



**Kernkraftwerk Greifswald (KGR)
Blöcke 1 - 6
Stilllegung der Anlage
mit Abbau von Anlagenteilen**

Stellungnahme der Reaktor-Sicherheitskommission
und der Strahlenschutzkommission

Inhaltsverzeichnis

1	Stand des Vorhabens	3
2	Beratungsauftrag	3
3	Sicherheitstechnische Aspekte	5
3.1	Technische Konzeption für Stilllegung und Abbau	5
3.2	Kernbrennstoffe und ihr Verbleib	6
3.3	Brandschutz	6
3.4	Vorsorge gegen Störfälle und auslegungsüberschreitende Ereignisse	7
3.5	Behandlung und Verbleib radioaktiver Abfälle	8
3.6	Bewertung durch die RSK	8
4	Strahlenschutztechnische Aspekte	9
4.1	Strahlenschutz des Personals	9
4.1.1	Schutz vor äußerer Strahlung	9
4.1.2	Schutz vor Kontamination und Inkorporation	10
4.2	Strahlenexposition in der Umgebung	11
4.3	Freigabekriterien	12
4.4	Bewertung durch die SSK	13
5.	Zusammenfassende Bewertung durch die RSK und die SSK	13

1 Stand des Vorhabens

Zwischen 1968 und 1979 wurden am Standort Lubmin bei Greifswald vier Reaktorblöcke des sowjetischen Typs WWER-440/W-230 errichtet und in Betrieb genommen. Im März 1989 wurde mit der Inbetriebnahme eines fünften Blockes vom fortgeschrittenen Typ WWER-440/W-213 begonnen. Dessen Probetrieb wurde im November 1989 und die Errichtung der Blöcke 6 bis 8 des gleichen Typs im Verlaufe des Jahres 1990 eingestellt. Als letzter noch betriebener Block wurde Block 1 am 18.12.1990 nach 17jährigem Betrieb abgeschaltet.

Nach den Bestimmungen des Einigungsvertrages (§ 57 a AtG) werden die bis zum 30.06.1990 in der ehemaligen DDR erteilten Genehmigungen und Erlaubnisse für Kernkraftwerke mit Ablauf des 30.06.1995 unwirksam. Bis zu diesem Zeitpunkt muß deshalb eine neue Genehmigung erteilt werden.

Die Energiewerke Nord GmbH (EWN) stellte bei der zuständigen atomrechtlichen Genehmigungsbehörde des Landes Mecklenburg-Vorpommern - bis Dezember 1994 das Umweltministerium, heute das Innenministerium -, mit Schreiben vom 05.03.1993 einen Antrag auf Genehmigung nach § 7 AtG zum Innehaben der kerntechnischen Anlage, zur Stilllegung und zum Abbau der Blöcke 1 bis 5 des Kernkraftwerkes Greifswald (KGR). Dieser Antrag dokumentierte die Absicht der Stilllegung, enthielt aber keine technischen Unterlagen und war daher nicht prüffähig. Mit Schreiben vom 17.06.1994 wurde ein konkreter, prüffähiger Antrag auf Stilllegung und Abbau gestellt, der mit den Schreiben vom 17.11.1994 und 01.03.1995 ergänzt wurde.

Nach diesen Schreiben sind die Stilllegung der Anlage KGR und der Abbau von Anlagenteilen aus dem Maschinenhaus, der Blöcke 1 bis 4 sowie von Anlagenteilen aus dem Kontrollbereich des Blockes 5 und einiger nicht radioaktiver Anlagenteile aus dem Block 6 beantragt. Desweiteren hat EWN die Übernahme von kontaminierten Wässern aus den Kontrollbereichen der Zentralen Aktiven Werkstatt (ZAW), des Zwischenlagers für abgebrannten Brennstoff (ZAB) und der Halle 7 des Zwischenlagers Nord (ZLN) in den Kontrollbereich der Blöcke 1 bis 6 sowie den Umgang mit diesen radioaktiven Stoffen innerhalb der Anlage und deren Entsorgung beantragt.

Nach der Stilllegung soll der Abbau der Anlage schrittweise erfolgen. Sukzessive soll der Brennstoff aus der Anlage entfernt werden. Radioaktive Reststoffe und Betriebsabfälle sollen behandelt und in das ZLN oder in ein Endlager verbracht werden. Danach bzw. parallel soll dann die eigentliche Demontage der Anlage beginnen.

2 Beratungsauftrag

Das BMU beauftragte mit den Schreiben vom 30.01.1995 und vom 20.02.1995 die RSK und die SSK mit der Erarbeitung einer Stellungnahme zu

- a) den für die 1. Stilllegungsgenehmigung beantragten Maßnahmen und
- b) zum Stilllegungskonzept insgesamt.

Hierzu fanden folgende Beratungen statt:

- 3. Sitzung der RSK-Arbeitsgruppe STILLEGUNG am 20. und 21.03.1995 in Lubmin/Rubenow

- 132. Sitzung des Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ der SSK am 30. und 31.03.1995
- 290. Sitzung der RSK am 12.04.1995 zu den sicherheitstechnischen Aspekten des Vorhabens
- 130. Sitzung der SSK am 27./28.04.1995 zu den strahlenschutztechnischen Aspekten.

Auf den Sitzungen am 20./21.03.1995 und am 30./31.03.1995 wurden die Antragstellerin EWN, die Sachverständigen TÜV Nord e.V., TÜV Bayern Sachsen e.V., Germanischer Lloyd, Brenk Systemplanung, das Landesamt für Umwelt und Naturschutz des Landes Mecklenburg-Vorpommern sowie die Genehmigungsbehörde angehört.

Auf diesen Sitzungen haben die Sachverständigen die Ergebnisse ihrer Begutachtung dargestellt. Hierzu lagen u.a. folgende Beratungsunterlagen vor:

- [1] EWN GmbH
Kernkraftwerksanlage Greifswald (Blöcke 1-6)
Antrag vom 17.06.1994 auf Innehaben, Stilllegung und Abbau von Anlagenteilen nach § 7 AtG mit den Nachträgen vom 17.11.1994 und 01.03.1995
- [2] EWN GmbH
Kernkraftwerk Greifswald
Sicherheitsbericht vom 15.12.1994 zum Innehaben und zur Stilllegung der Anlage sowie zum Abbau von Anlagenteilen
- [3] EWN GmbH
Kernkraftwerk Greifswald
Sicherheitsbericht/Kurzfassung vom Januar 1995 zum Innehaben und zur Stilllegung der Anlage sowie zum Abbau von Anlagenteilen
- [4] TÜV Nord e.V.
Entwurf/Gutachten zum Kernkraftwerk Greifswald - Stilllegung und Abbau von Anlagenteilen
Stand: März 1995
- [5] Germanischer Lloyd
Kernkraftwerksanlage Greifswald - Blöcke 1 bis 6
Entwurf/Gutachten zum Brandschutz, Teil I, Stilllegung der Blöcke 1 bis 6
Zusammenfassung, Stand: März 1995
- [6] Brenk Systemplanung
Erarbeitung und Begutachtung von Freigabegrenzwerten für die Stilllegungsphase des Kernkraftwerks Greifswald (KGR), Entwurf des Endgutachtens
T. John, A. Deckert, S. Thierfeldt, 22. März 1995, BS-Nr. 9409-3
- [7] TÜV Nord e.V. und TÜV Bayern Sachsen e.V.
Tischvorlage vom 21.03.1995
Gutachten KGR - Stilllegung und Abbau von Anlagenteilen
Teil II: Abbau von Anlagenteilen aus dem Überwachungsbereich
Teil III: Abbau von Anlagenteilen aus dem Kontrollbereich des Blockes 5 und dem Überwachungsbereich des Blockes 6
- [8] TÜV Nord e.V.
Tischvorlage vom 21.03.1995, Stilllegung Kernkraftwerk Greifswald
- [9] TÜV Nord e.V.
Tischvorlage vom 30./31.03.1995, Stilllegung und Abbau des Kernkraftwerks Greifswald

3 Sicherheitstechnische Aspekte

3.1 Technische Konzeption für Stilllegung und Abbau

Die Anlage KGR befindet sich derzeit im kalten, drucklosen Zustand. Bestrahlte Brennelemente sind nur noch in dem Reaktor 1 und in den Abklingbecken 1 und 2 sowie 4 und 5 enthalten. An Kernbrennstoff befinden sich derzeit insgesamt ca. 583 t Schwermetall in der gesamten Anlage einschließlich des ZAB. Die Gesamtaktivität im KGR befindet sich überwiegend im Kernbrennstoff und beträgt ca. $1,2\text{E}19$ Bq. Nach Entfernung des Kernbrennstoffes verteilt sich die Restaktivität auf

- aktivierte Bauteile der Reaktoren (ca. $3,5\text{E}17$ Bq)
- radioaktive Reststoffe und Betriebsabfälle (ca. $1\text{E}16$ Bq)
- kontaminierte Ausrüstungen und Gebäudestrukturen (ca. $1\text{E}15$ Bq)
- Strahlenquellen (ca. $6\text{E}12$ Bq).

Die Sicherheit der Anlage wird durch die Schutzziele Einhaltung der Unterkritikalität, Nachwärmeabfuhr und Einschluß radioaktiver Stoffe bestimmt.

Das Stilllegungskonzept der EWN sieht vor, daß die Anlage während der Stilllegung mehrere Betriebsphasen durchläuft. In dem Konzept sind die Phasen werks- und blockabhängig geplant. Das Konzept zur Stilllegung und zum Abbau des KGR sieht folgende wesentlichen Schritte vor:

- Schritt 1: Stilllegung mit Nach- und Restbetrieb (u.a. Vorbereitung und Durchführung der Entfernung des Kernbrennstoffes aus dem Reaktor 1 und den Abklingbecken der Blöcke 1, 2, 4 und 5 und Entsorgung der radioaktiven Betriebsabfälle, Verwahrung des Kernbrennstoffs)
- Schritt 2: Abbau und Demontage von Einrichtungen im Kontrollbereich des Blockes 5 (ohne Reaktordruckbehälter) und im Überwachungsbereich der Blöcke 1 bis 4
- Schritt 3: Modelldemontage des Reaktordruckbehälters mit seinen Coreeinbauten des Blockes 6 zur Erprobung der fernbedienten Einrichtungen sowie Demontage des Ringwasserbehälters
- Schritt 4: Weitgehender Abbau der Überwachungs- und Kontrollbereiche der Blöcke 1 bis 4 bis auf Restsysteme, die für den fernbedienten Abbau erforderlich sind
- Schritt 5: Fernbedienter Abbau aller aktivierter Einbauten
- Schritt 6: Abbau der restlichen Systeme in den Kontrollbereichen sowie aller aktivierten und kontaminierten Gebäudestrukturen
- Schritt 7: Konventioneller Abriß der verbleibenden Gebäude zur Nachnutzung des Standortes als Industriegebiet

Nach jetzigem Planungsstand sollen die Arbeiten im Jahre 2012 abgeschlossen werden.

Die Stellungnahme der RSK und der SSK bezieht sich auf die Schritte 1 und 2. Der Schritt 3 betrifft nur nichtradioaktive Einrichtungen.

Die Antragstellerin hat ausgeführt, daß Systeme oder Anlagenteile erst dann stillgesetzt und abgebaut werden, wenn sie für die Sicherstellung der Schutzziele nicht mehr erforderlich sind oder für den weiteren Abbau nicht mehr benötigt werden. Zunächst werden, soweit zweckmäßig, die betriebsmäßig nicht kontaminierten Anlagenteile demontiert, freigemessen und soweit möglich einer Wiederverwendung bzw. Wiederverwertung zugeführt. Danach werden Materialien, die kontaminiert sind bzw. bei denen der Verdacht auf Kontamination besteht, demontiert und entsorgt. Grundsätzlich soll von geringerer zu höherer Kontamination und von oben nach unten abgebaut werden, um Kontaminationsverschleppungen vorzubeugen.

Es ist geplant, die abgebauten Komponenten, ohne sie wesentlich zu zerlegen, zügig in das ZLN zu verbringen. Das ZLN befindet sich derzeit in der Errichtung. Der Antrag auf die erforderlichen Genehmigungen nach § 6 AtG und nach § 3 StrlSchV ist gestellt.

Für die Stilllegung und den Abbau des KGR werden vorhandene Anlagen zum Teil umgebaut.

Stilllegung und Abbaumaßnahmen werden gemäß der Demontageordnung (im Betriebshandbuch der Antragstellerin) durchgeführt.

Die Sachverständigen TÜV Nord e.V. und Bayern Sachsen e.V. haben ausgeführt, daß die beantragten Abbauschritte den weiteren Fortgang der Stilllegung nicht beeinträchtigen. Von zentraler Bedeutung dafür sind die Entsorgung der Brennelemente und die Behandlung der angefallenen radioaktiven Abfälle. Die Sachverständigen stellen zusammenfassend fest, daß mit den vorgelegten Handbüchern ein sicherheitsgerichtetes Betriebsmanagement und ein ordnungsgemäßer Abbau in beantragten Umfang für die Blöcke 1 bis 6 gewährleistet werden kann.

3.2 Kernbrennstoffe und ihr Verbleib

Aufgrund der begrenzten Kapazität des Zwischenlagers für abgebrannten Brennstoff ZAB soll ein Teil des Brennstoffes des KGR in Transport- und Lagerbehälter des Typs Castor 440/84 verbracht und in der Anlage zwischengelagert werden. Die Beladung der Behälter erfolgt unter Wasser.

Mit der gegenwärtigen innerbetrieblichen Lagerung der Brennelemente werden nach Ansicht der Genehmigungsbehörde die beantragte Stilllegung und der Abbau von Anlagenteilen nicht negativ beeinflusst. Der Sachverständige TÜV Nord e.V. hat keine sicherheitstechnischen Einwände gegen eine zeitlich begrenzte Lagerung der bestrahlten Brennelemente in der Anlage. Aufgrund der vorliegenden Erfahrungen bei der Handhabung von Brennelementen sowohl innerbetrieblich als auch beim Transport außerhalb der Anlage sind für den Sachverständigen keine Anhaltspunkte erkennbar, die das von der EWN vorgestellte Vorgehen in Frage stellen. Für die Zwischenlagerung sind in der Anlage geeignete Aufstellungsorte für die Behälter vorhanden.

3.3 Brandschutz

Die Antragstellerin sowie der Sachverständige Germanischer Lloyd haben die bautechnischen und anlagentechnischen Brandschutzmaßnahmen sowie die Organisation des Brandschutzes dargelegt. Es ist zu berücksichtigen, daß während der Stilllegungs- und Abbauphasen die Brandlasten sukzessive reduziert werden. Die Antragstellerin hat zugesagt, daß für die Demontageein-

richtungen die Verwendung von brennbaren Konstruktionsmaterialien und Betriebsstoffen auf ein Minimum beschränkt wird.

Von der Antragsstellerin, dem Sachverständigen und der Genehmigungsbehörde wurde ausgeführt, daß von der Auslegung her vorhandene Schwachstellen bei den anlagentechnischen und organisatorischen Brandschutzmaßnahmen durch zusätzliche Maßnahmen bei Stilllegung und Abbau ausgeglichen und die Schutzziele eingehalten werden.

3.4 Vorsorge gegen Störfälle und auslegungsüberschreitende Ereignisse

Neben der Gewährleistung eines möglichst störungsfreien und umweltverträglichen Betriebes werden von der Antragstellerin Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen getroffen.

Folgende Kategorien sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse wurden von der Antragstellerin betrachtet:

- Ereignisse bei der Lagerung bestrahlter Brennstoffe,
- Ereignisse bei der Handhabung bestrahlter Brennstoffe,
- Ereignisse beim Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen,
- Einwirkungen von innen auf die radioaktiven Stoffe (z.B. interner Brand, Überflutung, Lastabsturz),
- Einwirkungen von außen auf die radioaktiven Stoffe (z.B. Erdbeben),
- Mögliche Auswirkungen von Störfällen in der Anlage auf benachbarte Anlagen (z.B. Zwischenlager Nord),
- Mögliche Auswirkungen von Störfällen in benachbarten Anlagen auf die Prozesse in der Anlage.

Für jede Kategorie wurden von der Antragstellerin die abdeckenden Störfälle identifiziert. Für folgende Störfälle wurden die radiologischen Auswirkungen ermittelt:

- Handhabungsstörfälle mit bestrahlten Kernbrennstoff,
- Thermische Zersetzung kontaminierter Harze in einer Faßtrocknungsanlage,
- Brandereignisse im Druckraumsystem mit nachfolgendem Aerosolfilterbrand.

Der Sachverständige TÜV Nord e.V. bewertet das Vorgehen der Antragstellerin und die Auswahl der analysierten Störfälle als ausreichend und angemessen. Er hat geprüft, daß die von der Antragstellerin genannten und bewerteten Störfallereignisse radiologisch repräsentativ sind. Die dabei berechneten Dosiswerte für die o.g. drei Ereignisse liegen weit unter den Grenzwerten nach § 28 Abs. 3 StrlSchV. Auch für die restlichen, radiologisch weniger relevanten Ereignisse hat die Antragstellerin nach Ansicht des Sachverständigen nachgewiesen, daß die erforderlichen Vorsorgemaßnahmen getroffen sind.

Im Rahmen der durchgeführten Störfallbetrachtungen hat die Antragstellerin neben Störfallereignissen auch Betriebsstörungen, d.h. Abweichungen vom planmäßigen Stilllegungsbetrieb, betrachtet. Der Sachverständige hat ausgeführt, daß Betriebsstörungen im Rahmen des bestimmungsgemäßen Betriebes beherrscht werden.

Auslegungsüberschreitende Ereignisse, wie z.B. bestimmte, sehr seltene Einwirkungen von außen, liegen auf Grund der äußerst geringen Eintrittswahrscheinlichkeit im Bereich der Risikovorsorge und wurden angemessen betrachtet.

3.5 Behandlung und Verbleib radioaktiver Abfälle

Gemäß dem vorliegenden Entsorgungskonzept beabsichtigt die Antragstellerin, die im Leistungsbetrieb angefallenen und die im Stilllegungsbetrieb anfallenden radioaktiven Betriebsabfälle endlagergerecht zu konditionieren. Demontierte Anlagenteile werden mittels geeigneter Verfahren und Techniken dekontaminiert und zerkleinert. Anlagenteile, die nicht wieder verwendet, verwertet oder als konventionelle Abfälle entsorgt werden können, werden als radioaktive Abfälle endlagergerecht konditioniert.

Die im bisherigen Betrieb angefallenen radioaktiven Reststoffe und Abfälle sind im wesentlichen aktivierte und hochkontaminierte Abfälle, borsäurehaltige Wässer, Verdampferkonzentrate, Harze, Schlämme, Mischabfälle sowie konventionelle Abfälle.

Die Verdampferkonzentrate aus den Blöcken 1 bis 5 sollen durch Verdampfung weiter aufkonzentriert werden. Die bis einschließlich 1997 anfallende Menge beträgt ca. 2000 m³; die Aktivitätskonzentration beträgt maximal 4E10 Bq/m³. Für die festen radioaktiven Mischabfälle sind die Behandlungsschritte Sortieren, Zerkleinern, Verpacken, Kompaktieren und Trocknen vorgesehen. Die bis einschließlich 1997 anfallende Menge beträgt ca. 2000 m³; die Aktivitätskonzentration beträgt maximal 3E09 Bq/m³.

Für die Entsorgung der beim späteren Abbau anfallenden aktivierten und hochkontaminierten Corebauteile sowie für die Konditionierung der Schlamm-Harz-Gemische und der reinen Schlämme aus dem Kontrollbereich werden spezielle Anlagen benötigt. Zur Zeit werden von EWN für diese Abfälle Entsorgungsmöglichkeiten konzeptionell erarbeitet.

Um eine kontinuierliche Entsorgung zu gewährleisten, sind Pufferläger in der Anlage im geringen Umfang vorhanden bzw. sollen neu eingerichtet werden.

Der Abfallverursacher, das KGR, beabsichtigt, die Ablauf-/Prüffolgepläne mit den einzelnen Konditionierungsverfahren beim BfS und den zuständigen Aufsichtsbehörden einzureichen. Diese ziehen erforderlichenfalls weitere Sachverständige hinzu. Mit der Freigabe durch das BfS ist der Nachweis der Einhaltung der Endlagerungsbedingungen erbracht. Die Zustimmung zur Anwendung der Ablauf-/Prüffolgepläne erteilt die Aufsichtsbehörde.

Die Sachverständigen TÜV Nord e.V. und TÜV Bayern Sachsen e.V. haben keine Bedenken gegen die von der Antragstellerin geplante Vorgehensweise zur Behandlung und zum Verbleib der radioaktiven Abfälle.

3.6 Bewertung durch die RSK

Nach Diskussion der von der Antragstellerin, den Sachverständigen und der Genehmigungsbehörde vorgetragenen sicherheitstechnischen Aspekte im Zusammenhang mit der Stilllegung und dem Abbau des KGR stellt die RSK fest:

- Die von der Antragstellerin vorgesehene Gesamtkonzeption für die Stilllegung und den Abbau hält die RSK für in sich schlüssig und sicherheitsgerichtet. Der Abbau erfolgt mit bewährten Techniken.
- Betriebshandbuch und Prüfhandbuch erfüllen die zu stellenden Anforderungen und ermöglichen so eine ordnungsgemäße Durchführung des Stilllegungsbetriebes und der geplanten Demontage.
- Es bestehen keine sicherheitstechnischen Einwände gegen die vorgesehene Lagerung der bestrahlten Brennelemente. Die erforderliche Vorsorge zur Einhaltung der Kritikalitätssicherheit und zur sicheren Abfuhr der Nachwärme ist getroffen.
- Das Brandschutzkonzept erfüllt - unter Einbeziehung der von der Antragstellerin vorgesehenen und den Sachverständigen befürworteten zusätzlichen Maßnahmen - insgesamt die aus radiologischer Sicht zu stellenden Anforderungen.
- Gegen die zu unterstellenden Störereignisse ist von der Antragstellerin die erforderliche Vorsorge getroffen worden. Auslegungsüberschreitende Ereignisse sind ausreichend betrachtet worden.
- Für die Behandlung der radioaktiven Betriebsabfälle sieht die Antragstellerin erprobte und bewährte Verfahren vor.
- Die radioaktiven Reststoffe und Abfälle können sicher mit den in der KGR-Anlage vorhandenen Hebezeugen transportiert werden.

4 Strahlenschutztechnische Aspekte

4.1 Strahlenschutz des Personals

4.1.1 Schutz vor äußerer Strahlung

Seit 1991 wurden in der Anlage Tätigkeiten durchgeführt, die in vergleichbarem Umfang auch während des reduzierten Nachbetriebes und des Restbetriebes durchgeführt werden. In den Jahren 1991 und 1992 erhielt das Eigenpersonal eine Kollektivdosis von:

Jahr	1991	1992	1993	1994
Kollektivdosis in Sv	0,99	0,85	0,53	0,35
Gesamtzahl der Personen	427	538	350	302

Daraus läßt sich eine mittlere Dosis von 1 bis 2 mSv pro Person und Jahr ableiten.

Auch für den reduzierten Nachbetrieb und den Restbetrieb im beantragten Umfang geht die Antragstellerin von der gleichen mittleren Dosis pro Jahr aus. Es sollen nach Angaben der Antragstellerin etwa 150 Personen im Schichtbetrieb beschäftigt werden. Daraus ergibt sich eine Kollektivdosis von 300 mSv pro Jahr.

Für alle geplanten Arbeiten, bei denen eine Kollektivdosis von mehr als 25 mSv erwartet wird, werden Arbeitsablaufpläne erstellt. Überschreitet die zu erwartende Kollektivdosis den Wert

von 50 mSv oder eine erwartete Individualdosis den Wert von 4 mSv, so werden gemäß Antrag die Ablaufpläne der atomrechtlichen Aufsichtsbehörde vor Durchführung der Arbeiten zur Prüfung vorgelegt.

Die Überwachung der Ortsdosisleistung wird mit festinstallierten Detektoren in verschiedenen Betriebsräumen durchgeführt. Bei Grenz- bzw. Schwellenwertüberschreitung der Ortsdosisleistung erfolgt vor Ort eine optische und akustische Meldung. Bei Bedarf werden mobile Meßeinrichtungen eingesetzt.

Die Meßwertanzeige erfolgt auf den Strahlenschutzwarten. Die Personendosis durch äußere Strahlung wird mit amtlichen und nichtamtlichen Dosimetern gemessen.

Die geplanten Maßnahmen zum Schutz vor äußerer Strahlung gewährleisten nach Auffassung der Sachverständigen in Verbindung mit den Überwachungsmaßnahmen die Einhaltung der Dosisgrenzwerte und erfüllen die Anforderungen des Minimierungsgebotes.

4.1.2 Schutz vor Kontamination und Inkorporation

Der Abbau der Komponenten erfolgt von Bereichen geringerer zu Bereichen höherer Kontamination unter Belassung vorhandener Raumabschlüsse. Dabei werden Demontagemethoden angewandt, die den Grundsätzen zur Minimierung der Strahlenexposition Rechnung tragen, z.B. durch

- Einsatz von Trennverfahren mit minimaler Aerosolentstehung,
- Einsatz mobiler Lüftungsanlagen mit Filtern und mobilen Einhausungen und
- Vermeidung von Kontaminationsverschleppung durch Abbaufolgevorgaben, Einhausungen, Schleusen, Wechselplätze, Abgrenzung von Transportwegen, Demontage- und Zerlegestellen.

Die Überwachung der Raumluft an den Arbeitsplätzen auf aerosolgebundene Radionuklide wird durchgeführt mit

- dem vorhandenen System der stationären dosimetrischen Anlage durch kontinuierliche Probenahme und diskontinuierliche Auswertung und
- transportablen Meßeinrichtungen.

Die Inkorporationsüberwachung erfolgt nach der Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle.

Nach Einschätzung des Sachverständigen entsprechen die in der Strahlenschutzordnung, in der Arbeitsfreigabe und in den dazugehörigen Arbeitsanweisungen festgelegte Raumluftüberwachung und Inkorporationsüberwachung den zu stellenden Anforderungen an die Vorsorge zum Schutz des Personals vor Inhalation radioaktiver Stoffe. Daneben ist durch das routinemäßige Strahlenschutzprogramm und weitergehende Maßnahmen zur Vermeidung und Überwachung von Kontaminationen ausreichend Vorsorge zum Schutz des Personals vor Kontamination und Kontaminationsverschleppung getroffen.

Zusammenfassend stellen die Sachverständigen fest, daß die erforderlichen Maßnahmen zum Schutz des Personals vor äußerer Strahlung, Kontamination und Inkorporation radioaktiver Stoffe auch im Hinblick auf das Minimierungsgebot in ausreichendem Umfang getroffen werden.

4.2 Strahlenexposition in der Umgebung

Radioaktive Stoffe werden mit der Luft über die 100 m hohen Kamine der Werke I, II und III abgeleitet.

Radioaktive Stoffe werden mit Wasser über das Technisch-Wasser-System (Block 1-4) und das Nebenkühlwasser A (Block 5) in den Auslaufkanal und von dort weiter in den Greifswalder Bodden abgeleitet.

Der Sachverständige hat die beantragten Ableitungswerte geprüft und bewertet. Der von der Antragstellerin beantragte Wert für langlebige (HWZ > 8 Tage) radioaktive Aerosole von 2,1 E11 Bq pro Jahr ist nach Auffassung des Sachverständigen betrieblich nicht erforderlich. Im Sinne des Minimierungsgebotes wird daher ein Wert von 5 E10 Bq pro Jahr für angemessen und unter Berücksichtigung der zeitlichen Variabilität während der beantragten Betriebsphasen sowie unter Berücksichtigung des Abbaus der Anlage für einhaltbar gehalten. Er hat seinen radioökologischen Berechnungen dementsprechend die folgenden jährlichen Ableitungen zugrunde gelegt:

– Ableitung mit der Fortluft

Langlebige radioaktive β/γ -Aerosole (HWZ > 8 Tage)	5 E10 Bq
α -Aerosole	5 E06 Bq

– Ableitung mit dem Abwasser

Tritium	7,4 E11 Bq
langlebige Radionuklide (ohne Tritium)	4 E09 Bq

Für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Luft ist ein Tagesgrenzwert von 1/100 des Jahresgrenzwertes einzuhalten. Die mittlere jährliche Aktivitätskonzentration langlebiger Radionuklide (ohne Tritium) im Auslaufkanal ist nach Ansicht des Sachverständigen auf 300 Bq/m³ zu begrenzen.

Über Schleusen und Tore sind unkontrollierte Freisetzungen möglich. Im Bereich der Schleusen/Tore sind ergänzende Bilanzierungen bzw. technische Maßnahmen gefordert. Der Sachverständige erwartet, daß Freisetzungen außerhalb der Fortluftkamine 0,1 % der jährlichen Abgaben mit der Fortluft nicht überschreiten.

Der Sachverständige hat die von der Antragstellerin vorgelegten Nachweise zur potentiellen Strahlenexposition geprüft und bestätigt die richtige Vorgehensweise auf der Basis der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV.

Da weitere Einrichtungen am Standort radioaktive Stoffe mit der Fortluft ableiten, wurde die Gesamtbelastung des Standortes durch Vorbelastung anderer Genehmigungsinhaber mit berücksichtigt. Unter Berücksichtigung der Vorbelastung und der vom Sachverständigen empfohlenen Werte ergibt sich eine jährliche potentielle effektive Dosis von ca. 25 μ Sv für Erwachsene und ca. 40 μ Sv für Kleinkinder. Die jährliche potentielle effektive Dosis durch Ableitungen von radioaktiven Stoffen mit dem Abwasser in den Greifswalder Bodden einschließlich der Vorbelastung beträgt für die Referenzperson Erwachsener ca. 130 μ Sv und für das Kleinkind ca. 40 μ Sv.

Die berechneten Dosen durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser liegen unterhalb der Dosisgrenzwerte gemäß § 45 StrlSchV. Die effektive Dosis durch Direktstrahlung unter Einbeziehung der Dosen durch die Ableitung radioaktiver Stoffe unterschreitet außerhalb der Anlage den Dosisgrenzwert nach § 44 Abs. 1 StrlSchV.

Die Emission und die Immission radioaktiver Stoffe werden während der Stilllegung entsprechend der Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen überwacht. Nach Einschätzung des Sachverständigen berücksichtigt das bisher realisierte Umgebungsüberwachungsprogramm die zu überwachenden Umweltbereiche und durchzuführenden Messungen und Beprobungen.

Im außerbetrieblichen Überwachungsbereich gibt es radioaktive Kontaminationen durch den bisherigen Betrieb. Als „radiologische Altlasten“ werden von der Antragstellerin folgende Flächen aufgeführt:

1. Aushub aus dem Graben 60 und Sediment im Graben 60,
2. Trockenbeete der alten Kläranlage,
3. Ablagerung in der Regen- und Schmutzwasserkanalisation,
4. Wasser und Schlamm in den Stapelbecken der Verpreßanlage,
5. Wasser und Schlamm in den Neutralbecken der Chemischen Wasseraufbereitung (CWA).

Die Antragstellerin sieht vor, diese Bereiche zu sanieren. Dazu werden zunächst die in diesen Anlagen noch vorhandenen radioaktiven Stoffe beseitigt. Die verbleibenden Anlagen und Flächen sollen nach Aussagen der Antragstellerin soweit abgetragen bzw. dekontaminiert werden, daß die durch die verbleibende Kontamination bedingte Strahlenexposition vernachlässigbar klein ist.

4.3 Freigabekriterien

Zur Festlegung von Freigabewerten wurde im Auftrag der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde von der Firma Brenk Systemplanung ein Gutachten erstellt [6].

Die Festlegung von Freigabewerten für sonstige radioaktive Stoffe mit geringfügiger Radioaktivität (auch Bauschutt) erfolgt auf der Grundlage des für das KGR typischen Nuklidvektors und auf der Basis, daß eine zusätzliche individuelle Strahlenexposition der Bevölkerung in der Größenordnung von 10 µSv/Jahr nicht überschritten wird. Die Festlegung von Freigabewerten für Stahl, Eisen und Nichteisenmetalle erfolgt auf der Grundlage der entsprechenden Empfehlungen der SSK.

Hinsichtlich der Festlegung von Freigabewerten von Abfällen mit geringfügiger spezifischer Aktivität zur Beseitigung wie gewöhnliche Abfälle wird auf den entsprechenden Entwurf der SSK-Empfehlung vom 08.12.1994 „Zur Festlegung von Freigabekriterien und Freigabeverfahren von Abfällen mit geringfügiger spezifischer Aktivität zur Beseitigung wie gewöhnliche Abfälle“ verwiesen.

In der Tabelle 1 sind die bei der Stilllegung des Kernkraftwerkes Greifswald für die unterschiedlichen Materialien und jeweiligen Verwertungspfade anzuwendenden Freigabekriterien und -richtwerte zusammengefaßt.

4.4 Bewertung durch die SSK

Nach Diskussion der von dem Antragsteller, den Sachverständigen und der Genehmigungsbehörde vorgetragenen strahlenschutztechnischen Aspekte im Zusammenhang mit der Stilllegung des KGR stellt die SSK fest:

- Die von der Antragstellerin geplanten technischen und organisatorischen Maßnahmen zum Schutz des Personals und der Umgebung während der Stilllegung und des Abbaus entsprechen bei Berücksichtigung der von den Sachverständigen dargelegten Bedingungen den zu stellenden Forderungen.
- Die vorgesehenen Maßnahmen zum Schutz des Personals vor äußerer Bestrahlung, Kontamination und Inkorporation bei Vorbereitung und Durchführung von Arbeiten sind geeignet und ausreichend geregelt.
- Die durch die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Luft und Wasser bedingte Strahlenexposition liegt unter den Dosisgrenzwerten des § 45 StrlSchV. Die SSK folgt den Empfehlungen des Sachverständigen.
- Die berechneten Dosiswerte bei Störfällen liegen unter den Planungsrichtwerten des § 28 Abs. 3 StrlSchV.
- Hinsichtlich der Entsorgung radioaktiver Reststoffe und Abfälle werden die SSK-Empfehlungen zu den Strahlenschutzgrundsätzen zur schadlosen Wiederverwertung und Wiederverwendung von schwachradioaktivem Stahl und Eisen bzw. Nichteisenmetall aus Kernkraftwerken von 1987 bzw. 1992 zugrunde gelegt. Für Abfälle mit geringfügiger spezifischer Aktivität zur Beseitigung wie gewöhnliche Abfälle ist der entsprechende Entwurf der SSK-Empfehlung vom 08.12.1994 „Zur Festlegung von Freigabekriterien und Freigabeverfahren von Abfällen mit geringfügiger spezifischer Aktivität zur Beseitigung wie gewöhnliche Abfälle“ zugrunde zu legen. Die Freigabekriterien und Freigaberichtwerte für die Entsorgung der übrigen radioaktiven Reststoffe sind der Tab. 1 zu entnehmen.
- Flächen und Bereiche mit Altlasten sind ausreichend abzutragen bzw. zu dekontaminieren. Für die Strahlenexposition einer einzelnen Person durch die verbleibende Kontamination ohne Nutzungseinschränkung ist ein Richtwert von 10 μSv pro Jahr zugrunde zu legen.

5. Zusammenfassende Bewertung durch die RSK und die SSK

Die RSK und die SSK haben die sicherheitstechnischen und die strahlenschutztechnischen Aspekte für die Stilllegung und den Abbau des Kernkraftwerks Greifswald (KGR) beraten. Beide Kommissionen kommen zu dem Ergebnis, daß die Antragstellerin die für die Stilllegung und den Abbau erforderlichen Maßnahmen getroffen hat. Das vorgelegte Konzept für die Stilllegung und den Abbau ist nach Ansicht der RSK und der SSK in seinen einzelnen Schritten folgerichtig aufgebaut und sicherheitsgerichtet.

Tab. 1: Anzuwendende Freigabekriterien bei der Stilllegung des Kernkraftwerkes Greifswald

Material/ Verwertungspfad	Freigabekriterien
1. Stahl, Eisen, Nichteisenmetalle (Schrott) bedingungslose Freigabe	maximale spezifische Aktivität 0,1 Bq/g für jede Charge und maximale spezifische Oberflächenaktivität 0,5 Bq/cm ² für jedes Einzelstück <i>Die jährliche Freigabemenge von Metallschrott soll 10.000 Mg nicht überschreiten.</i>
2. Bauschutt vor Gebäudeabriß	maximale spezifische Co-60-äquivalente Aktivität ¹ : 0,2 Bq/g <i>Die Freigabemenge soll ca. 100 Mg pro Woche nicht überschreiten.</i>
3. Sonstige Reststoffe	maximale spezifische Co-60-äquivalente Aktivität ¹ : 0,2 Bq/g <i>Die Freigabemenge soll ca. 100 Mg pro Woche nicht überschreiten.</i>
4. Deponierung sonstiger Reststoffe wie gewöhnliche Abfälle	<i>Es ist der Entwurf der SSK-Empfehlung vom 08.12.1994 „Zur Festlegung von Freigabekriterien und Freigabeverfahren von Abfällen mit geringfügiger spezifischer Aktivität zur Beseitigung wie gewöhnliche Abfälle“ zugrunde zu legen. Eine jährliche Beseitigung von mehr als 100 Mg kontaminierter Abfälle ist möglich, wenn die Gesamtaktivität, die sich aus der in der Empfehlung genannten spezifischen Aktivität und der Abfallmenge von 100 Mg ergibt, nicht überschritten wird. Wenn die Größe der Deponie die der Empfehlung zugrunde gelegten Modelldeponie übersteigt, kann eine entsprechend höhere Gesamtaktivität deponiert werden, wenn nachgewiesen ist, daß die durch die Beseitigung der Abfälle erzeugte zusätzliche Strahlenexposition von Einzelpersonen einen Richtwert von etwa 10 µSv pro Jahr nicht überschreitet.</i>
5. Gebäude zum Abriß ²	maximale Co-60-äquivalente Flächenaktivität ¹ : 0,5 Bq/cm ² <i>entsprechend 0,2 Bq/g Co-60 äquivalente Aktivität in den oberen Wandbereichen³</i>

- 1 Zur Ermittlung der Co-60-äquivalenten Aktivität ist für α -Strahler mit einer Freigrenze von 5 E03 Bq nach Anl. IV Tab. IV 1 StrlSchV der Wichtungsfaktor 10, für β -Strahler und Elektronenstrahler mit einer Freigrenze von 5 E06 Bq der Wichtungsfaktor 0,1 für sonstige Nuklide (d.h. γ -Strahler) der Wichtungsfaktor 1 anzuwenden. Radionuklide mit einem Anteil von weniger als 1 % der Schlüsselnuklidaktivität sollen nicht berücksichtigt werden.
- 2 Der beantragte Genehmigungsumfang umfaßt keine aktivierten Materialien, sondern ausschließlich kontaminierte Gegenstände und Gebäudeteile.
- 3 Bei Berücksichtigung einer Eindringtiefe der Kontamination von 1 cm in die Wand und einem oberflächenspezifischen Freigabewert von 0,5 Bq/cm² Co-60-äquivalenter Aktivität ist als massenspezifischer Freigabewert im obersten Zentimeter ein Wert von 0,2 Bq/g einzuhalten.