegen des hohen Energieumsatzes auf kleinem Raum wird das BE vom Kühlmittel gekühlt, das gleichzeitig die Wärmeenergie zwecks Erzeugung elektrischer Energie abführt. Beim Reaktorbetrieb werden die BE zur Erreichung optimaler Ausnutzung entsprechend ihrer bisherigen Einsatzdauer (Abbrand) geeignet angeordnet bzw. umgesetzt.

CASTOR-Behälter: Sammelbezeichnung für verschiedene Transport- und Lagerbehälter für ausgediente Brennelemente aus Druck-, Siedewasser- und WWER-

Reaktoren, Forschungsreaktoren sowie für Glaskokillen mit verglasten Abfällen aus der Wiederaufarbeitung.

Direkte Endlagerung von Brennelementen: Entsorgungskonzept, das auf eine Wiederaufarbeitung der BE verzichtet und deren direkte Endlagerung nach geeigneter Konditionierung in Endlagerbehältern in einem zukünftigen Endlager vorsieht.

Dosis (Äquivalentdosis, Effektivdosis, Personendosis, Organdosis): die Energie, die von ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper oder Teile davon übertragen wird, bezogen auf die Masse und gewichtet mit einem Bewertungsfaktor, in den die schädigende Wirkung der jeweiligen Strahlungsart auf das entsprechende Körperteil eingeht. Einheiten: Gy (Gray) für Energiedosis, Sv (Sievert) für Äquivalentdosis.

Druckwasserreaktor (DWR): Typ eines →Leichtwasserreaktors, bei dem im Unterschied zum →Siedewasserreaktor im gesamten Primärkreislauf das Sieden des Wassers durch Aufrechterhaltung eines geeignet hohen Drucks verhindert wird. Die Wärme wird über Wärmetauscher (Dampferzeuger) an den nicht mit Radioaktivität in Berührung kommenden Sekundärkreislauf übertragen, dessen Dampf Turbinen zur Stromerzeugung treibt.

Druckwasserreaktor mit Schwerwassermoderation (DHW): Arbeitsweise analog DWR, aber Moderation mit schwerem Wasser (D_2O); realisiert z. B. beim MZFR.

Entscheidungsmessung: Messungen zur Bestimmung der flächen- bzw. massenbezogenen Aktivität von Materialien, Gebäuden, Bodenflächen des Standorts usw., die der Feststellung der Einhaltung von →Freigabewerten dienen.

Entsorgungskommission (ESK): Expertengremium für Fragen der nuklearen Entsorgung (Konditionierung, Zwischenlagerung und Transporte radioaktiver Stoffe und Abfälle, Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Einrichtungen, Endlagerung) zur Beratung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU).

EPR: Europäischer Druckwasserreaktor. Deutsch-französische Gemeinschaftsentwicklung eines →Druckwasserreaktors mit ca. 1500 MWe für aktuelle und künftige Neubauprojekte.

Freigabewerte (früher: **Freigabegrenzwerte**): nuklidspezifische Werte der massen- bzw. oberflächenbezogenen Aktivität, bei deren Einhaltung Reststoffe aus einer kerntechnischen Anlage zu verschiedenen Zwecken (Wiederverwendung, Wiederverwertung, Deponierung) aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes freigegeben werden können; in Anl. III Tab. 1 StrlSchV festgelegt.

Freigrenzen: nuklidspezifische Werte der Gesamtaktivität bzw. der massenbezogenen Aktivität, bei deren Überschreitung der Umgang mit einem bestimmten Material, Gerät usw. einer Anzeige oder Genehmigung bedarf; in Anl. III Tab. 1 StrlSchV festgelegt.

Gammastrahlung: elektromagnetische Strahlung (Photonenstrahlung) mit Energien oberhalb einiger keV, entsteht beim Strahlungsübergang eines angeregten

Kerns, der z. B. aus einer Alpha- oder Betaumwandlung hervorgegangen ist. Vorrangig Gammastrahlung aussendende Kerne werden als Gammastrahler bezeichnet.

Gasgekühlter Schwerwasserreaktor (GHWR): z. B. bei Kernkraftwerk Niederarchbach (KKN). Zur Kühlung dient ein Gas, z. B. CO_2 , zur Neutronenmoderation schweres Wasser (D_2O).

Grüne Wiese: Bezeichnung, die sich für den Zustand nach vollständiger Beseitigung einer Anlage und Freigabe des Standorts eingebürgert hat.

Hochtemperaturreaktor (HTR): Bezeichnung für einen gasgekühlten Reaktor, der auch zum Erbrüten von Kernbrennstoff dienen kann. Der in Deutschland mit →AVR und →THTR 300 vertretene Typ verwendete kugelförmige, mit Graphit umhüllte Brennelemente. Das austretende Gas ist sehr heiß und kann auch zur Erzeugung von Prozesswärme dienen.

Isotope: Atome mit derselben Elektronen- und Protonen-, aber unterschiedlicher Neutronenzahl.

Kontamination: Die unerwünschte Verteilung radioaktiver Substanzen über Räume, Gegenstände, Einrichtungen, Kleidung, Menschen. Kann zumeist durch Dekontaminationsmaßnahmen entfernt oder gemindert werden.

Kontrollbereich: Bereiche innerhalb kerntechnischer Anlagen, in denen Personen im Kalenderjahr (bei einer Aufenthaltszeit von 40 Stunden je Woche und 50 Wochen im Kalenderjahr) eine effektive →Dosis von mehr als 6 mSv erreichen können. Kontrollbereiche sind abgegrenzt und der Zutritt wird kontrolliert.

Leichtwasserreaktor (LWR): Sammelbezeichnung für Kernreaktoren, die als Moderator und Kühlmittel normales („leichtes“) Wasser (H_2O) benutzen im Unterschied zu schwerem Wasser (D_2O). LWRs können z. B. als →Druck- oder →Siedewasserreaktor ausgeführt sein. Die Kernspaltung geschieht mit thermischen Neutronen im Unterschied zu →Schnellen (Brut-)Reaktoren.

Mischoxid (MOX)-Brennelemente: Brennelemente, die neben Urandioxid (UO_2) weitere Oxide spaltbarer Materialien wie Plutoniumdioxid (PuO_2) enthalten, um die aus der Wiederaufarbeitung gewonnenen Kernbrennstoffe bei der Kernspaltung effizient einsetzen zu können.

Nachbetriebsphase: im Allgemeinen zusammenfassende Bezeichnung für die Zeit von der Betriebseinstellung einer kerntechnischen Anlage bis zum Beginn der Stilllegungsarbeiten.

Nachweisgrenze: auf der Basis statistischer Verfahren festgelegter Kennwert zur Beurteilung der Nachweismöglichkeit bei Kernstrahlungsmessungen. Die Nachweisgrenze gibt an, welcher kleinste Beitrag mit dem betrachteten Messverfahren bei vorgegebener Fehlerwahrscheinlichkeit noch nachgewiesen werden kann.

Nuklide: svw. Isotope, meist benutzt, wenn man sich auf eine bestimmte Sorte von Atomen bzw. Kernen bezieht.

Nuklidvektor: Liste von Radionukliden, die in der Kontamination oder Aktivierung von Materialien, Gebäuden oder Anlagenflächen vorkommen, zusammen mit der Angabe der prozentualen Aktivitätsanteile (z. B. 60 % Co-60, 35 % Cs-137, 5 % Sr-90).

POLLUX-Behälter: vorgesehener Behälter für die Endlagerung ausgedienter Brennelemente.

Radioaktiver Abfall: →radioaktive Stoffe, die gemäß den Bestimmungen des Atomgesetzes geordnet beseitigt werden müssen.

Radioaktive Stoffe: Kernbrennstoffe, d.h. besondere spaltbare Stoffe, die bestimmte Uran- und Plutonium-Isotope enthalten, oder sonstige radioaktive Stoffe, d.h. Stoffe, die Radionuklide enthalten oder mit Kernbrennstoffen kontaminiert sind.

Radioaktive Reststoffe: nicht mehr benötigte Stoffe, die in einer kerntechnischen Anlage entstehen und die entweder schadlos zu verwerten oder als radioaktive Abfälle geordnet zu beseitigen sind. Der kerntechnische Reststoffbegriff unterscheidet sich vom Begriff des „Abfalls zur Verwertung“ im konventionellen Bereich.

Radionuklide: radioaktive →Nuklide

Reaktordruckbehälter (RDB), auch Reaktordruckgefäß (RDG): metallischer Behälter, der den Reaktorkern und die nötigen Einbauten und Komponenten aufnimmt. Der RDB ist auf hohe Druckfestigkeit ausgelegt und Teil des Sicherheitsbarrieren-Systems von Kernkraftwerken.

Reaktorsicherheitskommission (RSK): Expertengremium mit technischer Zielsetzung zur Beratung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU).

Schneller Natriumgekühlter Reaktor (SNR; Fast breeding reactor, FBR): Reaktortyp, der beim Betrieb neuen Kernbrennstoff „erbrüten“ kann, auch „Brutreaktor“. Dafür werden schnelle Neutronen benötigt, so dass für Kühlung und Moderation an die Stelle von Wasser flüssiges Metall (z. B. Natrium) tritt.

Sicherer Einschluss (SE): Verwahrung der kerntechnischen Anlage nach Betriebseinstellung vor der endgültigen Beseitigung in einem gesicherten Zustand, nachdem die Brennelemente entfernt worden sind. Ziel ist die Verringerung der Radioaktivität in der Anlage durch Ausnutzung des radioaktiven Zerfalls während der Wartezeit.

Siedewasserreaktor (SWR): Typ eines →Leichtwasserreaktors, bei dem im Unterschied zum →Druckwasserreaktor im Primärkreislauf Sieden des Wassers erfolgt. Der entstehende Dampf treibt ohne Zwischenschaltung eines Sekundärkreislaufs Turbinen zur Stromerzeugung.

Sievert (Sv): Maßeinheit der →Dosis (Äquivalentdosis), gibt die von der Strahlung an die Materie abgegebene Energie pro Masseneinheit an (J/kg)

Spaltstoffflusskontrolle: Bilanzierung der Mengen an spaltbarem Material während Transport, Lagerung, Anwendung und Entsorgung zur Vermeidung von Entwendung („Safeguards“).

Stilllegung: Nach dem Atomgesetz nur die endgültige Betriebseinstellung einer kerntechnischen Anlage, abgegrenzt vom →Sicheren Einschluss sowie dem Abbau der Anlage oder von Anlagenteilen. Im technischen Sprachgebrauch die gesamte Zeitspanne nach endgültiger Abschaltung bis zur Beseitigung.

Strahlenexposition: Einwirken ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper.

Strahlenschutzkommission (SSK): Expertengremium für Fragen des Strahlenschutzes zur Beratung des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU).

Strahlenschutzverordnung (StrlSchV): Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlung. Teil des Regelwerks zur Kernenergie für spezielle Aspekte des Strahlenschutzes, Umgang, Transport und Beseitigung radioaktiver Stoffe, Abfälle und Kernbrennstoffe usw.

Überwachungsbereich: ein nicht zum Kontrollbereich gehörender Strahlungsbereich, in dem Personen im Kalenderjahr eine effektive →Dosis von mehr als 1 mSv erhalten können.

Voruntersuchung: Maßnahmen zur Feststellung der radiologischen Situation von Systemen, Komponenten, Gebäuden oder Betriebsflächen einer Anlage im Rahmen von Freigabeverfahren.

Wiederaufarbeitung: Stufe des Brennstoffkreislaufs, in der die noch nicht umgewandelten bzw. durch die Kernumwandlungen erzeugten Radionuklide und damit der noch nicht verbrauchte Energieinhalt in den Brennelementen abgetrennt und zur Herstellung neuer Brennelemente verwendet wird.

Abkürzungen

ADIBKA: Forschungsreaktor im Forschungszentrum Jülich, →Tabelle 2.2

AKR: Forschungsreaktor in Dresden, →Tabelle 2.2

AVR: Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH, betreibt Rückbau des AVR-Versuchsatomkraftwerks (Forschungszentrum Jülich)

BER: Forschungsreaktor Berlin, →Tabelle 2.1

BfS: Bundesamt für Strahlenschutz (→Anhang E: Liste wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen)

BMU: Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (→Anhang E: Liste wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen)

BMBF: Bundesministerium für Bildung und Forschung (→Anhang E: Liste wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen)

BMF: Bundesministerium der Finanzen (→Anhang E: Liste wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen)

BMWi: Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (→Anhang E: Liste wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen)

EWN Energiewerke Nord GmbH: Lubmin. Betreibt u. a. die Stilllegung der Kernkraftwerke KGR und KKR sowie des AVR und der WAK

FR 2: Forschungsreaktor im Forschungszentrum Karlsruhe, →Tabelle 2.1

FRF: Forschungsreaktor Frankfurt, →Tabelle 2.1

FRG: Forschungsreaktor Geesthacht, →Tabelle 2.1

FRJ: Forschungsreaktor Jülich, →Tabelle 2.1

FRM: Forschungsreaktor München, →Tabelle 2.1

FRN: Forschungsreaktor Neuherberg, →Tabelle 2.1

FZJ: Forschungszentrum Jülich GmbH, Jülich

FZK: Forschungszentrum Karlsruhe, heute Karlsruher Institut für Technologie (KIT)

GGVSE: Gefahrgutverordnung Straße und Eisenbahn; Verordnung über die innerstaatliche und grenzüberschreitende Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße und mit Eisenbahnen

GKN: Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar, Neckarwestheim, →Tabelle 2.3

HAWC: High-Active Waste Concentrate, hochaktive flüssige Abfälle (aus der Wiederaufarbeitung)

HDR: Heißdampfreaktor Großwelzheim (bei Kahl), →Tabelle 2.4

HKG: Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH, Hamm, betreibt den Sicheren Einschluss des THTR 300

HZDR: Helmholtz-Zentrum Dresden Rossendorf

KAHTER: Forschungsreaktor im Forschungszentrum Jülich, →Tabelle 2.2

KBR: Kernkraftwerk Brokdorf, →Tabelle 2.3

KEITER: Forschungsreaktor im Forschungszentrum Jülich, →Tabelle 2.2

KFA (Kernforschungsanlage Jülich): frühere Bezeichnung für das Forschungszentrum Jülich

KfK (Kernforschungszentrum Karlsruhe): frühere Bezeichnung für das Forschungszentrum Karlsruhe

KGB: Kernkraftwerke Gundremmingen Betriebsgesellschaft mbH

KGR: Kernkraftwerk Greifswald, Stilllegung betrieben von der Energiewerke Nord GmbH, Lubmin, →Tabelle 2.4

KIT: Karlsruher Institut für Technologie, Karlsruhe (der Campus Nord bezeichnet das Forschungszentrum Karlsruhe)

KKB: Kernkraftwerk Brunsbüttel, →Tabelle 2.3

KKE: Kernkraftwerk Emsland, →Tabelle 2.3

KKG: Kernkraftwerk Grafenrheinfeld, →Tabelle 2.3

KKI-1: Kernkraftwerk Isar-1, Essenbach, →Tabelle 2.3

KKI-2: Gemeinschaftskernkraftwerk Isar-2, Essenbach, →Tabelle 2.3

KKK: Kernkraftwerk Krümmel GmbH, →Tabelle 2.3

KKP: Kernkraftwerk Philippsburg, →Tabelle 2.3

KKR: Kernkraftwerk Rheinsberg, Stilllegung betrieben von der Energiewerke Nord GmbH, Betriebsteil Rheinsberg, →Tabelle 2.4

KKS: Kernkraftwerk Stade, →Tabelle 2.4

KKU: Kernkraftwerk Unterweser, →Tabelle 2.3

KMK: Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich, →Tabelle 2.4

KNK: Kompakte Natriumgekühlte Kernenergieanlage im Forschungszentrum Karlsruhe (Versuchsanlage zur SNR-Entwicklung), →Tabelle 2.4

KRB: Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk GmbH, Gundremmingen, →Tabelle 2.3, Tabelle 2.4

KTa: Kerntechnischer Ausschuss; Expertengremium, das kerntechnische Regeln erarbeitet

KWB: Kernkraftwerk Biblis, →Tabelle 2.3

KWG: Kernkraftwerk Grohnde, →Tabelle 2.3

KWL: Kernkraftwerk Lingen, →Tabelle 2.4

KWO: Kernkraftwerk Obrigheim, →Tabelle 2.4

KWW: Kernkraftwerk Würgassen, →Tabelle 2.4

MZFR: Mehrzweck-Forschungsreaktor im Forschungszentrum Karlsruhe, →Tabelle 2.4

PKA: Pilotkonditionierungsanlage Gorleben

RAKE: Forschungsreaktor im VKTA Rossendorf e.V., →Tabelle 2.2

RFR: Rossendorfer Forschungsreaktor, im VKTA Rossendorf e.V., →Tabelle 2.1

RRR: Rossendorfer Ringzonen-Reaktor, Forschungsreaktor im VKTA Rossendorf e.V., →Tabelle 2.2

SNEAK: Forschungsreaktor im Forschungszentrum Karlsruhe, →Tabelle 2.2

STARK: Forschungsreaktor im Forschungszentrum Karlsruhe, →Tabelle 2.2

SUR: Siemens-Unterrichts-Reaktor, Leistung unter 1 Watt, div. Anlagen an Universitäten usw., für Ausbildungszwecke, →Tabelle 2.2

THTR: Thorium-Hochtemperatur-Reaktor, Hamm, →Tabelle 2.4

TRIGA: amerikanischer Typ von Forschungsreaktoren, →Tabelle 2.1

VAK: Versuchsatomkraftwerk Kahl, →Tabelle 2.4

VEK: Verglasungseinrichtung Karlsruhe, neu errichtete Anlage zur Verglasung der hochradioaktiven flüssigen Abfälle aus der →WAK

VKTA: Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik (VKTA) Rossendorf e.V.

WAK: Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe

WENRA: Western European Nuclear Regulators Association

ZLFR: Zittauer Lehr- und Forschungsreaktor, Hochschule für Technik, Wirtschaft und Sozialwesen Zittau/Görlitz, →Tabelle 2.2

Anhang C: Liste einiger für Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen relevanter Radionuklide

Die folgende Liste stellt Kenndaten von Radionukliden zusammen, die für Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen von Bedeutung sind. Radionuklide mit Halbwertszeiten von weniger als einem Jahr sind für die Stilllegung nicht oder nur in geringem Maße relevant, da eine anfänglich (d. h. am Ende der Betriebszeit) ggf. vorhandene Aktivität dieser Radionuklide binnen einiger Monate oder weniger Jahre weitgehend abklingt. Die hier aufgeführten Radionuklide decken die überwiegende Zahl von Stilllegungsprojekten ab, weitere Radionuklide können in Einzelfällen von Bedeutung sein.

In der folgenden Liste sind für jedes Radionuklid die folgenden Daten angegeben:

- Bezeichnung des Nuklids,
- Name des zugehörigen chemischen Elements,
- Halbwertszeit,
- wichtigste Zerfallsart,
- zugehörige Energien (bei mehreren Übergängen die wichtigsten Energien) und Zerfallswahrscheinlichkeiten,
- vorwiegende Herkunft bzgl. Stilllegung und Rückbau,
- radiologische Relevanz der Radionuklide.
- flächen- und massenbezogene Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe gem. Anl. III Tab.1 Sp. 4 und 5 StrlSchV.

Nuklid	Chem. Elem.	$T_{1/2}$ in Jahren	Zerfallsart	Energie in keV	Wahrscheinlichkeit	Herkunft	Radiol. Relevanz	flächenbez. FGW in Bq/cm ²	massenbez. FGW in Bq/g
Co-60	Kobalt	5,3	γ	1.173 1.332	100% 100%	Aktivierung Metalle	hoch	1	0,1
Cs-137	Cäsium	30	γ	662	90%	Spaltprod.	hoch	1	0,6
Sr-90	Strontium	29	$\beta(\text{max})$	1.543	100%	Spaltprod.	hoch	1	2
H-3	Wasserstoff	12	$\beta(\text{max})$	19	93%	Kühlwasser	gering	100	1.000
C-14	Kohlenstoff	5.700	$\beta(\text{max})$	156	100%	Spaltprod.	gering	100	80
U-234	Uran	240.000	α	4.800	~100%	Brennstoff	gering	1	0,5
U-238	Uran	4,5·10 ⁹	α	4.200	~100%	Brennstoff	gering	1	0,6
Am-241	Americi-um	433	α	5.500	~100%	Brennstoff	hoch	0,1	0,05

Anhang D: Literatur

Aufgrund der Fülle an Informationen im Internet wird hier nur eine kleine Übersicht verfügbarer Fachzeitschriften gegeben. Für weiterführende Recherchen im Internet bieten sich Webseiten wie www.kernenergie.de oder die Verweislisten auf den Webseiten der in Anhang E aufgeführten Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen an.

atw

Internationale Zeitschrift für Kernenergie, INFORUM Verlags- und Verwaltungsgesellschaft mbH
Robert-Koch-Platz 4, 10115 Berlin, ISSN 1431-5254 - www.kernenergie.de
(11 Ausgaben pro Jahr)

StrahlenschutzPRAXIS

Zeitschrift für den sicheren Umgang mit ionisierender und nichtionisierender Strahlung
Fachverband für Strahlenschutz e.V.; Verlag TÜV Rheinland, 51149 Köln
(ISSN 0947-434X, erscheint viermal jährlich)

Umwelt

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit,
Referat Öffentlichkeitsarbeit, Berlin (erscheint monatlich)

Nuclear Engineering International

Progressive House, UK (ISSN 0029-5507, erscheint monatlich)
PRIS – Power Reactor Information System
Datenbank der IAEA, weltweite Übersicht von Kernkraftwerken -
www.iaea.org/pris/

RRDB – Research Reactor Database

Datenbank der IAEA, weltweite Übersicht von Forschungsreaktoren -
nucleus.iaea.org/RRDB/

Anhang E: Liste wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen

Die folgende Liste beschränkt sich auf eine kleine Auswahl wichtiger Institutionen, Forschungseinrichtungen und Organisationen in Deutschland und auf internationaler Ebene. Weitere Informationen finden sich auf den Webseiten der genannten Einrichtungen sowie beispielsweise unter <http://www.kernenergie.de/>.

Behörden, Organisationen, Einrichtungen

Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF)
Hannoversche Str. 28-30, 10115 Berlin
Friedrichstraße 130 B, 10117 Berlin

Heinemannstr. 2, 53175 Bonn
www.bmbf.de

Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie (BMWi)
Scharnhorststr. 34-37, 10115 Berlin
Villemombler Str. 76, 53107 Bonn
www.bmwi.de

Bundesministerium der Finanzen (BMF)
Wilhelmstraße 97, 10117 Berlin
Am Propsthoof 78a, 53121 Bonn
www.bundesfinanzministerium.de

Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)
Stresemannstraße 128-130, 10117 Berlin
Robert-Schuman-Platz 3, 53175 Bonn
www.bmu.de

Bundesamt für Strahlenschutz (BfS)
Willy-Brandt-Str. 5, 38226 Salzgitter
www.bfs.de

Strahlenschutzkommission (SSK)
Geschäftsstelle beim Bundesamt für Strahlenschutz, Bonn
www.ssk.de

Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
RSK/ESK-Geschäftsstelle
Postfach 12 06 29, 53048 Bonn
www.rskonline.de

Entsorgungskommission (ESK)
RSK/ESK-Geschäftsstelle
Postfach 12 06 29, 53048 Bonn
www.entsorgungskommission.de

Kerntechnischer Ausschuss (KTA)
Geschäftsstelle im Bundesamt für Strahlenschutz
Willy-Brandt-Str. 5, 38226 Salzgitter
www.kta-gs.de

Forschungseinrichtungen

Forschungszentrum Jülich GmbH
Wilhelm-Johnen-Straße, 52425 Jülich
<http://www.fz-juelich.de>

Karlsruher Institut für Technologie
Hermann-von-Helmholtz-Platz 1,
76344 Eggenstein-Leopoldshafen
www.kit.edu

Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e.V. (VKTA)
Bautzner Landstraße 400,
01328 Dresden
www.vkta.de

Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf e.V.
Bautzner Landstraße 400,
01328 Dresden
www.hzdr.de

Helmholtz-Zentrum Geesthacht
Max-Planck-Str. 1, 21502 Geesthacht
www.hzg.de

Helmholtz-Zentrum Berlin für Materialien und Energie
Glienicke Str. 100, 14109 Berlin
www.helmholtz-berlin.de

Projektträger Wassertechnologie und Entsorgung (PTKA-WTE)
Hermann-von-Helmholtz-Platz 1,
76344 Eggenstein-Leopoldshafen www.ptka.kit.edu/wte/

Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB)
Bundesallee 100, 38116 Braunschweig
www.ptb.de

Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM)
Unter den Eichen 87, 12205 Berlin
www.bam.de

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS)
Schwernergasse 1, 50667 Köln
www.grs.de

Nichtstaatliche Organisationen, Öffentlichkeitsarbeit

Deutsches Atomforum e.V. (DATF)
Robert-Koch-Platz 4, 10115 Berlin
www.kernenergie.de

Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V. (FS)
Postfach 12 05, 85740 Garching
www.fs-ev.de

Informationskreis Kernenergie (IK)
www.kernenergie.de

Kerntechnische Gesellschaft e.V. (KTG)
Robert-Koch-Platz 4, 10115 Berlin
www.ktg.org

Internationale Organisationen

Europäische Kommission
Generaldirektion Energie
B-1049 Brüssel
ec.europa.eu/dgs/energy/

IAEO / IAEA - Internationale Atomenergie-Organisation (International Atomic Energy Agency)
Wagramerstr. 5, A-1400 Wien
www.iaea.org

OECD/NEA - OECD Nuclear Energy Agency
Le Seine Saint-Germain, 12, Boulevard des Iles,
F-92130 Issy-les-Moulineaux
www.oecd-neo.org

WENRA - Western European Nuclear Regulators Association
www.wenra.org

Stichwortverzeichnis

--A--

Abfälle
 Begriff 74
 Klassifizierungssystem 75
 Konditionierung 144
 Massenverteilung 79
 zeitlicher Verlauf 82
Abfallprodukt 144
Abklinglagerung 45, 107
Absetzanlagen 20
ADIBKA 12, 171
AKR 12, 171
AKR-2 12, 29
Aktivierung 77, 99, 166
Aktivität 152
Aktivitätsinventar 4
Alphazerfall 166
Altanlagen 10
Altlastentitel 35
Annahmebedingungen
 für Endlager 98
Asse → Schachtanlage
 Asse Forschungsbergwerk 95
Atomgesetz 3, 36, 73, 74, 80, 110, 113, 116, 166
Atomkonsens 54, 110
Atomrechtliche Decksungsvorsorge-Verordnung 116
Atomrechtliche Verfahrensverordnung 111
Aufsichtsverfahren 36, 114
Ausbildung 24, 123, 154
Autogenes Brennschneiden 130
AVR 13, 15, 26, 56, 116, 168, 171

--B--

Beendigung der Nutzung der Kernenergie 13
BER II 11, 28, 171
Berlin → HMI, BER
Beseitigung
 kerntechnische Anlagen 3, 31, 33, 110
 radioaktiver Abfall 35, 74ff, 144

Betazerfall 166
Betriebeinstellung 3
Betriebszeit 3, 5, 34, 35
BfS → Bundesamt für Strahlenschutz
Biblis → KWB
Biologischer Schild 47, 62
BMBF → Bundesministerium für Bildung und Forschung
Anlagen im Geschäftsreich 8, 34, 38
BMF → Bundesministerium der Finanzen
BMU → Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMW i → Bundesministerium für Wirtschaft und Technologie
BR-2 10
BR-3 124
Brennelemente 3, 7, 9, 18, 31, 166
 abgebrannte 7, 36, 43
 Endlagerung 7, 19, 80, 93, 166
 Entladen 33, 116
 Herstellung ix, 16, 18, 69
 Wiederaufarbeitung 7, 16, 19, 71, 80, 170
Brennstoffkreislauf 7, 16, 69, 80
Brokdorf → KBR
Brunsbüttel → KKB
Bundesamt für Strahlenschutz 95, 116, 123, 171, 176
Bundesauftragsverwaltung 115
Bundesministerium der Finanzen 171, 176
 für Bildung und Forschung 171, 176
 für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit 115, 171, 175, 176

 für Wirtschaft und Technologie 20, 171, 176
Bund-Länder-Ausschuss für Atomkernenergie 115

--C--

CAMC 132
CASTOR-Behälter 46, 57, 67, 84, 91, 166

--D--

Dekontamination 32, 77, 128, 139, 151
Dekontaminationsverfahren 128, 139
Dosisreduktion 125, 150
Deutsches Krebsforschungszentrum 123
Dosis iv, 33, 40, 54, 166

--E--

Effektivdosis 167
Einschmelzen von Metall 89, 145
Elektrizitätsmenge 3
Elektropolieren 140
Ellweiler 16, 17
Emsland → KKE
Endlager 16, 76, 93
 Brennelemente 7, 19, 80, 93, 166
 oberflächennah 154
 Stilllegungsabfälle 31, 93, 94
Endlager Konrad 9, 35, 44, 51, 75, 81, 91, 93, 94, 98, 112, 144
Endlager Morsleben 35, 41, 90, 94
Endlagergebühren 35
Energieversorgungsunternehmen → Reaktoren, Leistungs-Energiewerke Nord GmbH → EWN
Entscheidungsmessung 167
Entsorgung → Zwischen-, Endlager, Konditionierung, Schadlose

Verwertung
 Kernkraftwerke 82
 Entsorgungskommission
 112, 115, 167, 176
 EPR → Europäischer
 Druckwasserreaktor
 ERAM → Endlager Mors-
 leben
 Erfahrungsaustausch
 121
 Erkundungsbergwerk
 Gorleben 75, 97
 EU → Europäische Kom-
 mission
 EURATOM 124
 Europäische Kommission
 119, 124, 177
 Europäische Union 124
 Europäischer Druckwas-
 serreaktor 167
 EVU → Energieversor-
 gungsunternehmen
 EWN 26, 29, 56, 72, 86,
 91, 108, 123, 171
 → KGR, ZLN

--F--

Finanzierung 5, 34
 Finanzierungskonzepte 37
 FMRB 11, 65
 Forschungszentrum
 Dresden-Rossendorf
 28, 123, 176
 Geesthacht 11, 27,
 69, 176
 Jülich 10, 16, 19, 26,
 62, 91, 123, 176
 Karlsruhe 10, 15, 19,
 25, 30, 60, 72, 86,
 123, 176
 Rossendorf 28
 FR 2 13, 25, 59, 171
 Frankreich 146
 Fräsverfahren 135
 Freigabe 135
 Freigabe 24, 31, 33, 43,
 48, 51, 61, 70, 74, 77,
 87, 90, 97ff, 167
 DIN 25457 104, 142
 Freigabewerte 101, 167
 Messverfahren 142ff
 Freigrenzen 98, 111,

119, 126, 167
 Freimessanlagen 152
 FRF-2 171
 FRG 171
 FRG-1 11, 27
 FRG-2 11, 27
 FRH 11, 64, 77
 FRJ-1 11, 62
 FRJ-2 11, 63
 FRM 11, 66, 171
 FRM-II 11, 157
 FRN 11, 27, 171
 FZJ 26, 123, 171
 FZK → Forschungszen-
 trum Karlsruhe
 FZR → Forschungszen-
 trum Dresden-Ros-
 sendorf

--G--

Gammastrahlung 143, 167
 Geesthacht → GKSS,
 FRG
 Gefahrgutverordnung 83
 Gemeinsames Überein-
 kommen über die Si-
 cherheit der Behand-
 lung abgebrannter
 Brennelemente und
 über die Sicherheit
 der Behandlung radi-
 oaktiver
 Abfälle 9
 Genehmigung 110ff
 Antrag 115
 Erteilung 31, 81, 115
 Zuständigkeit im Verfah-
 ren 115
 Genehmigungsverfahren
 114
 Gesellschaft für Anlagen
 und Reaktorsicherheit
 → GRS
 Gesellschaft für Nuklear-
 service → GNS
 GFE → Großforschungs-
 einrichtungen
 GKN 2, 14, 171
 GKSS 11, 27, 176
 → Forschungszentrum
 Geesthacht
 GNS 56

Gorleben → auch PKA,
 → Erkundungsberg-
 werk Gorleben
 Grafenrheinfeld → KKG
 Greifswald → KGR, ZLN
 Grohnde → KWG
 Gronau
 Anreicherung 17
 Großbritannien 147
 Großforschungseinrich-
 tungen 5, 10, 16, 24,
 29, 35, 88, 123, 154
 Großkomponenten 33,
 107
 GRS 116, 177
 Grüne Wiese 3, 11, 39,
 49, 168
 Gundremmingen → KRB
 Gutachter 30, 34, 114

--H--

Halbwertszeit iv
 Hamm-Uentrop → THTR
 300
 Hanau 18, 69, 91
 HAWC 73, 88, 171
 HDB 26, 30, 61, 86,
 87, 91
 HDR 13, 15, 25, 49,
 135, 138, 172
 Heiße Zellen 2
 Helmholtz Zentrum Mün-
 chen 27, 96, 123
 Helmholtz-Zentrum Berlin
 28, 176
 Helmholtzzentrum für
 Schwerionenforschung
 123
 HFR 10
 HMI 28
 HOBEG 18, 69
 Hochtemperaturreaktor
 15, 26, 56, 116, 168

--I--

IAEO 68, 83, 119, 124,
 177
 ICRP 119, 120, 126,
 ILL 10
 In-situ-Gammaspektro-
 metrie 143
 kollimiert 143

International Commission on Radiological Protection → ICRP
Internationale Atomenergie-Organisation → IAEA
Isar → KKI
Isotop 168
Italien 149

--J--

Joint Convention → Gemeinsames Übereinkommen...
Jülich → Forschungszentrum Jülich, FRJ-1, FRJ-2, AVR,
→ Forschungszentrum Jülich, AVR, FRJ-1, FRJ-2

--K--

Kahl → HDR, VAK
KAHTER 12, 172
Kalkar → SNR 300
Karlsruhe → Forschungszentrum Karlsruhe, FR 2, KNK-II, MZFR, WAK, → Forschungszentrum Karlsruhe, KfK, FR 2, KNK, MZFR, WAK
Karlsruhe → Brennelemente Herstellung
KBR 2, 14, 172
KEITER 12, 172
Kernbohren 138
Kernenergie ix, 6, 8
Kernkraftwerke
→ Reaktoren, Leistungs-Sicherheit ix
Stilllegungskonzept 30
Zeitverfügbarkeit ix
Kerntechnische Anlagen 2, 26, 175
Kerntechnischer Ausschuss 172, 176
KFA → Forschungszentrum Jülich
KfK → Forschungszentrum Karlsruhe

KGR 3, 5, 15, 29, 30, 42, 44, 87, 107, 132, 135, 150, 172
KIT 26, 172
KKB 14, 78, 172
KKE 2, 4, 14, 172
KKG 14, 172
KKI 2, 14, 172
KKK 14, 172
KKN 13, 15, 39, 49, 131, 135, 137, 167
KKP 14, 113, 172
KKR 2, 3, 5, 15, 29, 30, 44, 45, 87, 107, 108, 133, 171, 172
KKS 15, 51, 79, 113, 172
KKU 14, 172
KMK 15, 54, 78, 172
Knabberschneiden 136
KNK 26, 60, 61, 172
KNK II 13, 15, 25, 60, 88
Kompetenzerhalt 26, 123
Kompetenzverbund
Strahlenforschung 123
Konditionierung 151
Anlagen 16
Konditionierungsverfahren 144
Konrad → Endlager
Konrad
Kontakt-Lichtbogen-Metall-Schneiden 132
Kontamination 4, 40, 71, 74, 77, 89, 168
Kontrollbereich 3, 31, 168
Konvoi-Anlagen ix
Kosten
Anlagen der EVU 35
Anlagen des Bundes 34
Einsparung 107, 151, 153
Personal 153
Volkswirtschaftlicher Überblick 36
KRB 3, 14, 15, 47, 49, 124, 131, 133, 135, 138, 141, 173
KRB-A 14, 47, 124, 135
Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz 74

Krümme → KKK
KWB 14, 78, 173
KWG 2, 14, 173
KWL 2, 15, 41, 42, 173
KWO 2, 15, 53, 173
KWW 15, 50, 52, 135, 173

--L--

Landessammelstellen 81, 86, 91, 92, 94
Laserschneiden 131, 152
Leistung iv
Leitfaden zur Stilllegung 117
Lichtbogen-Sauerstoff-Schneiden 133
Lichtbogen-Wasserstrahl-Schneiden 133
Lingen → KWL

--M--

Messverfahren 73, 104, 122, 142, 144, 152
Mittel- und Osteuropa 149, 151
Monolith-Container 145
Morsleben → Endlager
Morsleben
MOX 18, 59, 71, 168
Mülheim-Kärlich → KMK
MZFR 13, 15, 25, 26, 61, 135, 167, 173

--N--

Nachbetriebsphase 4, 31, 38, 116, 128, 168
Nachweisgrenzen 142, 168
natürliche Radioaktivität 111
Neckar → GKN
Niederaichbach → KKN
Niederlande 148
NORM 110
NUKEM-A 18, 69, 80
Nuklearschiff Otto Hahn 11, 27, 68
Nuklide ix, 168
Nuklidvektoren 105,

- 142
- O--**
- Obrigheim → KWO
- OECD/NEA 125, 127, 177
- Öffentlichkeitsbeteiligung 97
- Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency → OECD/NEA
- Otto Hahn (Nuklearschiff) 11, 27, 68
- P--**
- Philippsburg → KKP
- Pilotkonditionierungsanlage → PKA
- PKA 84, 85, 173
- Plasmaschmelzschnitten 130
- POLLUX-Behälter 85, 168
- Presslufthammer 137
- Primärabfälle 75
- Primärenergieverbrauch 2, 6
- PTB 11, 65, 177
- R--**
- radioaktiv viii, 110
- radioaktive Stoffe 110, 169
- radioaktiver Zerfall viii, 33
- Radionuklide 169
- RAKE 12, 28, 173
- Reaktor
- Schneller Brutreaktor 15, 58
- Reaktordruckbehälter 45, 46, 77, 169
- Reaktoren 9
- Druckwasser- ix, 6, 13, 30, 77, 167
 - Forschungs- ix, 1, 7, 10, 12, 33, 59, 77
 - Leichtwasser- 38, 168
 - Leistungs- 1, 10, 13, 31
 - Schnelle Brutreaktoren 6
 - Siedewasser- ix, 6, 13, 30, 77, 169
- Reaktorsicherheitskommission 112, 115
- Reststoff 74
- Reststrommengen 1, 53, 80, 113
- RFR 11, 28, 66, 173
- Rheinsberg → KKR
- Rossendorf → Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf, Forschungszentrum Rossendorf
- RRR 13, 28, 173
- RSK → Reaktorsicherheitskommission
- Rückstellungen 5, 32, 34
- Rückstellungen der Energieversorgungsunternehmen 35
- S--**
- Sägeverfahren 134
- Schachtanlage Asse 27, 93, 95, 96
- Schadensvorsorge 116
- schadlose Verwertung 111
- Schadstoffe 8, 22, 118
- Scherverfahren 136
- Seilsägen 135
- Sekundärabfälle 75, 138, 141
- Sicherer Einschluss 3, 29, 49, 56, 61, 117
- Genehmigung 110, 117
- Stilllegungsvariante 117
- Sievert iv, 169
- SNEAK 12, 173
- SNR 300 58, 61
- Spaltstoffflusskontrolle 124, 169
- Spanien 37, 146, 149
- Sprengen 137
- SSK → Strahlenschutzkommission
- Stade → KKS
- Standortzwischenlager → Zwischenlager
- STARK 12, 173
- Stilllegung 5, 169
- Sicherer Einschluss
 - Definition 3
- Gründe 3
- Stilllegungsgenehmigung → Genehmigung
- Stilllegungskonzepte
- Anlagen des Brennstoffkreislaufs 33
 - Forschungsreaktoren 33
 - Leistungsreaktoren 30
- Stilllegungsleitfaden → Leitfaden zur Stilllegung
- Stilllegungsvarianten 31
- Störfallanalysen 118
- Störfallplanungswert 118
- Strahlenexposition iv
- Strahlenschutzgrundnormen 119
- Strahlenschutzkommission 24, 103, 112, 115, 119, 129, 170, 176
- Strahlenschutzverordnung 97, 99, 104, 110, 118, 119, 170
- Stromerzeugung 10, 13, 18, 80, 123, 147, 149
- SUR 12, 67, 173
- T--**
- Tagebau 8, 20, 22
- Technische Universität München 66
- THTR 300 15, 57
- Transport
- Behälter 83
 - fossiler Brennstoffe 8
 - radioaktiver Stoffe 82, 124
 - Regelwerk 83
 - Sicherheit 83
- Treibhausgase 8
- Trennschleifen 40, 135, 138
- TRIGA 11, 64, 65, 77, 173
- U--**
- Überwachungsbereich 79, 97, 170
- Uentrop → THTR 300
- Untergesetzliches Regelwerk 74

Abbildungsnachweis:

Bundesamt für Strahlenschutz: Abb. 4.12, 4.13

E.ON Kernkraft GmbH: Abb. 3.13, 3.14

EnBW Kernkraft GmbH: Abb. 3.16

EWN Energiewerke Nord GmbH: Abb. 3.4, 3.5, 3.6, 3.7, 3.8, 3.9, 3.18, 4.8, 4.16, 7.1, 7.2, 7.4

Forschungszentrum Jülich GmbH: Abb. 2.7, 3.24, 3.25

GKSS Forschungszentrum Geesthacht GmbH: Abb. 3.30

GNS Gesellschaft für Nuklearservice GmbH: Abb. 3.15, 4.6, 4.10

Hochschule für angewandte Wissenschaften Hamburg: Abb. 3.29

Kernkraftwerk Gundremmingen GmbH: Abb. 7.4

KIT Karlsruher Institut für Technologie: Abb. 2.6

NUKEM GmbH: Abb. 3.11, 3.31, 3.32, 3.33

PTB Physikalisch-Technische Bundesanstalt: Abb. 3.26

RWE Power AG: Abb. 1.1, 3.3, 3.10, 3.17, 3.19

VKTA Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik e.V.: Abb. 3.28

WAK Rückbau und Entsorgungs-GmbH: Abb. 3.1, 3.12, 3.21, 3.22, 3.23, 3.34, 3.35, 4.7, 7.6, 7.8

WISMUT GmbH: Abb. 2.4, 2.5