

Sicherheitsanforderungen an die
Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in
tiefen geologischen Formationen
- Entwurf der GRS -

Referenzen zur
Begründung

Sicherheitsanforderungen
an die Endlagerung
hochradioaktiver Abfälle
in tiefen geologischen
Formationen
- Entwurf der GRS-
Referenzen zur Begründung

B. Baltés
K.-J. Röhlig
A. Kindt

Februar 2007

Auftrags-Nr.: 854752

Anmerkung:

Dieser Bericht ist von der GRS im Auftrag des BMU im Rahmen des Vorhabens SR 2523 erstellt worden. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung zitiert, ganz oder teilweise vervielfältigt werden bzw. Dritten zugänglich gemacht werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers übereinstimmen.

Kurzfassung

Mit dem GRS-A-Bericht 3358 wurde dem Auftraggeber ein Vorschlag der GRS zu „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen“ vorgelegt. In den Sicherheitsanforderungen sind die Anforderungen sowohl an den Antragsteller als auch an die zuständige Behörde formuliert, die bei der Implementierung eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle einzuhalten sind. Sie wurden auf der Basis der international anerkannten Sicherheitsprinzipien und –grundsätze entwickelt.

Der vorliegende Bericht enthält eine Zusammenstellung von Referenzen zur Begründung der im o. g. Hauptband GRS-A-3358 formulierten Anforderungen in Form von Originalzitaten aus den jeweils angegebenen Quellen. Es ist zu beachten, dass die verwendeten Quellen einen unterschiedlichen Status haben. Es handelt sich um Grundsätze, die sich Deutschland und die internationale Gemeinschaft zu eigen gemacht haben, wie etwa die Safety Fundamentals, um in Deutschland gültige Gesetze und Verordnungen, um Anforderungen (Requirements) und Leitlinien (Guides) der IAEA, um Empfehlungen der ICRP sowie um den Stand von Wissenschaft und Technik reflektierende Veröffentlichungen der OECD/NEA. Es ist auch zu beachten, dass einige der genannten Quellen im Entwurfstatus vorliegen, andere wiederum in einer neuerlichen Bearbeitung unterliegen. Im vorliegenden Bericht wurden Anforderungen aus dem Hauptband zu Gruppen zusammengefasst, denen dann gemeinsam entsprechende Referenzen zugeordnet wurden. Unterschiedliche Anforderungen wurden teilweise mit gleichen Zitaten belegt, weil diese die Begründungen für verschiedene Anforderungen enthalten.

Mit dem vorliegenden Bericht wird dokumentiert, dass die „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen“ dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik zur Ausgestaltung eines Endlagerentwicklungsprozesses entsprechen. Er erhebt allerdings keinen Anspruch auf lückenlose Wiedergabe aller im Einzelfall vorhandenen Quellen und berücksichtigt nicht die vollständige Historie aller zugrunde liegenden Empfehlungen.

Abstract

With the report GRS-A-3358, the customer was provided with a GRS-proposal of "Safety requirements for the final disposal of high-level radioactive waste in deep geological formations". These safety requirements contain the requirements for both applicant and responsible authority that have to be fulfilled in the implementation of a repository for high-level radioactive waste. They were developed on the basis of internationally accepted safety principles and fundamentals.

The present report contains a compilation of references to justify the requirements phrased in the above-mentioned main volume GRS-A-3358, providing original citations from the respective sources indicated. It has to be noted that the sources used have different status. There are fundamentals which Germany and the international community have adopted (like e.g. the Safety Fundamentals), acts and ordinances applicable in Germany, requirements and guides of the IAEA, recommendations of the ICRP, and OECD/NEA publications reflecting the state of the art in science and technology. It also has to be noted that some of the sources mentioned are drafts, while others are currently being revised. In the present report, requirements from the main volume were summarised into groups to which corresponding references were commonly attributed. In some cases, different requirements were backed by the same citations as these contain justifications for various different requirements.

The present reports documents that the "Safety requirements for the final disposal of high-level radioactive waste in deep geological formations" are in line with the international state of the art in science and technology regarding the design of a repository development process. However, it does not claim to be complete in citing all individual sources and does not consider the full history of all underlying recommendations.

Inhaltsverzeichnis

Beauftragung

1	Einleitung	1
2	Anwendungsbereich	4
3	Definitionen	6
4	Sicherheitsprinzipien und Schutzziele	10
4.1	Sicherheitsprinzipien	10
4.2	Schutzziele	20
4.2.1	Radiologische Schutzziele für die Betriebsphase	22
4.2.2	Schutzziele für die Phase nach Verschluss des Endlagers	30
5	Sicherheitsmanagement	48
5.1	Antragsteller	55
5.2	Zuständige Behörde	79
6	Sicherheitskonzept	82
6.1	Grundanforderungen	83
6.2	Anforderungen an den Standort	101
6.3	Anforderungen an die Abfälle und Behälter	106
6.4	Anforderungen an die Errichtung des Endlagerbergwerkes	108
6.5	Anforderungen an den Endlagerbetrieb	110
6.5.1	Anforderungen an die Planung des Einlagerungsbetriebes	111
6.5.2	Anforderungen an die Überwachung der Auslegungsparameter	115
6.6	Anforderungen an Stilllegung und Verschluss des Endlagers	117
7	Nachweis der Sicherheit	118
7.1	Sicherheitsmanagement	118
7.2	Sicherheit in der Betriebsphase	118
7.3	Sicherheit in der Phase nach Verschluss des Endlagers	119

7.3.1	Elemente des Langzeitsicherheitsnachweises	120
7.3.2	Zeitraum für den Langzeitsicherheitsnachweis	123
7.3.3	Langzeitsicherheitsanalysen	123
7.3.4	Einhaltung der Schutzziele	129
7.3.5	Unbeabsichtigtes menschliches Eindringen	134
7.3.6	Dokumentation des Langzeitsicherheitsnachweises	137
8	Verwendete Literatur	139

Beauftragung

Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) hat die GRS beauftragt, die Sicherheitskriterien aus dem Jahre 1983 unter Berücksichtigung des Standes von Wissenschaft und Technik zu überarbeiten. Ein Entwurf mit aktualisierten Sicherheitskriterien der GRS wurde der Reaktor-Sicherheitskommission, der Strahlenschutzkommission und dem Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) zur Stellungnahme vorgelegt. Die von diesen Beratungsgremien des BMU vorgelegten Änderungswünsche wurden 2003 in einem weiteren Entwurf der GRS umgesetzt. Beide Entwürfe beziehen sich ausschließlich auf radiologische Schutzziele und Anforderungen, die das in § 1 Nr. 2 und § 7 Abs. 2 Satz 1 Nr. 3 AtG enthaltene Gebot der atomrechtlichen Schadensvorsorge konkretisieren. Nichtradiologische Anforderungen und Anforderungen zum Schutz gegen Einwirkung Dritter sind nicht Gegenstand dieser Sicherheitskriterien. Die Sicherheitskriterien gelten für das nach § 9b Abs. 1 AtG durchzuführende Planfeststellungsverfahren für ein zur Endlagerung radioaktiver Abfälle vorgesehenes Bergwerk an einem geeigneten Standort. Die GRS hat den sich entwickelnden Stand von Wissenschaft und Technik fortlaufend in den Entwurf dieser Sicherheitskriterien eingearbeitet.

Die GRS wurde im November 2006 vom BMU aufgefordert, Ende Dezember 2006 einen revidierten Entwurf von Sicherheitskriterien für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle vorzulegen, in dem insbesondere die in jüngster Zeit vorgelegten internationalen Regelwerke und Empfehlungen, wie die IAEA Safety Requirements WS-R-4, die ICRP-Publikation 81 sowie der Draft Report by the ICRP Committee 4 Task Group on Optimisation of Protection (The Optimisation of Radiological Protection – Broadening the Process –, Stand Januar 2006) einbezogen sind. Die dort dargestellten Entwicklungen betreffen insbesondere den schrittweisen Prozess bei der Endlagerentwicklung, verbunden mit einer Optimierung innerhalb vorgegebener Randbedingungen, der Forderung nach einem Sicherheitsmanagement und Sicherheitsnachweisen (Safety Case).

Die Erarbeitung war ohne Berücksichtigung des geltenden einschlägigen Rechtssystems vorzunehmen. Es war nicht Aufgabe der GRS zu prüfen, inwieweit sich die auf dieser Basis zu erarbeitenden Sicherheitsanforderungen in das geltende Rechtssystem eingliedern lassen.

1 Einleitung

Die „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen“ wurden auf der Basis der international anerkannten Sicherheitsprinzipien und –grundsätze entwickelt und berücksichtigen die aktuellen internationalen Empfehlungen und Richtlinien, z. B. von IAEA, OECD/NEA, ICRP. Verbindlich grundgelegt sind die Gesetze und Rechtsnormen, die in Deutschland einschlägig sind.

Die vorliegenden Sicherheitsanforderungen lassen sich aus einem wissenschaftlichen Diskussions- und Bewertungsprozess ableiten und repräsentieren den Stand von Wissenschaft und Technik. Um dies transparent zu machen, werden in diesem Bericht die den einzelnen Sicherheitsanforderungen zugrunde liegenden Referenzen in Form von Zitaten aus den jeweiligen Originalquellen begründet, auf die einschlägige Gesetzgebung wird meist nur verwiesen. Damit wird belegt, dass die von der GRS vorgeschlagenen Sicherheitsanforderungen der aktuellen internationalen Diskussion zum Nachweis der sicheren Endlagerung Rechnung tragen. Abweichend von der bisher international üblichen Vorgehensweise schlägt die GRS vor, beim Nachweis der Langzeitsicherheit primär die Isolation in einem einschlusswirksamen Gebirgsbereich in den Fokus der Betrachtung zu stellen, um den Unsicherheiten aufgrund einer langfristig nicht möglichen Prognostizierbarkeit der Biosphäre und der menschlichen Entwicklung zu begegnen.

Im vorliegenden Bericht sind die im Hauptband formulierten Sicherheitsanforderungen wiedergegeben und zur Kenntlichmachung grau hinterlegt. Weiterhin werden den Sicherheitsanforderungen die ihnen zugrundeliegenden Quellen und Textpassagen zugeordnet. Mittels eines „Bullets“ wird die jeweilige Quelle in Kurzform aufgeführt, gefolgt von den jeweils die Sicherheitsanforderung begründenden Textpassagen. Die Quellen sind im Literaturverzeichnis mit einem vollständigen Literaturzitat belegt. Anmerkungen der GRS zu den Original- oder Referenztexten sind besonders ausgewiesen.

Die Reihenfolge der Referenzen wurde nach der „Verbindlichkeit“ der zugrunde liegenden Quellen wie folgt vorgenommen:

Der Endlagerung resp. den Sicherheitsanforderungen zugrunde liegende übergeordnete Ziele, Konzepte und Prinzipien

- IAEA Fundamental Safety Principles, Safety Standards Series No. SF-1(2006)
Diese Principles wurden im November 2006 veröffentlicht. Die Hierin formulierten die Sicherheitsziele und -prinzipien gelten für alle Situationen, die mit einem Strahlenrisiko verbunden sind, einschließlich der Behandlung radioaktiver Abfälle.
- IAEA Safety Principles; Safety Series No. 111 – F (1996)
Diese Principles wurden speziell für die Endlagerung radioaktiver Abfälle aufgestellt. Sie werden im Zuge der Harmonisierung nunmehr durch die o. g. Fundamental Safety Principles ersetzt. In den Safety Requirements WS-R-4, die im Mai 2006 veröffentlicht wurden, wird ausschließlich auf diese Principles Bezug genommen ohne irgendeinen Hinweis auf die übergeordneten – unmittelbar vor der Veröffentlichung stehenden - Fundamental Safety Principles.

Geltende Gesetze und Verordnungen in Deutschland

- Atomgesetz (AtG)
- Joint Convention
- Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)
- Europäische Grundnormen

Weitere internationale Empfehlungen und Richtlinien

Die nachfolgend aufgeführten Empfehlungen repräsentieren den Stand von Wissenschaft und Technik bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle.

- IAEA WS-R-4
Diese Safety Requirements entsprechen dem derzeitigen Stand der internationalen Diskussion über die geologische Endlagerung radioaktiver Abfälle. Nach IAEA dienen sie als Grundlage für nationale Regelwerke.
IAEA WS-R-4 soll längerfristig durch die in den Draft Safety Requirements DS 354

formulierten Anforderungen ersetzt werden.

- IAEA Draft Safety Requirements DS 354
Intention dieses Entwurfs ist, übergreifende Anforderungen sowohl an die oberflächennahe als auch an die geologische Endlagerung radioaktiver Abfälle vorzugeben. Einige Formulierungen aus IAEA WS-R-4 sind in diesem Entwurf bisher wortgleich erhalten geblieben, teilweise wurden sie modifiziert. Der Entwurf weist insgesamt eine stringenteren Struktur und stärkeren „Regelcharakter“ auf. Längerfristig soll er die IAEA WS-R-4 ersetzen.
- ICRP Empfehlungen (einschließlich aktueller Drafts)
Aus der Vielzahl ihrer Empfehlungen entwickelt ICRP derzeit ein konsistenteres Strahlenschutzsystem, in dem der Schutz der Umwelt stärker verankert werden soll.
Die Empfehlungen insbesondere der ICRP 81 werden ausdrücklich bestätigt.
- Empfehlungen der RSK/SSK
Diese Empfehlungen haben einen hohen wissenschaftlichen Stellenwert und werden weitestgehend in Verordnungstexten oder Leitlinien berücksichtigt.
- Einschlägige Veröffentlichungen, z. B. der OECD/NEA

In Revision befindlich

- Sicherheitskriterien des BMI
Die derzeit gültigen Sicherheitskriterien aus dem Jahr 1983 entsprechen in Teilen nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik.

2 Anwendungsbereich

(2.1) Die vorliegenden „Sicherheitsanforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen“ konkretisieren das in § 1 Nr. 2 und § 9b in Verbindung mit § 7 Abs. 2 Satz 1 Nr. 3 AtG enthaltene Gebot der nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Schadensvorsorge durch Anforderungen und Kriterien. Davon unberührt bleiben die wesentlichen Anforderungen aus anderen Rechtsgebieten (Bundesberggesetz, Wasserhaushaltsgesetz, Bundesimmissionsschutzgesetz, Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz). Die Anforderungen aus den jeweiligen Rechtsgebieten müssen aufeinander abgestimmt werden. Im Einklang mit Art. 2 lit. d) der nuklearen Entsorgungskonvention wird nicht von einer beabsichtigten Rückholung der radioaktiven Abfälle ausgegangen. Nichtradiologische Anforderungen und Anforderungen zum Schutz gegen Einwirkung Dritter sind nicht explizit Gegenstand dieser Sicherheitsanforderungen.

(2.2) In Konkretisierung der gesetzlichen Grundlagen dienen die Anforderungen und Kriterien der Feststellung der Sicherheit eines Endlagers in einem schrittweisen Genehmigungsverfahren. Sie erfassen den schrittweisen Entwicklungsprozess für neu zu errichtende und zu genehmigende Endlager für hochradioaktive Abfälle von der Standorterkundung bis hin zum Verschluss und dienen fortlaufend zur Optimierung der Sicherheit.

(2.3) Die Sicherheitsanforderungen beziehen sich auf den Nachweis der technischen Sicherheit für alle Phasen der Endlagerentwicklung. Die technische Sicherheit im Sinne dieser Sicherheitsanforderungen ist gewährleistet, wenn der Prozess der Endlagerentwicklung und der Abwägung von Optionen und Optimierung sicherheitstechnischer, technischer, ökonomischer und planerischer Zielgrößen unter Einhaltung der in diesen Sicherheitsanforderungen festgelegten sicherheitstechnischen Randbedingungen durchlaufen wurde. Im Prozess der Endlagerentwicklung ist auch die Frage der Akzeptanz des Endlagerprojekts durch Betroffene / Interessierte von Bedeutung. Diese Fragestellung ist jedoch nicht Gegenstand der vorliegenden Sicherheitsanforderungen. Auch die Bewertung von Faktoren, die üblicherweise Gegenstand von Umweltverträglichkeitsprüfungen (z. B. Raumplanung, Verkehrsbelästigung, Lärmbelästigung, Land-

schaftsschutz, soziale und ökonomische Faktoren) sind, wird nicht behandelt.

(2.4) Für bereits begonnene Endlagerprojekte ist je nach deren Entwicklungsstand ein Sicherheitsnachweis im Sinne dieser Sicherheitsanforderungen vorzulegen und für die verbleibenden Prozessschritte schrittweise weiterzuentwickeln.

3 Definitionen

(3.1) Hochradioaktiver **Abfall** ist die Bezeichnung des radioaktiven Abfalls mit nicht vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Hierzu gehören vor allem die bestrahlten Brennelemente sowie hochradioaktive flüssige Abfälle (Spaltproduktlösungen) aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente, die aufkonzentriert und in Glas eingeschmolzen werden (Glaskokillen).

(3.2) **Abfallbehälter** ist der Behälter zur Aufnahme eines Abfallprodukts (z. B. Fass, Betonbehälter, Gussbehälter, Container).

(3.3) **Abfallcharakterisierung** ist die Ermittlung der endlagerrelevanten Eigenschaften von Abfallgebinden mit Angabe von Bandbreiten.

(3.4) **Abfallgebinde** ist die endzulagernde Einheit aus Abfallprodukt und Abfallbehälter.

(3.5) **Abfallmatrix** ist das ausgehärtete Fixierungsmittel, in dem radioaktiver Abfall fixiert ist.

(3.6) **Abfallprodukt** ist verarbeiteter radioaktiver Abfall ohne Verpackung oder unverarbeiteter radioaktiver Abfall in einem Behälter verpackt.

(3.7) Die **Betriebsphase** beginnt nach Erteilung der Betriebsgenehmigung zur planmäßigen Einlagerung der radioaktiven Abfälle und endet mit dem Abschluss der Stilllegungsmaßnahmen des Endlagers einschließlich der Fertigstellung des Schachtverschlusses.

(3.8) **Biosphäre** ist generell definiert als die Gesamtheit der mit lebenden Organismen besiedelten Bereiche der Erde.

(3.9) **Einschlusswirksamer Gebirgsbereich** ist das geologische Teilsystem des Endlagers, das im Zusammenwirken mit den geotechnischen Verschlüssen (Schachtverschluss) die Isolation der Abfälle sicherstellen muss.

(3.10) Das **Endlager** ist der Teil des Endlagersystems, in den hochradioaktive Abfälle eingelagert werden. Das Endlager umfasst das Endlagerbergwerk, das Wirtsgestein und den einschlusswirksamen Gebirgsbereich. Es wird nach Beendigung des Einlagerungsbetriebs der Abfälle im Endlagerbergwerk durch Stilllegung und Verschluss der Zugänge in den wartungsfreien Zustand überführt.

(3.11) **Endlagersystem** umfasst das Endlager sowie seine geologische Umgebung, die alle Gebirgsbereiche einschließt, die für den Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsprinzipien und Schutzziele der Endlagerung betrachtet werden müssen.

(3.12) **Isolation** beschreibt **im Allgemeinen** einen Zustand, bei dem der Transport einer Substanz oder von Energie vermindert oder verhindert wird, d.h. den durch Isolierung / Abdichtung mittels isolierender Materialien (Isolatoren) erreichten Zustand. (Vollkommene Isolatoren gibt es nicht.) **Isolation** bedeutet **bei der Endlagerung**, die Freisetzung und den Transport von Schadstoffen so zu behindern, dass die Sicherheitsprinzipien und Schutzziele innerhalb des Nachweiszeitraumes eingehalten werden.

(3.13) **Indikator** ist eine Mess- oder Bewertungsgröße zur Beurteilung einer geforderten Eigenschaft:

(3.14) **Sicherheitsindikatoren** dienen dem Nachweis der Einhaltung der Schutzziele. Sie ermöglichen die integrale Bewertung der Sicherheit des Endlagersystems.

(3.15) **Funktionsindikatoren** dienen der Bewertung der Funktionsfähigkeit von Teilsystemen und Komponenten des Endlagersystems im Hinblick auf die gestellten Anforderungen.

(3.16) **Isolationsvermögen** ist das Vermögen des Endlagersystems, die Isolation zu gewährleisten.

(3.17) **Kritikalität** ist der Zustand einer sich selbst erhaltenden Kettenreaktion, d.h. die Neutronenproduktionsrate ist gleich oder größer als die Neutronenverlustrate. Unterkritikalität beschreibt den Zustand einer sich nicht selbst erhaltenden Kettenreaktion.

(3.18) **Langzeitsicherheit** kennzeichnet denjenigen Zustand des Endlagersystems, bei dem innerhalb des Nachweiszeitraumes nachsorgefrei die Schutzziele eingehalten werden.

(3.19) **Langzeitsicherheitsanalyse** ist die standortspezifische Analyse der Funktion des Endlagersystems. Sie umfasst die Entwicklung konzeptioneller Modelle, die Szenarienentwicklung, die Konsequenzenanalyse sowie den Vergleich der Ergebnisse mit vorgegebenen Schutzzielen. Sie ist Bestandteil des Langzeitsicherheitsnachweises.

(3.20) Der **Nachweiszeitraum** ist der regulatorisch festgelegte Zeitraum, für den die Langzeitsicherheit nachzuweisen ist.

(3.21) **Prognose** beschreibt **im Allgemeinen** die Voraussage der zukünftigen Entwicklungen mit Hilfe von Erfahrungen und eines Wahrscheinlichkeitsschlusses. **Langzeitprognose** bedeutet für die Bewertung der Langzeitsicherheit die wissenschaftlich begründete Herleitung der möglichen Entwicklungen der für die Sicherheit relevanten Bereiche des Endlagersystems mit einem Wahrscheinlichkeitsschluss.

(3.22) **Robustheit des Endlagersystems** ist die Unempfindlichkeit der Sicherheitsfunktionen des Endlagersystems gegenüber inneren und äußeren Einflüssen und Störungen sowie gegen Unsicherheiten.

(3.23) Eine **Sicherheitsfunktion** ist die Funktion, die in einem sicherheitsbezogenen System, Teilsystem oder einer Einzelkomponente die Erfüllung der sicherheitsrelevanten Anforderungen übernimmt. Durch das Zusammenwirken solcher Funktionen wird die Isolation als die primäre Sicherheitsfunktion in einem Endlagersystem gewährleistet und die Einhaltung der Sicherheitsprinzipien und der Schutzziele sowohl in der Betriebsphase als auch in der Phase nach Verschluss des Endlagers garantiert.

(3.24) Der umfassende **Sicherheitsnachweis** entsteht durch die Zusammenführung aller Argumente und Analysen zur Begründung der Sicherheit des Endlagersystems sowie zum Vertrauen in die Sicherheitsaussage (Safety Case). Es wird unterschieden nach **Sicherheitsnachweisen für die Betriebsphase** und dem **Langzeitsicherheitsnachweis**.

(3.25) Die **Stilllegung** umfasst alle Maßnahmen zum Sichern - Herstellung der Barriereintegrität und des Isolationsvermögens - des Endlagers. Man unterscheidet nach Stilllegung von Teilbereichen des Endlagerbergwerks, wie etwa Einlagerungsbereichen, und der Stilllegung des Endlagerbergwerks nach Einstellung des Einlagerungsbetriebs.

(3.26) Ein **Szenarium** beschreibt eine postulierte Entwicklung des Endlagersystems und seiner Sicherheitsfunktionen, die durch eine Kombination relevanter Faktoren spezifiziert ist, welche das Endlagersystem charakterisieren oder dieses beeinflussen.

(3.27) Das **Verfüll- und Verschlusskonzept** ist darauf ausgerichtet, die Integrität des Endlagersystems dauerhaft zu sichern. Verfüllung ist das Einbringen von Versatzmaterial in die Grubenbaue zur Verringerung der verbleibenden Hohlräume sowie zur Erhöhung der Stabilität und Integrität des Endlagers. Das Verschlusskonzept umfasst sowohl den Verschluss der Einlagerungsbereiche durch firstbündige Verfüllung ausgewählter Strecken und Grubenbaue als auch den Verschluss der Zugänge zum Endlagerbergwerk.

(3.28) **Wirtsgestein** ist das Gebirge, in das die hochradioaktiven Abfälle eingelagert werden.

4 Sicherheitsprinzipien und Schutzziele

4.1 Sicherheitsprinzipien

(4.1) Das „Gesetz zu dem Übereinkommen über nukleare Entsorgung“ für den sicheren Umgang mit radioaktiven Abfällen, das Atomgesetz (AtG) sowie die „Principles of Radioactive Waste Management“ und die „Fundamental Safety Principles“ der IAEA enthalten die fundamentalen Prinzipien für den Umgang mit radioaktiven Abfällen. Sie sind Grundlage für folgende Sicherheitsprinzipien der Endlagerung in tiefen geologischen Formationen nach dem Konzept des Konzentrierens und Isolierens ohne die Intention einer Rückholung.

(4.2) Radioaktive Abfälle müssen so gehandhabt und eingelagert werden, dass Mensch und Umwelt in allen Phasen der Endlagerentwicklung geschützt sind.

(4.3) Die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen hat die Isolation der radioaktiven Abfälle in einem Endlagersystem über lange Zeiten sicherzustellen, um damit

- *(4.4) langfristig Mensch und Umwelt vor den potenziell schädlichen Auswirkungen der eingelagerten radioaktiven Abfälle zu schützen und*

- *(4.5) zu verhindern, dass zukünftigen Generationen unzumutbare Lasten und Verpflichtungen auferlegt werden.*

Materialien zur Begründung

- **IAEA: SAFETY FUNDAMENTALS No. SF-1 (2006)**

2. SAFETY OBJECTIVE

The fundamental safety objective is to protect people and the environment from harmful effects of ionizing radiation.

Principle 6: Limitation of risks to individuals

Measures for controlling radiation risks must ensure that no individual bears an unacceptable risk of harm.

Principle 7: Protection of present and future generations

People and the environment, present and future, must be protected against radiation risks.

- **IAEA: PRINCIPLES No. 111-F (1995)**

2. OBJECTIVE OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

201. The objective of radioactive waste management is to deal with radioactive waste in a manner that protects human health and the environment now and in the future without imposing undue burdens on future generations.

Principle 1: Protection of human health

Radioactive waste shall be managed in such a way as to secure an acceptable level of protection for human health.

Principle 2: Protection of the environment

Radioactive waste shall be managed in such a way as to provide an acceptable level of protection of the environment.

Principle 5: Burdens on future generations

Radioactive waste shall be managed in such a way that will not impose undue burdens on future generations.

- **ATOMGESETZ (AtG) (2005)**

§ 1 Zweckbestimmung des Gesetzes

Zweck dieses Gesetzes ist,

2. Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu schützen und durch Kernenergie oder ionisierende Strahlen verursachte Schäden auszugleichen,

- **STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG (StrlSchV) (2005)**

§ 1 Zweckbestimmung

Zweck dieser Verordnung ist es, zum Schutz des Menschen und der Umwelt vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung Grundsätze und Anforderungen für Vorsorge- und Schutzmaßnahmen zu regeln, die bei der Nutzung und Einwirkung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlung zivilisatorischen und natürlichen Ursprungs Anwendung finden.

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Präambel

XIV) eingedenk der Grundsätze, die in den interinstitutionellen „Internationale Sicherheitsgrundnormen für den Schutz vor ionisierender Strahlung und für die Sicherheit von Strahlenquellen“) von 1996, in den Sicherheitsgrundlagen der IAEO mit dem Titel „Die Grundsätze bei der Behandlung radioaktiver Abfälle“**) von 1995 und in den vorhandenen internationalen Normen über die Sicherheit des Transports radioaktiven Materials verankert sind;

Ziele

Ziele dieses Übereinkommens sind:

ii) Gewährleistung wirksamer Abwehrvorkehrungen gegen eine mögliche Ge-

fährdung in allen Stufen der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle, um den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt heute und in Zukunft vor schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung zu schützen, und dies in einer Weise, dass die Bedürfnisse und Wünsche der heutigen Generation erfüllt werden, ohne dass die Fähigkeit künftiger Generationen, die eigenen Bedürfnisse und Wünsche zu erfüllen, aufs Spiel gesetzt wird;

Allgemeine Sicherheitsanforderungen

Jede Vertragspartei trifft die geeignete Maßnahmen, um sicherzustellen, daß allen Stufen der Behandlung abgebrannt Brennelemente der einzelne, die Gesellschaft und die Umwelt angemessen vor radiologischer Gefährdung geschützt sind

v) um die biologische, chemische und sonstige Gefährdung, die mit der Behandlung abgebrannter Brennelemente verbunden sein kann, zu berücksichtigen;

vi) um sich zu bemühen, Handlungen zu vermeiden, deren vernünftigerweise vorhersehbare Auswirkungen auf künftige Generationen größer sind als die für die heutige Generation zulässigen;

vii) um zu versuchen, künftigen Generationen keine unangemessenen Belastungen aufzubürden.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

1.6. The aims of geological disposal are:

—To ensure that any levels of radionuclides eventually reaching the biosphere are such that possible radiological impacts in the future are acceptably low.

PRINCIPLES OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

2.4 According to The Principles of Radioactive Waste Management, geological disposal facilities are required to be developed in such a way that human health and the environment are protected both now and in the future [1]. In this regard, the prime concern is the radiological hazard presented by radioactive waste. The ICRP has developed a system of radiological protection that applies to all practices, and this system has been adopted in the Basic Safety Standards [4]. The ICRP has elaborated the application of the system to the disposal of solid radioactive waste in its Publications 77 and 81 [6, 7]. This provides a starting point for the consideration here of radiological protection in relation to geological disposal facilities. Wider environmental concerns and other non-radiological concerns are discussed at the end of this section.

Annex I

GEOLOGICAL DISPOSAL AND THE PRINCIPLES OF RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

I.1. The principles of radioactive waste management set out in the Safety Fundamentals (see Annex II) apply to geological disposal facilities. The concept of geological disposal is inherently consistent with several of these principles, and the measures that will be taken to ensure overall compatibility are presented in the requirements of this publication, as discussed here.

I.2. A well designed and implemented geological disposal facility will be able to contain radioactive waste and to isolate it so as to provide for the radiation protection of the public and the environment. This is consistent with Principles 1 and 2. The protection of human health and the environment is discussed in Section 2, which sets out objectives and criteria that define a level of protection of human health and the environment, both now and in the future, that is deemed

to be acceptable by States. The criteria are applied regardless of present-day national boundaries, consistent with Principle 3, and the criteria for post-closure safety are no less stringent than those that apply now, consistent with Principle 4.

I.3. Following the closure of a geological disposal facility, the long term containment and isolation of the waste will be provided by passive means so that no further actions are required to maintain the safety of the waste and to provide for the protection of human health and the environment. Thus, undue burdens on future generations are avoided, consistent with Principle 5. The practice of geological disposal does not itself create significant additional amounts of radioactive waste, consistent with Principle 7.

I.4. The principles of radioactive waste management were taken into account in the formulation of the objectives and criteria for protection to apply in the development, operation and closure of a geological disposal facility, as set out in Section 2, and the requirements set out in Section 3. Specifically:

—The provision of an appropriate national legal framework, consistent with Principle 6; —The interdependence between geological disposal and earlier stages of waste generation is taken into account in the application of waste acceptance criteria, consistent with Principle 8;

—Consistent with Principle 9, a comprehensive set of objectives, criteria and requirements is set out for ensuring the safety of geological disposal facilities, including requirements concerning the safety approach and safety functions, the safety case and monitoring.

- **IAEA: DS 354 (2006)**

THE PRINCIPLES OF NUCLEAR, RADIATION, RADIOACTIVE WASTE AND TRANSPORT SAFETY AND RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

2.1. The IAEA Fundamental Safety Principles [1] sets out the principles that apply to all activities in radioactive waste management, including the disposal of radioactive waste. As stated in Ref. [1]: The fundamental safety objective is to protect people and the environment from harmful effects of ionizing radiation, without unduly limiting the use of technologies that may cause radiation exposure.

2.2. The strategy adopted at present to achieve this objective in respect of radioactive waste disposal is to contain the waste and to isolate it from the biosphere, to the extent that this is necessary. The biosphere is that part of the environment that is normally inhabited by living organisms and in this Safety Requirements publication it is taken generally to include those elements accessible to humans or used by humans, including groundwater, surface water and marine resources. The biosphere is therefore that part of the environment that the objective, criteria and requirements set out in this publication are intended to protect.

2.4. According to The Principles of Nuclear, Radiation, Radioactive Waste and Transport Safety, disposal facilities are to be developed in such a way that human health and the environment are protected both now and in the future [1]. In this regard the prime consideration is the radiological hazard presented by radioactive waste. The International Commission on Radiological Protection (ICRP) has developed a system of radiological protection that applies to all practices, and this system has been adopted in the Basic Safety Standards [3]. The ICRP has elaborated the application of the system to the disposal of solid

radioactive waste in its Publications 77 and 81 [5, 6]. This provides a starting point for the safety considerations here in relation to disposal facilities. Wider environmental concerns and other non-radiological concerns are discussed at the end of this section.

2.5. The safety objective and criteria set out in this section apply regardless of present day national boundaries. Transboundary issues are dealt with in the framework of existing conventions, treaties and bilateral agreements. Particular specific obligations apply to Contracting Parties to the Joint Convention [2].

- **NEA: COLLECTIVE OPINION (1995)**

Collective Opinion of the Radioactive Waste Management Committee

Abs. 1:

As part of its continuing review of the general situation in the field of radioactive waste management, and with particular reference to the extensive discussions at the recent NEA Workshop on Environmental and Ethical Aspects of Radioactive Waste Disposal [1], the RWMC reassessed the basis for the geological disposal strategy from an environmental and ethical perspective at its Special Session in March 1995. In particular, the RWMC focused its attention on fairness and equity considerations:

- between generations (intergenerational equity), concerning the responsibilities of current generations who might be leaving potential risks and burdens to future generations; and

.....

Abs. 2:

.....

- believe that the strategy of geological disposal of long-lived radioactive wastes:

- takes intergenerational equity issues into account, notably by applying the same standards of risk in the far future as it does to the present, and by limiting the liabilities bequeathed to future generations; and

.....

Ethical and Environmental Background to the Management of Waste

Abs. 7:

.....

- those who generate the wastes should take responsibility, and provide the resources, for the management of these materials in a way which will not impose undue burdens on future generations;
- wastes should be managed in a way that secures an acceptable level of protection for human health and the environment, and affords to future generations at least the level of safety which is acceptable today; there seems to be no ethical basis for discounting future health and environmental damage risks;

.....

The Radioactive Waste Management Responsibility

Abs. 2:

This objective should be achieved in a way which reconciles the various factors underlying our responsibilities to current and future generations. Broadly these factors are:

- the ethical principles of intergenerational and intragenerational equity described above;
- the technical requirements to ensure, and give confidence in, safety now and

in the future;

- the availability of resources for technology development and implementation.

- **RSK/SSK-STELLUNGNAHME 2002**

3 Bewertungsmaßstäbe

Abs. 1 und 2:

Im Zusammenhang mit der Entwicklung von Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle sind allgemein gültige ethische Grundsätze, die Prinzipien und Schutzziele des Strahlenschutzes sowie grundlegende technische Anforderungen zu beachten.

Ausgehend von der Erkenntnis, dass eine Endlagerung von radioaktiven Abfällen in tiefen geologischen Formationen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik als die beste Lösung für die Isolation solcher Abfälle von der Biosphäre angesehen wird, wurden auf internationaler Ebene die Prinzipien formuliert, denen diese Endlagerung genügen muss /IAEA 95, OECD 85, OECD 95/. Als ethische Grundsätze enthalten diese Prinzipien der IAEA und der OECD insbesondere Gedanken zur Gerechtigkeit innerhalb einer Generation in verschiedenen Regionen der Erde (intragenerationelle Gerechtigkeit) und zwischen den aufeinander folgenden Generationen (intergenerationelle Gerechtigkeit), Gedanken, die bereits von der sogenannten Brundtland Kommission und der Umwelt-Gipfelkonferenz 1992 in Rio de Janeiro in den Begriff der Nachhaltigkeit eingebracht wurden .

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Abs. 6:

Die in der Diskussionsgrundlage genannten Sicherheitsprinzipien für die Endlagerung fußen auf den Sicherheitsprinzipien der IAEA und entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Insoweit sind die folgenden Prinzipien ausdrücklich zu befürworten:

.....

- Künftige Auswirkungen für Mensch und Umwelt sollen nicht größer sein als das Maß der heute akzeptierten Auswirkungen.

Dies bedeutet, dass

- ***(4.6) die aus der Endlagerung resultierenden potenziellen Auswirkungen für Mensch und Umwelt auch in Zukunft das Maß heute akzeptierter Auswirkungen nicht übersteigen dürfen,***
- ***(4.7) die potenziellen Auswirkungen für Mensch und Umwelt aus der Endlagerung radioaktiver Stoffe in Deutschland außerhalb der Grenzen Deutschlands nicht größer sein dürfen als innerhalb zulässig,***

- *(4.8) jede Strahlenexposition und Kontamination von Mensch und Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte so gering wie möglich zu halten ist, und*
- *(4.9) die aus der Endlagerung resultierende Strahlenexposition für Mensch und Umwelt niedrig sein soll gegenüber der natürlichen Strahlung.*

Materialien zur Begründung

- **IAEA: SAFETY FUNDAMENTALS (2006)**

Principle 5: Optimization of protection

Protection must be optimized to provide the highest level of safety that can reasonably be achieved.

Principle 6: Limitation of risks to individuals

Measures for controlling radiation risks must ensure that no individual bears an unacceptable risk of harm.

Principle 7: Protection of present and future generations

People and the environment, present and future, must be protected against radiation risks.

Principle 8: Prevention of accidents

All practical efforts must be made to prevent and mitigate nuclear or radiation accidents.

Principle 9: Emergency preparedness and response

Arrangements must be made for emergency preparedness and response for nuclear or radiation incidents.

Principle 10: Protective actions to reduce existing or unregulated radiation risks Protective actions to reduce existing or unregulated radiation risks must be justified and optimized

- **IAEA: PRINCIPLES (1995)**

Principle 3: Protection beyond national borders

Radioactive waste shall be managed in such a way as to assure that possible effects on human health and the environment beyond national borders will be taken into account.

Principle 4: Protection of future generations

Radioactive waste shall be managed in such a way that predicted impacts on the health of future generations will not be greater than relevant levels of impact that are acceptable today.

Principle 7: Control of radioactive waste generation

Generation of radioactive waste shall be kept to the minimum practicable.

- **STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG (StrlSchV) (2005)**

§ 6 Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung

(2) Wer eine Tätigkeit nach § 2 Abs. 1 Nr. 1 plant oder ausübt, ist verpflichtet, jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls auch unterhalb der Grenzwerte so gering wie möglich zu halten.

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 1: Ziele

Ziele dieses Übereinkommens sind:

ii) Gewährleistung wirksamer Abwehrvorkehrungen gegen eine mögliche Gefährdung in allen Stufen der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle, um den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt heute und in Zukunft vor schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung zu schützen, und dies in einer Weise, daß die Bedürfnisse und Wünsche der heutigen Generation erfüllt werden, ohne daß die Fähigkeit künftiger Generationen, die eigenen Bedürfnisse und Wünsche zu erfüllen, aufs Spiel gesetzt wird;

- **GRUNDNORMEN (1996)**

ALLGEMEINE GRUNDSÄTZE

Artikel 6

(3) Darüber hinaus stellt jeder Mitgliedstaat sicher, daß

a) im Rahmen der Optimierung die Expositionen stets so niedrig gehalten werden, wie dies unter Berücksichtigung der wirtschaftlichen und sozialen Faktoren möglich und vertretbar ist;

- **ICRP 60 (1991)**

Dose limits in public exposure

(190) At least two approaches are possible in choosing a dose limit for public exposure. The first is the same as that used for choosing occupational limits. Assessing the consequences is no more difficult than in the occupational case, but judging the point at which these consequences can reasonably be described as unacceptable is much more difficult. The second approach is to base the judgement on the Variations in the existing level of dose from natural sources. This **natural background** may not be harmless, but it makes only a small contribution to the health detriment which society experiences. It may not be welcome, but the variations from place to place (excluding the large variations in the dose from radon in dwellings) can hardly be called unacceptable.

- **ICRP: HOLM (2006)**

Projected Doses of 0.01 -1 mSv/year

Folie 15

- No direct benefit to exposed individuals but a benefit to society

- General information and environmental surveillance or assessment
- Doses represent a marginal increase above natural background
- **Exposure of members of the public from a planned operation**

- **ICRP: DRAFT (2007)**

5.9.3. Factors influencing the choice of source-related dose constraints and reference levels

(232) The first band, less than 1 mSv, applies to situations where individuals receive exposures - usually planned - that are of no direct benefit to them but there is a benefit to society. The exposure of members of the public from the planned operation of practices is a prime example of this type of situation. Constraints and reference levels in this band would be selected for situations where there is general information and environmental surveillance or monitoring or assessment and where individuals may receive information but no training. The corresponding doses would represent a marginal increase above the natural background and are at least two orders of magnitude lower than the maximum value for a reference level, thus providing a rigorous level of protection.

- **NEA: COLLECTIVE OPINION (1995)**

Ethical and Environmental Background to the Management of Waste

Abs. 7:

Consideration of these concerns leads to a set of principles to be used as a guide in making ethical choices about waste management strategy:

.....

- wastes should be managed in a way that secures an acceptable level of protection for human health and the environment, and affords to future generations at least the level of safety which is acceptable today; there seems to be no ethical basis for discounting future health and environmental damage risks;

.....

The Radioactive Waste Management Responsibility

Abs. 2:

This objective should be achieved in a way which reconciles the various factors underlying our responsibilities to current and future generations. Broadly these factors are:

.....

- the technical requirements to ensure, and give confidence in, safety now and in the future;

.....

- **SSK-EMPFEHLUNG (1985)**

4.1 Grundsatzforderung

Abs. 3:

Um der oben gestellten Forderung nach Vermeidung jeder Strahlengefährdung der Bevölkerung zu genügen, soll die maximale Strahlenexposition von Einzelpersonen der Bevölkerung durch ein Endlager am ungünstigsten Aufpunkt zu keinem Zeitpunkt den Bereich der mittleren Schwankungsbreite (Standardabweichung) der natürlichen Strahlenexposition der Bevölkerung in der Bundesre-

publik Deutschland überschreiten. Diese Bedingung wird erfüllt, wenn der in den "Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk" festgelegte Planungsrichtwert (0,3 mSv/a effektive Äquivalentdosis) eingehalten wird.

4.2 Planungsrichtwerte

Abs. 1:

Wie bereits in den Grundsatzforderungen dargelegt, sollte die potentielle Strahlenexposition von Einzelpersonen der Bevölkerung nach dem Eintritt unwahrscheinlicher Ereignisse den Betrag der mittleren Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition (effektive Äquivalentdosis) in der Bundesrepublik Deutschland nicht überschreiten. Damit wird sichergestellt, dass die Bevölkerung auch in ferner Zukunft und für viele Generationen durch die Endlagerung radioaktiver Abfälle keiner größeren zusätzlichen potentiellen Strahlenexposition ausgesetzt wird als dies bereits durch zeitliche und örtliche Schwankungen der natürlichen Strahlenexposition geschieht.

5. Zusammenfassung

Abs. 5 und 6:

Es gilt der Grundsatz, dass zukünftigen Generationen und ihrer Umwelt der gleiche Schutz zu gewährleisten ist, wie er heute in der Bundesrepublik Deutschland durch die Strahlenschutzgesetzgebung für die Bevölkerung und die Umwelt festgelegt ist (§ 45 StrlSchV). Daher ist durch eine Sicherheitsanalyse nachzuweisen, dass auch bei unwahrscheinlichen Ereignissen diese Werte eingehalten werden können.

Bei der Festlegung des oben aufgeführten Schutzzieles ist davon ausgegangen worden, dass die hierdurch bedingte Strahlenexposition der Bevölkerung den Bereich der mittleren Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland nicht überschreitet. Damit wird sichergestellt, dass die Bevölkerung auch in ferner Zukunft durch die Endlagerung radioaktiver Abfälle keiner größeren zusätzlichen Strahlenexposition ausgesetzt wird, als dies durch zeitliche und örtliche Schwankungen der natürlichen Strahlenexposition geschieht.

• RSK/SSK-STELLUNGNAHME (2002)

3 Bewertungsmaßstäbe

Abs. 4

Die SSK hat 1985 /SSK 85/ für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen die Forderung aufgestellt, dass zukünftigen Generationen und ihrer Umwelt der gleiche Schutz zu gewährleisten ist, wie er aktuell in der Bundesrepublik Deutschland durch die Strahlenschutzverordnung für die Bevölkerung und Umwelt festgelegt ist.

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Abs. 6:

Die in der Diskussionsgrundlage genannten Sicherheitsprinzipien für die Endlagerung fußen auf den Sicherheitsprinzipien der IAEA und entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Insoweit sind die folgenden Prinzipien ausdrücklich zu befürworten:

- Die aus dem Endlager resultierende Strahlenexposition soll niedrig sein gegenüber der natürlichen Strahlung.
- Künftige Auswirkungen für Mensch und Umwelt sollen nicht größer sein als das Maß der heute akzeptierten Auswirkungen.

- Die Auswirkungen des Endlagers dürfen außerhalb Deutschlands nicht größer sein als die in Deutschland als zulässig geltenden Auswirkungen.

.....

4.2 Schutzziele

(4.10) Bei der Formulierung der Schutzziele für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle werden die einschlägigen deutschen Gesetze und die Empfehlungen internationaler Organisationen berücksichtigt.

(4.11) Radiologische Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Abfälle sind im Atomgesetz, der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) und dem „Gesetz zu dem Übereinkommen über nukleare Entsorgung“ niedergelegt.

(4.12) Nach § 1 Nr. 2 AtG sind Leben, Gesundheit und Sachgüter vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung zu schützen sowie durch Kernenergie oder ionisierende Strahlen verursachte Schäden auszugleichen.

(4.13) Für Errichtung und Betrieb eines Endlagers für hochradioaktive Abfälle werden die in § 7 Abs. 2 Nr. 1, 2, 3 und 5 AtG genannten Voraussetzungen herangezogen. Nach § 7 Abs. 2 Satz 1 Nr. 3 AtG muss die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb des Endlagers getroffen sein.

(4.14) Die Strahlenschutzgrundsätze gemäß § 5 und § 6 StrlSchV sind auf die gesamte Endlagerentwicklung anzuwenden. Dosisgrenzwerte dürfen nicht überschritten werden und darüber hinaus ist nach § 6 StrlSchV dabei jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt zu vermeiden. Auch unterhalb der genannten Grenzwerte ist jede Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt unter Beachtung des Standes von Wissenschaft und Technik und unter Berücksichtigung aller Umstände des Einzelfalls so gering wie möglich zu halten.

(4.15) Insbesondere § 46 und § 47 StrlSchV kommen für die Phase nach Ver-

Materialien zur Begründung

Anmerkung der GRS:

Alle Anforderungen der in Kap. 4.2 aufgeführten Gesetze und Verordnungen wurden berücksichtigt:

- **ATOMGESETZ (AtG) (2005)**

§ 1 Zweckbestimmung des Gesetzes

§ 7 Genehmigung von Anlagen

- **STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG (StrISchV) (2005)**

§ 1 Zweckbestimmung

§ 4 Rechtfertigung

§ 5 Dosisbegrenzung

§ 6 Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung

§ 46 Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung

§ 47 Begrenzung der Ableitung radioaktiver Stoffe

- **IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)**

BASIC PRINCIPLES

The principles of radiation protection and safety on which the Standards are based are those developed by the ICRP and by INSAG. The detailed formulation of these principles can be found in the publications of these bodies and they cannot easily be paraphrased without losing their essence. However, a brief — although simplified — summary of the principles is as follows: a practice that entails or that could entail exposure to radiation should only be adopted if it yields sufficient benefit to the exposed individuals or to society to outweigh the radiation detriment it causes or could cause (i.e. the practice must be justified)¹; individual doses due to the combination of exposures from all relevant practices should not exceed specified dose limits; radiation sources and installations should be provided with the best available protection and safety measures under the prevailing circumstances, so that the magnitudes and likelihood of exposures and the numbers of individuals exposed be as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account, and the doses they deliver and the risk they entail be constrained (i. e. protection and safety should be optimized); radiation exposure due to sources of radiation that are not part of a practice should be reduced by intervention when this is justified, and the intervention measures should be optimized; the legal person authorized to engage in a practice involving a source of radiation should bear the primary responsibility for protection and safety; a safety culture should be inculcated that governs the attitudes and behaviour in relation to protection and safety of all individuals and organizations dealing with sources of radiation; in-depth defensive measures should be incorporated into the design and operating procedures for radiation sources to compensate for potential

failures in protection or safety measures; and protection and safety should be ensured by sound management and good engineering, quality assurance, training and qualification of personnel, comprehensive safety assessments and attention to lessons learned from experience and research.

4.2.1 Radiologische Schutzziele für die Betriebsphase

(4.16) Während der Betriebsphase des Endlagers sind die nach Strahlenschutzverordnung geltenden Anforderungen für den Schutz der Beschäftigten, der Bevölkerung und der Umwelt einzuhalten.

(4.17) Radiologisches Schutzziel für den Menschen ist die Begrenzung der Individualdosis unter Beachtung der Anforderungen der Strahlenschutzverordnung zur Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung.

Materialien zur Begründung

Anmerkung der GRS:

Bei der Formulierung der radiologischen Schutzziele für die Betriebsphase wurde die Strahlenschutzverordnung zugrunde gelegt (siehe Kapitel 4.2). Hinsichtlich des Strahlenschutzes während des Betriebes wird international zudem gefordert:

- **IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)**

Dose limitation

2.23. The normal exposure of individuals shall be restricted so that neither the total effective dose nor the total equivalent dose to relevant organs or tissues, caused by the possible combination of exposures from authorized practices, exceeds any relevant dose limit specified in Schedule II, except in special circumstances provided for in Appendix I. Dose limits shall not apply to medical exposures from authorized practices.

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 11

Allgemeine Sicherheitsanforderungen

Abs. 1:

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß in allen Stufen der Behandlung radioaktiver Abfälle der einzelne, die Gesellschaft und die Umwelt angemessen vor radiologischer und sonstiger Gefährdung geschützt sind.

Artikel 24

Strahlenschutz während des Betriebs

(1) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß während der Betriebsdauer einer Anlage zur Behandlung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle

(i) die von der Anlage ausgehende Strahlenbelastung für die Beschäftigten und die Öffentlichkeit so gering wie vernünftigerweise erzielbar gehalten wird, wobei wirtschaftliche und soziale Faktoren berücksichtigt werden;

ii) niemand unter normalen Umständen einer Strahlendosis ausgesetzt wird, welche die innerstaatlich vorgeschriebenen Grenzwerte, die international anerkannten Strahlenschutznormen gebührend Rechnung tragen, überschreitet;

iii) Maßnahmen zur Verhinderung ungeplanter und unkontrollierter Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt getroffen werden.

(2) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass Ableitungen begrenzt werden,

i) damit die Strahlenbelastung so gering wie vernünftigerweise erzielbar gehalten wird, wobei wirtschaftliche und soziale Faktoren berücksichtigt werden;

ii) damit niemand unter normalen Umständen einer Strahlendosis ausgesetzt wird, welche die innerstaatlich vorgeschriebenen Grenzwerte, die international anerkannten Strahlenschutznormen gebührend Rechnung tragen, überschreitet.

(3) Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, dass während der Betriebsdauer einer staatlich beaufsichtigten kerntechnischen Anlage für den Fall, daß es zu einer ungeplanten und unkontrollierten Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt kommt, entsprechende Abhilfemaßnahmen ergriffen werden, um die Freisetzung unter Kontrolle zu bringen und ihre Folgen zu mildern.

• GRUNDNORMEN (1996)

Artikel 6

(3) Darüber hinaus stellt jeder Mitgliedstaat sicher, dass

a) im Rahmen der Optimierung die Expositionen stets so niedrig gehalten werden, wie dies unter Berücksichtigung der wirtschaftlichen und sozialen Faktoren möglich und vertretbar ist;

b) unbeschadet des Artikels 12 die Summe der Dosen aus allen relevanten Tätigkeiten nicht die in diesem Titel für strahlenexponierte Arbeitskräfte, Auszubildende, Studenten und Einzelpersonen der Bevölkerung festgelegten Dosisgrenzwerte übersteigt.

.....

Artikel 7

Dosisbeschränkungen

(1) Dosisbeschränkungen sollten gegebenenfalls im Rahmen der Optimierung des Strahlenschutzes herangezogen werden.

.....

Artikel 17

Die Maßnahmen zum Schutz der strahlenexponierten Arbeitskräfte beruhen insbesondere auf folgenden Grundsätzen:

a) vorherige Bewertung von Art und Größenordnung des radiologischen Risikos für die strahlenexponierten Arbeitskräfte und Optimierung des Strahlenschutzes unter allen Arbeitsbedingungen;

.....

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION DURING THE OPERATIONAL PERIOD

2.6. The radiological protection requirements for the operational period of a geological disposal facility and the related safety criteria are the same as for any licensed nuclear facility, and are established in the Basic Safety Standards [4].

2.7. In radiological protection terms, the source is under control in a geological disposal facility during the operational period: releases can be verified, exposures can be controlled and actions can be taken if necessary. The engineering and practical means of achieving protection are well known, although their use underground in a geological disposal facility requires specific consideration. The primary goal is to ensure that radiation doses are as low as reasonably achievable. A necessary, though not in itself sufficient, condition is that all doses are kept within applicable dose limits.

2.10. For a geological disposal facility, as for any other operational nuclear facility, an operational radiation protection programme is required to be in place to ensure that the doses to workers during normal operations are controlled and that the requirements for the limitation of radiation doses are met (Ref. [4], paras 2.24–2.26; and Ref. [12]). In addition, contingency plans are required to be in place for dealing with accidents and incidents and for ensuring that any consequent radiation doses are controlled to the extent possible, with due regard for the relevant emergency reference levels [13].

- **IAEA: DS 354 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION DURING THE OPERATIONAL PERIOD

2.6. The radiation safety requirements and the related safety criteria for the operational period of a disposal facility are the same as for any nuclear facility or practice involving radioactive materials, and are established in the Basic Safety Standards [3]. Disposal facilities containing waste from nuclear fuel cycle facilities will generally be licensed nuclear facilities and will operate under the terms of a facility licence. Disposal facilities for small quantities of waste, e.g. borehole facilities, may not be regarded as nuclear facilities in some countries but will be subject to an appropriate regulatory process and licensed accordingly.

2.7. In radiological safety terms, the disposal facility is considered to be a source that is under control. During the operational period, any release can be verified, exposures can be controlled and actions can be taken if necessary. The engineering and practical means of achieving safety are well known, although their use underground in a disposal facility requires specific consideration. The primary goal is to ensure that radiation doses are as low as reasonably achievable and within applicable dose limitations.

2.10. For a disposal facility, as for any other operational nuclear facility or facility where radioactive materials are handled, stored or processed, an operational radiation protection programme, commensurate with the radiological hazard, will be in place to ensure that the doses to workers during normal operations are controlled and that the requirements for the limitation of radiation doses are met (Ref. [3], Paras 2.24–2.26; [12]). In addition, emergency plans will be in place for dealing with accidents and incidents and for ensuring that any consequent radiation doses are controlled to the extent possible with due regard for the

relevant emergency action levels [13].

- **RSK/SSK-STELLUNGNAHME (2002)**

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Frage 2

Abs.2:

.....Für die Betriebsphase des Endlagers gelten die Anforderungen der Strahlenschutzverordnung wie bei anderen kerntechnischen Anlagen. Eine nähere Präzisierung der Sicherheitsanforderungen für die Betriebsphase, wie sie in der Diskussionsgrundlage vorgeschlagen wird, ist insbesondere für eine Festlegung der in einem Planfeststellungsverfahren zu unterstellenden auslegungsbestimmenden Störfälle und Lastfälle bei Einwirkungen von außen bedeutsam.

Optimierung des Strahlenschutzes für die Betriebsphase

(4.18) Jede unnötige Strahlenexposition oder Kontamination von Mensch und Umwelt ist zu vermeiden (§ 6 StrISchV).

(4.19) Wirksamkeit und Aufwand der Schutzmaßnahmen gegen die Wirkung ionisierender Strahlung sind entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik und unter Beachtung der Verhältnismäßigkeit abzuwägen (§ 6 StrISchV). Für den Abwägungsprozess können auch konventionelle Sicherheitsaspekte (bergtechnische Sicherheit, Auswirkungen sonstiger toxischer Stoffe) bedeutsam sein.

Materialien zur Begründung

- **STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG (StrISchV) (2005)**

§ 6 Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und Dosisreduzierung

- **IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)**

Optimization of protection and safety

2.24. In relation to exposures from any particular source within a practice, except for therapeutic medical exposures, protection and safety shall be optimized in order that the magnitude of individual doses, the number of people exposed and the likelihood of incurring exposures all be kept as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account, within the re-

striction that the doses to individuals delivered by the source be subject to dose constraints.

2.25. The process of optimization of protection and safety measures may range from intuitive qualitative analyses to quantitative analyses using decision aiding techniques, but shall be sufficient to take all relevant factors into account in a coherent way so as to contribute to achieving the following objectives:

- (a) to determine optimized protection and safety measures for the prevailing circumstances, with account taken of the available protection and safety options as well as the nature, magnitude and likelihood of exposures; and
- (b) to establish criteria, on the basis of the results of the optimization, for the restriction of the magnitudes of exposures and of their probabilities by means of measures for preventing accidents and mitigating their consequences.

Dose constraints

2.26. Except for medical exposure, the optimization of the protection and safety measures associated with any particular source within a practice shall be subject to dose constraints which:

- (a) do not exceed either the appropriate values established or agreed to by the Regulatory Authority for such a source or values which can cause the dose limits to be exceeded; and
- (b) ensure, for any source (including radioactive waste management facilities) that can release radioactive substances to the environment, that the cumulative effects of each annual release from the source be restricted so that the effective dose in any year to any member of the public, including people distant from the source and people of future generations, is unlikely to exceed any relevant dose limit, taking into account cumulative releases and the exposures expected to be delivered by all other relevant sources and practices under control.

- **GRUNDNORMEN (1996)**

Artikel 7

Dosisbeschränkungen

(1) Dosisbeschränkungen sollten gegebenenfalls im Rahmen der Optimierung des Strahlenschutzes herangezogen werden.

.....

Artikel 17

Die Maßnahmen zum Schutz der strahlenexponierten Arbeitskräfte beruhen insbesondere auf folgenden Grundsätzen:

- a) vorherige Bewertung von Art und Größenordnung des radiologischen Risikos für die strahlenexponierten Arbeitskräfte und Optimierung des Strahlenschutzes unter allen Arbeitsbedingungen;

.....

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION DURING THE OPERATIONAL PERIOD

2.8. The optimization of protection (that is, ensuring that radiation doses are as low as reasonably achievable) is required to be considered in the design of the geological disposal facility and in the planning of operations above and below the ground [4]. Relevant considerations include: the separation of mining and construction activities from waste emplacement activities; the use of remote handling equipment and shielded equipment for waste emplacement, when

necessary; the control of the working environment, reducing the potential for accidents and their consequences; and the minimization of maintenance needs in supervised and controlled areas. Contamination is required to be controlled and avoided to the extent possible [4].

- **IAEA: DS 354 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION DURING THE OPERATIONAL PERIOD

2.8. The optimization of protection (that is, ensuring that radiation doses are as low as reasonably achievable) is considered in the design of the disposal facility and in the planning of all operations [3]. Relevant considerations include: the separation of mining and construction activities from waste emplacement activities; the use of remote handling equipment and shielded equipment for waste emplacement, when necessary; the control of the working environment, reducing the potential for accidents and their consequences; and the minimization of maintenance needs in supervised and controlled areas. Contamination is controlled and avoided to the extent possible [3].

- **ICRP 60 (1991)**

5.3.1. The optimisation of projection in occupational exposure

(144) An important feature of optimisation is the choice of dose constraints, the source-related values of individual dose used to limit the range of options considered in the procedure of optimisation. For many types of occupation, it is possible to reach conclusions about the level of individual doses likely to be incurred in well-managed Operations. This information can then be used to establish a dose constraint for that type of occupation. In the Commission's view, the class of occupation should be specified in fairly broad terms, such as work in x-ray diagnostic departments, the routine operation of nuclear power plants, or the inspection and maintenance of nuclear power plants. Limits prescribed by regulatory agencies and restrictions applied by managements to specific operations as part of the day-to-day control of exposures are not constraints in the sense used here. In general, these limits and restrictions should be established on the basis of the results of optimisation. More information is given in Section 7.3.1.

(145) It will usually be appropriate for dose constraints to be fixed at the national or local level. When using a dose constraint, a designer should specify the sources to which it is linked so as to avoid confusion with other sources to which the workforce might be concurrently exposed.

(146) The optimisation of protection should, in principle, take account of both actual and potential exposures. However, the techniques for potential exposures are less well developed and the decisions about potential exposures often have no implications for actual exposures. They can then be dealt with separately. (See Section 5.6.)

- **ICRP: Draft (2007)**

PREFACE

Abs. 3:

In its revised System of Protection, the Commission now moves from the previ-

ous process-based approach of practices and interventions to an approach based on the radiation exposure situation. The Commission now emphasises the similarity of the protective actions taken regardless of exposure Situation. By increasing the attention to the process of optimisation in all radiation exposure situations, the Commission is of the opinion that the level of protection for what has until now been categorised as interventions will be improved, compared to the recommendations in Publication 60 (ICRP, 1991). Thus the System of protection can now be applied to all situations of radiation exposure.

Optimisation of protection

(205) The process of optimisation of protection is intended for application to those protective actions that have been deemed to be justified. The principle of optimisation of protection with a restriction on individual dose is central to the system of protection applying to all three exposure situations: planned situations, emergency situations, and existing exposure situations. This principle has been applied very successfully in planned situations (specifically practices) where protective actions can be initiated at the design stage. The Commission's intention is to extend this experience to the other two types of exposure situations, the emergency and existing exposure situations. The dose constraints and reference levels are important tools to aid optimisation of protection in all three exposure situations.

(206) The principle of optimisation is defined by the Commission as the source related process to keep the likelihood of incurring exposures where these are not certain to be received, the number of people exposed, and the magnitude of individual doses as low as reasonably achievable below the appropriate risk and dose constraints or reference levels, taking into account economic and societal factors.

.....
(213) Optimisation of protection is not minimisation of dose. Optimised protection is the result of an evaluation, which carefully balances the detriment from the exposure (economic, human, societal, political, etc.) and the resources available for the protection of individuals. Thus the best option is not necessarily the one with the lowest dose.

(4.20) Bei sehr kleinen Dosisbeiträgen von etwa 0,01 mSv pro Kalenderjahr oder kleiner ist eine Optimierung des Strahlenschutzes nicht mehr erforderlich.

Materialien zur Begründung

- **STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG: BEGRÜNDUNG (2001)**

Abschnitt 9: Freigabe

Vorbemerkung

Abs. 1:

Die "Freigabe" wird in der Verordnung erstmals ausführlich und umfassend geregelt; die bisherige Verordnung enthielt dazu in § 4 lediglich Regelungen zum radioaktiven Abfall. Der Begriff der Freigabe ist in § 3 Abs. 2 Nr. 15 definiert als

Verwaltungsakt, der die Entlassung radioaktiver Stoffe sowie kontaminierter beweglicher Gegenstände, Gebäude, Bodenflächen, Anlagen oder Anlagenteile aus der atom- oder strahlenschutzrechtlichen Überwachung bewirkt. Durch die freigegebenen Stoffe darf für eine Person der Bevölkerung nur eine effektive Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr auftreten. Der Begriff "im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr" bedeutet, dass die Modellrechnungen zur Herleitung einzelner Freigabewerte, wie sie durch die Festlegungen der Anlage IV Teil A Nr. 2 bestimmt sind, tatsächlich auch Werte der effektiven Dosis für Einzelpersonen der Bevölkerung bis ca. 20 Mikrosievert im Kalenderjahr nicht ausschließen. Der Mittelwert der statistischen Dosisverteilung muss dabei unter oder höchstens bei 10 Mikrosievert liegen. Nach ihrer Freigabe sind die fraglichen Stoffe keine radioaktiven Stoffe im Sinne des Atomgesetzes mehr.

- **IAEA: EXEMPTION PRINCIPLES (1988)**

Anmerkung der GRS:

Zitat aus: **ICRP DRAFT: SCOPE (2006)**

"... there is a widely held, although speculative, view that few people would commit their own resources to reduce an annual risk of death of 10^{-5} and that even fewer would take action at an annual level of 10^{-6} . Most authors proposing values of trivial individual dose have set the level of annual risk of death which is held to be of no concern to the individual at 10^{-5} . Taking a rounded risk factor of 10^{-2} Sv^{-1} for whole body exposure as a broad average over age and sex, the level of trivial individual effective dose equivalent would be in the range of 10-100 μSv per year."

They also state "... The natural background radiation has been estimated to give, as an average, an individual dose of about 2 mSv per year. This average conceals a wide variation due to different concentrations of radioactive materials in the ground and in building materials, as well as differences due to different altitudes and habits of living. On a global average, about half of this dose is due to radon exposure, a source for which controls are suggested. The other half comes from exposure to cosmic rays, terrestrial gamma rays and radionuclides in the body, for which control is impractical ... Individual members of the public do not generally take account of the variation in exposure to natural background radiation when considering moving from one part of the country to another, or when going on holiday. It can, therefore, be judged that a level of dose which is small in comparison with the variation in natural background radiation can be regarded as trivial. A figure of whole body or effective dose equivalent of the order of one to a few per cent of natural background, i.e. 20-100 μSv per year, has been suggested".

- **ICRP DRAFT: SCOPE (2006)**

Abstract

Abs. 3:

Exemption criteria were originally introduced for exempting a priori practices involving limited amounts of 'artificial' radioactive materials. The concept was then extended to the exemption a posteriori of radioactive materials already regulated but for which regulation was no longer warranted. These materials, there-

fore, could be cleared from the regulatory requirements. Clearance criteria were developed for bulk amounts of materials. A fundamental exemption principle was to keep individual risk at low levels, which became an individual dose criterion of 10 μSv in a year.

- **SSK-EMPFEHLUNG (1995)**

2.1 Begriff der geringfügigen Strahlenexposition und Aktivität

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) empfiehlt, die Exposition aus verschiedenen Anwendungsbereichen (wie Freigabe oder anzeigefreiem Umgang) auf die jährliche effektive Dosis von einigen 10 μSv [1] für Einzelpersonen zu beschränken. Diese Dosis kann als vernachlässigbar angesehen werden. Da eine Einzelperson aus verschiedenen Anwendungsbereichen exponiert werden kann, empfiehlt die IAEO eine Beschränkung der Dosis im Bereich von 10 μSv in einem Jahr für einen einzelnen Anwendungsbereich. Auf dieser Basis wird der Begriff „geringfügige Aktivität“, wie bereits in [2], [3] und [4], als Maßstab für eine Freigabe übernommen.

- **RSK/SSK-Stellungnahme (2002)**

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Frage 1

Abs. 6::

Die radiologischen Schutzziele für die Betriebsphase ergeben sich aus der Strahlenschutzverordnung, sie entsprechen dem Stand von Wissenschaft und Technik. Zur Begrenzung der Optimierung des Strahlenschutzes bei sehr kleinen Dosisbeträgen wird in der Diskussionsgrundlage ein Abschneidekriterium von 0,03 mSv pro Kalenderjahr unter Hinweis auf das Konzept der trivialen Dosis vorgeschlagen. In Analogie zu den Freigaberegungen wird empfohlen, diese Grenze auf 0,01 mSv/Jahr zu senken.

4.2.2 Schutzziele für die Phase nach Verschluss des Endlagers

(4.21) Ein Schutzziel für die Phase nach Verschluss des Endlagers ist die Begrenzung des Risikos eines Individuums, eine schwerwiegende Erkrankung aus einer Exposition (z. B. Individualdosis) zu erleiden.

(4.22) Für wahrscheinliche Entwicklungen (Szenarien) des Endlagersystems dürfen allenfalls geringfügige Mengen an Schadstoffen aus dem einschlusswirksamen Gebirgsbereich freigesetzt werden, so dass es zu keiner nachteiligen Veränderung von Boden und Wasser und damit zu keinen relevanten Risiken für Mensch und Umwelt kommt.

(4.23) Andere Szenarien, die nicht (z. B. aufgrund ihrer extrem geringen Eintrittswahrscheinlichkeit) von der Bewertung auszuschließen sind, dürfen Freisetzungen aus dem einschlusswirksamen Gebirgsbereich aufweisen, die allenfalls zu einem geringfügigen zusätzlichen Risiko für Mensch und Umwelt führen.

(4.24) Szenarien, die zu einer höheren Freisetzung führen, müssen unwahrscheinlich sein bzw. ausgeschlossen werden können.

Materialien zur Begründung

- **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

2. Schutzziele

Abs. 3:

Nach Beendigung der Betriebsphase muß das gesamte Endlager sicher gegen die Biosphäre abgeschlossen werden. Auch nach der Stilllegung dürfen Radionuklide, die als Folge von nicht vollständig ausschließbaren Transportvorgängen aus einem verschlossenen Endlager in die Biosphäre gelangen könnten, nicht zu Individualdosen führen, die die Werte des § 45 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) überschreiten.

- **RSK/SSK- Stellungnahme (2002)**

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Frage 1

Abs. 7 bis 11:

Die radiologischen Schutzziele für die Nachbetriebsphase des Endlagers werden in der Diskussionsgrundlage für wahrscheinliche Szenarien der langzeitigen Entwicklung des Endlagers als Grenzwert der jährlichen Individualdosis und für weniger wahrscheinliche Szenarien als Risikokriterium definiert. In einer Szenarienanalyse sollen alle in den Grenzen der praktischen Vernunft denkbaren natürlichen Entwicklungen betrachtet und in die Klasse der wahrscheinlichen, der weniger wahrscheinlichen und der auf Grund ihrer sehr kleinen Eintrittswahrscheinlichkeit nicht weiter zu betrachtenden Szenarien eingeordnet werden.

Das für die wahrscheinlichen Szenarien vorgeschlagene Schutzziel einer Individualdosis von 0,3 mSv im Kalenderjahr entspricht der Anforderung in den bisher geltenden RSK/SSK-Sicherheitskriterien. Dieses Schutzziel steht im Einklang mit den Strahlenschutzanforderungen, die für heutige Generationen gelten, und liegt unterhalb der Schwankungsbreite der natürlichen Strahlung in Deutschland.

Ein Schutzziel in Form eines Grenzwerts der Individualdosis von 0,3 mSv im Kalenderjahr ist für die Betriebsphase eines Endlagers geeignet, da für diese die gleichen Grundsätze angewendet werden können, wie sie die Strahlenschutzverordnung für den Betrieb von Anlagen und Einrichtungen enthält. In Anbetracht der Unsicherheiten von Sicherheitsanalysen und der Berechnung von Dosiswerten über sehr lange Zeiträume erscheint den Kommissionen da-

gegen eine Festlegung in Form eines Dosisgrenzwerts für die Nachbetriebsphase nicht sinnvoll. Als geeignet wird dagegen ein Richtwert im Sinne eines radiologischen Sicherheitsindikators (constraint im Sinne der ICRP) angesehen. Als ein solcher Richtwert wird eine Individualdosis von 0,1 mSv pro Jahr vorgeschlagen. Dieser Wert liegt unterhalb des Grenzwertes von 1 mSv pro Jahr entsprechend der Strahlenschutzverordnung für die Strahlenexposition für die Bevölkerung.

In der Diskussionsgrundlage wird wie in den geltenden RSK/SSK-Sicherheitskriterien und im Einklang mit Anforderungen in anderen Ländern auf die Begrenzung einer Kollektivdosis als radiologisches Schutzziel verzichtet. Dies steht im Einklang mit der Empfehlung der SSK zu den Möglichkeiten und Grenzen der Anwendung der Kollektivdosis (Bundesanzeiger Nr. 126a vom 12.07.1985) und den Anforderungen der Strahlenschutzverordnung.

Die Diskussionsgrundlage enthält explizit auch das Schutzziel Schutz der Umwelt, allerdings ohne dieses Schutzziel konkret zu definieren. Für den Schutz der Umwelt ist nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ein konkretes Schutzziel derzeit nicht vorhanden. Daher sollte nach Ansicht der Kommissionen zunächst weiterhin davon ausgegangen werden, dass durch die Einhaltung der Schutzziele für den Menschen auch ein ausreichender Schutz der Umwelt sichergestellt wird.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION IN THE POST-CLOSURE PERIOD

2.12. The objective and criteria for the protection of human health and the environment in the post-closure period are presented in the following.

—Objective. Geological disposal facilities are to be sited, designed, constructed, operated and closed so that protection in the post-closure period is optimized, social and economic factors being taken into account, and a reasonable assurance is provided that doses or risks to members of the public in the long term will not exceed the dose or risk level that was used as a design constraint.

—Criteria. The dose limit for members of the public from all practices is an effective dose of 1 mSv in a year [4], and this or its risk equivalent is considered a criterion not to be exceeded in the future. To comply with this dose limit, a geological disposal facility (considered as a single source) is designed so that the estimated average dose or average risk to members of the public who may be exposed in the future as a result of activities involving the disposal facility does not exceed a dose constraint of not more than 0.3 mSv in a year or a risk constraint of the order of 10^{-5} per year¹. It is recognized that radiation doses to individuals in the future can only be estimated and that the uncertainties associated with these estimates will increase for times farther into the future. Care needs to be exercised in using the criteria beyond the time where the uncertainties become so large that the criteria may no longer serve as a reasonable basis for decision making.

¹ Risk in this context is to be understood as the probability of death or serious hereditary disease.

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.48. Safety assessments analyse the performance of the geological disposal system under the expected and less likely evolutions and events, which can be outside the designed performance range of the geological disposal facility. A

judgement of what is to be considered as the expected evolution and less likely evolution will be discussed by the regulatory body and the operator. Sensitivity analyses and uncertainty analyses will be undertaken to obtain an understanding of the performance of the geological disposal system and its components under a range of evolutions and events. The consequences of unexpected events and processes may be explored to test the robustness of the geological disposal system. In particular, the resilience of the geological disposal system is assessed. Quantitative analyses are undertaken, at least over the time period for which regulatory compliance is required, but the results from detailed models of safety assessments are likely to be more uncertain for time periods in the far future. For such timeframes, arguments may be needed to illustrate safety, on the basis, for example, of complementary safety indicators, such as concentrations and fluxes of naturally occurring radionuclides and bounding analyses.

Appendix

ASSURANCE OF COMPLIANCE WITH THE SAFETY OBJECTIVE AND CRITERIA

A.6. A disposal facility may be affected by a range of possible evolutions and events, whereby some evolutions and events may be judged to be relatively likely to occur over the period of assessment and some may be rather unlikely or very unlikely to occur. With a view to optimizing protection, the design process will focus on ensuring that the disposal system provides for safety (i.e. on compliance with dose and/or risk constraints), in consideration of the expected evolution of the disposal system and with account taken of uncertainties concerning that evolution and the natural events that are likely to occur over the period of assessment.

A.8. The evaluation of whether or not the design of a geological disposal facility will provide an optimized level of protection may require a judgement in which other factors would also be considered. These factors may include, for example, the quality of the design and of the assessment, and the presence of significant qualitative or quantitative uncertainties in the calculation of long term exposures. In general, when irreducible uncertainties make the results of calculations for the safety assessment less reliable, then comparisons with dose or risk constraints have to be treated with caution. For a geological disposal facility, this is likely to be the case in considering human intrusion events and very low frequency natural events, as well as events far in the future. The robustness of the geological disposal system can be demonstrated, however, by undertaking an assessment of reference events that are typical of such very low frequency events.

- **IAEA: DS 354 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION IN THE POST-CLOSURE PERIOD

2.12. The objective and criteria for the protection of human health and the environment in the post-closure period are presented in the following.

Objective

To site, design, construct, operate and close disposal facilities so that safety in the postclosure period is optimized, social and economic factors being taken into account, and a reasonable assurance is provided that doses or risks to members of the public in the long term will not exceed the dose or risk level that was used as a design constraint.

Criteria

The dose limit for members of the public from all practices is an effective dose of 1 mSv in a year [3], and this or its risk equivalent are considered criteria not to be exceeded in the future. To comply with this dose limit, a disposal facility (considered as a single source) is designed so that the estimated average dose or average risk to members of the public who may be exposed in the future as a result of the disposal facility does not exceed a dose constraint of not more than 0.3 mSv in a year or a risk constraint of the order of 10^{-5} per year¹.

¹ Risk in this context is to be understood as the probability of death or serious hereditary disease.

Appendix

ASSURANCE OF COMPLIANCE WITH THE SAFETY OBJECTIVE AND CRITERIA

A.6. A disposal facility may be affected by a range of possible evolutions and events, whereby some evolutions and events may be judged to be relatively likely to occur over the period of assessment and some may be rather unlikely or very unlikely to occur. With a view to optimizing protection, the design process will focus on ensuring that the disposal system provides for safety (i.e. on compliance with dose and/or risk constraints), in consideration of the expected evolution of the disposal system and with account taken of uncertainties concerning that evolution and the natural events that are likely to occur over the period of assessment.

A.8. The evaluation of whether or not the design of a geological disposal facility will provide an optimized level of protection may require a judgement in which other factors would also be considered. These factors may include, for example, the quality of the design and of the assessment, and the presence of significant qualitative or quantitative uncertainties in the calculation of long term exposures. In general, when irreducible uncertainties make the results of calculations for the safety assessment less reliable, then comparisons with dose or risk constraints have to be treated with caution. For a geological disposal facility, this is likely to be the case in considering human intrusion events and very low frequency natural events, as well as events far in the future. The robustness of the geological disposal system can be demonstrated, however, by undertaking an assessment of reference events that are typical of such very low frequency events.

- **ICRP 60 (1991)**

4.3.4. Potential exposures

(127) Not all exposures occur as forecast. There may be accidental departures from the planned operating procedures, or equipment may fail. Environmental changes may occur after the disposal of radioactive waste, or there may be changes in the way in which the environment is used. Such events can be foreseen and their probability of occurrence estimated, but they cannot be predicted in detail. The concept of both individual and collective detriment resulting from an exposure then has to be extended to allow for the fact that the exposure may not occur.

(128) Potential exposures need to be considered as part of the assessment of practices, but they may also lead to calls for intervention. Their implications should therefore be considered in both contexts. If the probability of occurrence of the event causing the potential exposures is fairly high, so that several such

events might be expected within a year, it should be assumed that the doses resulting from the event will certainly occur.

(129) Dose limits do not apply directly to potential exposures. Ideally, they should be supplemented by risk limits, which take account of both the probability of incurring a dose and the detriment associated with that dose if it were to be received. However, risk limits differ from dose limits in that the probability of occurrence and the magnitude of the potential exposure cannot be determined—they can only be inferred from an assessment of future scenarios. Furthermore, a potential exposure may become a real exposure and may then call for intervention. The problems are discussed further in Section 5.6.

- **ICRP 77 (1998)**

6.2. The Application of the Framework of Protection to Waste Disposal

6.2.1. General issues

(48) The underlying system of control of waste disposal can be summarised as follows.

(a) The control of public exposure from waste disposal should be exercised by the use of the constrained optimisation of protection. To allow for exposures to multiple sources, the maximum value of the constraint used in the optimisation of protection for a single source should be less than 1 mSv in a year. A value of no more than about 0.3 mSv in a year would be appropriate.

(b) In situations in which environmental monitoring is required to supplement the limitation of releases, derived restrictions should be developed for application to the monitoring results. Since environmental monitoring is often used to assess the combined implications of all the relevant practices, these restrictions should be based on a dose to the critical group approaching 1 mSv in a year. The application of these recommendations will obviate the direct use of the public exposure dose limits in the control of waste disposal. In this context, they should progressively fall out of use.

(49) The assessment of doses resulting from the disposal of waste involves the use of environmental and metabolic models. These models should aim to be representative of reality, thus avoiding serious misapplication of resources.

- **ICRP 81 (1998)**

Anmerkung der GRS:

ICRP bestätigt in ihren vorläufigen Empfehlungen vom Januar 2007 die Aktualität der ICRP 81.

EXISTING COMMISSION RECOMMENDATION

(26) The dosimetric quantities used by the Commission are defined in Publication 60. The individual-related quantities are equivalent dose and effective dose. In this report, the term dose means effective dose. The quantity that reflects both the dose and the number of people is the collective dose, given by the product of the mean dose to an exposed group and the number of individuals in the group. However, in its later Publication 77 (ICRP, 1997b), the Commission recognised the Problems of estimating dose over long periods of time in the future. 'Both the individual doses and the size of the exposed population become

increasingly uncertain as time increases. Furthermore, the current judgements about the relationship between dose and detriment may not be valid for future populations [. . .] forecasts of collective dose over periods longer than several thousand years and forecasts of health detriment over periods longer than several hundred years should be examined critically ' (ICRP, 1997b, paragraph 58). (27) The critical group concept was introduced by the Commission to allow individual doses delivered by a source to be assessed without the implied need to identify individuals separately. The group should be representative of the individuals in the population who are reasonably expected to receive the highest doses from a source, or group of sources, under consideration. The dose to the average individual in the group could then be taken as representative of the highest dose delivered by the source or sources.

(28) In the context of protecting the environment, the Commission believes 'that the standard of environmental control needed to protect man to the degree currently thought desirable will ensure that other species are not put at risk. Occasionally, individual members of non-human species might be harmed, but not to the extent of endangering whole species or creating imbalance between species' (ICRP, 1991, paragraph 16).

(29) As indicated in paragraph (7), the Commission published recommendations for the disposal of solid radioactive waste in 1985 in Publication 46 (ICRP, 1985b). Two situations were recognised in Publication 46: a 'normal' release process in which normal, gradual processes lead to radionuclide releases from solid waste disposals; and 'probabilistic' situations where releases and doses are caused or influenced by probabilistic events and processes (such situations would now be categorised as 'potential exposures'). The Commission recommends application of dose limits to the first situation, 'normal' releases, in the same manner as for routine releases from say, a nuclear power station. In probabilistic situations, the Commission recommends that the annual risk to the critical group is limited. In this context, risk is broadly defined as the product of the probability of an initiating event and other environmental changes giving rise to a dose to the individual representative of the critical group, and the probability of a serious detrimental health effect in that individual or his descendants from the resultant dose. For comparison against a risk criterion, this product should be appropriately summed taking account of all relevant events. The value of the risk limit recommended in Publication 46, 10^{-5} year⁻¹, is of the same order of magnitude as the risk of fatal cancer implied by the dose limits for members of the public of 1 mSv per year for normal exposures, using the risk factor applicable at that time.

4.4.2. Radiological criteria applied to Scenarios representing natural processes

(55) The term 'natural processes' includes all the processes that lead to the exposure of individuals other than human intrusion. The key criterion is the individual source related constraint. The Commission has recommended an upper numerical value for the dose constraint of 0.3 mSv in a year for application in normal exposure situations. This corresponds to a risk constraint of the order of 10^{-5} per year.

(56) The approaches to show whether constraints are satisfied can be either (i) aggregation of risk by combining doses and probabilities or (ii) for each exposure situation presenting the dose and its corresponding probability of occurrence separately. The same degree of protection can be achieved by using either, in the first case, a risk constraint or, in the second case, a dose constraint supplemented by a consideration of the probability that the doses would be in-

curred.

(57) In an aggregated approach the total risk from all credible processes involving the relevant waste disposal system which may give rise to doses to future individuals is compared with the risk constraint. This approach is conceptually satisfying but requires a comprehensive evaluation of all relevant exposure situations and their associated probabilities within the time period under consideration.

(58) In a disaggregated dose/probability approach, likely, or representative, release scenarios are identified and the calculated doses from these scenarios are compared with the dose constraint. The radiological significance of other, less likely, scenarios can be evaluated from separate consideration of the resultant doses and their probability of occurrence. It should be noted that this approach does not require precise quantification of the probability of such scenarios occurring but rather an appreciation of their radiological consequences balanced against the estimated magnitude of their probability. Other considerations such as the duration and extent of the calculated doses or risks may also be taken into account in evaluating the significance of such scenarios.

(59) Although a similar level of protection can be achieved by any of these approaches, more information may be obtained for decision-making purposes from separate consideration of the probability of occurrence of a particular situation giving rise to a dose, and the resulting dose.

ICRP: DRAFT (2007)

6.1.2. Public exposure

(253) For the control of public exposure from waste disposal, the Commission has previously recommended that a value for the dose constraint for members of the public of no more than about 0.3 mSv in a year would be appropriate (ICRP, 1998a). These recommendations were further elaborated for the planned disposal of longlived radioactive waste in Publication 81 (ICRP, 1998c).

.....

6.1.3. Potential exposures

(257) Potential exposure broadly Covers three types of events:

.....

- Events in which the potential exposures could occur far in the future, and the doses be delivered over long time periods, e.g., in the case of solid waste disposal in deep repositories. Considerable uncertainties surround exposures taking place far in the far future. Thus dose estimates should not be regarded as measures of health detriment beyond times of around several hundreds of years into the future. Rather, they represent indicators of the protection afforded by the disposal system. The Commission has given specific guidance for the disposal of long-lived solid radioactive waste in Publication 81 (ICRP, 1998c). This guidance remains valid.

Assessment of potential exposures

(258) The evaluation of potential exposures, for the purpose of planning or judging protection measures, is usually based on: a) the construction of scenarios which are intended typically to represent the sequence of events leading to the exposures; b) the assessment of probabilities of each of these sequences; c) the assessment of the resulting dose; d) the evaluation of detriment associated with that dose; e) comparison of the results with some criterion of acceptability;

and f) optimisation of protection which may require several reiterations of the previous steps.

(259) The principles of scenario construction and analysis are well known and are often used in engineering. Their application was discussed in Publication 76 (ICRP, 1997). Decisions on the acceptability of potential exposures should take account of both the probability of occurrence of the exposure and its magnitude. In some circumstances, decisions can be made by separate consideration of these two factors. In other circumstances, it is useful to consider the individual probability of radiation-related death, rather than the effective dose (ICRP, 1997). For this purpose, the probability is defined as the product of the probability of incurring the dose in a year and the lifetime probability of radiation-related death from the dose conditional on the dose being incurred. The resulting probability can then be compared with a risk constraint. Both of these approaches are discussed in the Commission's recommendations for the disposal of long-lived solid radioactive waste in Publication 81 (ICRP, 1998c).

(260) Risk constraints, like dose constraints, are source-related and in principle should equate to a similar health risk to that implied by the corresponding dose constraints for the same source. However, there can be large uncertainties in estimations of the probability of an unsafe situation and the resulting dose. Thus, it will often be sufficient, at least for regulatory purposes, to use a generic value for a risk constraint based on generalisations about normal occupational exposures, rather than a more specific study of the particular operation. Where the Commission's system of dose limitation has been applied and protection is optimised, annual occupational effective doses to an average individual may be as high as about 5 mSv in certain selected types of operation (UNSCEAR, 2000). For potential exposures of workers, the Commission therefore continues to recommend a generic risk constraint of $2 \cdot 10^{-4}$ per year which is similar to the probability of fatal cancer associated with an average occupational annual dose of 5 mSv (ICRP, 1997). For potential exposures of the public, the Commission continues to recommend a risk constraint of $1 \cdot 10^{-5}$ per year, corresponding to the probability of fatal cancer associated with the generic dose constraint of 0.3 mSv applied e.g. in the case of disposal of long-lived radioactive waste (ICRP, 1998c).

(261) The use of probability assessment is limited by the extent that unlikely events can be forecast. In circumstances where accidents can occur as a result of a wide spectrum of initiating events, caution should be exercised over any estimate of overall probabilities because of the serious uncertainty of predicting the existence of all the unlikely initiating events. In many circumstances, more information can be obtained for decision making purposes by considering the probability of occurrence and the resultant doses, separately.

- **RSK/SSK-Stellungnahme (2002)**

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Frage 4

Abs. 4:

Unter Beibehaltung des Schutzzieles für wahrscheinliche Szenarien in der Nachbetriebsphase, ausgedrückt durch den Richtwert von 0,1 mSv/Jahr, kann dann für die Gruppe der weniger wahrscheinlichen Szenarien unter Berücksichtigung einer Eintrittswahrscheinlichkeit von kleiner 10 % (über den gesamten Betrachtungszeitraum) ein zehnfach höherer Referenzwert zugelassen werden.

(4.25) Der Schutz der Umwelt umfasst die natürlichen Lebensgrundlagen des Menschen sowie den Schutz von Flora und Fauna.

(4.26) Nach dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik wird davon ausgegangen, dass durch den Schutz des Menschen auch der Schutz der Umwelt gewährleistet ist.

Materialien zur Begründung

- **ICRP 60 (1991)**

1.4. The Scope of the Commission's Recommendations

(16) The Commission believes that the standard of environmental control needed to protect man to the degree currently thought desirable will ensure that other species are not put at risk. Occasionally, individual members of non-human species might be harmed, but not to the extent of endangering whole species or creating imbalance between species. At the present time, the Commission concerns itself with mankind's environment only with regard to the transfer of radionuclides through the environment, since this directly affects the radiological protection of man.

- **ICRP: DRAFT (2007)**

1.2 The development of the Commission's recommendations

(15) The principal objective of the Commission has been, and remains, the achievement of the radiological protection of human beings. It has nevertheless previously had regard to the potential impact on other species, although it has not made any general statements about the protection of the environment as a whole. Indeed, in its Publication 60 (ICRP, 1990) it stated that, at that time, the Commission concerned itself with mankind's environment only with regard to the transfer of radionuclides through the environment, because this directly affects the radiological protection of human beings. It did, however, also express the view that the standards of environmental control needed to protect humans to the degree currently thought desirable would ensure that other species are not put at risk.

8. PROTECTION OF THE ENVIRONMENT

(368) The Commission acknowledges that, in contrast to human radiological protection, the objectives of environmental protection are both complex and difficult to articulate. The Commission does however subscribe to the global needs and efforts required to maintain biological diversity, to ensure the conservation of species, and to protect the health and status of natural habitats and communities. But it also recognises that these objectives may be met in different ways, that ionising radiation may be only a minor consideration - depending on the environmental exposure situation - and that a sense of proportion is necessary in trying to achieve them.

(369) The Commission has previously concerned itself with mankind's environment only with regard to the transfer of radionuclides through it, primarily in relation to planned exposure situations, because this directly affects the radiological protection of human beings. In such situations, it has been considered that the standards of environmental control needed to protect the general public would ensure that other species are not put at risk, and the Commission continues to believe that this is likely to be the case.

- **IAEA: WS-R-4 (2006) /(IAEA: DS 354)**

ENVIRONMENTAL AND NON-RADIOLOGICAL CONCERNS

2.17. For the current recommendations of the ICRP [5] and the requirements of the Basic Safety Standards [4] it is assumed that, subject to the appropriate definition of exposed groups, the protection of humans against the radiological hazards associated with a geological disposal facility will also satisfy the principle of protecting the environment [5]. The issues of the radiation protection of the environment from ionizing radiation and the possible development of standards for this purpose are under discussion internationally [15].

- **RSK/SSK-Stellungnahme (2002)**

3 Bewertungsmaßstäbe

Abs. 5:

-
- Neben dem Schutzziel, den Menschen vor ionisierender Strahlung zu schützen, hat der Schutz der Umwelt den Charakter eines eigenständigen Schutzzieles erreicht. Dies spiegelt sich auch in der Strahlenschutzverordnung /STR 01/ und in der EU-Direktive /EU 96/ wider.

.....

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Frage 1

Abs. 11:

Die Diskussionsgrundlage enthält explizit auch das Schutzziel Schutz der Umwelt, allerdings ohne dieses Schutzziel konkret zu definieren. Für den Schutz der Umwelt ist nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ein konkretes Schutzziel derzeit nicht vorhanden. Daher sollte nach Ansicht der Kommission zunächst weiterhin davon ausgegangen werden, dass durch die Einhaltung der Schutzziele für den Menschen auch einen ausreichender Schutz der Umwelt sichergestellt wird.

(4.27) Die Schutzziele für Mensch und Umwelt gelten zeitlich unbegrenzt.

Materialien zur Begründung

- **ATOMGESETZ (AtG) (2005)**

Anmerkung der GRS:

Im AtG ist keine zeitliche Begrenzung der Schutzziele festgelegt.

Optimierung für die Phase nach Verschluss des Endlagers

(4.28) Umfang und Wirksamkeit der Maßnahmen zur langzeitigen Isolation der Schadstoffe unterliegen einem Prozess der Optimierung im Rahmen der schrittweisen Endlagerentwicklung. Ziel ist eine hohe Sicherheit durch eine möglichst dauerhafte, vollständige und zuverlässige Isolation und Vertrauen in die Nachweise insbesondere für die Phase nach Verschluss des Endlagers zu erreichen. Dieser Prozess unterliegt Randbedingungen („constrained optimisation“, vgl. die ICRP-Publikation 81) hinsichtlich der Vollständigkeit, der Zuverlässigkeit und der Dauer der Isolation.

Materialien zur Begründung

- ICRP 77 (1998)

6.2. The Application of the Framework of Protection to Waste Disposal

Anmerkung der GRS:

Die Empfehlungen in Kapitel 6.2 wurden in Gänze berücksichtigt, insbesondere gilt dies für:

6.2.1. General issues

(48) The underlying system of control of waste disposal can be summarised as follows.

(a) The control of public exposure from waste disposal should be exercised by the use of the constrained optimisation of protection. To allow for exposures to multiple sources, the maximum value of the constraint used in the optimisation of protection for a single source should be less than 1 mSv in a year. A value of no more than about 0.3 mSv in a year would be appropriate.

(b) In Situations in which environmental monitoring is required to supplement the limitation of releases, derived restrictions should be developed for application to the monitoring results. Since environmental monitoring is often used to assess the combined implications of all the relevant practices, these restrictions should be based on a dose to the critical group approaching 1 mSv in a year.

The application of these recommendations will obviate the direct use of the public exposure dose limits in the control of waste disposal. In this context, they should progressively fall out of use.

(49) The assessment of doses resulting from the disposal of waste involves the use of environmental and metabolic models. These models should aim to be representative of reality, thus avoiding serious misapplication of resources.

6.2.5. The protection of future generations

(67) There are also ethical questions in judging the importance of possible harm to future generations from decisions taken in the present. The Commission can only indicate the implications of some of the Options for presenting the analysis of future risks and add some general suggestions.

(68) There are at least three quantities that may be relevant to these judgements. These are the total detriment imposed on a population over many gen-

erations, the total detriment imposed on a defined generation, and the detriment imposed annually, or over a lifetime, on individuals represented by one or more hypothetical critical groups. Any one of these quantities could be claimed to indicate the degree of protection of future generations.

(69) The Commission suggests that the annual individual effective dose to a critical group for normal exposure and the annual individual risk to a critical group for potential exposure will together provide an adequate input to a comparison of the limiting detriment to future generations with that which is currently applied to the present generation.

- **ICRP 81 (1998)**

3.2. Optimisation of protection

(32) 'The optimisation of protection has the broad interpretation of doing all that is reasonable to reduce doses.' (ICRP, 1997b, Paragraph 17). 'Much of the Commission's emphasis has been on the qualitative specification of the optimisation of protection.' (ICRP, 1997b, Paragraph 37). '...The basic role of the concept of optimisation of protection is to engender a state of thinking in everyone responsible for control of radiation exposures such that they are continually asking themselves the question: "Have I done all that I reasonably can to reduce these radiation doses?"' (ICRP, 1989, Paragraph 18). Thus, the Commission's policy on optimisation is judgmental and in essence is summarised in Paragraph 117 of Publication 60 (ICRP, 1991): 'If the next step of reducing detriment can be achieved only with a deployment of resources that is seriously out of line with the consequent reduction, it is not in society's interests take that step ...'

(33) Conventionally, collective dose has been one input into an optimisation decision informed in particular by differential cost-benefit analysis. However, the Commission recognises the problems of estimating collective dose over long periods of time in the future.

(34) The dose constraint is an important component of the optimisation of protection. The term is used by the Commission to mean 'a source-related individual dose used exclusively in the optimisation of protection to exclude from further consideration any protection options that would cause the dose to a member of the critical group to exceed the constraint' (ICRP, 1997b, Paragraph 41). A constraint is thus used prospectively and it should not be confused with a dose limit. The magnitude of the constraint is specific to the source and Situation and should be the same for the entire practice. The Commission does, however, recommend a value of no more than about 0.3 mSv per year for the dose constraint for members of the public from radioactive waste disposal activities.

(35) Publication 77 (ICRP, 1997b) mentions that the term 'best available technology under prevailing circumstances' is often used in connection with optimisation. 'There has been increasing pressure for the adoption of policies described by labels such as best available technology or best available technology not entailing excessive cost. The term best available has usually implied best from the environmental viewpoint, regardless of cost. The addition of not entailing excessive cost brings the concept closer to the Commission's recommendation to keep doses as low as reasonably achievable, but involves costs only when they are becoming excessive. These policies fall short of achieving the optimisation of protection' (ICRP, 1991b, Paragraph 7). However, using the 'best available technology not entailing excessive costs' may turn out to be ad-

vantageous for specific purposes, such as reducing doses to the natural environment where no method for quantitative assessment of detriment is available at present.

4.6.2. Stepwise approach

(72) The development process for a radioactive waste disposal system may take several decades and contains several well-defined milestones as decision points. These sequential phases are siting, system design, construction, operation, closure, and post-closure. A demonstration of compliance with the radiological protection principles is necessary prior to operation of the repository. In practice this is best achieved by using a stepwise or iterative approach which involves progressive assessments at the various stages of repository development and critical review as the process makes progress.

(73) Uncertainties are inherent in any long-term assessment of a waste disposal system. These uncertainties, some of which are unquantifiable, may be characterised as follows:

a) Data uncertainty that reflects incomplete knowledge of the performance of the repository system as influenced by the design and the immediate environment after the closure.

b) Future states uncertainty which reflects our imperfect ability to predict future human actions and future states of the environment.

c) Model uncertainty that reflects uncertainty about the conceptual description of the disposal system, mathematical description of the concept, and the implementation of the mathematical description in a computer model.

(74) In view of the complexity of the disposal system, efforts should be undertaken during the development of the system to understand the significance of these uncertainties and to reduce or bound uncertainties through site characterisation and experimentation. In addition, over the past decade improvements have been made in the methods used to understand and evaluate the significance of these uncertainties. Despite best efforts to reduce uncertainties, residual uncertainties will exist at the time of decision-making. Expert judgement should be used to evaluate the significance of these residual uncertainties and the findings should be fully documented.

(75) The Commission believes that uncertainty analysis should be an integral part of the dose or risk calculation process and that whenever possible, reported results should include ranges on possible values rather than a single point value. The analysis of uncertainty should be adequate for the purpose of the assessment.

(82) Constrained optimisation is the central approach to evaluating the radiological acceptability of a waste disposal system; dose or risk constraints are used rather than dose or risk limits. By this transition from limitation to optimisation, the needs of practical application of the radiological protection system to the disposal of long-lived solid waste disposal are met: determination of acceptability now for exposures that may occur in the distant future. Optimisation should be applied in an iterative manner during the disposal system development process and should particularly cover both site selection and repository design.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION IN THE POST-CLOSURE PERIOD

2.14. Constrained optimization is the central approach adopted to ensure the

radiological safety of a waste disposal facility [7]. In this context, the optimization of protection is a judgemental process, with social and economic factors being taken into account, and it should be conducted in a structured but essentially qualitative manner, supported by quantitative analysis (see the Appendix).

.....

Appendix

ASSURANCE OF COMPLIANCE WITH THE SAFETY OBJECTIVE AND CRITERIA

A.2. The optimization of protection for a geological disposal facility is a judgemental process that is applied to the decisions made during the development of the facility's design. Most important is that sound engineering and technical solutions are adopted and sound principles of quality management are applied throughout the development, operation and closure of the geological disposal facility. Given these considerations, protection can then be considered optimized provided that:

—Due attention has been paid to the long term safety implications of various design options at each step in the development and operation of the geological disposal facility;

—There is a reasonable assurance that the assessed doses and/or risks resulting from the generally expected range of the natural evolution of the disposal system do not exceed the appropriate constraint, over time frames for which the uncertainties are not so large as to prevent meaningful interpretation of the results;

—The likelihood of events that might disturb the performance of the geological disposal facility, so as to give rise to higher doses or risks, has been reduced as far as is reasonably possible by the siting or design.

• RSK/SSK-Stellungnahme (2002)

Anmerkung der GRS:

Die folgenden Aussagen beziehen sich auf die Version der Sicherheitskriterien, die der Stellungnahme von RSK/SSK zugrunde lag

4 Bewertung (Fragen 1 bis 5 des BMU)

Frage 1

Abs. 4:

Die vorgeschlagenen Sicherheitskriterien beziehen sich nur auf die Beurteilung der Sicherheit eines in einem Planfeststellungsverfahren beantragten Endlagers an einem konkreten Standort, nicht jedoch auf die Auswahl von Standorten für Endlager. Einzelne Kriterien zur Standortauswahl sind gegebenenfalls auch in einem Planfeststellungsverfahren einzuhalten und somit auch als Sicherheitskriterien zu berücksichtigen.

Letzter Abs.:

International wird heute ein schrittweises Vorgehen bei der Entwicklung eines Endlagersystems mit entsprechenden Stufen, mit deren Abschluss jeweils auch eine Analyse der Langzeitsicherheit einher geht, für günstig gehalten. Ein ebenfalls in Stufen gegliedertes Genehmigungsverfahren könnte Vorteile auch in sicherheitsmäßiger Hinsicht haben, z. B. durch Erhöhung der Aussagesicherheit und der Einbeziehung des sich weiterentwickelten Standes von Wissenschaft und Technik.

(4.29) Die vollständige und zuverlässige Isolation der hochradioaktiven Abfälle in einem Endlagersystem ist maßgeblich durch den einschlusswirksamen Gebirgsbereich im Verbund mit den Verschlussbauwerken des Endlagers sicherzustellen.

(4.30) Der einschlusswirksame Gebirgsbereich sowie die Verschlussbauwerke müssen über Eigenschaften derart verfügen, dass die Isolation über einen Zeitraum von mindestens einer Million Jahren gewährleistet werden kann, wodurch die Schutzziele inhärent eingehalten sind.

Materialien zur Begründung

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for isolation of waste

3.32. The geological disposal facility shall be sited in a geological formation and at a depth that provide isolation of the waste from the biosphere and from humans over the long term, for at least several thousand years, with account taken of both the natural evolution of the geological disposal system and events that could disturb the facility.

3.33. Isolation means retaining the waste and its associated hazard away from the biosphere in a disposal environment that provides substantial physical separation from the biosphere, making human access to the waste difficult without special technical capabilities and that provides for a very slow mobility of most of the long lived radionuclides. Isolation is an inherent feature of geological disposal.

3.34. Location in a stable geological formation provides protection of the geological disposal facility from the effects of geomorphological processes such as erosion and glaciation. Location away from known areas of underground mineral resources is desirable to reduce the likelihood of inadvertent disturbance of the geological disposal facility and to avoid resources being made unavailable for exploitation.

3.35. Over time periods of several thousand years or more, the migration of a fraction of the longer lived and more mobile radionuclides from the waste in a geological disposal facility may be inevitable. The safety criteria to apply in assessing such possible releases are set out in Section 2. Care needs to be exercised in using the criteria beyond the time where the uncertainties become so large that these criteria may no longer serve as a reasonable basis for decision making. For such long times after closure, indicators of safety other than dose or individual risk may be appropriate, and their use should be considered.

- **AkEnd (2002)**

2.1.4 Endlagerung in tiefen geologischen Formationen

Abs. 7:

Aus diesen Gründen sieht der AkEnd für eine langfristig sichere Entsorgung der

radioaktiven Abfälle keine Alternative zur Endlagerung in tiefen geologischen Formationen. Ihr grundsätzlicher Vorteil ist aus Sicht des AkEnd, dass bestimmte Gesteinsformationen aufgrund ihrer physikalischen und chemischen Eigenschaften und des Gebirgsbaus nur geringe Durchlässigkeiten gegenüber wässrigen Phasen aufweisen oder im technischen Sinne sogar dicht sind. Sie sind z. T. über geologische Zeiträume hinweg in diesen Eigenschaften unverändert geblieben, so dass sie mit ihrem Isolationspotenzial Schadstoffe über Zeiten in der Größenordnung von einer Million Jahren von der Biosphäre fernhalten können. Voraussetzung ist allerdings die Identifizierung entsprechend geeigneter Gebirgsbereiche, z. B. mittels eines kriteriengesteuerten Standortauswahlverfahrens und geeigneter Standortuntersuchungsverfahren.

2.1.6 Isolationszeitraum

Abs. 4:

Der AkEnd ist der Auffassung, dass nach wissenschaftlichen Erkenntnissen praktisch vernünftige Prognosen über die geologische Standortentwicklung in günstigen Gebieten, wie sie auch in Deutschland existieren, über einen Zeitraum in der Größenordnung von einer Million Jahren erstellt werden können. Diese sind Voraussetzung, um im späteren Genehmigungsverfahren die Langzeitsicherheit eines Endlagers nachweisen zu können.

4.1.4.5 Prognostizierbarkeit der langfristigen Verhältnisse

Sachverhalt

Abs. 1:

Bei der Beurteilung von Teilgebieten genügt es nicht, die geologischen Verhältnisse zu ermitteln und räumlich zu charakterisieren; vielmehr müssen zur Identifizierung und Einschätzung sicherheitsrelevanter Langzeitveränderungen auch verlässliche Voraussagen über deren zukünftige Entwicklung möglich sein. Die Anforderung der guten Prognostizierbarkeit ist daher eine wesentliche Voraussetzung für den Nachweis der langfristigen Stabilität der günstigen geologischen Verhältnisse.

(4.31) Die Sicherheitsanforderungen an die Phase nach Verschluss gelten als umgesetzt, wenn der Optimierungsprozess erfolgreich durchlaufen ist. Eine weitere Optimierung ist nicht erforderlich.

Materialien zur Begründung

- **ICRP DRAFT: Optimisation (2006)**

Selection of the best option

(44) Finally, it should be stressed that optimisation is not minimisation. It is the result of an evaluation, which carefully balances the detriment from the exposure (economic, human, social, political...) and the resources available for the protection of individuals. Thus the best option is not necessarily the one with the lowest dose.

5. The Application of Optimisation in Operation and Regulation

(62) All aspects of optimisation cannot be codified; optimisation is more an obli-

gation of means than of results. Except in cases of regulatory violation, it is not the role of the authority to focus on specific outcomes for a particular situation, but rather on processes, procedures and judgements. A strong dialogue must be established between the authority and the operating management. The regulation should provide guidelines designed to build such a dialogue. The success of the optimisation process will depend strongly on the quality of this dialogue.

- **ICRP 81 (1998)**

4.6.3. Demonstration of compliance with radiological criteria

(78) Judgement is required in the optimisation of protection and in the application of the technical and managerial principles. However, this should not be an open ended process. More specifically, the Commission's view is that provided that the appropriate constraint for natural processes has been satisfied, that reasonable measures have been taken to reduce the probability of human intrusion, and that sound engineering, technical, and managerial principles have been followed, the radiological protection requirements can be considered satisfied.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Appendix ASSURANCE OF COMPLIANCE WITH THE SAFETY OBJECTIVE AND CRITERIA

A.2. The optimization of protection for a geological disposal facility is a judgemental process that is applied to the decisions made during the development of the facility's design. Most important is that sound engineering and technical solutions are adopted and sound principles of quality management are applied throughout the development, operation and closure of the geological disposal facility. Given these considerations, protection can then be considered optimized provided that:

—Due attention has been paid to the long term safety implications of various design options at each step in the development and operation of the geological disposal facility;

—There is a reasonable assurance that the assessed doses and/or risks resulting from the generally expected range of the natural evolution of the disposal system do not exceed the appropriate constraint, over time frames for which the uncertainties are not so large as to prevent meaningful interpretation of the results;

—The likelihood of events that might disturb the performance of the geological disposal facility, so as to give rise to higher doses or risks, has been reduced as far as is reasonably possible by the siting or design.

Anmerkung der GRS:

Die Einführung eines Sicherheitsmanagementsystems leitet sich aus den im Folgenden aufgeführten gesetzlichen Grundlagen ab.

Materialien zur Begründung:

- **ATOMGESETZ (AtG) (2005)**

AtG § 7 Genehmigung von Anlagen

(2) Die Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn

1. keine Tatsachen vorliegen, aus denen sich Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen ergeben, und die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen,
2. gewährleistet ist, daß die bei dem Betrieb der Anlage sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über einen sicheren Betrieb der Anlage, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen,
3. die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist,
4. die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist,
5. der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,
6. überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Umweltauswirkungen, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen.

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 19

Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug

(1) Jede Vertragspartei schafft einen Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug zur Regelung der Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle und erhält diesen aufrecht.

(2) Dieser Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug sieht folgendes vor:

- i) die Schaffung einschlägiger innerstaatlicher Sicherheitsanforderungen und Strahlenschutzregelungen;
- ii) ein Genehmigungssystem für Tätigkeiten bei der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle;
- iii) ein System, das verbietet, eine Anlage zur Behandlung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle ohne Genehmigung zu betreiben;
- iv) ein System angemessener behördlicher Kontrollen, staatlicher Prüfung sowie Dokumentation und Berichterstattung;
- v) die Durchsetzung der einschlägigen Vorschriften und Genehmigungsbestimmungen;
- vi) eine eindeutige Zuweisung der Verantwortung der an den verschiedenen Schritten der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle beteiligten Stellen.

(3) Bei der Prüfung der Frage, ob radioaktives Material der für radioaktive Abfälle geltenden staatlichen Aufsicht unterliegen soll, tragen die Vertragsparteien den Zielen dieses Übereinkommens gebührend Rechnung.

Artikel 20

Staatliche Stelle

(1) Jede Vertragspartei errichtet oder bestimmt eine staatliche Stelle, die mit der Durchführung des in Artikel 19 genannten Rahmens für Gesetzgebung und Vollzug betraut und mit entsprechenden Befugnissen, Zuständigkeiten, Finanzmitteln und Personal ausgestattet ist, um die ihr übertragenen Aufgaben zu erfüllen.

(2) Jede Vertragspartei trifft im Einklang mit ihrem Rahmen für Gesetzgebung und Vollzug die geeigneten Maßnahmen, um die tatsächliche Unabhängigkeit der Staatlichen Aufgaben von anderen Aufgaben sicherzustellen, wenn Organisationen sowohl

an der Behandlung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle als auch an der staatlichen Aufsicht darüber beteiligt sind.

Artikel 21

Verantwortung des Genehmigungsinhabers

(1) Jede Vertragspartei stellt sicher, dass die Verantwortung für die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle in erster Linie dem jeweiligen Genehmigungsinhaber obliegt, und trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß jeder Inhaber einer solchen Genehmigung seiner Verantwortung nachkommt.

(2) Gibt es keinen Genehmigungsinhaber oder anderen Verantwortlichen, so liegt die Verantwortung bei der Vertragspartei, der die Hoheitsbefugnisse über die abgebrannten Brennelemente oder die radioaktiven Abfälle zukommen.

Artikel 22

Personal und Finanzmittel

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

i) daß während der Betriebsdauer einer Anlage zur Behandlung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle das benötigte qualifizierte Personal für sicherheitsbezogene Tätigkeiten zur Verfügung steht;

ii) daß angemessene Finanzmittel zur Unterstützung der Sicherheit von Anlagen zur Behandlung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle während ihrer Betriebsdauer und für die Stilllegung zur Verfügung stehen;

iii) daß finanzielle Vorsorge getroffen wird, um die Fortführung der entsprechenden behördlichen Kontrollen und Überwachungsmaßnahmen während des für erforderlich erachteten Zeitraums nach dem Verschuß eines Endlagers zu ermöglichen.

Artikel 23

Qualitätssicherung

Jede Vertragspartei trifft die erforderlichen Maßnahmen, um sicherzustellen, dass geeignete Programme zur Qualitätssicherung im Hinblick auf die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle aufgestellt und durchgeführt werden.

(5.1) Das Sicherheitsmanagement umfasst die Gesamtheit der Maßnahmen zur sachgerechten Planung, Organisation, Leitung und Kontrolle von Personen und deren Handlungen. Die Zielsetzungen des Sicherheitsmanagements in der hier verwendeten umfassenden Bedeutung sind die Gewährleistung der Sicherheit des Endlagers, die stetige Verbesserung der Sicherheit im Rahmen der Endlagerentwicklung sowie die begleitende Förderung der Sicherheitskultur aller Beteiligten.

(5.2) Die Gewährleistung der Sicherheit erfordert eine hohe Qualität der Infrastruktur zur Erfüllung der Anforderungen, der Prozesse und der Tätigkeiten von allen Beteiligten in allen Phasen der Endlagerentwicklung. Dies bedeutet u. a. den Einsatz von Managementprinzipien, von qualifiziertem Personal und von qualifizierten Methoden.

Materialien zur Begründung:

- **Kerntechnisches Regelwerk (2006)**

BMU

Begriffsdefinitionen

Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme in KKW

Sicherheitskultur ist die Gesamtheit der Eigenschaften und Verhaltensweisen innerhalb eines Unternehmens und beim Einzelnen, die außer Frage stellt, dass die nukleare Sicherheit als eine übergeordnete Priorität die Aufmerksamkeit erhält, die sie aufgrund ihrer Bedeutung erfordert. Sicherheitskultur betrifft sowohl die Organisation, als auch die Einzelpersonen.

Ein Sicherheitsmanagementsystem umfasst alle Festlegungen, Regelungen und organisatorischen Hilfsmittel, die innerhalb des Unternehmens vorgesehen sind, um sicherheitsrelevante Aufgaben sicher abzuwickeln und die Zielerreichung zu kontrollieren und zu verbessern. Das Sicherheitsmanagementsystem stellt ein Werkzeug dar, mit dem das Unternehmen eine hohe Sicherheitskultur fördert und unterstützt.

- **IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)**

MANAGEMENT REQUIREMENTS

Safety culture

2.28. A safety culture shall be fostered and maintained to encourage a questioning and learning attitude to protection and safety and to discourage complacency, which shall ensure that:

- (a) policies and procedures be established that identify protection and safety as being of the highest priority;
- (b) problems affecting protection and safety be promptly identified and corrected in a manner commensurate with their importance;
- (c) the responsibilities of each individual, including those at senior management

levels, for protection and safety be clearly identified and each individual be suitably trained and qualified;

(d) clear lines of authority for decisions on protection and safety be defined; and

(e) organizational arrangements and lines of communications be effected that result in an appropriate flow of information on protection and safety at and between the various levels in the organization of the registrant or licensee.

Quality assurance

2.29. Quality assurance programmes shall be established that provide, as appropriate:

(a) adequate assurance that the specified requirements relating to protection and safety are satisfied; and

(b) quality control mechanisms and procedures for reviewing and assessing the overall effectiveness of protection and safety measures.

Human factors

2.30. Provision shall be made for reducing as far as practicable the contribution of human error to accidents and other events that could give rise to exposures, by ensuring that:

(a) all personnel on whom protection and safety depend be appropriately trained and qualified so that they understand their responsibilities and perform their duties with appropriate judgement and according to defined procedures;

(b) sound ergonomic principles be followed as appropriate in designing equipment and operating procedures, so as to facilitate the safe operation or use of equipment, to minimize the possibility that operating errors will lead to accidents, and to reduce the possibility of misinterpreting indications of normal and abnormal conditions; and

(c) appropriate equipment, safety systems, and procedural requirements be provided and other necessary provisions be made:

(i) to reduce, as far as practicable, the possibility that human error will lead to inadvertent or unintentional exposure of any person;

(ii) to provide means for detecting human errors and for correcting or compensating for them; and

(iii) to facilitate intervention in the event of failure of safety systems or of other protective measures.

Qualified experts

2.31. Qualified experts shall be identified and made available for providing advice on the observance of the Standards.

2.32. Registrants and licensees shall inform the Regulatory Authority of their arrangements to make available the expertise necessary to provide advice on the observance of the Standards. The information provided shall include the scope of the functions of any qualified experts identified.

- **WENRA (2005)**

Anmerkung der GRS:

Siehe Kap.1 Safety Area: Safety Management

- **NEA: Safety Case (2004)**

3.1 Definition and Components

Abs. 5:

These components are closely connected in that a sound management strategy

and a well sited and designed system will facilitate the development of a competent and convincing safety case. All are required, however, and shortcomings in any one cannot be overcome by excellence in the others.

Abs. 6:

An important aspect of the strategy is the management of uncertainties (see Section 3.4). Uncertainties due to lack of knowledge can be reduced by research investment. Or else, it can be avoided or its impact can be reduced through siting and design, and construction investment. As more information becomes available, the strategy for uncertainty management may change. It is important, for the sake of openness, to acknowledge when uncertainties increase or design changes have to be made because of the results of more testing and evaluation. To selectively advertise only scientific work that lends support to existing concepts or to the current strategy for managing uncertainty is likely to negatively affect stakeholder confidence in the long run.

3.4 Characterising and managing uncertainties

Abs. 1:

A key output from safety assessment is the identification of uncertainties that have the potential to undermine safety. Thus, safety assessment needs to be integrated within the management strategy. In the safety case, the connection needs to be made between key uncertainties that have been identified and the specific measures or actions that will be taken to address them, especially with regard to the R&D programme, in order eventually to arrive at a safety case that is adequate for licensing.

- **ICRP 81 (1998)**

4.5. Technical and managerial principles

(65) The Commission recommends that technical and managerial principles for potential exposure situations (ICRP, 1993) should be applied during the disposal system development process to enhance confidence that radiation safety will be maintained throughout the post-closure period. These principles should be applied to disposal systems in a manner consistent with the inherent hazard level of the waste as well as with the level of residual uncertainty identified in the assessment.

(68) In addition to the technical principles, an essential managerial principle for all individuals and organisations involved in the repository development process is to establish and maintain a consistent and pervading approach to safety which governs all their actions. This principle has been referred to as a 'safety culture'.

.....It should finally be established within these managerial principles that the primary responsibility for achieving and maintaining a satisfactory level of safety rests squarely with the developer overseen by the regulator throughout the repository development process. An open public process also contributes to ensuring that a range of views is considered.

- **IAEA: SAFETY FUNDAMENTALS (2006)**

Principle 3: Leadership and management for safety

Effective leadership and management for safety must be established and sustained in organizations concerned with, and facilities and activities that give rise to, radiation risks.

3.12. Leadership in safety matters has to be demonstrated at the highest levels in an organization. Safety has to be achieved and maintained by means of an effective management system. This system has to integrate all elements of management so that requirements for safety are established and applied coherently with other requirements, including those for human performance, quality and security, and so that safety is not compromised by other requirements or demands. The management system also has to ensure the promotion of a safety culture, the regular assessment of safety performance and the application of lessons learned from experience.

3.13. A safety culture that governs the attitudes and behaviour in relation to safety of all organizations and individuals concerned must be integrated in the management system. Safety culture includes:

- Individual and collective commitment to safety on the part of the leadership, the management and personnel at all levels;
- Accountability of organizations and of individuals at all levels for safety;
- Measures to encourage a questioning and learning attitude and to discourage complacency with regard to safety.

3.14. An important factor in a management system is the recognition of the entire range of interactions of individuals at all levels with technology and with organizations. To prevent human and organizational failures, human factors have to be taken into account and good performance and good practices have to be supported.

(5.3) Zur stetigen Verbesserung der Sicherheit wird ein schrittweiser Optimierungsprozess unter vorgegebenen Randbedingungen („Constrained Optimisation“ gemäß ICRP 81 (1998) und IAEA (WS-R-4)) gefordert. Er erfolgt auf eine im Wesentlichen qualitative Weise unter Berücksichtigung der Schutzziele und der für ihre Einhaltung wesentlichen wissenschaftlich-technischen Grundlagen und Planungs- und Managementprinzipien wie auch anderer, z. B. sozialer und ökonomischer Faktoren. Ziel des Optimierungsprozesses ist eine hohe Sicherheit und ein Vertrauen in die Nachweise. Die Randbedingungen (constraints) hinsichtlich der Sicherheit in der Phase nach Verschluss des Endlagers ergeben sich aus den Schutzzielen (Kapitel 4) und den Anforderungen an das Sicherheitskonzept (Kapitel 6).

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Development of geological disposal facilities

1.10. The safety of a geological disposal facility after closure depends on a combination of the site features and the quality of the facility's design, as well as that of the waste packages, and on the proper implementation of the design.

This involves the deployment of competent professional staff in the planning, siting and design and in the implementation of the design. Ensuring the required level of safety and quality entails developing the geological disposal facility in an integrated manner, on the basis of sound scientific understanding, good engineering, the application of sound technical and managerial principles, and thorough and robust safety assessments, and with the application of quality assurance (QA) to all of these elements. The *geological disposal system* (the disposal facility and the geological environment in which it is sited) is developed in a series of steps in which the scientific understanding of the disposal system and of the design of the geological disposal facility is progressively advanced. At each step, safety assessment is important in evaluating the prevailing level of understanding of the disposal system and assessing the associated uncertainties.

REQUIREMENTS FOR THE DEVELOPMENT, OPERATION AND CLOSURE OF GEOLOGICAL DISPOSAL FACILITIES

3.36. This section establishes safety requirements relating to the planned steps that are necessary for safety and to assist in developing confidence in the safety of geological disposal facilities. The requirements are set out under four headings: framework for geological disposal, safety case and safety assessments, steps in the development, operation and closure of geological disposal facilities, and assurance of safety and nuclear safeguards.

FRAMEWORK FOR GEOLOGICAL DISPOSAL

Requirements for step by step development and evaluation

3.37. Geological disposal facilities shall be developed in a series of steps, each supported, as necessary, by iterative evaluations of the site, of the options for design and management, and of the performance and safety of the geological disposal system.

3.38. A step by step approach to the development of a geological disposal facility refers mainly to the steps that are imposed by the regulatory and political decision making processes (see para. 1.7). This approach ensures the quality of the technical programme and the associated decision making. For the operator, it provides a framework in which sufficient confidence in the technical feasibility and safety of the geological disposal facility can be built at each step of its development. This confidence is developed and refined by means of iterative design and safety studies as the project progresses [18]. The process provides for: the collection, analysis and interpretation of the relevant scientific and technical data; the development of designs and operational plans; and the development of the safety case for operational and post-closure safety.

Access is provided for all interested parties to the safety basis for the geological disposal facility so as to facilitate the relevant decision making processes that enable the operator to proceed to the next significant step in the development and operation of the facility and finally to its closure.

3.39. The step by step approach also allows opportunities for independent technical reviews, regulatory reviews, and political and public involvement in the process. The nature of the reviews and involvement will depend on national practices. Technical reviews by or on behalf of the operator and the regulatory body may focus on: siting and design options; the adequacy of the scientific basis and analyses; and whether safety standards and requirements have been met. Alternative waste management options, the siting process and aspects of public acceptability, for example, may be considered in farther reaching reviews. Technical reviews would be undertaken prior to selecting a disposal option, prior to selecting a site, prior to construction and prior to operation. Peri-

odic reviews will also be undertaken during the operation of the facility and before its closure.

ASSURANCE OF SAFETY AND NUCLEAR SAFEGUARDS

Requirements concerning management systems

3.82. Management systems to provide for QA shall be applied to all safety related activities, systems and components throughout all the steps of the development and operation of a geological disposal facility. The level of assurance for each aspect shall be commensurate with its importance to safety.

3.83. An appropriate management system, including a QA programme, contributes to confidence that the relevant requirements and criteria for site characterization, construction, operation, closure and post-closure safety are met. The relevant activities, systems and components are identified on the basis of the results of systematic safety assessments. The level of attention assigned to each aspect is commensurate with its importance to safety. The management system will comply with IAEA standards on management systems and with other recognized codes, regulations and standards [23–25].

3.84. The management system defines the organizational structure for implementing the QA activities. It also defines the responsibilities and authorities of the various personnel and organizations involved in designing, implementing and auditing the QA activities.

3.85. Because of the nature of geological disposal facilities, the management system for a geological disposal facility — with its integrated QA programme — is designed with account taken of the fact that the host geological formation, while an important element for safety, cannot be designed or manufactured but only characterized, and that too only to a limited extent. Also, geological disposal involves several sequential steps in design, characterization and assessment, with an increasing degree of detail and accuracy. A degree of uncertainty may always remain; it may not be possible to eliminate it by the use of any QA measures. The significance of this uncertainty is assessed in the evaluation of the safety case and its supporting assessments.

3.86. The management system and the supporting QA programme for the geological disposal facility: provide for the production and retention of documentary evidence to illustrate that the necessary quality of data has been achieved; ensure that components have been supplied and used in accordance with the relevant specifications; and ensure that the waste packages and unpackaged waste comply with established requirements and criteria and have been properly emplaced in the geological disposal facility. They also ensure that all information recorded during all steps in the development and operation of the facility is collated, and that information which could be important to safety and for any reassessment of the facility in the future is preserved.

5.1 Antragsteller

(5.4) Der Antragsteller ist der Hauptbeteiligte im Prozess der Endlagerentwicklung, ihm kommt die Verantwortung für die Entwicklung des Endlagers zu. Nach erteilter Betriebsgenehmigung übernimmt er auch die Rolle des Betreibers des Endlagers.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: SAFETY FUNDAMENTALS (2006)**

Principle 1: Principle 1: Responsibility for safety

The prime responsibility for safety must rest with the person or organization responsible for facilities and activities that give rise to radiation risks.

3.3. The person or organization responsible for any facility or activity that gives rise to radiation risks or for carrying out a programme of actions to reduce radiation exposure has the prime responsibility for safety.

3.4. Authorization to operate a facility or conduct an activity may be granted to an operating organization or to an individual, known as the licensee.

3.5. The licensee retains the prime responsibility for safety throughout the lifetime of facilities and activities, and this responsibility cannot be delegated. Other groups, such as designers, manufacturers and constructors, employers, contractors, and consignors and carriers, also have legal, professional or functional responsibilities with regard to safety.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for operator responsibility

3.11. The operator of a geological disposal facility shall be responsible for its safety. The operator shall carry out safety assessments and develop a safety case, and shall carry out all the necessary activities for siting, design, construction, operation and closure, in compliance with the regulatory requirements and within the national legal infrastructure.

3.12. The operator is responsible for developing a practical and safe geological disposal facility and for demonstrating its safety, consistent with the requirements of the regulatory body. This task is undertaken in consideration of the characteristics and quantities of the radioactive waste to be disposed of, the site or sites available, the mining and engineering techniques available, and the national legal infrastructure and regulatory requirements. The operator is also responsible for preparing a thorough safety case, on the basis of which decisions on the development, operation and closure of the geological disposal facility will be made (see paras 3.60, 3.63 and 3.66).

3.13. The operator is responsible for conducting or commissioning the research and development necessary to ensure and to demonstrate that the planned technical operations can be practically and safely accomplished, and the research necessary to investigate, understand and support the processes on which the safety of the geological disposal facility depends. The operator is also responsible for carrying out all the necessary investigations of the site or sites and of materials and for assessing their suitability, and for providing data for safety assessments.

3.14. The operator establishes technical specifications that are justified by the safety assessment, to ensure that the geological disposal facility is developed in accordance with the safety case. This includes waste acceptance criteria (see para. 3.70) and other controls and limits to be applied during construction, operation and closure. The operator retains all the information relevant to the safety case and the supporting safety assessments of the geological disposal facility, and the inspection records that demonstrate compliance with regulatory

requirements and with the operator's own specification. Such information and records will be retained at least up until the time when the information is shown to be superseded or until responsibility for the facility is passed on to another organization, such as at closure. The operator cooperates with the regulatory body and supplies all the information that the regulatory body may require for licensing purposes. The need to preserve the records for long time periods is taken into account in selecting the format and media to be used for records.

Der Antragsteller hat

(5.5) die Verantwortung für die Entwicklung eines sicheren Endlagersystems für hochradioaktive Abfälle.

Materialien zur Begründung:

- **ATOMGESETZ (AtG) (2005)**

§ 23 Zuständigkeit des Bundesamtes für Strahlenschutz

(1) Das Bundesamt für Strahlenschutz ist zuständig für

.....

2. die Errichtung und den Betrieb von Anlagen des Bundes zur Sicherstellung und zur Endlagerung radioaktiver Abfälle, die Übertragung der Aufgabenwahrnehmung durch den Bund auf Dritte und die Aufsicht über diese Dritten nach § 9a Abs. 3 Satz 3 sowie die Aufsicht nach § 19 Abs. 5,

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for operator responsibility

3.11. The operator of a geological disposal facility shall be responsible for its safety. The operator shall carry out safety assessments and develop a safety case, and shall carry out all the necessary activities for siting, design, construction, operation and closure, in compliance with the regulatory requirements and within the national legal infrastructure.

3.12. The operator is responsible for developing a practical and safe geological disposal facility and for demonstrating its safety, consistent with the requirements of the regulatory body. This task is undertaken in consideration of the characteristics and quantities of the radioactive waste to be disposed of, the site or sites available, the mining and engineering techniques available, and the national legal infrastructure and regulatory requirements. The operator is also responsible for preparing a thorough safety case, on the basis of which decisions on the development, operation and closure of the geological disposal facility will be made (see paras 3.60, 3.63 and 3.66).

(5.6) ein Sicherheitsmanagementsystem aufzustellen und vorzulegen.

Anmerkung der GRS:

Begründung: Konsequenz aus (5.2) für den Beteiligten „Antragsteller“

Materialien zur Begründung:

- **WENRA (2005)**

Anmerkung der GRS:

Siehe Kap.1 Safety Area: Safety Management

(5.7) den Standort vorzuschlagen, die Standorterkundung und Standortcharakterisierung, die Planung und Auslegung vorzunehmen, Sicherheitsnachweise zu führen, die Errichtung des Endlagers durchzuführen, dessen sicheren Betrieb zu gewährleisten, die Stilllegung und den Verschluss zu planen und zu realisieren.

(5.8) die für die sichere Endlagerung hochradioaktiver Abfälle erforderlichen Kenntnisse über Zusammenhänge und Prozesse zu erwerben, vorzuhalten und zur Anwendung zu bringen. Ihm obliegt es, die hierzu erforderlichen Untersuchungen und Forschungen projektbezogen vorzunehmen und die Forschungsprogramme sowie die Forschungsergebnisse offen zu legen.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for operator responsibility

3.13. The operator is responsible for conducting or commissioning the research and development necessary to ensure and to demonstrate that the planned technical operations can be practically and safely accomplished, and the research necessary to investigate, understand and support the processes on which the safety of the geological disposal facility depends. The operator is also responsible for carrying out all the necessary investigations of the site or sites and of materials and for assessing their suitability, and for providing data for safety assessments.

3.14. The operator establishes technical specifications that are justified by the safety assessment, to ensure that the geological disposal facility is developed in accordance with the safety case. This includes waste acceptance criteria (see para. 3.70) and other controls and limits to be applied during construction, operation and closure. The operator retains all the information relevant to the safety case and the supporting safety assessments of the geological disposal

facility, and the inspection records that demonstrate compliance with regulatory requirements and with the operator's own specification. Such information and records will be retained at least up until the time when the information is shown to be superseded or until responsibility for the facility is passed on to another organization, such as at closure. The operator cooperates with the regulatory body and supplies all the information that the regulatory body may require for licensing purposes. The need to preserve the records for long time periods is taken into account in selecting the format and media to be used for records.

(5.9) Sorge dafür zu tragen, dass in dem Projekt angemessene Managementprinzipien zur Anwendung gelangen.

Anmerkung der GRS:

Begründung: Konsequenz aus (5.2) für den Beteiligten „Antragsteller“

Materialien zur Begründung:

- **WENRA (2005)**

Anmerkung der GRS:

Siehe Kap.1 Safety Area: Safety Management

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Development of geological disposal facilities

1.10. The safety of a geological disposal facility after closure depends on a combination of the site features and the quality of the facility's design, as well as that of the waste packages, and on the proper implementation of the design. This involves the deployment of competent professional staff in the planning, siting and design and in the implementation of the design.

(5.10) ein umfassendes Qualitätssicherungsprogramm zu erstellen und einzuhalten, welches die Phasen Planung und Auslegung, Errichtung und Betrieb, Stilllegung und Verschluss des Endlagers abdeckt. Grundlage hierfür sind die einschlägigen Regeln und Normen (KTA, DIN, ISO).

Materialien zur Begründung:

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 23

Qualitätssicherung

Jede Vertragspartei trifft die erforderlichen Maßnahmen, um sicherzustellen, dass geeignete Programme zur Qualitätssicherung im Hinblick auf die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle aufgestellt und durchgeführt werden.

- **IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)**

MANAGEMENT REQUIREMENTS

Quality assurance

2.29. Quality assurance programmes shall be established that provide, as appropriate:

- (a) adequate assurance that the specified requirements relating to protection and safety are satisfied; and
- (b) quality control mechanisms and procedures for reviewing and assessing the overall effectiveness of protection and safety measures.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

The concept of geological disposal

1.10.Ensuring the required level of safety and quality entails developing the geological disposal facility in an integrated manner, on the basis of sound scientific understanding, good engineering, the application of sound technical and managerial principles, and thorough and robust safety assessments, and with the application of quality assurance (QA) to all of these elements.

Requirements concerning management systems

3.82. Management systems to provide for QA shall be applied to all safety related activities, systems and components throughout all the steps of the development and operation of a geological disposal facility. The level of assurance for each aspect shall be commensurate with its importance to safety.

- **WENRA (2005)**

1.3. Safety issue: Objective of quality management

SA-23: Throughout the life of waste storage facility, the licensee shall develop, implement, and maintain a documented quality management system that defines the required quality and safety objectives applicable to work that is important to safety, health and environment and that is carried out by any organisation⁶, unit, or individual who can affect nuclear safety.

(5.11) ein Sicherheitskonzept für das Endlager zu erstellen und zu realisieren, welches die Einhaltung der Sicherheitsprinzipien und der Schutzziele für alle Phasen der Endlagerung gewährleistet. Er hat das Sicherheitskonzept in einem

schrittweisen Optimierungsprozess mit dem Ziel der stetigen Verbesserung der Sicherheit weiterzuentwickeln. Die Anforderungen aus Kapitel 6 sind dabei zu beachten.

Materialien zur Begründung

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 11

Allgemeine Sicherheitsanforderungen

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß in allen Stufen der Behandlung radioaktiver Abfälle der einzelne, die Gesellschaft und die Umwelt angemessen vor radiologischer und sonstiger Gefährdung geschützt sind.

Zu diesem Zweck trifft jede Vertragspartei die geeigneten Maßnahmen,

.....

iv) um durch die Anwendung geeigneter Schutzmethoden, die von der staatlichen Stelle genehmigt worden sind, auf nationaler Ebene für einen wirksamen Schutz des einzelnen, der Gesellschaft und der Umwelt zu sorgen, und zwar im Rahmen innerstaatlicher Rechtsvorschriften, die international anerkannten Kriterien und Normen gebührend Rechnung tragen;

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

3. SAFETY REQUIREMENTS FOR GEOLOGICAL DISPOSAL

3.2. Post-closure safety is achieved by developing a disposal system in which the various components work together to provide and to ensure the required level of protection. This approach offers flexibility to the designer of a geological disposal facility to adapt the facility's layout and engineered barriers so as to take advantage of the natural characteristics and barrier potential of the host geological formation. Assurance of operational safety is also necessary, and this may require the consideration of a number of complex issues, including the impact of operations on the potential post-closure performance of the geological disposal facility.

Requirements concerning the importance of safety in the development process

3.15. Throughout the development of a geological disposal facility, an appropriate understanding of the relevance and implications for safety of the available options shall be developed by the operator with the ultimate goal of providing an optimized level of operational and post-closure safety.

- **WENRA (2005)**

1. Safety area: Safety management

1.1. Safety issue: Safety policy

SA-01: A written safety policy shall be issued by the licensee. A safety policy is understood as a documented commitment by the licensee to a high nuclear safety performance supported by clear safety objectives and targets and a commitment of necessary resources to achieve these targets. The safety policy

is issued as separate safety management document or as a visible part of an integrated organisational policy.

SA-02: The safety policy shall be clear about giving safety first priority in all plant activities.

SA-03: The safety policy shall include a commitment to continuously develop safety.

SA-04: The safety policy shall be communicated to all staff 1, with tasks important to safety, in such a way that the policy is understood and applied in their on-site activities.

SA-05: Key elements of the safety policy shall be communicated to subcontractors, in such a way that the policy is understood and applied in their on-site activities

SA-06: The safety policy shall include directives for implementing the policy and monitoring safety performance.

SA-07: The safety policy shall require safety objectives and targets, clearly formulated in such a way that they can be easily monitored and followed up by the plant management.

SA-08: The adequacy and the implementation status of the safety policy shall be evaluated by the licensee on a regular basis, more frequent than the periodic safety reviews.

- **NEA: SAFETY CASE (2004)**

EXECUTIVE SUMMARY

Elements for documenting the safety case

(i) The safety strategy

The safety strategy is the high-level approach adopted for achieving safe disposal, and includes an overall management strategy, a siting and design strategy and an assessment strategy. All national programmes aim at management strategies that accord with good management and engineering principles and practice. This includes maintaining sufficient flexibility within a step-wise planning and implementation process to cope with unexpected site features or technical difficulties and uncertainties that may be encountered, as well as to take advantage of advances in scientific understanding and engineering techniques. The siting and design strategy is generally based on principles that favour robustness and minimise uncertainty including the use of the multi-barrier concept. The assessment strategy must ensure that safety assessments capture, describe and analyse uncertainties that are relevant to safety, and investigate their effects.

2.3 Elements for documenting the safety case

Abs. 4:

Bull. 1

The information and analysis tools for safety assessment must be described. These are collectively termed the assessment basis, and include:

- the system concept – that is a description of the repository design including the engineered barriers,⁴ the geologic setting and its stability, how both engineered and natural barriers are expected to evolve over time, and how they are expected to provide safety;

(5.12) Endlagerungsbedingungen für die einzulagernden hochradioaktiven Abfälle und Abfallgebinde zu entwickeln und ein Produktkontrollsystem zu implementieren.

Materialien zur Begründung

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for operator responsibility

3.14. The operator establishes technical specifications that are justified by the safety assessment, to ensure that the geological disposal facility is developed in accordance with the safety case. This includes waste acceptance criteria (see para. 3.70) and other controls and limits to be applied during construction, operation and closure.

(5.13) die Safeguards-Verpflichtungen von IAEA und EURATOM zu berücksichtigen. Prozessleitend ist dabei die Sicherheit des Endlagers.

Materialien zur Begründung

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements in respect of nuclear safeguards

3.79. Nuclear safeguards requirements shall be considered in the design and operation of a geological disposal facility to which nuclear safeguards apply, and shall be implemented in such a way as not to compromise the safety of the geological disposal facility.

(5.14) der zuständigen Behörde seine Planung des Optimierungsprozesses darzulegen.

(5.15) mit der zuständigen Behörde die Prozessschritte des Optimierungsprozesses zu vereinbaren, die mindestens die Schritte

- ***Standorterkundung und Standortcharakterisierung,***
- ***Planung und Auslegung,***
- ***Errichtung und Betrieb,***
- ***Stilllegung und Verschluss des Endlagerbergwerks***

umfassen.

(5.16) den Optimierungsprozess durchzuführen.

(5.17) zu den mit der zuständigen Behörde vereinbarten Prozessschritten den Stand des Projektes und die im Optimierungsprozess gewonnenen Erkenntnisse im Hinblick auf das Projektziel darzulegen und seine Planungen über den weiteren Projektverlauf zu begründen. Zum Ende eines jeden Verfahrensschrittes hat der Antragsteller die erreichten Erkenntnisse zusammenzuführen und einen fortgeschriebenen Sicherheitsnachweis vorzulegen. Dieser muss die Umsetzung der Anforderungen an das Sicherheitsmanagement und an das Sicherheitskonzept darlegen, den Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsprinzipien und Schutzziele enthalten und wesentliche Veränderungen gegenüber den vorangegangenen Prozessschritten begründen und bewerten. Die Aussagetiefe muss der zum jeweiligen Prozessschritt erreichten Erkenntnis unter Berücksichtigung der jeweils verbleibenden Unsicherheiten angemessen sein und die Entscheidung, die im Hinblick auf den weiteren Prozessverlauf getroffen werden soll, untermauern. Im Hinblick auf die Optimierung der Sicherheit sind die verfügbaren Optionen abzuwägen und die Entscheidung für die jeweilige Option zu begründen und transparent und nachvollziehbar darzulegen.

Materialien zur Begründung

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

REQUIREMENTS FOR THE DEVELOPMENT, OPERATION AND CLOSURE OF GEOLOGICAL DISPOSAL FACILITIES

3.36. This section establishes safety requirements relating to the planned steps that are necessary for safety and to assist in developing confidence in the safety of geological disposal facilities. The requirements are set out under four headings: framework for geological disposal, safety case and safety assessments, steps in the development, operation and closure of geological disposal facilities, and assurance of safety and nuclear safeguards.

FRAMEWORK FOR GEOLOGICAL DISPOSAL

Requirements for step by step development and evaluation

3.37. Geological disposal facilities shall be developed in a series of steps, each supported, as necessary, by iterative evaluations of the site, of the options for design and management, and of the performance and safety of the geological disposal system.

3.38. A step by step approach to the development of a geological disposal facility refers mainly to the steps that are imposed by the regulatory and political de-

cision making processes (see para. 1.7). This approach ensures the quality of the technical programme and the associated decision making. For the operator, it provides a framework in which sufficient confidence in the technical feasibility and safety of the geological disposal facility can be built at each step of its development. This confidence is developed and refined by means of iterative design and safety studies as the project progresses [18]. The process provides for: the collection, analysis and interpretation of the relevant scientific and technical data; the development of designs and operational plans; and the development of the safety case for operational and post-closure safety.

Access is provided for all interested parties to the safety basis for the geological disposal facility so as to facilitate the relevant decision making processes that enable the operator to proceed to the next significant step in the development and operation of the facility and finally to its closure.

3.39. The step by step approach also allows opportunities for independent technical reviews, regulatory reviews, and political and public involvement in the process. The nature of the reviews and involvement will depend on national practices. Technical reviews by or on behalf of the operator and the regulatory body may focus on: siting and design options; the adequacy of the scientific basis and analyses; and whether safety standards and requirements have been met. Alternative waste management options, the siting process and aspects of public acceptability, for example, may be considered in farther reaching reviews. Technical reviews would be undertaken prior to selecting a disposal option, prior to selecting a site, prior to construction and prior to operation. Periodic reviews will also be undertaken during the operation of the facility and before its closure.

- **ICRP DRAFT: Optimisation (2006)**

Anmerkung der GRS:

Die Anforderungen an den Optimierungsprozess sind in dieser Unterlage umfassend dargelegt.

(5.18) für den gesamten Optimierungsprozess ein Unsicherheitsmanagement zu etablieren. Dies bedeutet, dass zu jedem Verfahrensschritt die bestehenden Unsicherheiten im Sicherheitsnachweis darzulegen und die hieraus resultierenden Konsequenzen darzustellen sind. Der Antragsteller muss aufzeigen, wie im weiteren Projektverlauf den Unsicherheiten Rechnung getragen wird, z. B. durch Erkenntniszugewinn im Rahmen von Forschungsarbeiten oder durch eine robuste Endlagerauslegung. Ist eine weitere Reduzierung von Unsicherheiten nicht angemessen oder nicht möglich, ist dies zu begründen und im Sicherheitsnachweis zu berücksichtigen.

Materialien zur Begründung

- **ICRP 81 (1998)**

4.6.2. Stepwise approach

(72) The development process for a radioactive waste disposal system may take several decades and contains several well-defined milestones as decision points. These sequential phases are siting, system design, construction, operation, closure, and post-closure. A demonstration of compliance with the radiological protection principles is necessary prior to operation of the repository. In practice this is best achieved by using a stepwise or iterative approach which involves progressive assessments at the various stages of repository development and critical review as the process makes progress.

(73) Uncertainties are inherent in any long-term assessment of a waste disposal system. These uncertainties, some of which are unquantifiable, may be characterised as follows:

a) Data uncertainty that reflects incomplete knowledge of the performance of the repository system as influenced by the design and the immediate environment after the closure.

b) Future states uncertainty which reflects our imperfect ability to predict future human actions and future states of the environment.

c) Model uncertainty that reflects uncertainty about the conceptual description of the disposal system, mathematical description of the concept, and the implementation of the mathematical description in a computer model.

(74) In view of the complexity of the disposal system, efforts should be undertaken during the development of the system to understand the significance of these uncertainties and to reduce or bound uncertainties through site characterisation and experimentation. In addition, over the past decade improvements have been made in the methods used to understand and evaluate the significance of these uncertainties. Despite best efforts to reduce uncertainties, residual uncertainties will exist at the time of decision-making. Expert judgement should be used to evaluate the significance of these residual uncertainties and the findings should be fully documented.

(75) The Commission believes that uncertainty analysis should be an integral part of the dose or risk calculation process and that whenever possible, reported results should include ranges on possible values rather than a single point value. The analysis of uncertainty should be adequate for the purpose of the assessment.

- **NEA: Safety Case (2004)**

3.1 Definition and components

Abs. 3:

An important aspect of the strategy is the management of uncertainties (see Section 3.4). Uncertainties due to lack of knowledge can be reduced by research investment. Or else, it can be avoided or its impact can be reduced through siting and design, and construction investment. As more information becomes available, the strategy for uncertainty management may change. It is important, for the sake of openness, to acknowledge when uncertainties increase or design changes have to be made because of the results of more testing and evaluation. To selectively advertise only scientific work that lends sup-

port to existing concepts or to the current strategy for managing uncertainty is likely to negatively affect stakeholder confidence in the long run.

3.4 Characterising and managing uncertainties

Abs. 1:

A key output from safety assessment is the identification of uncertainties that have the potential to undermine safety. Thus, safety assessment needs to be integrated within the management strategy. In the safety case, the connection needs to be made between key uncertainties that have been identified and the specific measures or actions that will be taken to address them, especially with regard to the R&D programme, in order eventually to arrive at a safety case that is adequate for licensing.

Standorterkundung und Standortcharakterisierung

Der Antragsteller hat

(5.19) den Standort, für den eine Eignungsuntersuchung durchgeführt werden soll, der zuständigen Behörde anzuzeigen und seine Eignungshöflichkeit zu begründen. In die Begründung sind auch die Aspekte Ressourcenschutz und menschliche Tätigkeiten nach Verschluss des Endlagers einzubeziehen.

(5.20) ein Standorterkundungsprogramm zur Standortcharakterisierung zu entwickeln und durchzuführen. Das Standorterkundungsprogramm ist mit der zuständigen Behörde abzustimmen.

(5.21) die Standorteigenschaften nach qualifizierten Methoden zu erheben und zu bewerten, um ausreichende Kenntnis hinsichtlich der Eignung des Standorts und der Bewertung der Sicherheit zu erhalten. Die Erkundungsarbeiten müssen sowohl von Übertage als auch von Untertage durchgeführt werden. Sie müssen derart ausgeführt werden, dass das Isolationsvermögen des Standortes so wenig wie möglich beeinträchtigt wird. In situ-Messungen müssen durchgeführt werden. Untersuchungen zu wesentlichen Auslegungsparametern technischer Komponenten (z. B. Verschlussmaßnahmen) sowie deren Wechselwirkung mit dem Wirtsgestein und den natürlichen Gegebenheiten müssen durchgeführt werden. Die Ergebnisse der Standorterkundung sind zu dokumentieren.

(5.22) die aufgrund von inneren und äußeren Ursachen möglichen zukünftigen Entwicklungen des geologischen Barrierensystems und seiner Sicherheitsfunk-

tionen in einer geowissenschaftlichen Langzeitprognose zu beschreiben und zu bewerten. Dabei muss die anthropogene Beeinflussung des geologischen Barrierensystems und seiner Sicherheitsfunktionen durch die Errichtung des Endlagerbergwerkes sowie durch die Einlagerung von hochradioaktiven Abfällen in die Betrachtung mit einbezogen werden.

(5.23) die erreichten Erkenntnisse zusammenzuführen und unter Zugrundelegung eines vorläufigen Endlagerkonzeptes einen Sicherheitsnachweis vorzulegen.

Materialien zur Begründung:

• **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for site characterization

3.54. The site for a geological disposal facility shall be characterized at a level of detail sufficient to support both a general understanding of the characteristics of the site, including its past evolution and its probable future natural evolution over the period of interest with regard to safety, and a specific understanding of the impact on safety of features, events and processes associated with the site and the facility.

3.55. A general understanding of the site and its associated geology is necessary in order to present a convincing scientific description of the geological disposal system on which the more conceptual descriptions that are used in the safety assessments can be based. The focus is on features, events and processes related to the site that could have an impact on safety and which are addressed in the safety case and its supporting safety assessments. In particular, this includes demonstrating sufficient geological stability, the presence of features and processes that contribute to safety, and a demonstration that other features, events and processes do not undermine the safety case.

3.56. Characterization of the geological aspects includes activities such as the investigation of: long term stability, faulting and the extent of host rock fracturing; seismicity; volcanism; confirmation of the volume of rock suitable for the construction of disposal zones; geotechnical parameters relevant to the design; groundwater flow regimes; geochemical conditions; and mineralogy. Site characterization undertaken in an iterative manner provides input to and is in turn guided by the safety case. Additionally, investigation of, for example, the natural background radiation and the radionuclide content in soil, groundwater and other media may contribute to a better understanding of the characteristics of the geological disposal site and may assist in the evaluation of radiological impacts on the environment by providing a reference for future comparisons.

Planung und Auslegung

Der Antragsteller hat

(5.24) die Planung und Auslegung des Endlagers auf Basis der Anforderungen aus dem Sicherheitskonzept vorzunehmen.

(5.25) ein Konzept zur Errichtung und zum Betrieb des Endlagers zu entwickeln, das den Sicherheitsanforderungen für die Betriebsphase und den relevanten Anforderungen der Langzeitsicherheit genügt.

(5.26) ein Verfüll- und Verschlusskonzept für das Endlagerbergwerk zu entwickeln und zu planen, das den Anforderungen der Langzeitsicherheit genügt.

(5.27) ein Stilllegungskonzept zu entwickeln, das den Anforderungen der Langzeitsicherheit genügt.

(5.28) unter Zugrundelegung des Sicherheitskonzeptes einen Sicherheitsnachweis vorzulegen. Dieser muss auch die Umsetzbarkeit des Sicherheitskonzeptes darlegen.

Materialien zur Begründung:

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 14

Auslegung und Bau von Anlagen

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

.....

ii) daß im Stadium der Auslegung Planungskonzepte und, soweit erforderlich, technische Vorschriften für die Stilllegung einer Anlage zur Behandlung radioaktiver Abfälle, ausgenommen Endlager, berücksichtigt werden;

iii) daß im Stadium der Auslegung technische Vorschriften für den Verschuß eines Endlagers ausgearbeitet werden;

Artikel 16

Betrieb von Anlagen

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

.....

ix) daß Pläne für den Verschuß eines Endlagers ausgearbeitet und bei Bedarf unter Verwendung von Informationen, die während der Betriebsdauer dieser Anlage gesammelt wurden, auf den neuesten Stand gebracht und von der

staatlichen Stelle überprüft werden.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY DESIGN PRINCIPLES

3.25. Geological disposal facilities are designed to contain the radionuclides associated with the radioactive waste and to isolate them from the biosphere. The various components of the geological disposal system contribute to fulfilling these safety functions in different ways over different timescales. Requirements are established in this section to ensure that there is adequate defence in depth so that safety is not unduly dependent on the fulfilment of a single safety function. This is achieved by demonstrating that the individual safety functions are robust and that the performance of the various physical barriers and their safety functions can be relied upon, as assumed in the safety case and the supporting safety assessments. It is the responsibility of the operator to demonstrate the following design requirements to the satisfaction of the regulator.

Requirements for multiple safety functions

3.26. The natural and engineered barriers shall be selected and designed so as to ensure that post-closure safety is provided by means of multiple safety functions. That is, safety shall be provided by means of multiple barriers whose performance is achieved by diverse physical and chemical processes. The overall performance of the geological disposal system shall not be unduly dependent on a single barrier or function.

3.27. A barrier means a physical entity, such as the waste form, the packaging, the backfill or the host geological formation. A safety function may be provided by means of a physical or chemical property or process that contributes to safety, such as: impermeability to fluids; limited corrosion, dissolution, leach rate and solubility; and retention. The presence of multiple barriers and safety functions enhances both safety and confidence in safety by ensuring that the overall performance of the geological disposal system is not unduly dependent on a single barrier or safety function. The presence of multiple barriers and safety functions provides assurance that, even if a barrier or safety feature does not perform fully as expected (e.g. owing to an unexpected process or an unlikely event), a sufficient margin of safety will remain.

3.28. The barriers and their functions are complementary and work in combination. The performance of a geological disposal system is thus dependent on different barriers and safety functions, which act over different time periods. The safety case explains and justifies the functions provided by each barrier and identifies the time periods over which they are expected to perform their various safety functions and also the alternative or additional safety functions that operate if a barrier does not fully perform.

Requirements concerning containment

3.29. The engineered barriers, including the waste form and packaging, shall be so designed, and the host geological formation shall be so selected, as to provide containment of the waste during the period when the waste produces heat energy in amounts that could adversely affect the containment, and when radioactive decay has not yet significantly reduced the hazard posed by the waste.

3.30. Containment of waste implies designing for the minimal release of radionuclides. Releases of gaseous radionuclides and of small fractions of other highly mobile species from waste of some types may be inevitable. Such re-

leases will nevertheless be demonstrated to be acceptable by the safety assessment. The containment may be provided both by the characteristics of the waste form and the packaging and by the characteristics of the other engineered barriers and the host geological formation, which, for example, prevent the access of water to the packages and protect their physical integrity. The containment of the radionuclides in the waste form and packaging over an initial period of several hundreds to thousands of years ensures that the majority of shorter lived radionuclides decay in situ. It also ensures that any migration of radionuclides occurs only after the heat produced by radioactive decay has substantially decreased and a more stable physical and chemical environment has developed.

3.31. Containment is most important for the most highly concentrated radioactive waste such as spent nuclear fuel and vitrified waste from fuel reprocessing. Attention is also given to the durability of the waste form and to emplacing the most highly concentrated waste in containers that are designed to remain intact for a long enough period of time for most of the shorter lived radionuclides to decay and for the associated heat generation to decrease substantially. Such containment may not be practicable or necessary for lower activity long lived waste. The containment capability of the waste package is demonstrated by means of a safety assessment to be appropriate for the waste type and the overall geological disposal system.

Requirements for isolation of waste

3.32. The geological disposal facility shall be sited in a geological formation and at a depth that provide isolation of the waste from the biosphere and from humans over the long term, for at least several thousand years, with account taken of both the natural evolution of the geological disposal system and events that could disturb the facility.

3.33. Isolation means retaining the waste and its associated hazard away from the biosphere in a disposal environment that provides substantial physical separation from the biosphere, making human access to the waste difficult without special technical capabilities, and that provides for a very slow mobility of most of the long lived radionuclides. Isolation is an inherent feature of geological disposal.

3.34. Location in a stable geological formation provides protection of the geological disposal facility from the effects of geomorphological processes such as erosion and glaciation. Location away from known areas of underground mineral resources is desirable to reduce the likelihood of inadvertent disturbance of the geological disposal facility and to avoid resources being made unavailable for exploitation.

3.35. Over time periods of several thousand years or more, the migration of a fraction of the longer lived and more mobile radionuclides from the waste in a geological disposal facility may be inevitable. The safety criteria to apply in assessing such possible releases are set out in Section 2. Care needs to be exercised in using the criteria beyond the time where the uncertainties become so large that these criteria may no longer serve as a reasonable basis for decision making. For such long times after closure, indicators of safety other than dose or individual risk may be appropriate, and their use should be considered.

Errichtung und Betrieb

Der Antragsteller hat

(5.29) Sorge dafür zu tragen, dass das Endlager entsprechend den Vorgaben der Genehmigung errichtet und betrieben wird. Die Umsetzung und Einhaltung der Genehmigungsbedingungen ist zu dokumentieren.

(5.30) die Zuständigkeiten und Verantwortlichkeiten der Betriebsführung festzulegen. Er hat den Betrieb geeignet zu strukturieren, und die für den sicheren Betrieb der Anlage erforderlichen finanziellen, personellen und organisatorischen Voraussetzungen zu schaffen und nachzuweisen.

(5.31) in einem Zechenbuch/Betriebshandbuch eindeutige technische Sicherheitsspezifikationen und Arbeitsanweisungen für alle sicherheitstechnischen oder arbeitsmäßig bedeutsamen Betriebsvorgänge, für die Beherrschung von Störfällen und die Beseitigung von Störfallfolgen festzulegen und im Betrieb einzuhalten.

(5.32) für die Inbetriebnahme des Endlagers ein Inbetriebsetzungsprogramm festzulegen, das die Schritte der Inbetriebnahme, durchzuführende Inbetriebsetzungsprüfungen und erforderliche Tests sowie Kalterprobungen definiert. Erforderliche wiederkehrende Prüfungen sind in einem Prüfhandbuch festzulegen.

(5.33) den Betrieb des Endlagers dahingehend zu überwachen, dass sicherheitstechnisch bedeutsame Störungen des Betriebes und Störfälle zuverlässig erkannt und die im Zechenbuch/Betriebshandbuch niedergelegten Gegenmaßnahmen ergriffen werden können. Das Betriebsgeschehen ist zu dokumentieren. Der Antragsteller hat Sorge dafür zu tragen, dass Störungsmeldungen zentral erfasst und dokumentiert werden, über sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse Buch geführt wird, meldepflichtige Ereignisse gemäß den entsprechenden Meldekriterien zur Anzeige gelangen, sicherheitsrelevante Erkenntnisse aus Inbetriebnahme, bestimmungsgemäßem Betrieb (insbesondere bei Reparatur) und wiederkehrenden Prüfungen dokumentiert und in den diesbezüglichen Arbeitsanweisungen berücksichtigt werden.

(5.34) die Erfahrungen aus dem Betrieb des Endlagers systematisch auszuwerten und bei der weiteren Betriebsführung zu berücksichtigen.

(5.35) für Notfälle Notfallschutzpläne auszuarbeiten und an einer ständig besetzten Stelle im Betrieb verfügbar zu halten.

(5.36) neben den routinemäßigen Betriebs- und Strahlenschutzüberwachungsmaßnahmen ein Überwachungsprogramm für das in Betrieb befindliche Endlager zu planen und durchzuführen. Dieses Programm dient der Bestätigung der betrieblichen Auslegungsparameter, die in das Sicherheitskonzept und den Sicherheitsnachweis eingeflossen sind. Ergebnisse und Konsequenzen aus dem Überwachungsprogramm sind der zuständigen Behörde anzuzeigen.

(5.37) in Abstimmung mit der zuständigen Behörde wiederkehrende Sicherheitsnachweise vorzulegen, die insbesondere die während des Betriebs gewonnenen weiteren Erkenntnisse berücksichtigen. Sie dienen der Optimierung des Sicherheitskonzeptes und der Maßnahmen zur Stilllegung und des endgültigen Verschlusses des Endlagers.

Anmerkung der GRS:

GRS empfiehlt die Ausgestaltung dieser Anforderungen in einer Leitlinie Betrieb.

Materialien zur Begründung

• **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 16

Betrieb von Anlagen

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, i) daß die Genehmigung für den Betrieb einer Anlage zur Behandlung radioaktiver Abfälle auf geeigneten Bewertungen nach Artikel 15 beruht und von der Durchführung eines Programms zur Inbetriebnahme abhängt, das zeigt, daß die Anlage, wie sie gebaut wurde, den Auslegungs- und Sicherheitsanforderungen entspricht;

ii) daß die aus Erprobungen, der Betriebserfahrung und den Bewertungen, nach Artikel 15 hervorgehenden betrieblichen Grenzwerte und Bedingungen festgelegt und bei Bedarf überarbeitet werden;

iii) daß Betrieb, -Wartung, Überwachung, Inspektion und Erprobung einer Anlage zur Behandlung radioaktiver Abfälle in Übereinstimmung mit festgelegten Verfahren erfolgen. Bei einem Endlager werden die dabei erzielten Ergebnisse dazu verwendet, die Gültigkeit getroffener Annahmen nachzuweisen und zu

prüfen und die Bewertungen nach Artikel 15 für die Zeit nach dem Verschuß auf den neuesten Stand zu bringen;

iv) daß die ingenieurtechnische und technische Unterstützung in allen sicherheitsbezogenen Bereichen während der Betriebsdauer einer Anlage zur Behandlung radioaktiver Abfälle zur Verfügung steht;

v) daß Verfahren zur Beschreibung und Trennung radioaktiver Abfälle, angewendet werden;

vi) daß für die Sicherheit bedeutsame Ereignisse der staatlichen Stelle rechtzeitig vom Inhaber der Genehmigung gemeldet werden; vii) daß Programme zur Sammlung und Analyse einschlägiger Betriebserfahrungen aufgestellt werden und daß die Ergebnisse daraus gegebenenfalls als Grundlage des Handelns dienen;

viii) daß für eine Anlage zur Behandlung radioaktiver Abfälle, ausgenommen Endlager, Stilllegungspläne ausgearbeitet und bei Bedarf unter Verwendung von Informationen, die während der Betriebsdauer dieser Anlage gesammelt wurden, auf den neuesten Stand gebracht und von der staatlichen Stelle überprüft werden;

.....

Artikel 25

Notfallvorsorge

(1) Jede Vertragspartei stellt sicher, dass vor Inbetriebnahme und während des Betriebs einer Anlage zur Behandlung abgebrannter Brennelemente oder radioaktiver Abfälle innerhalb und nötigenfalls auch außerhalb der Anlage geeignete Notfallpläne zur Verfügung stehen. Diese Notfallpläne sollen in ausreichend häufigen Abständen erprobt werden.

- **WENRA (2005)**

Kapitel 1,

insbesondere:

1.2. Safety issue: Organizational structure

SA-09: The organisational structure for safe and reliable operation of the facility, and for ensuring an appropriate response in emergencies, shall be justified² and documented.

SA-10: The adequacy of the organisational structure, for its purposes according to SA-09, shall be assessed when organisational changes are made which could be significant for safety. Such changes shall be justified in advance, carefully planned and evaluated³ after implementation.

SA-11: Responsibilities, authorities and lines of communication shall be clearly defined and documented for all staff with duties important to safety.

SA-12: The licensee shall ensure that the plant is operated in a safe manner and in accordance with all applicable legal and regulatory requirements.

SA-13: Safety issues shall be subjected to appropriate safety review, by a suitably qualified independent safety review function.

SA-14: The licensee shall ensure that the staff are provided with the necessary facilities and working conditions to carry out work in a safe manner.

SA-15: The licensee shall ensure that safety performance is continuously monitored through an appropriate review system in order to ensure that safety is maintained and improved as needed.

SA-16: The licensee shall ensure that relevant operational experience, international development of safety standards, and new knowledge gained through

R&D-projects are analysed in a systematic way and continuously used to improve plant activities.

SA-17: The required number of staff for safe operation, and their competence, shall be analysed in a systematic and documented way.

SA-18: The sufficiency of staff for safe operation, their competence and suitability for safety work shall be verified on a regular basis and documented.

SA-19: An adequate long term staffing policy shall exist for activities which are important to safety.

SA-20: Changes to the number of staff which might be significant for safety shall be justified in advance, carefully planned and evaluated after implementation.

SA-21: The licensee shall always have, in house, sufficient and competent staff and resources to understand the licensing basis of the plant (e.g. Safety Analysis Report or Safety Case and other documents based thereon), as well as to understand the actual design and operation of the plant in all plant states.

SA-22: The licensee shall maintain, in house, sufficient competent staff and resources to specify, set standards, manage and evaluate safety work carried out by contractors.

Anmerkung der GRS:

Die weiter oben aufgeführten internationalen Regeln und Empfehlungen sind in Gänze heranzuziehen. Exemplarisch wird hier die ICRP aufgenommen.

- **ICRP DRAFT: Optimisation (2006)**

Insbesondere:

5. The Application of Optimisation in Operation and Regulation

(57) Within the system of radiological protection both the operators and the appropriate national authority have responsibilities for applying the optimisation principle. The implementation of the process of optimisation of protection is the responsibility of the operating management, subject to the requirements of the authority.

(58) This is the case for all controllable sources and exposure situations: planned, emergency and controllable existing. It should be noted, however, that the notions of “operating management” and “competent national authorities” should be interpreted broadly in these three situations, more along the lines of “implementing organisation” and “decision maker”.

(59) An active safety culture supports the successful application of optimisation and both operational management and authority have essential roles in ensuring that an effective safety culture is developed and maintained. In particular, authority should encourage the operational management to develop a ‘safety culture’ within their organisations. Such a safety culture should also exist within the authority.

(60) Operating management makes decisions regarding the design, organisation, and ongoing implementation of the optimisation process. The authority promotes and may require optimisation as a way to reach the level at which licence to operate, if any, can be granted. They may also verify that optimisation of radiological protection is effectively implemented during operation. The burden of proof of this implementation rests with operating management. The decision to authorise an exposure-causing activity, or the implementation of expo-

sure-reducing measures and their implied residual doses rests with the authority. In some cases, work is planned, assigned, performed, and overseen by others who are not under the direct control of the operating management. In such circumstances, any sharing of responsibility for optimisation should be clearly documented and fully understood by all parties.

(61) Operating management should develop and provide internal policies, priorities, rules, procedures and quality assurance programmes to ensure the existence of a solid safety culture at all levels of management and staff. In this context, the objective of operating management is to prevent accidents, manage the probability of potential exposures, and keep worker and public exposures as low as reasonably achievable, social and economic factors being taken into account.

(62) All aspects of optimisation cannot be codified; optimisation is more an obligation of means than of results. Except in cases of regulatory violation, it is not the role of the authority to focus on specific outcomes for a particular situation, but rather on processes, procedures and judgements. A strong dialogue must be established between the authority and the operating management. The regulation should provide guidelines designed to build such a dialogue. The success of the optimisation process will depend strongly on the quality of this dialogue.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for geological disposal facility design

3.57. The geological disposal facility and its engineered barriers shall be designed to contain the waste with its associated hazard, to be physically and chemically compatible with the geological environment, and to provide postclosure safety features that complement those afforded by the host geological environment. The facility and its engineered barriers shall be designed to ensure safety during the operational period.

3.58. The designs of geological disposal facilities may differ widely depending on the types of waste and the geological environment. In general, the aim is to make optimal use of the safety features offered by the host geological environment by designing a geological disposal facility that does not introduce unacceptable long term disturbances to the site, is itself protected by the site and performs safety functions that complement the natural barrier, and that is designed with the goal of ensuring that fissile materials remain in a subcritical configuration. The layout is designed so that waste is emplaced in the most suitable rock zones and so that key features, such as shafts and seals, are appropriately located. Materials used in the facility are resistant to degradation under the conditions in the facility (e.g. in respect of chemistry and temperature) and also selected so as not to interfere with the safety functions of any element of the geological disposal system.

3.59. A geological disposal facility is expected to perform over much longer time periods than those usually considered in engineering applications. Investigation of the ways in which analogous natural materials have behaved in geological settings in nature, or how ancient artefacts and human made constructions have behaved over time, may contribute to confidence in the assessment of long term performance. Demonstration of the feasibility of fabrication of waste containers and of the construction of engineered barriers and their features, for example in underground laboratories, is important to generate confidence that

an adequate level of performance can be achieved.

Requirements for geological disposal facility construction

3.60. A geological disposal facility shall be constructed in accordance with the design as described in the approved safety case and safety assessments. It shall be constructed in such a way as to preserve the post-closure safety functions of the geological barrier that have been shown to be important by the safety case. The construction shall be carried out to ensure safety during the operational period.

3.61. Construction of a geological disposal facility is a complex technical undertaking and it will be constrained by the rock conditions and the techniques that are available for underground excavation and construction. Construction will not begin until an adequate level of characterization has been completed. Mining and construction activities will be carried out in such a way as to avoid unnecessary disturbance of the geological environment. Sufficient flexibility in the underground engineering techniques will be adopted to allow for variations in rock or groundwater conditions.

3.62. Construction of a geological disposal facility could continue after the commencement of operation of part of the facility and the emplacement of waste packages. Such overlapping construction and operational activities are planned and carried out so as to ensure both operational and post-closure safety.

Requirements for geological disposal facility operation

3.63. A geological disposal facility shall be operated in accordance with the conditions of the licence and the relevant regulatory requirements to maintain safety during the operational period, and in such a manner as to preserve the post-closure safety functions assumed in the safety case.

3.64. All operations and activities important to safety are subjected to documented limitations, controls and operating procedures, and documented emergency plans [13] will be in place. The safety case addresses and justifies both the design and operational management arrangements, which are used to ensure that the safety objectives and criteria set out in Section 2 are met. Additional, facility specific criteria may be established by the regulatory body or by the operator. The safety case also includes considerations with regard to reducing hazards to workers and to members of the public in normal and abnormal operational situations. Active control of safety will be maintained for as long as the facility remains unsealed, and this may include an extended period after the emplacement of waste and before the final closure of the facility.

3.65. Fissile material is managed and emplaced in the geological disposal facility in a configuration that will remain subcritical [19]. This may be achieved by various means, including the appropriate distribution of fissile material during the conditioning of the waste and the proper design of the waste packages. Assessments of the possible evolution of the nuclear criticality hazard after waste emplacement, including in the post-closure period, will be undertaken.

Stilllegung und Verschluss des Endlagerbergwerks

Der Antragsteller hat

(5.38) Sorge dafür zu tragen, dass nach Beendigung des Einlagerungsbetriebs die Stilllegung sowie der Verschluss des Endlagerbergwerks gemäß den Anforderungen des optimierten Sicherheitskonzeptes erfolgen.

(5.39) Vorsorge dahingehend zu treffen, dass das Endlager jederzeit innerhalb weniger Jahre stillgelegt und verschlossen werden kann.

(5.40) einen abschließenden Sicherheitsnachweis vorzulegen.

(5.41) ein Dokumentationssystem zu entwickeln und zu installieren, in dem die markscheiderischen Daten des Endlagers, die gemäß Endlagerungsbedingungen vorzulegenden Daten der eingelagerten Abfallgebinde, ihre Anzahl und räumliche Verteilung im Endlager, die wesentlichen technischen Maßnahmen bei Errichtung und Betrieb des Endlagers, das Sicherheitskonzept für die Stilllegung und den Verschluss und die Phase nach Verschluss des Endlagers sowie die umweltrelevanten Daten zu Beginn der Phase nach Verschluss des Endlagers dokumentiert werden. Er hat Sorge dafür zu tragen, dass vollständige Dokumentsätze räumlich getrennt an geeigneten Orten aufbewahrt werden und dass Informationssysteme entwickelt werden, die den Wissenserhalt über die Existenz des Endlagers für einen Zeitraum von mindestens 500 Jahren ermöglichen.

(5.42) Errichtung, Betrieb, Stilllegung und Verschluss des Endlagerbergwerks so durchzuführen und zu überwachen, dass in der Phase nach Verschluss kein Kontroll- und Überwachungsprogramm aus Sicherheitsgründen erforderlich ist. Umweltschutzmessungen und Geländevermessungen, die aufgrund anderer Regelungen erfolgen, können zur Vertrauensbildung herangezogen werden.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements concerning management systems

3.83. An appropriate management system, including a QA programme, contrib-

utes to confidence that the relevant requirements and criteria for site characterization, construction, operation, closure and post-closure safety are met. The relevant activities, systems and components are identified on the basis of the results of systematic safety assessments. The level of attention assigned to each aspect is commensurate with its importance to safety. The management system will comply with IAEA standards on management systems and with other recognized codes, regulations and standards [23–25].

Requirements for geological disposal facility closure

3.66. A geological disposal facility shall be closed in such a way that the safety functions shown by the safety case to be important for the post-closure period are provided for. Plans for closure, including the transition from active management of the facility, shall be well defined and practicable, so that closure can be carried out safely at an appropriate time.

3.67. The post-closure safety of a geological disposal facility depends on a number of activities, which can include the backfilling and sealing of the geological disposal facility. Closure will be considered in the initial design of the facility, and plans for closure and seal designs will be updated as the design of the facility is developed. It is important that before construction activities commence there is sufficient evidence that the performance of the backfilling and seals is effective.

3.68. The geological disposal facility will be closed in accordance with the conditions set for closure by the regulatory body in the facility's licence, with particular consideration given to any changes in responsibility that may occur at this stage. Consistent with this, backfilling may be performed in parallel with waste emplacement operations. The placing of seals may be delayed for a period after the completion of waste emplacement, for example to allow monitoring to assess aspects relating to post-closure safety or for reasons relating to public acceptability. If seals are not to be put in place for a period of time after the completion of waste emplacement, then the implications for operational and post-closure safety will be considered in the safety case.

3.69. The operator ensures that the technical and financial resources necessary to achieve closure are in place and are protected. These arrangements, and any changes to them, are subject to the approval of the regulatory body or other government authority.

5.2 Zuständige Behörde

Die zuständige Behörde

(5.43) prüft, ob der vom Antragsteller vorgeschlagene Entwicklungsprozess des Endlagersystems dem Optimierungsgebot Rechnung trägt.

(5.44) definiert im Zusammenwirken mit dem Antragsteller die Schrittfolge und Haltepunkte (Kapitel 5.1), zu denen das Projekt und die darin gewonnenen Erkenntnisse im Hinblick auf das Projektziel bewertet und Entscheidungen über

den weiteren Projektverlauf getroffen werden.

(5.45) prüft die zu den jeweiligen Verfahrensschritten vom Antragsteller vorgeschlagenen Entscheidungen über zu verfolgende Optimierungsoptionen sowie die umfassenden Sicherheitsnachweise im Hinblick auf die geforderte Sicherheit und das zu erreichende Projektziel und trifft die erforderlichen Entscheidungen (Genehmigungen).

(5.46) hat Sorge dafür zu tragen, dass die zur Bewältigung ihrer Aufgaben erforderlichen Kompetenzen jederzeit verfügbar sind.

(5.47) betreibt zur Erfüllung ihrer Aufgaben eine vom Antragsteller unabhängige Forschung zur Endlagersicherheit.

(5.48) hat Maßnahmen zu ergreifen, damit das Wissen über die Existenz des Endlagers bei beabsichtigten Tätigkeiten am Standort zur Kenntnis gelangt.

Materialien zur Begründung

Anmerkung der GRS:

Die oben aufgeführten internationalen Regeln und Empfehlungen sind in Gänze anzuziehen. Exemplarisch wird hier die ICRP aufgenommen. Die GRS hat mit den hier formulierten Anforderungen an die zuständige Behörde die Mindestanforderungen aufgenommen. Eine umfassende Konkretisierung sollte in einer Leitlinie erfolgen.

- **ICRP DRAFT: Optimisation (2006)**

Insbesondere:

5. The Application of Optimisation in Operation and Regulation

(57) Within the system of radiological protection both the operators and the appropriate national authority have responsibilities for applying the optimisation principle. The implementation of the process of optimisation of protection is the responsibility of the operating management, subject to the requirements of the authority.

(58) This is the case for all controllable sources and exposure situations: planned, emergency and controllable existing. It should be noted, however, that the notions of “operating management” and “competent national authorities” should be interpreted broadly in these three situations, more along the lines of “implementing organisation” and “decision maker”.

(59) An active safety culture supports the successful application of optimisation and both operational management and authority have essential roles in ensuring that an effective safety culture is developed and maintained. In particular, authority should encourage the operational management to develop a ‘safety

culture' within their organisations. Such a safety culture should also exist within the authority.

(60) Operating management makes decisions regarding the design, organisation, and ongoing implementation of the optimisation process. The authority pro-motes and may require optimisation as a way to reach the level at which licence to operate, if any, can be granted. They may also verify that optimisation of radiological protection is effectively implemented during operation. The burden of proof of this implementation rests with operating management. The decision to authorise an exposure-causing activity, or the implementation of exposure-reducing measures and their implied residual doses rests with the authority. In some cases, work is planned, assigned, performed, and overseen by others who are not under the direct control of the operating management. In such circumstances, any sharing of responsibility for optimisation should be clearly documented and fully understood by all parties.

(61) Operating management should develop and provide internal policies, priorities, rules, procedures and quality assurance programmes to ensure the existence of a solid safety culture at all levels of management and staff. In this context, the objective of operating management is to prevent accidents, manage the probability of potential exposures, and keep worker and public exposures as low as reasonably achievable, social and economic factors being taken in

(62) All aspects of optimisation cannot be codified; optimisation is more an obligation of means than of results. Except in cases of regulatory violation, it is not the role of the authority to focus on specific outcomes for a particular situation, but rather on processes, procedures and judgements. A strong dialogue must be established between the authority and the operating management. The regulation should provide guidelines designed to build such a dialogue. The success of the optimisation process will depend strongly on the quality of this dialogue.

6 Sicherheitskonzept

(6.1) Zentrale Sicherheitsfunktion des Endlagersystems in allen Phasen der Endlagerentwicklung ist die Isolation der hochradioaktiven Abfälle.

(6.2) Zur Isolation der hochradioaktiven Abfälle ist ein Sicherheitskonzept nach Stand von Wissenschaft und Technik zu konzipieren und zu realisieren, welches die Einhaltung der Sicherheitsprinzipien und der Schutzziele für alle Phasen der Endlagerentwicklung gewährleistet.

Materialien zur Begründung

- **AkEnd (2002)**

2.1.4 Endlagerung in tiefen geologischen Formationen

Abs. 1:

Als wichtige Vorgabe für die Arbeit des AkEnd wurde vom BMU festgelegt, dass in Deutschland alle Arten von radioaktiven Abfällen in tiefen geologischen Formationen endgelagert werden sollen. Die Endlagerung an einem mit Sorgfalt ausgesuchten und untersuchten Standort in tiefen geologischen Formationen soll gewährleisten, dass die Abfälle für sehr lange Zeiträume von der Biosphäre isoliert werden. Die Endlagerung der Abfälle soll wartungsfrei und mit geringem Aufwand an Kontrolle sichergestellt werden. Wegen der Tiefe und des damit großen Abstands der endgelagerten Abfälle zur Biosphäre können gesellschaftliche Veränderungen, Änderungen der oberflächennahen Nutzung des Standortes oder klimatische Veränderungen die Isolation der Abfälle nicht gefährden. Somit fallen nach Einrichtung und Verschluss des Endlagers für nachfolgende Generationen keine unzumutbaren Lasten an.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

The concept of geological disposal

1.4. Concentrating and containing radioactive waste and isolating it from the biosphere is the accepted strategy for its management [1]. Containment can be provided by a number of means, including containment by the waste form itself, waste packaging, backfill materials and the host geology. The depth of disposal and the characteristics of the host geological environment generally provide for isolation of the waste from the biosphere. The disposal of highly concentrated and long lived waste in a solid form in a geological disposal facility provides a high degree of containment of such waste and the necessary degree of isolation of the waste from the accessible environment. As such it is widely considered to be an appropriate method for the disposal of such waste as the final step in its management in this strategy.

1.6.....

Abs. 2

The aim of geological disposal is not to provide a guarantee of absolute and complete containment and isolation of the waste for all time.

- **NEA: Safety Case (2004)**

(i) The safety strategy

The safety strategy is the high-level approach adopted for achieving safe disposal, and includes an overall management strategy, a siting and design strategy and an assessment strategy. All national programmes aim at management strategies that accord with good management and engineering principles and practice. This includes maintaining sufficient flexibility within a step-wise planning and implementation process to cope with unexpected site features or technical difficulties and uncertainties that may be encountered, as well as to take advantage of advances in scientific understanding and engineering techniques. The siting and design strategy is generally based on principles that favour robustness and minimise uncertainty including the use of the multi-barrier concept. The assessment strategy must ensure that safety assessments capture, describe and analyse uncertainties that are relevant to safety, and investigate their effects.

(6.3) Das Sicherheitskonzept muss alle folgenden Anforderungen erfüllen, so dass die Sicherheit während der Betriebsphase sowie in der Phase nach Verschluss des Endlagers erreicht wird.

6.1 Grundanforderungen

(6.4) Zur sicheren Einhaltung der Schutzziele in der Phase nach Verschluss des Endlagers müssen die hochradioaktiven Abfälle in einem Endlagersystem dauerhaft und wartungsfrei isoliert werden.

Materialien zur Begründung:

- **NEA: COLLECTIVE OPINION (1995)**

The Geological Disposal Strategy for Radioactive Wastes

Abs. 1:

There is today a broad international consensus on the technical merits of the disposal of long-lived radioactive wastes in deep and stable geological formations. Through a system of multiple containment barriers, this strategy would isolate the wastes from the biosphere for extremely long periods of time, ensure that residual radioactive substances reaching the biosphere after many thou-

sands of years would be at concentrations insignificant compared for example with the natural background of radioactivity, and render the risk from inadvertent human intrusion acceptably small. Such a final disposal solution would be essentially passive and permanent, with no requirement for further intervention or institutional control by humans, although it may be assumed that siting records and routine surveillance would in practice be maintained for many years if society evolves in a stable manner.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Appendix

ASSURANCE OF COMPLIANCE WITH THE SAFETY OBJECTIVE AND CRITERIA

A.1. A well designed and located geological disposal facility will provide a high level of assurance that radiological impacts in the post-closure period will be low, both in absolute terms and in comparison with the impacts expected from any other options for waste management that are available at present. A host geological formation and site will be identified that provide favourable conditions for isolation of the waste from the biosphere and the preservation of the engineered barriers (e.g. low groundwater flow and a favourable geochemical environment over the long term). The geological disposal facility will be designed with account taken of the characteristics offered by the host geological formation and site so as to optimize protection and not exceed the dose and/or risk constraints. The geological disposal facility will then be developed according to the assessed design so that the assumed safety characteristics of both the engineered and the natural barriers are realized.

SAFETY DESIGN PRINCIPLES

3.25. Geological disposal facilities are designed to contain the radionuclides associated with the radioactive waste and to isolate them from the biosphere. The various components of the geological disposal system contribute to fulfilling these safety functions in different ways over different timescales. Requirements are established in this section to ensure that there is adequate defence in depth so that safety is not unduly dependent on the fulfilment of a single safety function. This is achieved by demonstrating that the individual safety functions are robust and that the performance of the various physical barriers and their safety functions can be relied upon, as assumed in the safety case and the supporting safety assessments. It is the responsibility of the operator to demonstrate the following design requirements to the satisfaction of the regulator.

- **ICRP 81 (1998)**

2.2. Technical Options

(15) Options for the disposal of solid radioactive waste usually rely on multiple engineered and natural barriers, the combination of which is referred to as disposal system. The overall performance of the disposal system relies on prevention or retardation of radionuclide migration to the environment accessible to man through the combined and/or complementary performance of the various barriers.

(16) The choice between disposal options involves consideration of the waste's radiological hazard, the time-scale over which the waste will be hazardous, the volume of waste, as well as economic and social factors. The following disposal

options are currently favoured or have been considered.

.....

- *Disposal in deep geologic formations* has the potential to provide a very long period of isolation from the accessible environment and a greatly reduced possibility of inadvertent human intrusion if proper characteristics are selected for both the natural and the engineered barriers within the disposal system. Salt formations, granite, clay, basalt, and volcanic tuff have all received attention, so far, as potentially suitable geologic formations.

.....

4.5. Technical and managerial principles

(66) Key among these principles is the concept of defence in depth which provides for successive passive safety measures which enhance confidence that the disposal system is robust and has an adequate margin of safety. Defence in depth is primarily applied in waste disposal by using multiple barriers that provide a combination of different lines of defence against potential challenges to the safety of the disposal system.

(6.5) Die vollständige und zuverlässige Isolation der hochradioaktiven Abfälle in einem Endlagersystem ist maßgeblich durch den einschlusswirksamen Gebirgsbereich im Verbund mit den Verschlussbauwerken des Endlagers sicherzustellen.

Materialien zur Begründung:

- **AkEnd (2002)**

4.1.1 Grundlagen und Definitionen

Einschlusswirksamer Gebirgsbereich: Teil der geologischen Barrieren, der bei normaler Entwicklung des Endlagers für den Isolationszeitraum - im Zusammenwirken mit technischen und geotechnischen Barrieren - den Einschluss der Abfälle sicherstellen muss.

(6.6) Der einschlusswirksame Gebirgsbereich sowie der Verschluss müssen über Eigenschaften derart verfügen, dass die Isolation über einen Zeitraum von mindestens einer Million Jahren sichergestellt werden kann. Damit kann von der Erreichung der Ziele zum Schutz von Mensch und Umwelt ausgegangen werden, auch wenn sich die Entwicklungen von Biosphäre, Mensch und Gesellschaft über diese Zeiträume nicht prognostizieren lassen und demzufolge auch eine Nachweisführung mittels der Ableitung von Bewertungsgrößen für radiologische Konsequenzen (Dosis, Risiko) an Grenzen stößt.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Appendix

ASSURANCE OF COMPLIANCE WITH THE SAFETY OBJECTIVE AND CRITERIA

A.1. A well designed and located geological disposal facility will provide a high level of assurance that radiological impacts in the post-closure period will be low, both in absolute terms and in comparison with the impacts expected from any other options for waste management that are available at present. A host geological formation and site will be identified that provide favourable conditions for isolation of the waste from the biosphere and the preservation of the engineered barriers (e.g. low groundwater flow and a favourable geochemical environment over the long term). The geological disposal facility will be designed with account taken of the characteristics offered by the host geological formation and site so as to optimize protection and not exceed the dose and/or risk constraints. The geological disposal facility will then be developed according to the assessed design so that the assumed safety characteristics of both the engineered and the natural barriers are realized.

SAFETY DESIGN PRINCIPLES

3.25. Geological disposal facilities are designed to contain the radionuclides associated with the radioactive waste and to isolate them from the biosphere. The various components of the geological disposal system contribute to fulfilling these safety functions in different ways over different timescales. Requirements are established in this section to ensure that there is adequate defence in depth so that safety is not unduly dependent on the fulfilment of a single safety function. This is achieved by demonstrating that the individual safety functions are robust and that the performance of the various physical barriers and their safety functions can be relied upon, as assumed in the safety case and the supporting safety assessments. It is the responsibility of the operator to demonstrate the following design requirements to the satisfaction of the regulator.

Requirements for multiple safety functions

3.26. The natural and engineered barriers shall be selected and designed so as to ensure that post-closure safety is provided by means of multiple safety functions. That is, safety shall be provided by means of multiple barriers whose performance is achieved by diverse physical and chemical processes. The overall performance of the geological disposal system shall not be unduly dependent on a single barrier or function.

3.27. A barrier means a physical entity, such as the waste form, the packaging, the backfill or the host geological formation. A safety function may be provided by means of a physical or chemical property or process that contributes to safety, such as: impermeability to fluids; limited corrosion, dissolution, leach rate and solubility; and retention. The presence of multiple barriers and safety functions enhances both safety and confidence in safety by ensuring that the overall performance of the geological disposal system is not unduly dependent on a single barrier or safety function. The presence of multiple barriers and safety functions provides assurance that, even if a barrier or safety feature does not perform fully as expected (e.g. owing to an unexpected process or an unlikely event), a sufficient margin of safety will remain.

3.28. The barriers and their functions are complementary and work in combination. The performance of a geological disposal system is thus dependent on different barriers and safety functions, which act over different time periods. The safety case explains and justifies the functions provided by each barrier and identifies the time periods over which they are expected to perform their various safety functions and also the alternative or additional safety functions that operate if a barrier does not fully perform.

Requirements concerning containment

3.29. The engineered barriers, including the waste form and packaging, shall be so designed, and the host geological formation shall be so selected, as to provide containment of the waste during the period when the waste produces heat energy in amounts that could adversely affect the containment, and when radioactive decay has not yet significantly reduced the hazard posed by the waste.

3.30. Containment of waste implies designing for the minimal release of radionuclides. Releases of gaseous radionuclides and of small fractions of other highly mobile species from waste of some types may be inevitable. Such releases will nevertheless be demonstrated to be acceptable by the safety assessment. The containment may be provided both by the characteristics of the waste form and the packaging and by the characteristics of the other engineered barriers and the host geological formation, which, for example, prevent the access of water to the packages and protect their physical integrity. The containment of the radionuclides in the waste form and packaging over an initial period of several hundreds to thousands of years ensures that the majority of shorter lived radionuclides decay in situ. It also ensures that any migration of radionuclides occurs only after the heat produced by radioactive decay has substantially decreased and a more stable physical and chemical environment has developed.

3.31. Containment is most important for the most highly concentrated radioactive waste such as spent nuclear fuel and vitrified waste from fuel reprocessing. Attention is also given to the durability of the waste form and to emplacing the most highly concentrated waste in containers that are designed to remain intact for a long enough period of time for most of the shorter lived radionuclides to decay and for the associated heat generation to decrease substantially. Such containment may not be practicable or necessary for lower activity long lived waste. The containment capability of the waste package is demonstrated by means of a safety assessment to be appropriate for the waste type and the overall geological disposal system.

Requirements for isolation of waste

3.32. The geological disposal facility shall be sited in a geological formation and at a depth that provide isolation of the waste from the biosphere and from humans over the long term, for at least several thousand years, with account taken of both the natural evolution of the geological disposal system and events that could disturb the facility.

3.33. Isolation means retaining the waste and its associated hazard away from the biosphere in a disposal environment that provides substantial physical separation from the biosphere, making human access to the waste difficult without special technical capabilities and that provides for a very slow mobility of most of the long lived radionuclides. Isolation is an inherent feature of geological disposal.

3.34. Location in a stable geological formation provides protection of the geological disposal facility from the effects of geomorphological processes such as

erosion and glaciation. Location away from known areas of underground mineral resources is desirable to reduce the likelihood of inadvertent disturbance of the geological disposal facility and to avoid resources being made unavailable for exploitation.

3.35. Over time periods of several thousand years or more, the migration of a fraction of the longer lived and more mobile radionuclides from the waste in a geological disposal facility may be inevitable. The safety criteria to apply in assessing such possible releases are set out in Section 2. Care needs to be exercised in using the criteria beyond the time where the uncertainties become so large that these criteria may no longer serve as a reasonable basis for decision making. For such long times after closure, indicators of safety other than dose or individual risk may be appropriate, and their use should be considered.

- **IAEA: DS 354 (2006)**

Requirement 9: Isolation

3.35. The disposal facility shall be sited in a host environment depth that provide isolation of the waste from the biosphere and from humans over time period of several hundreds of years for short lived waste and at least several thousand years for high level waste, with account taken of both the natural evolution of the disposal system and disturbing events.

3.36. Isolation means keeping the waste and its associated hazard away from the biosphere in a disposal environment that provides substantial separation from the accessible biosphere, making human access to the waste difficult without violation of institutional controls for near surface disposal and the use of special technical capabilities for deep disposal, and that provides for a very slow mobility of most of the long lived radionuclides from the facility. Isolation is an inherent feature of geological disposal.

(6.7) Das Endlagersystem muss robust sein im Hinblick auf seine zentrale Sicherheitsfunktion, d. h. die Sensitivität gegenüber Einfluss nehmenden Ereignissen und Prozessen sowie gegenüber Unsicherheiten muss klein sein.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY DESIGN PRINCIPLES

3.25. Geological disposal facilities are designed to contain the radionuclides associated with the radioactive waste and to isolate them from the biosphere. The various components of the geological disposal system contribute to fulfilling these safety functions in different ways over different timescales. Requirements are established in this section to ensure that there is adequate defence in depth so that safety is not unduly dependent on the fulfilment of a single safety function. This is achieved by demonstrating that the individual safety functions are robust and that the performance of the various physical barriers and their safety functions can be relied upon, as assumed in the safety case and the supporting

safety assessments. It is the responsibility of the operator to demonstrate the following design requirements to the satisfaction of the regulator.

- **NEA: SAFETY CASE (2004)**

EXECUTIVE SUMMARY

Elements for documenting the safety case

(i) The safety strategy

The safety strategy is the high-level approach adopted for achieving safe disposal, and includes an overall management strategy, a siting and design strategy and an assessment strategy. All national programmes aim at management strategies that accord with good management and engineering principles and practice. This includes maintaining sufficient flexibility within a step-wise planning and implementation process to cope with unexpected site features or technical difficulties and uncertainties that may be encountered, as well as to take advantage of advances in scientific understanding and engineering techniques. The siting and design strategy is generally based on principles that favour robustness and minimise uncertainty including the use of the multi-barrier concept. The assessment strategy must ensure that safety assessments capture, describe and analyse uncertainties that are relevant to safety, and investigate their effects.

(iii) Evidence, analyses and arguments

Most national regulations give safety criteria in terms of dose and/or risk, and the evaluation of these indicators, using either mathematical analyses or more qualitative arguments, for a range of evolution scenarios for the disposal system, appears prominently in all safety cases that are intended for regulatory review. Robustness of the safety case is, however, strengthened by the use of multiple lines of evidence leading to complementary safety arguments that can compensate for shortcomings in any single argument. Complementary types of evidence and arguments in support of a case for safety include general evidence for the strength of geological disposal as a waste management option, evidence for the intrinsic quality of the site and design, safety indicators complementary to dose and risk, and arguments for the adequacy of the strategy to address and manage uncertainties and open questions.

2.4 General considerations in the presentation of a safety case

Purpose and context of a safety case

The adequacy of the safety case has to be judged in the context of the stage reached in the process of planning and implementing a repository, and any forthcoming decisions that must be taken. The description of the purpose and context of the safety case should include:

- the stage in the process currently reached;
- how the required attributes of the geological setting of the repository will be tested or confirmed;
- how the feasibility of the manufacture or construction of the engineered barrier system will be achieved;
- how the repository will be constructed, operated and closed; and
- how these procedures will be controlled, as well as programmatic and practical factors that constrain the way this process proceeds.

It also may be advisable to describe the key decisions that have already been taken or must be taken in future, and actions that will follow from positive decisions, and the responsibilities of different organisations within the decisionmak-

ing process.

3.2 Informing principles

The precautionary principle

The safety strategy may differ between national programmes, according, for example, to the types and amounts of waste to be disposed and the potential host rocks and geological environments that are available, as well as various national preferences and choices. All national programmes, however, aim at strategies that accord with good management, siting, and engineering principles and practices, including the principle of “precaution”, which is understood to mean “erring on the side of caution”. In accordance with the precautionary principle:

- a siting and design strategy are adopted that aims at developing a reliable and robust system – robust systems are characterised by a lack of complex, poorly understood or difficult to characterise features and phenomena, ease of quality control and an absence of, or relative insensitivity to, detrimental phenomena arising either internally within the repository and host rock, or externally in the form of geological and climatic phenomena, and uncertainties with the potential to compromise safety; and

.....

(6.8) Das Endlagersystem muss die Sicherheit durch ein System gestaffelter Abwehrmaßnahmen mit ihren Sicherheitsfunktionen sowohl für die Betriebsphase als auch in der Phase nach dem Verschluss des Endlagers gewährleisten. Im Hinblick auf realistischere anzunehmende Veränderungen muss das System von Sicherheitsfunktionen insgesamt ausreichende Sicherheitsreserven aufweisen.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)**

Defence in depth

2.35. A multilayer (defence in depth) system of provisions for protection and safety commensurate with the magnitude and likelihood of the potential exposures involved shall be applied to sources such that a failure at one layer is compensated for or corrected by subsequent layers, for the purposes of:

- (a) preventing accidents that may cause exposure;
- (b) mitigating the consequences of any such accident that does occur; and
- (c) restoring sources to safe conditions after any such accident.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY DESIGN PRINCIPLES

3.25. Geological disposal facilities are designed to contain the radionuclides associated with the radioactive waste and to isolate them from the biosphere. The various components of the geological disposal system contribute to fulfilling

these safety functions in different ways over different timescales. Requirements are established in this section to ensure that there is adequate defence in depth so that safety is not unduly dependent on the fulfilment of a single safety function. This is achieved by demonstrating that the individual safety functions are robust and that the performance of the various physical barriers and their safety functions can be relied upon, as assumed in the safety case and the supporting safety assessments. It is the responsibility of the operator to demonstrate the following design requirements to the satisfaction of the regulator.

- **ICRP 81 (1998)**

4.5. Technical and managerial principles

(66) Key among these principles is the concept of defence in depth which provides for successive passive safety measures which enhance confidence that the disposal system is robust and has an adequate margin of safety. Defence in depth is primarily applied in waste disposal by using multiple barriers that provide a combination of different lines of defence against potential challenges to the safety of the disposal system.

(6.9) Der Planung und Auslegung des Endlagers müssen Art, Menge und Eigenschaften der einzulagernden hochradioaktiven Abfälle zugrunde liegen. Es sind die sicherheitsrelevanten Eigenschaften, insbesondere die Aktivität sicherheitsrelevanter Radionuklide, festzulegen.

(6.10) Der Auslegung des Endlagersystems müssen standortspezifische Sicherheits- und Sensitivitätsanalysen zugrunde liegen. Mit Hilfe der Sicherheitsanalysen sollen Anforderungen an Komponenten und Teilsysteme erkannt und festgelegt werden.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.48. Safety assessments analyse the performance of the geological disposal system under the expected and less likely evolutions and events, which can be outside the designed performance range of the geological disposal facility. A judgement of what is to be considered as the expected evolution and less likely evolution will be discussed by the regulatory body and the operator. Sensitivity analyses and uncertainty analyses will be undertaken to obtain an understanding of the performance of the geological disposal system and its components under a range of evolutions and events. The consequences of unexpected events and processes may be explored to test the robustness of the geological disposal system. In particular, the resilience of the geological disposal system is

assessed. Quantitative analyses are undertaken, at least over the time period for which regulatory compliance is required, but the results from detailed models of safety assessments are likely to be more uncertain for time periods in the far future. For such timeframes, arguments may be needed to illustrate safety, on the basis, for example, of complementary safety indicators, such as concentrations and fluxes of naturally occurring radionuclides and bounding analyses.

- **ICRP 81 (1998)**

2.3. Radiological assessment

(21) Site specific assessments are essential in order to evaluate the radiological consequences of waste disposal. They are also necessary to understand, describe, quantify, and optimise the role of the different barriers of the disposal system and its subsystems. Assessments consider a number of scenarios where a scenario is defined as one possible combination of specified processes affecting the disposal system that could lead to radiological consequences. Typically, an assessment consists of the following elements, which are usually dealt with in an iterative manner: system understanding, scenario analysis, development of conceptual and detailed system models, consequence analysis, uncertainty and sensitivity analysis, and interpretation of the calculated results. An integrated assessment will evaluate the expected system evolution as well as less likely system evolutions including those caused by disruptive events of natural origin or as a result of human intrusion.

- **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

1. Einführung

Abs. 4:

.....Die erforderliche Sicherheit eines Endlagerbergwerks in einer geologischen Formation muß daher durch eine standortspezifische Sicherheitsanalyse nachgewiesen werden, die dem Gesamtsystem geologische Verhältnisse, Endlagerbergwerk und Abfallprodukte/-gebände Rechnung trägt.

5.2 Sicherheitsanalysen

Störfallszenarien sind im einzelnen zu begründen und in ihren Randbedingungen festzulegen. Auf der Basis dieser Störfallbetrachtungen sind standortspezifische Sicherheitsanalysen nach naturwissenschaftlichen Methoden durchzuführen. Für die Sicherheitsanalysen werden Teilsysteme und Ereignisabläufe im Gesamtsystem durch geeignete Modelle auf der Basis ausreichend konservativer Annahmen nachgebildet.

Mögliche Schwachstellen sind auf diese Weise zu identifizieren. Bei der Analyse des Gesamtsystems können eventuelle Schwachstellen in einem Teilsystem durch entsprechende vorbeugende Maßnahmen oder verbesserte Ausgestaltung anderer Teilsysteme ausgeglichen werden.

Solche Sicherheitsanalysen sind sowohl für die Betriebs- und die Stilllegungsphase als auch für die Zeit nach der Stilllegung eines Endlagerbergwerkes erforderlich. Dabei sind gegebenenfalls mögliche Transportvorgänge von Radionukliden in die Biosphäre nach der Einlagerungsphase zu berücksichtigen.

(6.11) Im Sicherheitskonzept ist darzulegen und zu begründen, welche Betriebsstörungen und Störfälle im Endlager auftreten können. Die Entscheidung, welche Ereignisse als Auslegungsstörfälle im Sinne des § 49 StrISchV zu bewerten sind, hat sich insbesondere an den Ergebnissen der Sicherheitsanalyse und an den Auswirkungen in der Umgebung des Endlagers zu orientieren. Es ist darzulegen, gegen welche Störfälle das Endlagersystem ausgelegt ist. Menschliches Fehlverhalten ist bei der Analyse der Störfallmöglichkeiten zu berücksichtigen.

Materialien zur Begründung:

• **IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)**

Optimization of protection and safety

2.24. In relation to exposures from any particular source within a practice, except for therapeutic medical exposures, protection and safety shall be optimized in order that the magnitude of individual doses, the number of people exposed and the likelihood of incurring exposures all be kept as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account, within the restriction that the doses to individuals delivered by the source be subject to dose constraints.

2.25. The process of optimization of protection and safety measures may range from intuitive qualitative analyses to quantitative analyses using decision aiding techniques, but shall be sufficient to take all relevant factors into account in a coherent way so as to contribute to achieving the following objectives:

(a) to determine optimized protection and safety measures for the prevailing circumstances, with account taken of the available protection and safety options as well as the nature, magnitude and likelihood of exposures; and

(b) to establish criteria, on the basis of the results of the optimization, for the restriction of the magnitudes of exposures and of their probabilities by means of measures for preventing accidents and mitigating their consequences.

Human factors

2.30. Provision shall be made for reducing as far as practicable the contribution of human error to accidents and other events that could give rise to exposures, by ensuring that:

(a) all personnel on whom protection and safety depend be appropriately trained and qualified so that they understand their responsibilities and perform their duties with appropriate judgement and according to defined procedures;

(b) sound ergonomic principles be followed as appropriate in designing equipment and operating procedures, so as to facilitate the safe operation or use of equipment, to minimize the possibility that operating errors will lead to accidents, and to reduce the possibility of misinterpreting indications of normal and abnormal conditions; and (c) appropriate equipment, safety systems, and procedural requirements be provided and other necessary provisions be made:

(i) to reduce, as far as practicable, the possibility that human error will lead to inadvertent or unintentional exposure of any person;

(ii) to provide means for detecting human errors and for correcting or compensating for them; and

(iii) to facilitate intervention in the event of failure of safety systems or of other

protective measures.

Good engineering practice

2.36. As applicable, the siting, location, design, construction, assembly, commissioning, operation, maintenance and decommissioning of sources within practices shall be based on sound engineering which shall, as appropriate:

- (a) take account of approved codes and standards and other appropriately documented instruments;
- (b) be supported by reliable managerial and organizational features, with the aim of ensuring protection and safety throughout the life of the sources;
- (c) include sufficient safety margins for the design and construction of the sources, and for operations involving the sources, such as to ensure reliable performance during normal operation, taking into account quality, redundancy and inspectability, with emphasis on preventing accidents, mitigating their consequences and restricting any future exposures; and
- (d) take account of relevant developments in technical criteria, as well as the results of any relevant research on protection or safety and lessons from experience.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

RADIOLOGICAL PROTECTION DURING THE OPERATIONAL PERIOD

2.8. The optimization of protection (that is, ensuring that radiation doses are as low as reasonably achievable) is required to be considered in the design of the geological disposal facility and in the planning of operations above and below the ground [4]. Relevant considerations include: the separation of mining and construction activities from waste emplacement activities; the use of remote handling equipment and shielded equipment for waste emplacement, when necessary; the control of the working environment, reducing the potential for accidents and their consequences; and the minimization of maintenance needs in supervised and controlled areas. Contamination is required to be controlled and avoided to the extent possible [4].

2.9. No releases, or only very minor releases, of radionuclides (such as small amounts of gaseous radionuclides) and no significant doses to members of the public may be expected during the normal operation of a geological disposal facility. Even in the event of accidents involving the breach of a waste package, releases are unlikely to have an impact outside the facility. This will need to be confirmed by means of a safety assessment (see the requirements concerning the safety case and safety assessments, para. 3.42); relevant considerations include the waste form (the packaging and the radionuclide content of the waste), the control of contamination on waste packages and equipment, and the monitoring and control of the ventilation exhaust air and the drainage water from the geological disposal facility.

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.46. The safety case for a geological disposal facility addresses both operational safety and post-closure safety. All aspects of operation relevant to radiation safety are considered, including underground development work, waste emplacement, and backfilling, sealing and closing operations. Consideration is given to both occupational exposure and public exposure resulting from normal operations, which includes operational occurrences anticipated to occur over the operating lifetime of the geological disposal facility. Accidents of a lesser frequency but with significant radiological consequences — that is, accidents

that could give rise to radiation doses over the short term in excess of annual dose limits (see Section 2) — are considered with regard to both their likelihood of occurrence and the magnitude of possible radiation doses. The adequacy of the design and operational features is also evaluated.

- **WENRA (2005)**

2.1. Safety issue: Verification and improvement of design

SA-52: Radiological and other technical acceptance criteria shall be assigned to each plant condition (typically normal operation, anticipated operational occurrences, design basis accidents, additional failure assumptions).

SA-53: Consideration shall be given to the performance of the plant in specified accidents beyond the design basis, including a selection of severe accidents, to determine those sequences for which reasonable practicable preventive or mitigatory measures can be identified.

SA-54: Consideration shall be given, in the same manner as in SA-48, to combination of postulated initiating events with internal and external hazards.

SA-57: The design basis shall specify the necessary capabilities of the plant to cope with a specified range of plant states within the defined radiological protection requirements. The design basis shall include normal operation, anticipated operational occurrences and design bases accidents from Postulated Initiating Events (PIEs), the safety classification, important assumptions and, in some cases, the particular methods of analysis.

(6.12) Ereignisse, die wegen ihrer geringen Eintrittshäufigkeit nicht als Auslegungstörfälle einzustufen sind, sind zu bewerten und gegebenenfalls Maßnahmen zur Verringerung ihrer Eintrittswahrscheinlichkeit und der Auswirkungen vorzuschlagen.

(6.13) Komponenten, die eine Sicherheitsfunktion im Endlagersystem ausüben, für die jedoch keine anerkannten Regeln der Technik vorliegen, müssen erprobt werden. Sofern eine Erprobung nicht realisierbar ist, müssen die Tauglichkeit technisch wissenschaftlich begründet und entsprechende Sicherheitsreserven vorgesehen werden.

Materialien zur Begründung:

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 14

Auslegung und Bau von Anlagen

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen,

.....

iv) daß sich die bei der Auslegung und dem Bau einer Anlage zur Behandlung radioaktiver Abfälle eingesetzten Techniken auf Erfahrung, Erprobung oder Analyse stützen.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for geological disposal facility design

3.59. A geological disposal facility is expected to perform over much longer time periods than those usually considered in engineering applications. Investigation of the ways in which analogous natural materials have behaved in geological settings in nature, or how ancient artefacts and human made constructions have behaved over time, may contribute to confidence in the assessment of long term performance. Demonstration of the feasibility of fabrication of waste containers and of the construction of engineered barriers and their features, for example in underground laboratories, is important to generate confidence that an adequate level of performance can be achieved.

- **IAEA: Draft 337 (2005)**

DEVELOPING PROCESSES

5.4. The best approach to develop a waste management strategy is to consider the entire process by which waste is generated in the first place, as well as its subsequent treatment, storage and disposal. By this means an integrated overall process will be developed. The development of detailed processes for managing waste should be associated with the safety assessment process, and the design-assessment pair of processes should be iterative, e.g.:

- Tentative waste product specifications are developed when first conceiving the entire sequence of waste management activities;
- The level of safety and environmental protection provided by various assumed potential combinations of processes, waste products and facility characteristics is assessed;
- The feasibility of implementing the various designs is evaluated;
- A revised set of assumptions is input into a new safety assessment.

(6.14) Die dem Sicherheitskonzept zugrunde liegenden technischen Barrieren sind im Hinblick auf die an sie gestellten Anforderungen zu charakterisieren. Die Umsetzung der Anforderungen ist darzulegen.

(6.15) Die Sicherheitsfunktionen der technischen Barrieren sind in einer Langzeitprognose unter Berücksichtigung der in der geologischen Langzeitprognose (Kapitel 6.2) ermittelten möglichen Entwicklungen des geologischen Barrierensystems zu beschreiben und zu bewerten. Es ist darzulegen, dass die Sicherheitsfunktionen der technischen Barrieren über die jeweils geforderten Zeiträume wirksam sind.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for multiple safety functions

3.26. The natural and engineered barriers shall be selected and designed so as to ensure that post-closure safety is provided by means of multiple safety functions. That is, safety shall be provided by means of multiple barriers whose performance is achieved by diverse physical and chemical processes. The overall performance of the geological disposal system shall not be unduly dependent on a single barrier or function.

Requirements concerning containment

3.29. The engineered barriers, including the waste form and packaging, shall be so designed, and the host geological formation shall be so selected, as to provide containment of the waste during the period when the waste produces heat energy in amounts that could adversely affect the containment, and when radioactive decay has not yet significantly reduced the hazard posed by the waste.

3.30. Containment of waste implies designing for the minimal release of radionuclides. Releases of gaseous radionuclides and of small fractions of other highly mobile species from waste of some types may be inevitable. Such releases will nevertheless be demonstrated to be acceptable by the safety assessment. The containment may be provided both by the characteristics of the waste form and the packaging and by the characteristics of the other engineered barriers and the host geological formation, which, for example, prevent the access of water to the packages and protect their physical integrity. The containment of the radionuclides in the waste form and packaging over an initial period of several hundreds to thousands of years ensures that the majority of shorter lived radionuclides decay in situ. It also ensures that any migration of radionuclides occurs only after the heat produced by radioactive decay has substantially decreased and a more stable physical and chemical environment has developed.

- **ICRP 81 (1998)**

Demonstration of compliance with radiological criteria

(76) Demonstration that radiological protection criteria will be met in the future is not as simple as straightforward comparison of estimated doses/risks with the constraints. Proof that the disposal system satisfies criteria cannot be absolute because of the inherent uncertainties, especially in understanding the evolution of the geologic setting, biosphere, and engineered barriers over the long term. Adequate assessments should be scientifically sound, accommodate reasonable conceptual understandings of system behaviour, use stylised approaches and reasonably conservative assumptions as appropriate, and typically be peer reviewed by consulting experts. These assessments should also address the remaining uncertainties by means of suitable presentations of their results (e.g. as ranges of numbers or bounding estimates). Thus, a decision on the acceptability of a disposal system should be based on reasonable assurance rather than on an absolute demonstration of compliance.

(6.16) Die Unterkritikalität der eingelagerten hochradioaktiven Stoffe ist für alle Phasen der Endlagerentwicklung sicherzustellen.

Materialien zur Begründung:

- **JOINT CONVENTION (1998)**

Artikel 11

Allgemeine Sicherheitsanforderungen

Jede Vertragspartei trifft die geeigneten Maßnahmen, um sicherzustellen, daß in allen Stufen der Behandlung radioaktiver Abfälle der einzelne, die Gesellschaft und die Umwelt angemessen vor radiologischer und sonstiger Gefährdung geschützt sind.

Zu diesem Zweck trifft jede Vertragspartei die geeigneten Maßnahmen,

i) um sicherzustellen, daß der Kritikalität und der Abführung der während der Behandlung radioaktiver Abfälle entstehenden Restwärme angemessen Rechnung getragen wird;

.....

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for geological disposal facility operation

3.65. Fissile material is managed and emplaced in the geological disposal facility in a configuration that will remain subcritical [19]. This may be achieved by various means, including the appropriate distribution of fissile material during the conditioning of the waste and the proper design of the waste packages. Assessments of the possible evolution of the nuclear criticality hazard after waste emplacement, including in the post-closure period, will be undertaken.

- **WENRA (2005)**

2.1. Safety issue: Verification and improvement of design

SA-61: The plant shall be able to fulfil the fundamental safety functions:

- control of subcriticality,
- prevention of the exposure of operating personal, general public and environment,
- removal of heat,
- confinement of radioactive material, during normal operation, anticipated operational occurrences and design basis accident conditions.

(6.17) Maßnahmen zur Vermeidung menschlicher Tätigkeiten, die das Isolationsvermögen des Endlagersystems nachteilig beeinflussen können, oder zur Verminderung der Auswirkungen dieser Tätigkeiten müssen angemessen auch mit Blick auf den Ressourcenschutz berücksichtigt werden.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY APPROACH

Requirements concerning the importance of safety in the development process

3.17. At each major decision point the implications for safety of the available options for the geological disposal facility are considered and taken into account. Ensuring both operational and post-closure safety is the overriding factor at each decision point. If more than one option is capable of providing the required level of safety, then other factors will also be considered. These factors could include public acceptability, cost, site ownership, and existing infrastructure and transport routes. Consideration will be given to locating the facility away from known underground mineral, geothermal and water resources so as to reduce the risk of human intrusion into the site and the potential for uses of the surrounding area that are in conflict with the facility. Safety is considered at every step in the decision making process to ensure that the geological disposal facility is optimized in the sense discussed in the appendix.

Requirements for isolation of waste

3.33. Isolation means retaining the waste and its associated hazard away from the biosphere in a disposal environment that provides substantial physical separation from the biosphere, making human access to the waste difficult without special technical capabilities, and that provides for a very slow mobility of most of the long lived radionuclides. Isolation is an inherent feature of geological disposal.

- **ICRP 81 (1998)**

4.4.1. General considerations

(51) There are two broad categories of exposure scenarios that have to be considered: natural processes and human intrusion. Optimisation should explore and apply reasonable measures to reduce the probability and/or magnitude of exposures due to natural processes by considering, e.g. seismic properties, retention capability, canister design, and due to inadvertent human intrusions by considering, e.g. presence of natural resources, institutional control measures, selection of repository depth.

(52) Assessed doses and risks to individuals are inputs into the optimisation process. Application of the radiological protection criteria to the two categories of exposure situations, natural processes and human intrusion, is different. In the first category estimates of doses or risks are compared with the dose or risk constraint in order to establish the acceptability of the individual-related exposures. However, when considering the implications of human intrusion, it is not appropriate to apply the Commission's constraint for radioactive waste disposal (ICRP, 1997b). This is because there is little or no scientific basis for predicting the nature or probability of future human actions and also because, by definition, an intrusion event bypasses some or all of the barriers that have been put in place as part of the optimisation of protection.

4.4.3. Radiological criteria applied to human intrusion

(61) Protection from exposures associated with human intrusion is best accomplished by efforts to reduce the possibility of such events. Reasonable meas-

ures should be implemented to warn society of the existence of the disposal facility. These may include siting a disposal facility at depth or incorporating robust design features which make intrusion more difficult, or employing active institutional controls (such as restricting access or monitoring for potential releases) and passive institutional controls (such as records and markers).

(62) Because the occurrence of human intrusion cannot be totally ruled out, the consequences of one or more typical plausible stylised intrusion Scenarios should be considered by the decision-maker to evaluate the resilience of the repository to potential intrusion. In principle, the significance of human intrusion ideally might be assessed using a risk-based approach considering both the probability of intrusion and the associated consequences. However, any projections of the magnitude of intrusion risks are by necessity dependent on assumptions that are made about future human behaviour. Since no scientific basis exists for predicting the nature or probability of future human actions, it is not appropriate to include the probabilities of such events in a quantitative performance assessment that is to be compared with dose or risk constraints.

- **NEA: SAFETY CASE (2004)**

2.2 Safety objectives of a repository

Abs. 1:

Repositories are designed with the primary aim of containing and isolating the waste. Isolation means keeping the major part of the waste and its associated hazard away from the biosphere³, making deliberate human intrusion to the waste difficult without special technical capabilities. The avoidance of locations that may attract inadvertent human intrusion is typically a factor in repository siting. Since complete containment and isolation cannot, in practice, be guaranteed for the whole of the period that the waste presents a potential hazard, a second aim is to ensure that any eventual releases do not present an unacceptable risk. Safety after closure of the repository is provided by the passive protective functions of the geological environment and the engineered barriers placed around the waste, as well as the stability of the waste form itself.

³In this report, biosphere means that part of the environment normally inhabited by or accessible to humans, or used by humans, including groundwater, surface water, the atmosphere, and marine resources.

(6.18) Die Sicherheit des Endlagersystems in der Phase nach Verschluss des Endlagers darf sich nicht auf Wartungs- und/oder Instandhaltungsmaßnahmen nach dem Verschluss abstützen.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

The concept of geological disposal

1.5. Geological disposal facilities are designed to ensure both operational safety and post-closure safety. Operational safety is provided by means of engineered

features and operational controls. Post-closure safety is provided by means of engineered and geological barriers; it does not depend on monitoring or institutional controls after the facility has been closed. That is, the facility is designed to be passively safe. This does not mean that monitoring could not be carried out, if the relevant authorities now or in the future decide to take such action. It is likely that institutional controls would be applied for a period after the closure of a geological disposal facility; for example, to contribute to the social acceptability of the geological disposal facility and for the purposes of nuclear safeguards.

Requirements concerning passive safety

3.18. The operator shall site, design, construct, operate and close the geological disposal facility in such a way that post-closure safety is ensured by passive means and does not depend on actions being taken after the closure of the facility.

- **ICRP 81 (1998)**

4.1. Protection of future generations

(42) It cannot be assumed that future generations will have knowledge of disposals undertaken by the current generation. Therefore, the protection of future generations from the disposal of radioactive waste should be achieved primarily by passive measures at the repository development stage, and should not rely unduly on active measures taken in the future. However, the Commission recognises that institutional controls maintained over a disposal facility after closure may enhance confidence in the safety of the disposal facility particularly by reducing the likelihood of intrusion.

6.2 Anforderungen an den Standort

(6.19) Das Wirtsgestein muss Eigenschaften aufweisen, die das Auffahren eines Endlagerbergwerks erlauben und die sichere Nutzung von untertägigen Hohlräumen unter Berücksichtigung der besonderen Anforderungen an die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle ermöglichen.

(6.20) Das Endlager soll zum Schutz vor den Auswirkungen zukünftiger Standortentwicklungen, wie etwa Eisüberfahrungen oder Hebungen mit Erosion, in einer ausreichenden Tiefe liegen, so dass die Sicherheitsfunktion des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs im Nachweiszeitraum nicht beeinträchtigt wird.

(6.21) Der Standort muss weit von den Bereichen starker tektonischer Aktivitäten bzw. ausgeprägter geothermischer Besonderheiten entfernt sein, so dass das

Isolationsvermögen des Endlagersystems nicht gefährdet wird. Die tektonischen Verhältnisse des Standortes und seiner Umgebung müssen so beschaffen sein, dass geodynamische Ereignisse wie Verwerfungen, Faltungen, seismische Aktivitäten und Vulkanismus entweder nicht mit einer Intensität zu erwarten sind, die das Isolationsvermögen des Endlagersystems gefährdet, oder eine vernachlässigbar geringe Eintrittswahrscheinlichkeit haben.

(6.22) Der Standort muss eine gute Prognostizierbarkeit der langfristigen Entwicklung der Standortverhältnisse und Standorteigenschaften erlauben. Die Dynamik der geologischen Prozesse, denen der Standort heute unterliegt und in der Vergangenheit unterlegen hat, muss soweit überschaubar sein, dass daraus eine geowissenschaftliche Langzeitprognose für den Standort und insbesondere für den einschlusswirksamen Gebirgsbereich im Hinblick auf seine Sicherheitsfunktion für den geforderten Nachweiszeitraum von 1 Million Jahren (Kapitel 7.3.1) abgeleitet werden kann. Dabei muss die geowissenschaftliche Langzeitprognose die möglichen zukünftigen Entwicklungen des geologischen Barrierensystems und seiner Sicherheitsfunktionen aufgrund von inneren und äußeren Ursachen identifizieren, beschreiben und im Hinblick auf die Sicherheit bewerten. Die Beeinflussung des geologischen Barrierensystems und seiner Sicherheitsfunktionen durch die Errichtung des Endlagerbergwerkes sowie durch die Einlagerung von hochradioaktiven Abfällen muss in die Betrachtung mit einbezogen werden.

(6.23) Die geochemischen Verhältnisse im einschlusswirksamen Gebirgsbereich sollen dazu beitragen, die potenzielle Freisetzung von Schadstoffen aus dem Endlager zu begrenzen. Mögliche Mineralreaktionen unter dem Einfluss der vorgesehenen Abfallgebinde sowie der weiteren eingebrachten Stoffe sind dabei zu berücksichtigen.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY APPROACH

Requirements concerning the importance of safety in the development process

3.17. At each major decision point the implications for safety of the available options for the geological disposal facility are considered and taken into account.

Ensuring both operational and post-closure safety is the overriding factor at each decision point. If more than one option is capable of providing the required level of safety, then other factors will also be considered. These factors could include public acceptability, cost, site ownership, and existing infrastructure and transport routes. Consideration will be given to locating the facility away from known underground mineral, geothermal and water resources so as to reduce the risk of human intrusion into the site and the potential for uses of the surrounding area that are in conflict with the facility. Safety is considered at every step in the decision making process to ensure that the geological disposal facility is optimized in the sense discussed in the appendix.

Requirements for site characterization

3.54. The site for a geological disposal facility shall be characterized at a level of detail sufficient to support both a general understanding of the characteristics of the site, including its past evolution and its probable future natural evolution over the period of interest with regard to safety, and a specific understanding of the impact on safety of features, events and processes associated with the site and the facility.

3.55. A general understanding of the site and its associated geology is necessary in order to present a convincing scientific description of the geological disposal system on which the more conceptual descriptions that are used in the safety assessments can be based. The focus is on features, events and processes related to the site that could have an impact on safety and which are addressed in the safety case and its supporting safety assessments. In particular, this includes demonstrating sufficient geological stability, the presence of features and processes that contribute to safety, and a demonstration that other features, events and processes do not undermine the safety case.

3.56. Characterization of the geological aspects includes activities such as the investigation of: long term stability, faulting and the extent of host rock fracturing; seismicity; volcanism; confirmation of the volume of rock suitable for the construction of disposal zones; geotechnical parameters relevant to the design; groundwater flow regimes; geochemical conditions; and mineralogy. Site characterization undertaken in an iterative manner provides input to and is in turn guided by the safety case. Additionally, investigation of, for example, the natural background radiation and the radionuclide content in soil, groundwater and other media may contribute to a better understanding of the characteristics of the geological disposal site and may assist in the evaluation of radiological impacts on the environment by providing a reference for future comparisons.

- **AkEnd (2002)**

4.1.1 Grundlagen und Definitionen

Günstige geologische Gesamtsituation: Eine günstige geologische Gesamtsituation ist dann gegeben, wenn aufgrund der geowissenschaftlich ermittelten Standorteigenschaften mit hoher Wahrscheinlichkeit die geforderten übergeordneten Rahmenbedingungen der Endlagerung erfüllt werden können.

4.1.4.1 Allgemeine Anforderungen und Abwägungsprozess

Eine günstige geologische Gesamtsituation zeichnet sich durch die Erfüllung der nachstehend aufgeführten allgemeinen Anforderungen an Endlagerstandorte aus; dabei muss nicht jede Anforderung für sich allein betrachtet vollständig erfüllt werden, vielmehr ergibt sich die Güte der geologischen Gesamtsituation aus dem Erfüllungsgrad der Gesamtheit der Anforderungen:

- **Kein oder langsamer Transport durch Grundwasser im Endlagerniveau**

Forderung nach geringer Migration von Schadstoffen aus dem einschlusswirksamen Gebirgsbereich, langen Grundwasserlaufzeiten und Radionuklidtransportzeiten

- **Günstige Konfiguration von Wirtsgestein und einschlusswirksamem Gebirgsbereich**

Forderung nach großem Volumen des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs, großen Sicherheitsabständen zu wasserführenden Formationen und Sicherheit bei Versagen einzelner Barrieren

- **Gute räumliche Charakterisierbarkeit**

Forderung nach hoher Zuverlässigkeit bei der Sicherheitsbewertung, großer Planungssicherheit für das Endlagerbergwerk und geringem Erkundungsaufwand

- **Gute Prognostizierbarkeit**

Forderung nach hoher Zuverlässigkeit bei der Sicherheitsbewertung für lange Zeiträume, guter Begründbarkeit der Szenarien zur Schadstofffreisetzung und -ausbreitung und Reduzierung der Unsicherheiten

- **Günstige gebirgsmechanische Voraussetzungen**

Forderung nach Minimierung von Schädigungen der Barrierensysteme auf Grund des Baus und Betriebs des Endlagerbergwerks

- **Geringe Neigung zur Bildung von Wasserwegsamkeiten**

Forderung nach einem robusten Verhalten der Barrierengesteine des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs bei Beanspruchung, d. h. Forderung nach geringer Wahrscheinlichkeit für die Bildung von Wasserwegsamkeiten oder nach hohem Selbstheilungsvermögen

- **Gute Gasverträglichkeit**

Forderung nach Beherrschung der Gasentwicklung aus den Abfällen, so daß keine Beeinträchtigung der Integrität des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs zu besorgen ist

- **Gute Temperaturverträglichkeit**

Forderung nach Reduzierung der Auswirkungen des Wärmeeintrages auf den einschlusswirksamen Gebirgsbereich und Verhinderung einer Beeinträchtigung durch thermische oder thermomechanische Belastungen

- **Hohes Rückhaltevermögen der Gesteine gegenüber Radionukliden**

Forderung nach guten Sorptionseigenschaften der Gesteine für Radionuklide

- **Günstige hydrochemische Verhältnisse**

Forderung nach Reduzierung von Freisetzung und Transport von Radionukliden

Anmerkung der GRS:

Weiterhin sind die Mindestanforderungen und die Ausschlusskriterien zu beachten.

- **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

3. Maßnahmen zur Verwirklichung der Schutzziele

Zur Erreichung der Schutzziele sind auf der Basis geologischer Gegebenheiten technische Maßnahmen und Vorgehensweisen sorgfältig aufeinander abzustimmen. Für das aus geologischer Gesamtsituation, Bergwerk sowie Abfallformen und –gebänden zusammengesetzte System „Endlager“ werden die Schutzziele durch folgende Vorgehensweise erreicht:

3.1 Standortauswahl

Die Wahl des Standortes ist nicht nur für die Errichtung und den Betrieb des Endlagerbergwerkes, sondern vor allem für die Langzeitsicherheit von Bedeutung. Die Endlagerformation in Verbindung mit dem geologischen Gesamtsystem ist dabei entscheidend.

4. Standortanforderungen

Der Standort ist so auszuwählen, daß die Einhaltung der Schutzziele während des Betriebes, der Stilllegung und der Zeit nach der Stilllegung des Endlagerbergwerkes gewährleistet werden kann.

4.1 Topographische Lage

Die topographische Lage ist von untergeordneter Bedeutung für die Errichtung eines Endlagerbergwerkes.

4.2 Bevölkerungsdichte

Die Bevölkerungsdichte in der Umgebung eines Endlagerbergwerkes ist nur im Hinblick auf die übertägigen Anlagen relevant.

4.3 Bodenschätze

Bei der Auswahl des Standortes ist die Erhaltung wirtschaftlich bedeutender Rohstofflagerstätten einschließlich Grundwasservorkommen zu berücksichtigen.

4.4 Endlagerformation, Deckgebirge und Nebengestein

Die Endlagerformation muß aus Gesteinen bestehen, die eine Erstellung und Nutzung von untertägigen Hohlräumen unter Berücksichtigung der besonderen Anforderungen an die Endlagerung radioaktiver Abfälle ermöglichen.

Die physikalischen und chemischen Eigenschaften der Mineralien und Gesteine sowie die möglichen Mineralreaktionen unter dem Einfluss der vorgesehenen Einlagerungsgebilde sind zu berücksichtigen.

Deckgebirge und Nebengestein müssen bei Radionuklidfreisetzungen aus dem Endlagerbergwerk dazu beitragen, unzulässige Konzentrationen in der Biosphäre zu verhindern. Daher ist eine hohe Sorptionsfähigkeit für Radionuklide zur Erfüllung der Barrierenfunktion von Deckgebirge und Nebengestein von Vorteil. Es sind geologische Formationen zu bevorzugen, die auf Beanspruchungen viskoplastisch reagieren bzw. an Bruchflächen keine Wegsamkeiten für unzulässig große Flüssigkeitsmengen entstehen lassen.

4.5 Tektonik

Der Standort eines Endlagerbergwerkes soll sich durch geringe tektonische Aktivität auszeichnen und von Bereichen starker tektonischer Aktivität so weit entfernt sein, daß die Integrität des Endlagers durch sie nicht gefährdet wird.

4.6 Hydrogeologische Verhältnisse

Wasserwegsamkeiten zwischen der Biosphäre und dem im Betrieb befindlichen Endlagerbergwerk stellen einen potentiellen Freisetzungspfad für Radionuklide dar. Solche Wegsamkeiten dürfen bei Endlagerformationen allenfalls so gering sein, daß die Schutzfunktionen des geologischen und technischen Barrierensystems erhalten bleiben. Mögliche Auswirkungen durch die Einlagerung radioaktiver Stoffe (z. B. Wärmeeintrag) müssen dabei berücksichtigt werden.

Nach der Stilllegung des Endlagerbergwerkes dürfen in der Endlagerformation vorhandene oder möglicherweise zutretende Wässer oder Salzlösungen nicht bzw. nicht in unzulässigem Umfang in die Biosphäre gelangen.

6.3 Anforderungen an die Abfälle und Behälter

(6.24) Hochradioaktive Abfälle sind in fester oder verfestigter Form einzulagern.

(6.25) Die sicherheitsanalytisch abgeleiteten Temperaturbegrenzungen, resultierend aus den Auslegungsanforderungen an das Endlagerbergwerk und das Wirtsgestein, müssen eingehalten werden. Hierzu sind im Hinblick auf die Zerfallswärme entweder die Konzentration von Radionukliden im Abfallprodukt zu begrenzen oder die Anordnung der Abfallgebinde im Endlagerbergwerk entsprechend zu planen.

(6.26) Für die hochradioaktiven Abfälle ist ein Behälterkonzept zu realisieren, dass im Verbund mit den einschlusswirksamen Eigenschaften des Wirtsgesteins den hermetischen Einschluss dieser Abfälle am Einlagerungsort für den Zeitraum von 1000 Jahren sicherstellt.

Materialien zur Begründung:

- IAEA: WS-R-4 (2006)

SCOPE

(1.14)This Safety Requirements publication applies specifically to the disposal of radioactive waste in solid form by emplacement in disposal facilities sited in deep geological formations. Safety requirements for near surface disposal facilities are established in Ref. [8].

(1.15) Solid radioactive waste of all types could be disposed of in a geological disposal facility, subject to the appropriate conditioning of the waste and the design of the facility. In some States it is planned to dispose of solid radioactive waste of all types in geological disposal facilities. In other States, low activity, short lived solid waste is placed in near surface facilities and geological disposal is reserved for waste that does not meet the criteria established for the acceptance of waste in near surface disposal facilities. This Safety Requirements publication applies to the geological disposal of solid radioactive waste of all types, subject to the necessary controls and limitations being placed on the waste to be disposed of and on the development, operation and closure of the facilities. The focus, however, is on the disposal of spent nuclear fuel, HLW from the reprocessing of nuclear fuel, other heat generating waste and waste containing high concentrations of long lived radionuclides. The classification of radioactive waste is discussed in Ref. [9].

Requirements concerning containment

3.29. The engineered barriers, including the waste form and packaging, shall be so designed, and the host geological formation shall be so selected, as to provide containment of the waste during the period when the waste produces heat energy in amounts that could adversely affect the containment, and when radioactive decay has not yet significantly reduced the hazard posed by the

waste.

3.30. Containment of waste implies designing for the minimal release of radionuclides. Releases of gaseous radionuclides and of small fractions of other highly mobile species from waste of some types may be inevitable. Such releases will nevertheless be demonstrated to be acceptable by the safety assessment. The containment may be provided both by the characteristics of the waste form and the packaging and by the characteristics of the other engineered barriers and the host geological formation, which, for example, prevent the access of water to the packages and protect their physical integrity. The containment of the radionuclides in the waste form and packaging over an initial period of several hundreds to thousands of years ensures that the majority of shorter lived radionuclides decay in situ. It also ensures that any migration of radionuclides occurs only after the heat produced by radioactive decay has substantially decreased and a more stable physical and chemical environment has developed.

3.31. Containment is most important for the most highly concentrated radioactive waste such as spent nuclear fuel and vitrified waste from fuel reprocessing. Attention is also given to the durability of the waste form and to emplacing the most highly concentrated waste in containers that are designed to remain intact for a long enough period of time for most of the shorter lived radionuclides to decay and for the associated heat generation to decrease substantially. Such containment may not be practicable or necessary for lower activity long lived waste. The containment capability of the waste package is demonstrated by means of a safety assessment to be appropriate for the waste type and the overall geological disposal system.

- **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

8. Abfälle

Aufbauend auf den Ergebnissen der Sicherheitsanalyse sind Spezifikationen für die verschiedenen Endlagerprodukte festzulegen. Die Spezifikationen müssen insbesondere Anforderungen an das jeweilige Aktivitätsinventar und die chemische und mechanische Stabilität der Produkte enthalten, welche – im Zusammenhang mit den übrigen Barrieren – die Einhaltung der vorgegebenen Schutzziele garantieren.

Die Festlegung von endlagerspezifischen Anforderungen an die Abfallformen wird durch physikalische und chemische Bedingungen bestimmt, die im Endlager möglich sind und die eine Freisetzung von Radionukliden verursachen können.

Dementsprechend ist durch spezifische Untersuchungen in Verbindung mit Sicherheitsanalysen zu klären, ob und inwieweit durch mögliche Wechselwirkungen zwischen den eingelagerten radioaktiven Abfällen und der Endlagerformation oder zugeflossenen Wässern bzw. Salzlösungen Radionuklidfreisetzungen induziert werden können. In diese Betrachtungen sind die Auswirkungen von Temperatur und ionisierender Strahlung sowie die mechanischen Beanspruchungen der Gebinde durch das Gebirge einzubeziehen.

Bei der Konditionierung und Verpackung von wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen sind die Nachzerfallswärme und deren mögliche Einflüsse auf die Integrität des Abfallgebindes zu berücksichtigen.

Gebinde, d. h. Behälter, Verpackung und die in ihnen befindlichen radioaktiven Abfälle sowie die Handhabungs-, Transport- und Einlagerungstechnik sind so aufeinander abzustimmen, daß eine sichere Einlagerung gewährleistet ist.

In Spezifikationen festzulegende Anforderungen an die Gebinde sind einzuhalten.

Die mechanischen Einwirkungen auf die Gebinde (z. B. bei einem Absturz) dürfen nur zu so geringen Beschädigungen an der Verpackung führen, daß eine mögliche Radionuklidfreisetzung in den Auswirkungen begrenzt bleibt.

Die Gebinde müssen so ausgelegt sein, daß auch unter Berücksichtigung möglicher Brände keine unzulässigen Radionuklidfreisetzungen erfolgen können. Dabei sind die besonderen Eigenschaften brennbarer Abfälle zu berücksichtigen.

Für die Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle müssen Wärmeleistung und Oberflächentemperatur der Gebinde so festgelegt werden, daß die spezifizierten Eigenschaften der Gebinde erhalten bleiben und die Integrität der geologischen Formation nicht gefährdet wird.

Die vorgeschriebenen Grenzwerte von Kontamination und Dosisleistung müssen eingehalten werden.

Die technischen Angaben der Gebinde (z. B. Abmessungen, Werkstoff, Dichtigkeit, Inhalt) müssen dokumentiert sein. Entsprechend ist die Herkunft zu dokumentieren.

6.4 Anforderungen an die Errichtung des Endlagerbergwerkes

(6.27) Den sicherheitstechnischen Anforderungen eines Endlagerbergwerkes entsprechend sind folgende zusätzliche über die Belange eines konventionellen Bergwerkes hinausgehende Gesichtspunkte zu beachten.

(6.28) Die Schachtansatzpunkte sind unter Beachtung der geologischen und hydrogeologischen Gegebenheiten sowie der gebirgsmechanischen Eigenschaften des Deckgebirges/Nebengesteins und der Endlagerformation festzulegen. Hierbei sind die Anforderungen, die an den einschlusswirksamen Gebirgsbereich gestellt werden, zu berücksichtigen. Der Schachtausbau hat sicherzustellen, dass ein unbeherrschbarer Wassereinbruch durch den Schacht in der Zeit bis zu seinem Verschluss ausgeschlossen werden kann.

(6.29) Alle offenen Grubenbaue müssen so hergestellt werden, dass ihre Standsicherheit und das Isolationsvermögen des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs gewährleistet ist. Über die bergrechtlichen Anforderungen hinaus müssen bei der Bemessung der Grubenbaue und Sicherheitsfesten die Anforderungen der Endlagerung berücksichtigt werden.

(6.30) Als Folge der Einlagerung hochradioaktiver Abfälle, z. B. Gas- und Wärmeentwicklung, darf die Standsicherheit der Grubenbaue und das Isolationsvermögen des einschlußwirksamen Gebirgsbereiches auch nach Verfüllung und Verschluss nicht beeinträchtigt werden.

Materialien zur Begründung:

• **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Development of geological disposal facilities

1.10. The safety of a geological disposal facility after closure depends on a combination of the site features and the quality of the facility's design, as well as that of the waste packages, and on the proper implementation of the design. This involves the deployment of competent professional staff in the planning,

Requirements for geological disposal facility construction

3.60. A geological disposal facility shall be constructed in accordance with the design as described in the approved safety case and safety assessments. It shall be constructed in such a way as to preserve the post-closure safety functions of the geological barrier that have been shown to be important by the safety case. The construction shall be carried out to ensure safety during the operational period.

3.61. Construction of a geological disposal facility is a complex technical undertaking and it will be constrained by the rock conditions and the techniques that are available for underground excavation and construction. Construction will not begin until an adequate level of characterization has been completed. Mining and construction activities will be carried out in such a way as to avoid unnecessary disturbance of the geological environment. Sufficient flexibility in the underground engineering techniques will be adopted to allow for variations in rock or groundwater conditions.

3.62. Construction of a geological disposal facility could continue after the commencement of operation of part of the facility and the emplacement of waste packages. Such overlapping construction and operational activities are planned and carried out so as to ensure both operational and post-closure safety.

• **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

7.1 Schächte

Die Schachtansatzpunkte sind unter optimaler Nutzung der geologischen und hydrogeologischen Gegebenheiten sowie der gebirgsmechanischen Eigenschaften des Deckgebirges/Nebengesteins und der Endlagerformation festzulegen. Durch einen geeigneten Schachtausbau ist sicherzustellen, daß ein Wassereinbruch während des Betriebes und auch nach der Stilllegung nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden kann.

Die Zahl der Schächte ist zu minimieren, wobei aus förder-, wetter- und sicherheitstechnischen Gründen jedoch mindestens zwei Schächte erforderlich sind.

7.2 Untertägige Hohlräume und Hohlräumssysteme

Strecken und Betriebsräume müssen so bemessen sein, daß ein störungsfreier Einlagerungsbetrieb unter Berücksichtigung der Gesteinsförderung möglich ist.

Betriebsräume müssen eine solche Lage haben, daß sie auch bei Störungen den Einlagerungsbetrieb wenig behindern.

Einlagerungstransport und Gesteinsförderung sollen möglichst in voneinander getrennten Strecken erfolgen.

Transporteinrichtungen für die Einlagerung sind so auszulegen, daß die Strahlenexposition von Personen möglichst gering bleibt und Schäden an den Einlagerungsbehältern auch bei Störungen an den Transporteinrichtungen vermieden werden können.

Alle Hohlräume sind so herzustellen, daß ihre Standsicherheit bis zu ihrer planmäßigen Verfüllung erhalten werden kann. Hierzu sind u. a. zwischen den Einlagerungsräumen ausreichend bemessene Sicherheitsfesten zu belassen.

Durch eine optimale Lagergeometrie ist sicherzustellen, daß – insbesondere unter Berücksichtigung der Wärmeentwicklung als Folge der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle – die Standsicherheit der offenen Grubenbaue nicht gefährdet wird. Ebenso muß durch Einhaltung eines geeigneten Sicherheitsabstandes zwischen der Begrenzung der Endlagerformation und dem Einlagerungsbereich gewährleistet sein, daß die Strömungsverhältnisse im wasserführenden Deckgebirge/Nebengestein thermisch nicht unzulässig beeinflusst werden. In Salzformationen sind bei der Einlagerung wärmeproduzierender Abfälle ausreichende Sicherheitsabstände zu Carnallitflözen einzuhalten.

Das Endlagerbergwerk ist in Einlagerungsfelder mit einzelnen Einlagerungsräumen zu untergliedern. Während oder nach Befüllung eines Einlagerungsraumes mit radioaktiven Abfällen ist das verbleibende Volumen mit geeignetem Versatzmaterial zu verfüllen. Bei anderen untertägigen Hohlräumen des Einlagerungsbereichs, die außer Betrieb gesetzt werden, ist entsprechend zu verfahren. Sind entsprechende Teile dieser Felder für die Einlagerung genutzt, werden diese Teile und schließlich die Felder abgeworfen. Dazu sind die Felder nach Verfüllung gegen das offene Bergwerk hin so abzuschließen, daß aus abgeworfenen Feldesteilen keine unkontrollierbaren Zuflüsse in das offene Grubengebäude erfolgen können.

Der Einlagerungsbetrieb soll im Rückbau erfolgen.

Die Anzahl der offenen Einlagerungsräume (Strecken, Kammern, Bohrlöcher) ist unter Beachtung einer betrieblich erforderlichen Vorhaltung zu minimieren.

Durch ein entsprechendes Einlagerungskonzept sind die Einlagerungsräume so kurzzeitig wie möglich offen zu halten und nach beendeter Nutzung zu verschließen.

6.5 Anforderungen an den Endlagerbetrieb

(6.31) Über die Anforderungen aus Bergrecht, Strahlenschutz und konventioneller Sicherheit an die Betriebsphase hinaus gelten die im Folgenden aufgeführten Anforderungen.

6.5.1 Anforderungen an die Planung des Einlagerungsbetriebes

(6.32) Es sind nur solche hochradioaktiven Abfälle zur Endlagerung anzunehmen, welche den Endlagerungsbedingungen genügen. Der Nachweis über die Einhaltung der Endlagerungsbedingungen erfolgt in der Produktkontrolle.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements on waste acceptance

3.72. Waste intended for geological disposal is characterized to provide sufficient information to ensure compliance with waste acceptance requirements and criteria. Arrangements will be put in place to verify that the waste and waste packages received for disposal comply with these requirements and criteria and, if they do not, to confirm that corrective measures are taken by the generator of the waste or the operator of the geological disposal facility. The quality control of waste packages is mainly based on records, preconditioning testing (e.g. of containers) and control of the conditioning process. Post-conditioning testing and the need for corrective measures will be limited as far as is practicable.

- **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

8. Abfälle

Aufbauend auf den Ergebnissen der Sicherheitsanalyse sind Spezifikationen für die verschiedenen Endlagerprodukte festzulegen. Die Spezifikationen müssen insbesondere Anforderungen an das jeweilige Aktivitätsinventar und die chemische und mechanische Stabilität der Produkte enthalten, welche – im Zusammenhang mit den übrigen Barrieren – die Einhaltung der vorgegebenen Schutzziele garantieren.

Die Festlegung von endlagerspezifischen Anforderungen an die Abfallformen wird durch physikalische und chemische Bedingungen bestimmt, die im Endlager möglich sind und die eine Freisetzung von Radionukliden verursachen können.

Dementsprechend ist durch spezifische Untersuchungen in Verbindung mit Sicherheitsanalysen zu klären, ob und inwieweit durch mögliche Wechselwirkungen zwischen den eingelagerten radioaktiven Abfällen und der Endlagerformation oder zugeflossenen Wässern bzw. Salzlösungen Radionuklidfreisetzungen induziert werden können. In diese Betrachtungen sind die Auswirkungen von Temperatur und ionisierender Strahlung sowie die mechanischen Beanspruchungen der Gebinde durch das Gebirge einzubeziehen.

Bei der Konditionierung und Verpackung von wärmeentwickelnden radioaktiven Abfällen sind die Nachzerfallswärme und deren mögliche Einflüsse auf die Integrität des Abfallgebindes zu berücksichtigen.

Gebinde, d. h. Behälter, Verpackung und die in ihnen befindlichen radioaktiven Abfälle sowie die Handhabungs-, Transport- und Einlagerungstechnik sind so aufeinander abzustimmen, daß eine sichere Einlagerung gewährleistet ist.

In Spezifikationen festzulegende Anforderungen an die Gebinde sind einzuhalten.

Die mechanischen Einwirkungen auf die Gebinde (z. B. bei einem Absturz) dürfen nur zu so geringen Beschädigungen an der Verpackung führen, daß eine mögliche Radionuklidfreisetzung in den Auswirkungen begrenzt bleibt.

Die Gebinde müssen so ausgelegt sein, daß auch unter Berücksichtigung möglicher Brände keine unzulässigen Radionuklidfreisetzungen erfolgen können. Dabei sind die besonderen Eigenschaften brennbarer Abfälle zu berücksichtigen.

Für die Endlagerung wärmeentwickelnder Abfälle müssen Wärmeleistung und Oberflächentemperatur der Gebinde so festgelegt werden, daß die spezifizierten Eigenschaften der Gebinde erhalten bleiben und die Integrität der geologischen Formation nicht gefährdet wird. Die vorgeschriebenen Grenzwerte von Kontamination und Dosisleistung müssen eingehalten werden.

Die technischen Angaben der Gebinde (z. B. Abmessungen, Werkstoff, Dichtigkeit, Inhalt) müssen dokumentiert sein. Entsprechend ist die Herkunft zu dokumentieren.

(6.33) Das Endlager muss über einen Brandschutz in der Betriebsphase verfügen. Dieser ist sinngemäß nach dem kerntechnischen Regelwerk der Reihe KTA 2101 zu gestalten.

(6.34) Das Endlager ist so auszulegen, dass Explosionen ausgeschlossen sind.

Materialien zur Begründung:

- WENRA (2005)

3. Safety Area: Operation

3.1. Safety issue: Emergency Preparedness

SA-104: Arrangements shall be made to provide technical assistance to operational staff. Teams for mitigating the consequences of an emergency (eg. radiation protection, damage control, fire fighting, etc) shall be available.

2.5. Safety issue: Operation/Operational limits and conditions

SB-20: The defined OLCs (see SB-18) shall consider, in particular, and as appropriate:

- environmental conditions within the store (e.g. temperature, humidity, contaminants...);
- the effects of heat generation from waste or spent fuel, covering both each individual package as well as the whole store;
- potential aspects of gas generation from waste or spent fuel, in particular the hazards of fire ignition, explosion, package deformations and radiation protection aspects;
- criticality, prevention, covering both each individual package as well as the whole store (including operational occurrences and accidental conditions).

(6.35) Einlagerungsbetrieb und Auffahrbetrieb müssen zeitlich oder räumlich getrennt erfolgen. Eine sicherheitsrelevante Beeinträchtigung des Einlagerungsbetriebes durch sonstige Betriebsvorgänge muss ausgeschlossen werden.

(6.36) Das Endlagerbergwerk ist in Einlagerungsfelder mit einzelnen Einlagerungsbereichen zu untergliedern. Die Anforderungen an die Einlagerungsfelder sind derart, dass sie unabhängig von der Nutzung nach den Vorgaben des Verfüll- und Verschlusskonzeptes sicher gegen das Grubengebäude verschlossen werden können. Vor Nutzung sind die Felder umfassend zu erkunden. Die Nutzung darf nur erfolgen, wenn die Befunde aus der Erkundung den Anforderungen an die Sicherheit in der Betriebsphase und in der Phase nach Verschluss des Endlagers nicht entgegenstehen. Nach Nutzung oder im Falle der Nichtnutzung sind die Felder gegen das offene Bergwerk hin sicher abzuschließen. Die Einlagerungsfelder sind so zu verfüllen und zu verschließen, dass jederzeit die Stilllegungsphase für das gesamte Endlager eingeleitet werden kann und die Langzeitsicherheit gegeben ist.

(6.37) Die Anzahl der offenen Einlagerungsbereiche (Strecken, Kammern, Bohrlöcher) ist unter Beachtung einer betrieblich erforderlichen Vorhaltung und sicherheitstechnischen Vorgaben zu minimieren. Die Einlagerungsbereiche sind so kurzzeitig wie möglich offen zu halten und nach beendeter Nutzung nach den Vorgaben aus dem Verfüll- und Verschlusskonzept zu verschließen.

Materialien zur Begründung:

• IAEA: WS-R-4 (2006)

Requirements for geological disposal facility closure

3.68. The geological disposal facility will be closed in accordance with the conditions set for closure by the regulatory body in the facility's licence, with particular consideration given to any changes in responsibility that may occur at this stage. Consistent with this, backfilling may be performed in parallel with waste emplacement operations. The placing of seals may be delayed for a period after the completion of waste emplacement, for example to allow monitoring to assess aspects relating to post-closure safety or for reasons relating to public acceptability. If seals are not to be put in place for a period of time after the completion of waste emplacement, then the implications for operational and post-closure safety will be considered in the safety case.

- **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

7.2 Untertägige Hohlräume und Hohlräumssysteme

Strecken und Betriebsräume müssen so bemessen sein, dass ein störungsfreier Einlagerungsbetrieb unter Berücksichtigung der Gesteinsförderung möglich ist.

Betriebsräume müssen eine solche Lage haben, dass sie auch bei Störungen den Einlagerungsbetrieb wenig behindern.

Einlagerungstransport und Gesteinsförderung sollen möglichst in voneinander getrennten Strecken erfolgen.

Transporteinrichtungen für die Einlagerung sind so auszulegen, dass die Strahlenexposition von Personen möglichst gering bleibt und Schäden an den Einlagerungsbehältern auch bei Störungen an den Transporteinrichtungen vermieden werden können.

Alle Hohlräume sind so herzustellen, dass ihre Standsicherheit bis zu ihrer planmäßigen Verfüllung erhalten werden kann. Hierzu sind u. a. zwischen den Einlagerungsräumen ausreichend bemessene Sicherheitsfesten zu belassen.

Durch eine optimale Lagergeometrie ist sicherzustellen, dass – insbesondere unter Berücksichtigung der Wärmeentwicklung als Folge der Endlagerung hochradioaktiver Abfälle – die Standsicherheit der offenen Grubenbaue nicht gefährdet wird. Ebenso muß durch Einhaltung eines geeigneten Sicherheitsabstandes zwischen der Begrenzung der Endlagerformation und dem Einlagerungsbereich gewährleistet sein, dass die Strömungsverhältnisse im wasserführenden Deckgebirge/Nebengestein thermisch nicht unzulässig beeinflusst werden. In Salzformationen sind bei der Einlagerung wärmeproduzierender Abfälle ausreichende Sicherheitsabstände zu Carnallitflözen einzuhalten.

Das Endlagerbergwerk ist in Einlagerungsfelder mit einzelnen Einlagerungsräumen zu untergliedern. Während oder nach Befüllung eines Einlagerungsraumes mit radioaktiven Abfällen ist das verbleibende Volumen mit geeignetem Versatzmaterial zu verfüllen. Bei anderen untertägigen Hohlräumen des Einlagerungsbereichs, die außer Betrieb gesetzt werden, ist entsprechend zu verfahren. Sind entsprechende Teile dieser Felder für die Einlagerung genutzt, werden diese Teile und schließlich die Felder abgeworfen. Dazu sind die Felder nach Verfüllung gegen das offene Bergwerk hin so abzuschließen, daß aus abgeworfenen Feldesteilen keine unkontrollierbaren Zuflüsse in das offene Grubengebäude erfolgen können.

Der Einlagerungsbetrieb soll im Rückbau erfolgen.

Die Anzahl der offenen Einlagerungsräume (Strecken, Kammern, Bohrlöcher) ist unter Beachtung einer betrieblich erforderlichen Vorhaltung zu minimieren.

Durch ein entsprechendes Einlagerungskonzept sind die Einlagerungsräume so kurzzeitig wie möglich offen zu halten und nach beendeter Nutzung zu verschließen.

(6.38) Einrichtungen für Handhabung, Transport und Einlagerung der Abfallgebinde sind so auszulegen, dass die Strahlenexposition des Betriebspersonals, der Bevölkerung und der Umwelt möglichst gering bleibt. Bei Störungen an diesen Einrichtungen müssen die Abfallgebinde intakt bleiben. Bei Störfällen muss

die Möglichkeit bestehen, deren Auswirkungen zu begegnen.

(6.39) Für Handhabung, Transport und Einlagerung ist die Isolation der Radionuklide durch die Abfallform und den Abfallbehälter zu gewährleisten. Sofern flüchtige Radionuklide unvermeidlich aus den Abfallgebinden austreten, sind entsprechende Strahlenschutzmaßnahmen zum Schutz des Betriebspersonals, der Bevölkerung und der Umwelt vorzusehen.

Materialien zur Begründung:

Anmerkung der GRS:

Begründung in der Strahlenschutzverordnung

6.5.2 Anforderungen an die Überwachung der Auslegungsparameter

(6.40) In der Betriebsphase wird ein Überwachungsprogramm zur Verifizierung der Werte der Auslegungsparameter, die in die Sicherheitsanalyse eingeflossen sind, durchgeführt. Insbesondere sind die thermomechanischen Reaktionen des Gebirges auf das Einbringen hochradioaktiver Abfälle oder auf geotechnische Maßnahmen sowie auf die gebirgsmechanischen Vorgänge zu verfolgen.

(6.41) Werden signifikante Abweichungen von den Auslegungsdaten bzw. prognostizierten Zuständen festgestellt, ist die Einlagerung zu unterbrechen. Ihre Auswirkungen auf die Sicherheit des Endlagerbergwerkes sind zu analysieren. Im Rahmen der Optimierung ist ggf. eine Modifizierung des Endlagerkonzeptes bzw. des weiteren Betriebes vorzusehen. Die Sachverhalte sind der zuständigen Behörde vorzulegen.

(6.42) Zur Verfolgung und Überprüfung der Entwicklung der Einlagerungsbereiche nach Einlagerung der hochradioaktiven Abfälle sind während der Betriebsphase in den jeweiligen Endlagerungsfeldern an ausgewählten Orten repräsentative Messprogramme vorzusehen und Auswertezeitpunkte festzulegen. Zur Bestätigung der in den Sicherheitsanalysen zur Anwendung gelangten Modellvorsetzungen sind so weit als möglich gezielte Beobachtungen vorzunehmen.

(6.43) Ergebnisse aus dem Überwachungsprogramm sind im Hinblick auf die

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements concerning monitoring programmes

3.73. A programme of monitoring shall be defined and carried out prior to and during the construction and operation of a geological disposal facility. This programme shall be designed to collect and update the information needed to confirm the conditions necessary for the safety of workers and members of the public and the protection of the environment during the operation of the facility, and to confirm the absence of any conditions that could reduce the post-closure safety of the facility.

3.74. Monitoring is carried out during each step of the development and operation of the geological disposal facility. The purposes of the monitoring programme include providing baseline information for subsequent assessments, assurance of operational safety and operability of the facility, and confirmation that conditions are consistent with post-closure safety. Monitoring programmes are designed and implemented so as not to reduce the overall level of post-closure safety of the facility.

3.75. A discussion of monitoring relating to the post-closure safety of geological disposal facilities is given in Ref. [20]. Plans for monitoring with the aim of providing assurance of post-closure safety are drawn up before construction of the geological disposal facility to indicate possible monitoring strategies, but remain flexible and, if necessary, will be revised and updated during the development and operation of the facility.

- **IAEA: DS 354 (2006)**

Requirement 21: Monitoring programmes

3.80. A programme of monitoring shall be carried out prior to and during the construction and operation of a disposal facility, and after closure if this is part of the safety case. This programme shall be designed to collect and update the information needed to confirm the conditions necessary for the safety of workers and members of the public and the protection of the environment during the operation of the facility and to confirm the absence of any conditions that could reduce the post-closure safety of the facility.

3.81. Monitoring is carried out during each step of the development and operation of the disposal facility. The purposes of the monitoring programme include providing baseline information for subsequent assessments, the assurance of operational safety and operability of the facility, and confirmation that conditions are consistent with post-closure safety, guidance is provided in Ref [21]. Monitoring programmes are designed and implemented so as not to reduce the overall level of post-closure safety of the facility.

- **BMI: Sicherheitskriterien (1983)**

7.4 Betriebliche Überwachung

Obwohl der Standort für das Endlager mit einem intensiven Erkundungspro-

gramm untersucht, das Endlagerbergwerk nach gesicherten technischen Erkenntnissen errichtet und die Einlagerung radioaktiver Abfälle mit bereits erprobten Techniken durchgeführt wird, ist neben den routinemäßigen Betriebs- und Strahlenschutzüberwachungsmaßnahmen ein Überwachungsprogramm des in Betrieb befindlichen Endlagers erforderlich.

Dieses Überwachungsprogramm dient der Bestätigung der betrieblichen Parameter, die mit einer gewissen Bandbreite in die der Errichtung zugrundeliegenden Sicherheitsanalyse eingeflossen sind.

Insbesondere sind die thermomechanische Reaktion der Endlagerformation auf das Einbringen hochradioaktiver Abfälle sowie die gebirgsmechanischen Vorgänge zu verfolgen. Werden signifikante Abweichungen von den Ausgangsdaten festgestellt, sind ihre Auswirkungen auf die Sicherheit des Endlagerbergwerkes zu analysieren und gegebenenfalls durch eine Modifizierung des weiteren Betriebs des Endlagers zu berücksichtigen.

6.6 Anforderungen an Stilllegung und Verschluss des Endlagers

(6.44) Das Endlagerbergwerk ist nach Beendigung des Einlagerungsbetriebs stillzulegen. Die Stilllegungsmaßnahmen müssen zusammen mit den Verschlussmaßnahmen den zum Stilllegungszeitpunkt nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Schutz vor Schäden erfüllen.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for geological disposal facility closure

3.67. The post-closure safety of a geological disposal facility depends on a number of activities, which can include the backfilling and sealing of the geological disposal facility. Closure will be considered in the initial design of the facility, and plans for closure and seal designs will be updated as the design of the facility is developed. It is important that before construction activities commence there is sufficient evidence that the performance of the backfilling and seals is effective.

3.68. The geological disposal facility will be closed in accordance with the conditions set for closure by the regulatory body in the facility's licence, with particular consideration given to any changes in responsibility that may occur at this stage. Consistent with this, backfilling may be performed in parallel with waste emplacement operations. The placing of seals may be delayed for a period after the completion of waste emplacement, for example to allow monitoring to assess aspects relating to post-closure safety or for reasons relating to public acceptability. If seals are not to be put in place for a period of time after the completion of waste emplacement, then the implications for operational and post-closure safety will be considered in the safety case.

7 Nachweis der Sicherheit

7.1 Sicherheitsmanagement

(7.1) Antragsteller und zuständige Behörde haben darzulegen, dass sie die Anforderungen an das Sicherheitsmanagement erfüllen. Der Antragssteller führt dies im Rahmen des schrittweise zu entwickelnden Sicherheitsnachweises aus.

7.2 Sicherheit in der Betriebsphase

(7.2) Der Antragsteller hat zu den jeweilig festgelegten Prozessschritten den Nachweis der Sicherheit für die Betriebsphase des Endlagers in einem umfassenden Sicherheitsnachweis zu führen. Dieser Sicherheitsnachweis muss insbesondere die Umsetzung der Anforderungen zum Sicherheitsmanagement und Sicherheitskonzept darstellen und belegen.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.45. The safety case for a geological disposal facility shall describe all the safety relevant aspects of the site, the design of the facility, and the managerial and regulatory controls. The safety case and its supporting assessments shall illustrate the level of protection provided and shall provide assurance that safety requirements will be met.

3.46. The safety case for a geological disposal facility addresses both operational safety and post-closure safety. All aspects of operation relevant to radiation safety are considered, including underground development work, waste emplacement, and backfilling, sealing and closing operations. Consideration is given to both occupational exposure and public exposure resulting from normal operations, which includes operational occurrences anticipated to occur over the operating lifetime of the geological disposal facility. Accidents of a lesser frequency but with significant radiological consequences — that is, accidents that could give rise to radiation doses over the short term in excess of annual dose limits (see Section 2) — are considered with regard to both their likelihood of occurrence and the magnitude of possible radiation doses. The adequacy of the design and operational features is also evaluated.

7.3 Sicherheit in der Phase nach Verschluss des Endlagers

(7.3) Der Antragsteller hat zu den jeweilig festgelegten Prozessschritten den Nachweis der Langzeitsicherheit des Endlagers zu führen. Der Nachweis muss zu jedem Prozessschritt umfassend, transparent und nachvollziehbar geführt werden.

(7.4) Der Nachweis der Sicherheit in der Phase nach Verschluss des Endlagers kann nicht im streng wissenschaftlichen Sinn geführt werden, da sich die potenziellen Konsequenzen aus der Implementierung des Endlagers einer messtechnischen Überprüfung oder Verifizierung aufgrund der langen zu betrachtenden Zeiträume entziehen. Der Langzeitsicherheitsnachweis kann jedoch durch die Zusammenführung aller Argumente und Analysen zur Begründung der Sicherheit des Endlagersystems sowie zum Vertrauen in die Sicherheitsaussage (siehe Anhang) erbracht werden.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements concerning preparation of the safety case and safety assessment

3.42. A safety case and supporting safety assessment shall be prepared and updated by the operator, as necessary, at each step in the development, operation and closure of the geological disposal facility. The safety case and safety assessment shall be sufficiently detailed and comprehensive to provide the necessary technical input for informing the regulatory and other decisions necessary at each step.

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.45. The safety case for a geological disposal facility shall describe all the safety relevant aspects of the site, the design of the facility, and the managerial and regulatory controls. The safety case and its supporting assessments shall illustrate the level of protection provided and shall provide assurance that safety requirements will be met.

- **NEA: Confidence (1999)**

EXECUTIVE SUMMARY

Abs. 2:

The safety case involves descriptions of the possible evolutions of the system. Although not capable of proof in a rigorous sense, these descriptions can be supported by relevant observations of the behaviour of the various components of the system, while relying on an understanding of its geological history. Fur-

thermore, flexibility should be built into the process of repository development, allowing account to be taken of new understanding and technical information, as well as the demands of societal review.

- **NEA: Collective Opinion (1991)**

WHAT CAN BE EXPECTED FROM SAFETY ASSESSMENTS

Abs. 1:

Absolute proof of continuing safe behaviour is impossible for all technical systems, including radioactive waste disposal. What must be achieved is a convincing and indirect demonstration that the proposed disposal system provides a sufficient level of safety to both current and future generations. Accordingly, what is expected and sought is a scientific and regulatory process that properly considers those factors that might significantly affect safety, and in that way provides the basis to decide if the proposed waste disposal system can be considered safe enough in the long term.

- **NEA: Safety Case (2004)**

EXECUTIVE SUMMARY

Nature and purpose of the safety case

Abs. 1:

A detailed safety case, presented in the form of a structured set of documents, is typically required at major decision points in repository planning and implementation, including decisions that require the granting of licenses. A license to operate, close, and in most cases even to begin construction of a facility, will be granted only if the developer has produced a safety case that is accepted by the regulator as demonstrating compliance with applicable standards and requirements. Less detailed technical evaluations and safety assessments may be adequate to support some levels of internal planning and decision making by the developer. Crucially, the discipline of preparing a safety case, and presenting the case for scientific and technical review, regulatory review or wider non-technical reviews, ensures that post-closure safety is explicitly and visibly considered at each project stage.

7.3.1 Elemente des Langzeitsicherheitsnachweises

(7.5) Im Langzeitsicherheitsnachweis muss dargelegt werden, dass die zu seiner Führung erforderlichen wissenschaftlichen und technischen Kenntnisse vorliegen. In ihm sind die Argumente und Analysen aus der Planung und Auslegung sowie aus den Einzelbewertungen zur Begründung der Sicherheit des Endlagersystems sowie zum Vertrauen in den Nachweis zusammenzuführen. Insbesondere sind dies die geowissenschaftlichen, geotechnischen, hydrogeo-

logischen, radiologischen, umweltchemischen und technischen Argumente und Analysen und ggf. Einzelnachweise. Basis des Sicherheitsnachweises sind die Erkenntnisse aus der Standortcharakterisierung, der geowissenschaftlichen Langzeitprognose, der Prognose für technische Komponenten sowie den Langzeitsicherheitsanalysen. Die Ergebnisse der Langzeitsicherheitsanalysen werden zum Nachweis der Einhaltung der in Kapitel 4 enthaltenen Sicherheitsprinzipien und Schutzziele herangezogen.

(7.6) Die Argumente und Analysen resultieren insbesondere aus der Darstellung und Begründung des Sicherheitskonzeptes und seiner Realisierung im Endlagersystem sowie der Umsetzung der Anforderungen an das Sicherheitsmanagement mit Schwerpunkten auf:

- (7.7) der Standortcharakterisierung*
- (7.8) der geowissenschaftlichen Langzeitprognose, in der die zeitliche Entwicklung des Endlagersystems und insbesondere des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs im Hinblick auf seine langzeitige Isolation untersucht und analysiert wird*
- (7.9) der Charakterisierung der technischen Barrieren und ihrer Langzeitprognose*
- (7.10) dem Nachweis der Gewährleistung der Unterkritikalität*
- (7.11) der Darstellung und Analyse des langfristigen Verhaltens des Endlagersystems sowie seiner Teilsysteme und der jeweiligen Sicherheitsfunktionen zur Bestätigung des Sicherheitskonzeptes (quantitative Systemanalyse)*
- (7.12) dem Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsprinzipien und Grundsätze für die Endlagerung und der Schutzziele für die Phase nach Verschluss mit Hilfe von Langzeitsicherheitsanalysen für den geforderten Nachweiszeitraum auf der Basis der postulierten Entwicklungen des Endlagersystems aus inneren oder äußeren Ursachen, unter Berücksichtigung der bestehenden jeweiligen Unsicherheiten wie den Szenarien-, Daten- und Modellunsicherheiten sowie unter Darstellung der Robustheit und des Isolationsvermögens des Endlagersystems*

- (7.13) der Bewertung der Sicherheit des Endlagersystems, des Isolationsvermögens des Endlagersystems sowie der Bewertung von Systemeigenschaften durch Verwendung von Indikatoren

Materialien zur Begründung:

- NEA: Safety Case (2004)

2.3 Elements for documenting the safety case

Abs. 1 bis 6:

A number of elements contribute to the safety case, and must be described in any detailed documentation of the safety case. The relationships between these elements are illustrated in Figure 1.

The *purpose and context of the safety case* should be made clear. This includes an outline of the programme and the current step or decision point within the programme against which the safety case is presented. This will set the context in which the current strength of the safety case and the importance of remaining uncertainties can be judged.

The *safety strategy*, which is the high-level approach adopted for achieving safe disposal, should also be described. This includes the strategies for the overall management of the various activities required for repository planning and implementation, for siting and design, and for performing safety assessments, see Section 3.1. The safety strategy should be shown to be well suited to the requirements of the project and capable of achieving project goals and tackling future decisions.

The information and analysis tools for safety assessment must be described. These are collectively termed the *assessment basis*, and include:

- the system concept – that is a description of the repository design including the engineered barriers,⁴ the geologic setting and its stability, how both engineered and natural barriers are expected to evolve over time, and how they are expected to provide safety;
- the scientific and technical information and understanding, including the detailed support for the expected evolution of the disposal system and assessments of the uncertainties in scientific understanding;
- the methods of analysis, computer codes and databases that are currently available to support the numerical modelling of the disposal system, its evolution and the quantification of its performance. The adequacy and reliability of the assessment basis for carrying out safety assessments must also be addressed as part of the safety case.

Finally, a *synthesis* must be made that draws together key findings from the safety assessment, namely the principal *evidence, analyses and arguments* that quantify and substantiate a claim that the repository is safe, including an evaluation of uncertainty. It also presents the additional evidence and arguments on which the author of the safety case – typically the developer – has come to a judgement that the decisions at hand can be safely taken (e.g. planning and development of the disposal system should continue). This judgement is a *statement of confidence* in the potential safety of the disposal system in the context of the assessment basis available at the current stage of the repository programme.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.45. The safety case for a geological disposal facility shall describe all the safety relevant aspects of the site, the design of the facility, and the managerial and regulatory controls. The safety case and its supporting assessments shall illustrate the level of protection provided and shall provide assurance that safety requirements will be met.

7.3.2 Zeitraum für den Langzeitsicherheitsnachweis

(7.14) Der Langzeitsicherheitsnachweis ist für den Nachweiszeitraum von einer Million Jahren zu führen.

Materialien zur Begründung:

- **AkEnd (2002)**

2.1.6 Isolationszeitraum

Abs. 4:

Der AkEnd ist der Auffassung, dass nach wissenschaftlichen Erkenntnissen praktisch vernünftige Prognosen über die geologische Standortentwicklung in günstigen Gebieten, wie sie auch in Deutschland existieren, über einen Zeitraum in der Größenordnung von einer Million Jahren erstellt werden können. Diese sind Voraussetzung, um im späteren Genehmigungsverfahren die Langzeitsicherheit eines Endlagers nachweisen zu können.

7.3.3 Langzeitsicherheitsanalysen

(7.15) Die Langzeitsicherheitsanalyse muss die Szenarientwicklung und die Konsequenzenanalyse zum Nachweis der Einhaltung der Schutzziele umfassen. Der Konsequenzenanalyse sind Szenarien aus der Szenarientwicklung zugrunde zu legen. Strategie und Methodik der Analysen sind darzulegen.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY CASE AND SAFETY ASSESSMENTS

3.40. The development of a safety case and supporting safety assessments for review by the regulator and other interested parties are central to the develop-

ment, operation and closure of a geological disposal facility. The safety case substantiates the safety, and contributes to confidence in the safety, of the geological disposal facility. The safety case is an essential input to all the important decisions concerning the facility. It includes the output of safety assessments (see below), together with additional information, including supporting evidence and reasoning on the robustness and reliability of the facility, its design, the design logic, and the quality of safety assessments and underlying assumptions. The safety case may also include more general arguments relating to the need for the disposal of radioactive waste, and information to put the results of the safety assessments into perspective. Any unresolved issues at any step in the development, operation and closure of the facility will be acknowledged in the safety case and guidance for work to resolve these issues will be provided.

3.41. Safety assessment is the process of systematically analysing the hazards associated with the facility and the ability of the site and the design of the facility to provide for the safety functions and to meet technical requirements. Safety assessment includes quantification of the overall level of performance, analysis of the associated uncertainties and comparison with the relevant design requirements and safety standards. The assessments are site specific, since geological systems, in contrast to engineered systems, cannot be standardized. As site investigations progress, safety assessments become increasingly refined, and at the end of a site investigation sufficient data will be available for a complete assessment. Safety assessments also identify any significant deficiencies in scientific understanding, data or analysis that might affect the results presented. Depending on the stage of development, safety assessments may be used to aid in focusing research, and their results may be used to assess compliance with the various safety objectives and standards.

- **IAEA: DS 354 (2006)**

Requirement 13: Scope of the safety case and safety assessment

3.53. With regard to post-closure safety, the expected range of possible developments affecting the disposal system and the low probability events that might affect its performance is considered in the safety case and in the supporting assessment, by:

- presenting evidence that the disposal system, its possible evolutions and relevant events that might affect it are sufficiently well understood;
- demonstrating the feasibility of implementing the design;
- providing convincing estimates of the performance of the disposal system and a reasonable level of assurance that all the relevant safety requirements will be complied with and that radiation protection has been optimized;
- identifying and presenting an analysis of the associated uncertainties.

The safety case may include the presentation of multiple lines of reasoning based, for example, on studies of natural analogues and palaeohydrogeological studies, the quality of the site, the properties of the host rock (if applicable), engineering considerations and operational procedures, and institutional assurances.

3.54. Safety assessments analyze the performance of the disposal system under the expected and less likely evolutions and events, which can be outside the designed performance range of the disposal facility. A judgment of what is to be considered as the expected evolution and less likely evolution will be discussed between the regulatory body and the operator. If needed sensitivity analyses and uncertainty analyses will be undertaken to obtain an understand-

ing of the performance of the disposal system and its components under a range of evolutions and events. The consequences of unexpected events and processes may be explored to test the robustness of the disposal system. In particular, the resilience of the disposal system is assessed. Quantitative analyses is undertaken, at least over the time period for which regulatory compliance is required, but the results from detailed models of safety assessment are likely to be more uncertain for time periods in the far future. For such time frames, arguments may be needed to illustrate safety, on the basis, for example, of complementary safety indicators, such as concentrations and fluxes of naturally occurring radionuclides and bounding analyses.

- **NEA: Safety Case (2004)**

2.4 General considerations in the presentation of a safety case

Traceability and historical perspective

Technical audiences (such as the regulator and technical reviewers) are likely to require traceability of all key assumptions within a safety assessment to an extent that would allow them, if they so desire, to reproduce important results. Furthermore, the confidence of the audience is likely to be enhanced if it is shown that the strategy put forward at earlier stages of a project to manage, for example, safety-relevant uncertainties, has indeed been followed and been successful. This requires that accessible records are kept of each important decision and its basis or rationale, including decisions on the siting and design of the repository, the planning and implementation of the research programme, interpretation of observed data, the derivation of scenarios for further assessment, and the development of conceptual models and the representation of those conceptual models in computer codes. Given the variability of information, evidence and arguments that usually form the safety case, a hierarchical documentation structure with the level of detail increasing with depth might be appropriate. If such a structure is used, it is necessary to make information flow visible by means of accurate referencing, and possibly by using information flow charts.

Openness with respect to current uncertainties, open questions and other factors that may affect the confidence that may reasonably be had in the potential safety of the system as it evolves

Some uncertainties and open questions are inevitable, particularly at early stages of a project. There may, for example, be inconsistencies in site-specific data or disagreement amongst technical experts regarding some of the evidence, analyses and arguments related to safety. A safety case should acknowledge uncertainties, show how they have been identified and taken into account, discuss their implications and explain how any that are critical to safety are to be further addressed or otherwise managed in future project stages. This may include keeping open several alternative design options or variants to cope with as yet unresolved uncertainties.

Szenarientwicklung

(7.16) Es ist eine Szenarientwicklung für das Endlagersystem durchzuführen.

Hierbei sind die nach naturwissenschaftlichen Erkenntnissen möglichen Entwicklungen des Endlagersystems, welche ihre Ursache in endogenen und exogenen Prozessen haben, zu betrachten und die für den Langzeitsicherheitsnachweis relevanten Szenarien - mit Ausnahme menschlichen Eindringens in den einschlusswirksamen Gebirgsbereich - zu identifizieren.

(7.17) Die Szenarientwicklung muss transparent und nachvollziehbar dokumentiert werden. Die Einzelschritte müssen dabei begründet und wesentliche Entscheidungen nachvollziehbar dargestellt werden.

(7.18) In Kenntnis um das verschlossene Endlager erfolgte menschliche Tätigkeiten bleiben bei der Szenarientwicklung außer Betracht. Diese werden in die Verantwortung der jeweils handelnden Gesellschaft gestellt.

(7.19) Zur Bewertung der Langzeitsicherheit sind die Szenarien folgenden Szenarienklassen zuzuordnen und die Zuordnung zu begründen:

- (7.20) wahrscheinliche Szenarien: Szenarien, deren Eintreten im Nachweiszeitraum von 1 Million Jahren eine hohe Wahrscheinlichkeit zuzuordnen ist,**
- (7.21) weniger wahrscheinliche Szenarien: Szenarien, deren Eintreten im Nachweiszeitraum von 1 Million Jahren eine wesentlich geringere Eintrittswahrscheinlichkeit zuzuordnen ist als den wahrscheinlichen Szenarien,**
- (7.22) nicht weiter zu betrachtende Szenarien: Szenarien, deren Eintreten eine sehr kleine Eintrittswahrscheinlichkeit zuzuordnen ist oder bei denen die primären Auswirkungen des auslösenden Ereignisses die Sekundärfolgen durch das Endlager bei weitem übersteigen, wie etwa der Einschlag eines großen Meteoriten.**

(7.23) Szenarien mit ähnlich ablaufenden Entwicklungen dürfen zu Szenariengruppen zusammengefasst und durch ein repräsentatives Szenarium abgebildet werden. Voraussetzung hierfür ist, dass die Auswirkungen aus dem repräsentativen Szenarium auf die Sicherheitsfunktionen des Endlagersystems

abdeckend für die Gruppe sind. Wahrscheinliche und weniger wahrscheinliche Szenarien dürfen nicht in einer Gruppe zusammengefasst werden.

(7.24) Szenarien, die der Klasse der 'nicht weiter zu betrachtenden Szenarien' zuzuordnen sind, brauchen nicht weiter behandelt zu werden.

Materialien zur Begründung:

• **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.47. With regard to post-closure safety, the expected range of possible developments affecting the geological disposal system and the low probability events that might affect its performance are considered in the safety case and in the supporting assessment, by:

- Presenting evidence that the geological disposal system, its possible evolutions und relevant events that might affect it are sufficiently well understood;
- Demonstrating the feasibility of implementing the design;
- Providing convincing estimates of the performance of the geological disposal system and a reasonable level of assurance that all the relevant safety requirements will be complied with and that radiation protection has been optimized;
- Identifying and presenting an analysis of the associated uncertainties.

3.48. Safety assessments analyse the performance of the geological disposal system under the expected and less likely evolutions and events, which can be outside the designed performance range of the geological disposal facility. A judgement of what is to be considered as the expected evolution and less likely evolution will be discussed by the regulatory body and the operator. Sensitivity analyses and uncertainty analyses will be undertaken to obtain an understanding of the performance of the geological disposal system and its components under a range of evolutions and events. The consequences of unexpected events and processes may be explored to test the robustness of the geological disposal system. In particular, the resilience of the geological disposal system is assessed. Quantitative analyses are undertaken, at least over the time period for which regulatory compliance is required, but the results from detailed models of safety assessments are likely to be more uncertain for time periods in the far future. For such timeframes, arguments may be needed to illustrate safety, on the basis, for example, of complementary safety indicators, such as concentrations and fluxes of naturally occurring radionuclides and bounding analyses.

• **NEA: Safety Case (2004)**

3.4 Characterising and managing uncertainties

Abs. 5 und 6:

Many uncertainties can be bounded, or even quantified, and methods exist to take these uncertainties into account in evaluating compliance with regulatory safety criteria. These include:

- the use of probabilistic techniques, or a set of individually performed deterministic calculations, in order to address data or model uncertainties or to

- explore a wide range of scenarios, or possibilities for system evolution, and the use of parameter values and conservative assumptions that ensure that models used to assess the radiological consequences of a repository err on the side of pessimism – for example, poorly understood features, events and processes that are favourable to safety are often excluded from quantitative analyses of system performance (see Box 2).

Some safety assessments also examine “what if?” cases that, while not necessarily physically impossible, lie outside the range of possibilities supported by scientific evidence. The analysis of such cases is intended to test the robustness of the system with respect to hypothetical perturbations, and in some cases may be viewed as an example of the precautionary principle.

Konsequenzenanalysen

(7.25) Die Ermittlung der Konsequenzen aus der Einlagerung hochradioaktiver Abfälle, d. h. die potenzielle Freisetzung und Migration von Schadstoffen im Endlagersystem, muss für alle repräsentativen Szenarien erfolgen.

(7.26) Die Konsequenzenanalyse muss auf der Basis naturwissenschaftlicher Methoden durchgeführt werden. Es sind konzeptionelle Modelle zu entwickeln und soweit möglich in mathematische Rechenverfahren umzusetzen. Es ist darzulegen, dass die in der Konsequenzenanalyse angewendeten Methoden und Rechenprogramme sowohl die konzeptionellen Modelle als auch das Endlagersystem und seine Teilsysteme adäquat beschreiben. Die Qualifizierung für den Anwendungsbereich ist nachzuweisen. Zur Behandlung der wesentlichen Datenunsicherheiten sind Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen durchzuführen.

Materialien zur Begründung:

- **NEA: Safety Case (2004)**

4.1 Components of the assessment basis

Assessment methods, models, computer codes and databases

The assessment methods, models, computer codes and databases must also be clearly and logically presented. Arguments for their reliability include that:

- the approach is logical, clear and systematic;
- the assessment is conducted within an auditable framework;
- the approach has been continually improved through an iterative process;
- the approach has been subject to peer review;
- effective communication has taken place between those engaged in research and site investigation programmes and safety assessors to ensure that safety assessors are informed of all relevant information as it is ac-

- quired;
- sensitivity analyses have been carried out to ensure that scenarios and calculational cases address key uncertainties affecting the performance of the disposal system;
 - suitable criteria have been developed for the exclusion or inclusion of features, events and processes (FEPs) from scenarios for evaluation;
 - features, events and processes (FEPs) to be included in the assessment are audited against international FEP lists [18];
 - evidence supporting the choice of scenarios, models and data comes from a wide range of sources, including field, laboratory and theoretical studies, and multiple lines of argument are, where possible, made to support the choice of particular scenarios, model assumptions and parameter values;
 - mathematical models are based on well-established physical and chemical principles, or on empirical relationships with an experimental basis that supports their applicability in conditions (e.g. scales of space and time) relevant to the assessment;
 - computer codes are developed in the framework of a QA procedure, and verified, for example by comparison with analytical solutions and alternative codes and confidence is increased by means of the simulation of experiments and of natural settings; and
 - a clear strategy and methods exist for the handling of uncertainties (see Chapter 3).

Daten

(7.27) Die zum Nachweis der Langzeitsicherheit benötigten Daten müssen grundsätzlich standortspezifisch sein. Bei Daten, die nicht am Standort erhoben wurden, ist der Standortbezug zu belegen.

7.3.4 Einhaltung der Schutzziele

Wahrscheinliche Szenarien

(7.28) Die Einhaltung der Schutzziele wird durch das Isolationsvermögen des Endlagersystems gewährleistet. Zur Bewertung des Isolationsvermögens des Endlagersystems werden die Konsequenzen der wahrscheinlichen Szenarien analysiert. Die Bewertung orientiert sich soweit als möglich an dem Gedanken, dass die Isolation gewährleistet ist, wenn das bestehende natürliche System so wenig wie möglich gestört ist. Damit wird neben dem Schutz des Menschen auch dem Schutz der Umwelt Genüge getan.

(7.29) Die Einhaltung der Schutzziele ist gewährleistet, wenn die Isolation für den Nachweiszeitraum nachgewiesen ist. Der Nachweis der Isolation ist für die Teilsysteme des Endlagersystems Endlagerbergwerk, einschlusswirksamer Gebirgsbereich, Deck- und Nebengebirge und oberflächennahe Biosphäre mittels folgender Indikatoren zu führen:

- **(7.30) Rückhaltung von Schadstoffen im Endlager**
- **(7.31) Veränderung der Konzentration der Elemente Uran und Thorium in der Randzone des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs**
- **(7.32) Beitrag zur Leistungsdichte aufgrund radioaktiver Strahlung im Porenwasser des Randbereichs des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs durch aus dem Endlagerbergwerk freigesetzte Radionuklide**
- **(7.33) Radiotoxizität der aus dem einschlusswirksamen Gebirgsbereich freigesetzten Radionuklide**
- **(7.34) Veränderung der Aktivitätskonzentration von Radionukliden im oberflächennahen Grundwasser**
- **(7.35) Effektive Individualdosis**

(7.36) Die Anforderungen an die Isolation gelten als erfüllt, wenn alle Kriterien für die Indikatoren eingehalten werden.

Weniger wahrscheinliche Szenarien

(7.37) In der Konsequenzenanalyse für die weniger wahrscheinlichen Szenarien werden die Konsequenzen - aufgrund migrierter Radionuklide - in den jeweiligen Teilsystemen ermittelt. Als Bewertungsmaßstab werden die Bedingungen und Konsequenzen herangezogen, die sich aufgrund natürlicher, vom Endlager nicht beeinflusster Verhältnisse ermitteln lassen. Die Anforderungen an die Isolation gelten als erfüllt, wenn die ermittelten Konsequenzen aufgrund der aus dem Endlager freigesetzten Radionuklide nicht größer sind als diejenigen, welche sich aufgrund natürlicher, vom Endlager nicht beeinflusster Bedingungen ergeben (siehe Anhang).

Anmerkung der GRS:

Nachweisstrategie, Kriterien und Bewertungsmaßstäbe, die in einer Leitlinie konkretisiert werden müssen, sind im GRS-A-Bericht 3358 dargestellt.

Unsicherheitsanalysen

Für die Kriterien in beiden Szenarienklassen gilt darüber hinaus:

(7.38) Sowohl für die wahrscheinlichen als auch für die weniger wahrscheinlichen Szenarien werden die Konsequenzen unter expliziter Berücksichtigung von Datenunsicherheiten ermittelt. Bei Verwendung von stochastischen Methoden ist das mit einem Konfidenzintervall von 95 % ermittelte 95-Perzentil des Indikators für die Bewertung der Ergebnisse heranzuziehen.

(7.39) Die Unsicherheitsanalysen sollen nicht auf die bei der Indikatorberechnung verwendeten standardisierten Modelle (siehe Anhang) angewendet werden.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

Requirements for an adequate understanding and for confidence in safety
3.22. The development of sufficient confidence in the results of the safety assessment is facilitated by identifying the features and processes that provide for safety, and also the features, events and processes that might be detrimental to safety, and demonstrating that they are sufficiently well characterized and understood. Where there is uncertainty, it is taken into consideration in the estimation of safety. The aim is to establish that there is a high level of confidence that a sufficient set of features and processes provide for safety and that they can be relied on over the required periods for containment and isolation. Other, less well quantified, features and processes may also contribute to safety, although the reasoning is based on more qualitative arguments, and constitute a safety reserve or safety margin.

- **NEA: Safety Case (2004)**

4.2 Presentation of the assessment basis and support for its quality and reliability

Assessment methods, models, computer codes and databases

Bull. 6 und 12:

- sensitivity analyses have been carried out to ensure that scenarios and calculational cases address key uncertainties affecting the performance of the disposal system;
- a clear strategy and methods exist for the handling of uncertainties (see Chapter 3).

3.4 Characterising and managing uncertainties

Abs. 5 und 6:

Many uncertainties can be bounded, or even quantified, and methods exist to take these uncertainties into account in evaluating compliance with regulatory safety criteria. These include:

- the use of probabilistic techniques, or a set of individually performed deterministic calculations, in order to address data or model uncertainties or to explore a wide range of scenarios, or possibilities for system evolution, and
- the use of parameter values and conservative assumptions that ensure that models used to assess the radiological consequences of a repository err on the side of pessimism – for example, poorly understood features, events and processes that are favourable to safety are often excluded from quantitative analyses of system performance (see Box 2).

Some safety assessments also examine “what if?” cases that, while not necessarily physically impossible, lie outside the range of possibilities supported by scientific evidence. The analysis of such cases is intended to test the robustness of the system with respect to hypothetical perturbations, and in some cases may be viewed as an example of the precautionary principle.

Weitere Indikatoren und Analoga

(7.40) Zur Bewertung und Untermauerung der Langzeitsicherheit eines Endlager-systems sollen weitere Indikatoren herangezogen werden. Insbesondere sind Funktionsindikatoren zur Beurteilung von Teilsystemen standort- und endlager-konzeptspezifisch zu entwickeln, Kriterien für ihre Bewertung abzuleiten und zur Anwendung zu bringen.

(7.41) Durch Vergleich mit analogen Größen in der Natur, am Standort selbst oder in ähnlichen geologischen Verhältnissen sollen Aussagen hinsichtlich der Robustheit des Endlagersystems sowie des Isolationsvermögens der betrachteten Teilsysteme ermöglicht werden. Werden aus der Betrachtung eines anderen Standortes Schlüsse auf bestimmte Eigenschaften oder Prozesse am Endlagerstandort gezogen, so muss im Langzeitsicherheitsnachweis die Analogie der beiden Standorte ausführlich diskutiert und belegt werden.

Materialien zur Begründung:

- IAEA: WS-R-4 (2006)

2. PROTECTION OF HUMAN HEALTH AND THE ENVIRONMENT ENVIRONMENTAL AND NON-RADIOLOGICAL CONCERNS

2.18. Estimates of doses due to the future migration of radionuclides from a

geological disposal facility are indicators for the protection of people. On the basis of the assumption mentioned in para. 2.17, dose estimates to humans that take account of a range of possible environmental transfer pathways could already be considered as indicators of environmental protection. Additional indicators and comparisons, such as estimates of the concentrations and fluxes of contaminants and their comparison with the concentrations and fluxes of naturally occurring radionuclides, may also prove valuable to indicate a level of overall long term environmental protection that is independent of assumptions about human habits [16]. Other factors to be considered may include the protection of groundwater resources and the ecological sensitivity of the environment into which contaminants may be released.

3. SAFETY REQUIREMENTS FOR GEOLOGICAL DISPOSAL SAFETY DESIGN PRINCIPLES

Requirements for isolation of waste

3.35. Over time periods of several thousand years or more, the migration of a fraction of the longer lived and more mobile radionuclides from the waste in a geological disposal facility may be inevitable. The safety criteria to apply in assessing such possible releases are set out in Section 2. Care needs to be exercised in using the criteria beyond the time where the uncertainties become so large that these criteria may no longer serve as a reasonable basis for decision making. For such long times after closure, indicators of safety other than dose or individual risk may be appropriate, and their use should be considered.

Requirements on the scope of the safety case and safety assessment

3.47.

The safety case may include the presentation of multiple lines of reasoning based, for example, on studies of natural analogues and palaeohydrogeological studies, the quality of the site, the properties of the host rock, engineering considerations and operational procedures, and institutional assurances.

Requirements for geological disposal facility design

3.59. A geological disposal facility is expected to perform over much longer time periods than those usually considered in engineering applications. Investigation of the ways in which analogous natural materials have behaved in geological settings in nature, or how ancient artefacts and human made constructions have behaved over time, may contribute to confidence in the assessment of long term performance. Demonstration of the feasibility of fabrication of waste containers and of the construction of engineered barriers and their features, for example in underground laboratories, is important to generate confidence that an adequate level of performance can be achieved.

- **NEA: Safety Case (2004)**

5. EVIDENCE, ANALYSES AND ARGUMENTS AND THEIR SYNTHESIS IN A SAFETY CASE

5.1 Types of evidence, arguments and analyses

Safety indicators complementary to dose and risk

Complementary safety indicators can be used to provide supporting arguments for the low consequences of any radionuclide releases to the surface environment. For example, the release rate of radioactivity to the surface environment provides a safety indicator that can be compared with naturally occurring radioactivity fluxes [19]. The radiological toxicity of the waste provides a safety indicator that can be used to compare the hazard of the waste to that of a naturally

occurring uranium ore body, and tracking of the location of radionuclides over time can show that these are predominantly contained or decay within the repository and its surroundings. The choice of indicators is highly dependent on the context of each national programme.

7.3.5 Unbeabsichtigtes menschliches Eindringen

(7.42) Ein unbeabsichtigtes menschliches Eindringen in das Endlagersystem ist nach Verlust der Information über das Endlager in der fernerer Zukunft nicht ganz auszuschließen. Durch das Konzept des Konzentrierens und des Isolierens der hochradioaktiven Abfälle besteht im Falle menschlichen Eindringens das Risiko einer Strahlenexposition, das nur bedingt reduziert werden kann.

(7.43) Menschliches Eindringen in das Endlagersystem ist bei der Auswahl des Standortes und zur Erfüllung der Anforderungen im Sicherheitskonzept im Hinblick auf die Optimierung der Sicherheit zu behandeln.

- (7.44) Es wird ausschließlich das unbeabsichtigte menschliche Eindringen betrachtet.***
- (7.45) Szenarien, die das beabsichtigte Eindringen des Menschen in das Barrierensystem beschreiben, bleiben außer Betracht. Diese Eingriffe werden in die Verantwortung der jeweils handelnden Gesellschaft gestellt.***

(7.46) Zur Bewertung des unbeabsichtigten Eindringens sind Referenzszenarien heranzuziehen. Die Referenzszenarien sind unter Berücksichtigung der Standortverhältnisse, der heutigen gesellschaftlichen Bedingungen in Deutschland sowie des heutigen Standes von Wissenschaft und Technik zu analysieren und zu bewerten. In diese Bewertung sind die Anzahl der betroffenen Personen, das räumliche und zeitliche Ausmaß einer möglichen Kontamination und die Möglichkeit der Reduzierung der Auswirkungen durch planerische Gegenmaßnahmen einzubeziehen.

(7.47) Es muss gezeigt werden, dass bei der Planung und Auslegung alle praktikablen Gegenmaßnahmen getroffen worden sind.

(7.48) Zur Behandlung der Szenarien, die das unbeabsichtigte menschliche Eindringen beschreiben, ist davon auszugehen, dass das Wissen über das Endlager mindestens 500 Jahre erhalten bleibt. Als Zeitpunkt für ein Eingriffsszenarium braucht daher kein früherer Zeitpunkt gewählt werden.

Materialien zur Begründung:

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY APPROACH

Requirements concerning the importance of safety in the development process

3.17. At each major decision point the implications for safety of the available options for the geological disposal facility are considered and taken into account. Ensuring both operational and post-closure safety is the overriding factor at each decision point. If more than one option is capable of providing the required level of safety, then other factors will also be considered. These factors could include public acceptability, cost, site ownership, and existing infrastructure and transport routes. Consideration will be given to locating the facility away from known underground mineral, geothermal and water resources so as to reduce the risk of human intrusion into the site and the potential for uses of the surrounding area that are in conflict with the facility. Safety is considered at every step in the decision making process to ensure that the geological disposal facility is optimized in the sense discussed in the appendix.

Requirements concerning post-closure and institutional controls

3.77. Geological disposal facilities do not rely on long term post-closure institutional control as a passive safety function (see para. 3.19). Nevertheless, institutional controls may contribute to safety by preventing or reducing the likelihood of human actions that could inadvertently interfere with the waste, or degrade the safety features of the geological disposal system. Institutional controls may also contribute to increasing the societal acceptability of geological disposal.

Appendix

ASSURANCE OF COMPLIANCE WITH THE SAFETY OBJECTIVE AND CRITERIA

A.4. In estimating the doses to individuals who will be living in the future, it is assumed that humans will be present locally, and that they will make some use of local resources that may contain radionuclides originating from the waste in the geological disposal facility. The representation of future human behaviour in assessment models is necessarily stylized, as it is not possible to predict behaviour in the future with any certainty. The rationale and possible approaches to the modelling of the biosphere and the estimation of doses arising from waste disposal facilities have been considered in the IAEA BIOMASS Project [26].

A.5. In the event of inadvertent human intrusion into a geological disposal facility, a small number of individuals involved in activities such as drilling or mining into the facility could receive high radiation doses. The doses and risks to any individuals who take part in activities to disturb deliberately the geological disposal facility or its waste need not be taken into consideration, as such actions would be planned. In general, the likelihood of inadvertent human intrusion into the waste will be low as a consequence of the chosen depth of the geological

disposal facility and the decision to site it away from known mineral resources. While the doses received from such an inadvertent intrusion could be high, the associated risk is likely to be more than outweighed by the higher level of protection afforded by geological disposal in comparison with other strategies, since the likelihood of human intrusion is low.

- **ICRP 81 (1998)**

- 4.4.3. Radiological criteria applied to human intrusion**

- (60) The possibility of elevated exposures from human intrusion is an inescapable consequence of the decision to concentrate waste in a discrete disposal facility rather than diluting or dispersing it. It is possible that human intrusion could bring waste material to the surface and directly expose nearby populations to significant radiation doses. Also, releases resulting from human intrusion, such as drilling, could migrate through the biosphere and exposures may result that are indirectly related or incidental to the intrusion event.

- (61) Protection from exposures associated with human intrusion is best accomplished by efforts to reduce the possibility of such events. Reasonable measures should be implemented to warn society of the existence of the disposal facility. These may include siting a disposal facility at depth or incorporating robust design features which make intrusion more difficult, or employing active institutional controls (such as restricting access or monitoring for potential releases) and passive institutional controls (such as records and markers).

- (62) Because the occurrence of human intrusion cannot be totally ruled out, the consequences of one or more typical plausible stylised intrusion Scenarios should be considered by the decision-maker to evaluate the resilience of the repository to potential intrusion. In principle, the significance of human intrusion ideally might be assessed using a risk-based approach considering both the probability of intrusion and the associated consequences. However, any projections of the magnitude of intrusion risks are by necessity dependent on assumptions that are made about future human behaviour. Since no scientific basis exists for predicting the nature or probability of future human actions, it is not appropriate to include the probabilities of such events in a quantitative performance assessment that is to be compared with dose or risk constraints.

- (63) The Commission has previously recommended a dose constraint of 0.3mSv per year for members of the public for the optimisation of protection in radioactive waste management. This constraint is not applicable in evaluating the significance of human intrusion because, by definition, intrusion will have by-passed the barriers which were considered in the optimisation of protection for the disposal facility.

- (64) Nevertheless, a measure of the significance of human intrusion for protection is necessary. Furthermore, since a future society may be unaware of exposures resulting from intrusion, any protective actions required should be considered during the development of the disposal System. Intrusion may lead to acute or prolonged doses to future individuals. The Commission considers that in circumstances where human intrusion could lead to doses to those living around the site sufficiently high that intervention on current criteria would almost always be justified, reasonable efforts should be made to reduce the probability of human intrusion or to limit its consequences. In this respect, the Commission has previously advised that an existing annual dose' of around 10 mSv may be used as a generic reference level below which intervention is not likely to be

justifiable. Conversely, an existing annual dose¹ of around 100 mSv per year may be used as a generic reference level above which intervention should be considered almost always justifiable. Similar considerations apply in Situations where the thresholds for deterministic effects in relevant Organs are exceeded.

¹ The term existing annual dose is used by the Commission to mean the existing and persisting annual dose incurred by individuals in a given location. The exposure that may occur from a repository is a component of the existing annual dose.

7.3.6 Dokumentation des Langzeitsicherheitsnachweises

(7.49) Die Dokumentation des Langzeitsicherheitsnachweises muss umfassend, transparent und nachvollziehbar die Zusammenführung der Argumente und Analysen zur Begründung der Sicherheit des Endlagersystems sowie zum Vertrauen in die Sicherheitsaussage des Nachweises enthalten.

Materialien zur Begründung:

- **NEA: Safety Case (2004)**

General considerations when presenting the safety case

(iii) Other considerations

A number of other considerations must be taken into account in preparing the safety case and to establish its credibility. These include:

- Transparency – a safety case should be presented in ways that are both clear and understandable to the intended audience; the objective is to inform the audience's organisational or personal decisions regarding safety;
- Traceability – with respect to the step by step decision making process and for more technical audiences, it must be possible to trace all key assumptions, data and their basis, either through the main documents or supporting records;
- Openness – with respect to current uncertainties, open questions and other factors that may affect the confidence that may reasonably be achieved in the potential safety of the disposal system should be discussed;
- Peer review – both internal and external peer review is a valuable tool for enhancing confidence in a safety case on the part of its author, and also the wider scientific and technical community.

- **IAEA: WS-R-4 (2006)**

SAFETY CASE AND SAFETY ASSESSMENTS

3.40. The development of a safety case and supporting safety assessments for review by the regulator and other interested parties are central to the development, operation and closure of a geological disposal facility. The safety case substantiates the safety, and contributes to confidence in the safety, of the geological disposal facility. The safety case is an essential input to all the important decisions concerning the facility. It includes the output of safety assessments

(see below), together with additional information, including supporting evidence and reasoning on the robustness and reliability of the facility, its design, the design logic, and the quality of safety assessments and underlying assumptions. The safety case may also include more general arguments relating to the need for the disposal of radioactive waste, and information to put the results of the safety assessments into perspective. Any unresolved issues at any step in the development, operation and closure of the facility will be acknowledged in the safety case and guidance for work to resolve these issues will be provided.

8 **Verwendete Literatur**

AkEnd (2002)

Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd)
Auswahlverfahren Endlagerstandorte
Empfehlungen des AkEnd - Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte
Dezember 2002

ATOMGESETZ (AtG) (2005)

Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) vom 23. Dezember 1959,
Neufassung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I. 1565), zuletzt geändert durch Gesetz vom 12. August 2005 (BGBl. I. S. 2365, ber. S 2976)

BMI: Sicherheitskriterien (1983)

Bundesministerium des Innern (BMI)
Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk
GMBl. 1983, S. 220

GRUNDNORMEN (1996)

Kommission der Europäischen Gemeinschaften
Richtlinie 96/29/EURATOM des Rates vom 13. Mai 1996 zur Festlegung der grundlegenden Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung gegen die Gefahren durch ionisierende Strahlen
Amtsblatt der Europäischen Gemeinschaften L 159, 29. Juni 1996

IAEA: DS 354 (2006)

International Atomic Energy Agency (IAEA)
Disposal of Radioactive Waste
Draft Safety Requirements DS 354
Draft 4, Date: 2006-10-17

IAEA: SAFETY FUNDAMENTALS (2006)

International Atomic Energy Agency (IAEA)
Fundamental Safety Principles
Safety Fundamentals
Safety Standards Series No. SF-1, Vienna, 2006

IAEA: WS-R-4 (2006)

International Atomic Energy Agency (IAEA)
Geological Disposal of Radioactive Waste-
Safety Requirements, WS-R-4, Vienna 2006

IAEA-DRAFT: SG 337 (2005)

International Atomic Energy Agency (IAEA)
Management Systems for the Safety of Radioactive Waste Disposal;
Draft Safety Guide DS337
Date: 05 Aug. 2005

IAEA: BASIC SAFETY STANDARDS (1996)

International Atomic Energy Agency (IAEA)
International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources.
Safety series, No 115, Vienna, 1996

IAEA: PRINCIPLES (1995)

International Atomic Energy Agency (IAEA)
The Principles of Radioactive Waste Management
Safety Series No. 111 - F, IAEA, Vienna, 1995

IAEA: EXEMPTION PRINCIPLES (1988)

International Atomic Energy Agency (IAEA)
Principles for the Exemption of Radiation Sources and Practices from Regulatory Control.
Safety Series No 89, Vienna, 1988

ICRP: DRAFT (2007)

International Commission of Radiological Protection (ICRP)
DRAFT RECOMMENDATIONS OF THE INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
02/13/07, 12 January 2007

ICRP DRAFT: SCOPE (2006)

International Commission of Radiological Protection (ICRP)
Scope of Radiological Protection
Draft prepared by an ICRP Task Group - Not to be copied or referred to
02/258/05 - spring 2006 version

ICRP: HOLM (2006)

L.-E. Holm:
International Commission of Radiological Protection (ICRP)
The 2006 ICRP Recommendations on Radiological Protection
A Stakeholder Dialogue on the Draft 2006 ICRP Proposals
Washington D.C., United States, 28 - 29 August 2006

ICRP DRAFT: Optimisation (2006)

International Commission of Radiological Protection (ICRP)
The Optimisation of Radiological Protection - Broadening the Process –
Updated draft after public consultation
Report by the ICRP Committee 4 Task Group on Optimisation of Protection
January 2006

ICRP 81 (1998)

International Commission of Radiological Protection (ICRP)
Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste
Publication 81
Annals of the ICRP, Vol. 28, No 4 1998

ICRP 77 (1998)

International Commission of Radiological Protection (ICRP)
Recommendations of the ICRP
Publication 77, 1998

ICRP 60 (1991)

International Commission of Radiological Protection (ICRP)
Recommendations of the ICRP
Publication 60, 1991

JOINT CONVENTION (1998)

Gesetz zu dem Gemeinsamen Übereinkommen vom 5. September 1997 über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle
(Gesetz zu dem Übereinkommen über nukleare Entsorgung)
BGBl Teil II, Nr. 31, S. 1752, 1998

Kerntechnisches Regelwerk (2006)

BMU
Begriffsdefinitionen
Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme
SR 2475
Entwurf, September 2006

KTA 2101

Brandschutz in Kernkraftwerken
KTA 2101.1: Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes
KTA 2101.2: Teil 2, Baulicher Brandschutz
KTA 2101.3: Teil 3: Brandschutz an maschinen- und elektrotechnischen Anlagen
Fassung Dezember 2000

NEA: Safety Case (2004)

OECD Nuclear Energy Agency (NEA)
Post-Closure Safety Case for Geological Repositories
OECD, Paris 2004

NEA: Confidence (1999)

OECD Nuclear Energy Agency (NEA)
Confidence in the Long-term Safety of Deep Geological Repositories
Its Development and Communication
OECD, Paris 1999

NEA: COLLECTIVE OPINION (1995)

OECD Nuclear Energy Agency (NEA)
Steering Committee for Nuclear Energy:
Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal
A Collective Opinion of the Radioactive Waste Management Committee
OECD, Paris 1995

NEA: Collective Opinion (1991)

OECD Nuclear Energy Agency (NEA)
Can Long-term Safety Be Evaluated? – A Collective Opinion
OECD, Paris 1991

RSK/SSK-STELLUNGNAHME (2002)

Reaktorsicherheitskommission/Strahlenschutzkommission
Gemeinsame Stellungnahme der RSK und SSK betreffend der BMU-Fragen zur Fortschreibung der Endlager-Sicherheitskriterien
05./06. 12. 2002

SSK-EMPFEHLUNG (1995)

Strahlenschutzkommission (SSK)
Verfahren und Kriterien für die Freigabe von Gebäuden mit geringfügiger Radioaktivität zum Abriss oder zur Weiternutzung
Empfehlung der Strahlenschutzkommission
Verabschiedet in der 134. Sitzung am 08. Dezember 1995
Veröffentlicht in: - Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 39

SSK-EMPFEHLUNG (1985)

Strahlenschutzaspekte bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen
Empfehlung der Strahlenschutzkommission
Verabschiedet in der 60. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 28. Juni 1985
Veröffentlicht in: Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 6

STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG: BEGRÜNDUNG (2001)

Begründung zur Novellierung der Strahlenschutzverordnung
Kabinettsvorlage, 2001

STRAHLENSCHUTZVERORDNUNG (StrISchV) (2005)

Strahlenschutzverordnung (StrISchV)
Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen
in der Fassung der Bekanntmachung vom 20. Juli 2001
(BGBl. I. S. 1714, 2001, (2002, 1459)
(Stand: Zuletzt geändert durch Art. 2 § 3 Abs. 31 G v. 1. 9.2005 I 2618)

WENRA (2005)

WENRA Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)
Waste and Spent Fuel Storage Safety Reference Levels Report Version 0
December 2005

Zeitlich vorlaufende GRS - Berichte

Baltes, B., W. Thomas:
Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk
– Diskussionsgrundlage,
GRS-A-2764, März 2000

Baltes, B.; H. Heuser, A. Kindt, W. Thomas:
Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk - Überarbeitete Diskussionsgrundlage - GRS-A-2990, Januar 2002

Baltes, B., A. Kindt:
Präzisierung und Weiterentwicklung der Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk (Synopsis) - 12.03.02

Baltes, B., A. Kindt, K.-J. Röhlig:
Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk - Vorschlag der GRS - GRS-A-3110, Juli 2003

Baltes, B., A. Kindt, K.-J. Röhlig:
Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk - Aktualisierte Diskussionsgrundlage - GRS-A-3103, Juli 2003

Baltes, B., A. Kindt, K.-J. Röhlig:
Safety Criteria for the Disposal of Radioactive Waste in a Mine Proposal by GRS - GRS-A-3144, July 2003

Baltes, B., K.-J. Röhlig, A. Kindt:
Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk:
Revision (Stand:18.09.2006)
GRS-A-3339, Entwurf, September 2006

Vergleich der Aussagen in:
IAEA SAFETY STANDARDS SERIES No. WS-R-4 GEOLOGICAL DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE SAFETY REQUIREMENTS und
B. Baltes, K.-J. Röhlig, A. Kindt, Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk - Revision - Stand: 18.09.2006
Stand: 08.11.06