

## Unterrichtung

durch die Bundesregierung

### Bericht der Bundesregierung über Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahr 1993

#### Inhalt

	Seite
<b>I. Auftrag und Zusammenfassung</b> .....	3
1. Auftrag .....	3
2. Zusammenfassung .....	3
<b>II. Natürliche Strahlenexposition</b> .....	5
<b>III. Zivilisatorisch veränderte natürliche Strahlenexposition</b> .....	7
1. Radioaktive Stoffe in Baumaterialien und Industrieprodukten .....	7
2. Radon in Gebäuden .....	7
3. Radioaktive Stoffe in der Umwelt als Folge des Bergbaus .....	8
3.1 Umgebungsüberwachung an den Sanierungsbetrieben der Wismut GmbH .....	8
3.2 Altlastenkataster .....	8
<b>IV. Zivilisatorische Strahlenexposition</b> .....	17
1. Kerntechnische Anlagen .....	17
1.1 Zusammenfassung der Ergebnisse für kerntechnische Anlagen ...	17
1.2 Jahresableitungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen	17
1.3 Berechnete obere Werte der Strahlenexposition in der Umgebung kerntechnischer Anlagen .....	17
2. Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in der Medizin .....	19
3. Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in For- schung, Technik und Haushalt .....	19
3.1 Industrieerzeugnisse und technische Strahlenquellen .....	19
3.2 Störstrahler .....	20

	Seite
4. Berufliche Tätigkeit .....	20
4.1 Personendosisüberwachung .....	20
4.2 Inkorporationsüberwachung .....	20
4.3 Berufliche Strahlenexposition durch Radonfolgeprodukte in den neuen Bundesländern .....	20
4.4 Strahlenexposition des Flugpersonals .....	21
5. Besondere Vorkommnisse .....	21
6. Fall-out von Kernwaffenversuchen .....	21
<b>V. Strahlenexposition durch den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl ..</b>	<b>41</b>
<b>Anhang</b>	
<b>A. Strahlendosis und Strahlenwirkung .....</b>	<b>42</b>
1. Strahlendosis und ihre Einheiten .....	42
2. Externe und interne Bestrahlung .....	43
3. Stochastische und deterministische Strahlenwirkung .....	44
4. Genetisch vererbare Defekte .....	44
5. Induktion von Leukämie und Krebs .....	44
6. Risikoabschätzung .....	46
7. Effektive Dosis .....	47
<b>B. Erläuterung der benutzten Fachausdrücke .....</b>	<b>48</b>

## I. Auftrag und Zusammenfassung

### 1. Auftrag

Das Strahlenschutzvorsorgengesetz vom 19. Dezember 1986 (BGBl. I S. 2610), zuletzt geändert durch das Gesetz vom 24. Juni 1994 (BGBl. I S. 1416), sieht die jährliche Berichterstattung durch den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit an den Deutschen Bundestag und den Bundesrat über die Entwicklung der Radioaktivität in der Umwelt vor. Der Bericht für das Jahr 1993 wird hiermit vorgelegt. Er umfaßt die wichtigsten Informationen und Änderungen im Bereich der Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung gegenüber den Vorjahren. Umfassenderes Datenmaterial wird jeweils in den ausführlichen Jahresberichten über „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung“ wiedergegeben.

### 2. Zusammenfassung

Der Bericht behandelt

- die natürliche Strahlenexposition (Kapitel II)
- die zivilisatorisch veränderte natürliche Strahlenexposition (Kapitel III)
- die zivilisatorische Strahlenexposition (Kapitel IV)
- die Strahlenexposition durch den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl (Kapitel V).

Die natürliche Strahlenexposition setzt sich zusammen aus der Strahlenexposition von außen durch die kosmische und terrestrische Komponente und aus der Strahlenexposition von innen durch die Aufnahme natürlich radioaktiver Stoffe in den Körper. Veränderungen der Umwelt des Menschen durch technische Entwicklungen, die eine unbeabsichtigte Anreicherung natürlich radioaktiver Stoffe zur Folge haben, führen zu einer zivilisatorisch bedingten Erhöhung der Strahlenexposition. Insbesondere Radon in Gebäuden und natürlich radioaktive Stoffe aus Bergbau und Verarbeitungsprozessen können zur Erhöhung der mittleren Strahlenexposition beitragen. Die bisher durchgeführten Messungen haben ergeben, daß in nicht mehr als 2 % der Wohnungen in Deutschland die Radonkonzentration in der Raumluft über einem Wert von 250 Bq/m<sup>3</sup> liegt; diesen Wert sieht die Strahlenschutzkommission als Obergrenze des Normalbereichs an. Darüberliegende Werte treten überwiegend auf in Gebäuden in Bergbaugebieten und in Gebieten, die aufgrund der geologischen Beschaffenheit des Untergrundes erhöhte Radon-Vorkommen aufweisen.

In den neuen Bundesländern wird gemäß Einigungsvertrag vom 31. August 1990 nach fortgeltendem Recht der ehemaligen DDR die bei bergbaulichen und

anderen Tätigkeiten durch Radonfolgeprodukte auftretende berufliche Strahlenexposition überwacht. Die mittlere effektive Jahresdosis des betroffenen Personenkreises betrug im Berichtsjahr 1993 4,8 mSv und lag damit weit unter dem gesetzlich festgelegten Dosisgrenzwert von 50 mSv pro Jahr.

Für das Flugpersonal, das ausschließlich auf den wichtigsten nördlichen Flugrouten zwischen Europa, USA und Asien unterwegs ist, läßt sich eine mittlere jährliche Strahlenexposition von etwa 5 mSv abschätzen; bei anderen Flugrouten sind die Dosen geringer. Diese Personengruppe soll künftig nach der neuen Empfehlung der Internationalen Kommission für Strahlenschutz (ICRP-60) und Überlegungen bei der Europäischen Union als beruflich strahlenexponiert angesehen werden. Nach Verabschiedung der neuen EURATOM-Grundnormen werden im Rahmen der dadurch erforderlichen Revision des deutschen Strahlenschutzrechtes den EU-Vorgaben entsprechende Regelungen aufgenommen.

Die Beiträge zur zivilisatorischen Strahlenexposition der Bevölkerung resultieren aus dem Betrieb kerntechnischer Anlagen, aus der Anwendung ionisierender Strahlung und radioaktiver Stoffe in Medizin, Forschung, Technik und Haushalt sowie aus dem Fall-out von Kernwaffenversuchen in der Atmosphäre und dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl im Jahre 1986.

Die Strahlenexposition der Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1993 ist in der Abbildung I.1 nach den verschiedenen Quellen aufgeschlüsselt. Die mittlere effektive Jahresdosis der Bevölkerung beträgt rund 4 mSv, wobei die natürlichen und medizinischen Strahlenquellen die Hauptbeiträge liefern, während sich Dosisbeiträge der weiteren Strahlenquellen im Bereich einiger Tausendstel der Gesamtdosis bewegen.

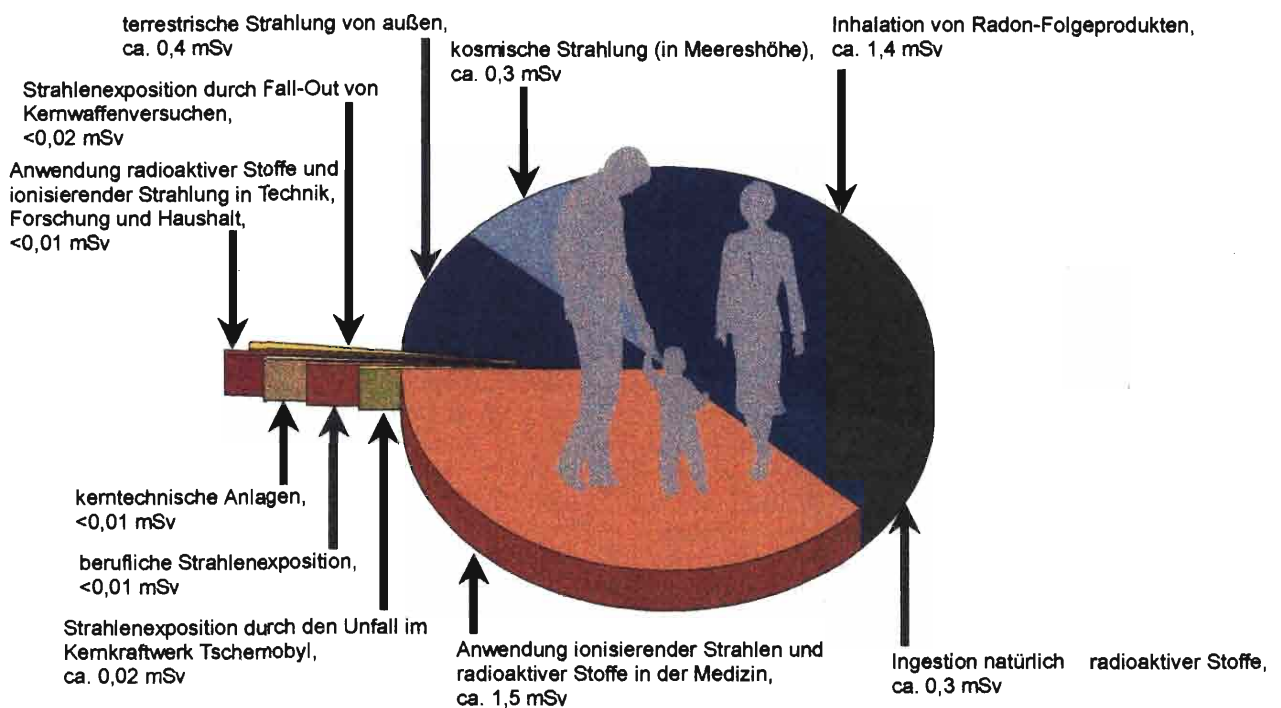
Einzelerggebnisse für das gesamte Bundesgebiet im Jahr 1993 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die effektive Dosis aus natürlichen Strahlenquellen beträgt im Mittel ca. 2,4 mSv pro Jahr. Das radioaktive Edelgas Radon und seine kurzlebigen Folgeprodukte liefern über Inhalation den Hauptbeitrag zur Strahlenexposition natürlichen Ursprungs mit einer effektiven Dosis von ca. 1,4 mSv mit einer erheblichen Variationsbreite.
- Die zivilisatorische Strahlenexposition liegt, ausgedrückt als effektive Dosis, bei ca. 1,6 mSv pro Einwohner und Jahr. Der größte Beitrag wird durch die Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in der Medizin, insbesondere durch die Röntgendiagnostik, verursacht. Dieser Schätzwert kann nicht für Risikoabschätzungen bei der Gesamtbevölkerung herangezogen werden, da sich die medizinisch bedingte

- Strahlenexposition extrem ungleichmäßig auf die Bevölkerung verteilt.
- Der Beitrag der Strahlenexposition durch Kernkraftwerke und sonstige kerntechnische Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland zur mittleren effektiven Dosis der Bevölkerung blieb auch im Jahr 1993 deutlich unter 1 % der zivilisatorischen Strahlenexposition. Die Jahresemissionen radioaktiver Stoffe lagen bei allen kerntechnischen Anlagen unterhalb, bei den meisten weit unterhalb der genehmigten Werte.
  - Der Beitrag der beruflichen Strahlenexposition hat sich nach den vorliegenden Daten weiterhin verringert. Für 1993 liegen noch nicht alle Daten vor.
  - Die durch den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl veränderte mittlere Strahlenexposition der Bevölkerung ging von 5 % im Jahr 1986 auf unter 1 % der natürlichen Strahlenexposition (2,4 mSv) zurück.
  - Der Beitrag der Strahlenexposition durch die in den vergangenen Jahrzehnten in der Atmosphäre durchgeführten Kernwaffenversuche zur effektiven Dosis ist weiterhin rückläufig. Im Jahr 1993 wurden keine Kernwaffenversuche in der Atmosphäre durchgeführt.

Abbildung I.1

**Mittlere effektive Dosis der Bevölkerung  
der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1993: ca. 4 mSv**



## II. Natürliche Strahlenexposition

Durch natürliche Strahlenquellen ist der Mensch einer mittleren effektiven Dosis von 2,4 mSv pro Jahr ausgesetzt. Je nach Höhenlage des Aufenthaltsortes und der geologischen Beschaffenheit des Untergrunds unterliegt die natürliche Strahlenexposition starken Schwankungen.

Die natürliche Strahlenexposition setzt sich aus mehreren Komponenten zusammen, wobei zwischen der externen Exposition durch Höhen- und Bodenstrahlung (kosmische und terrestrische Komponente, siehe Abschnitt B) und der internen Strahlenexposition durch Inkorporation radioaktiver Stoffe über Inhalation und Ingestion unterschieden wird.

Die externe Strahlenexposition beträgt im Mittel 0,7 mSv pro Jahr und setzt sich etwa zu gleichen Teilen aus der kosmischen und terrestrischen Strahlungskomponente zusammen. Abbildung II.1 zeigt die ortsabhängige Verteilung der externen Strahlenexposition im Freien in der Bundesrepublik Deutschland.

Die kosmische Komponente besteht im wesentlichen aus direkter Gammastrahlung. In Meereshöhe errechnet sich die aus der Gammastrahlung resultierende effektive Dosis zu 0,24 mSv pro Jahr. Die durch Neutronen (0,03 mSv pro Jahr) und kosmische Radionuklide (0,01 mSv pro Jahr) verursachten Beiträge zur kosmischen Strahlenexposition sind von untergeordneter Bedeutung.

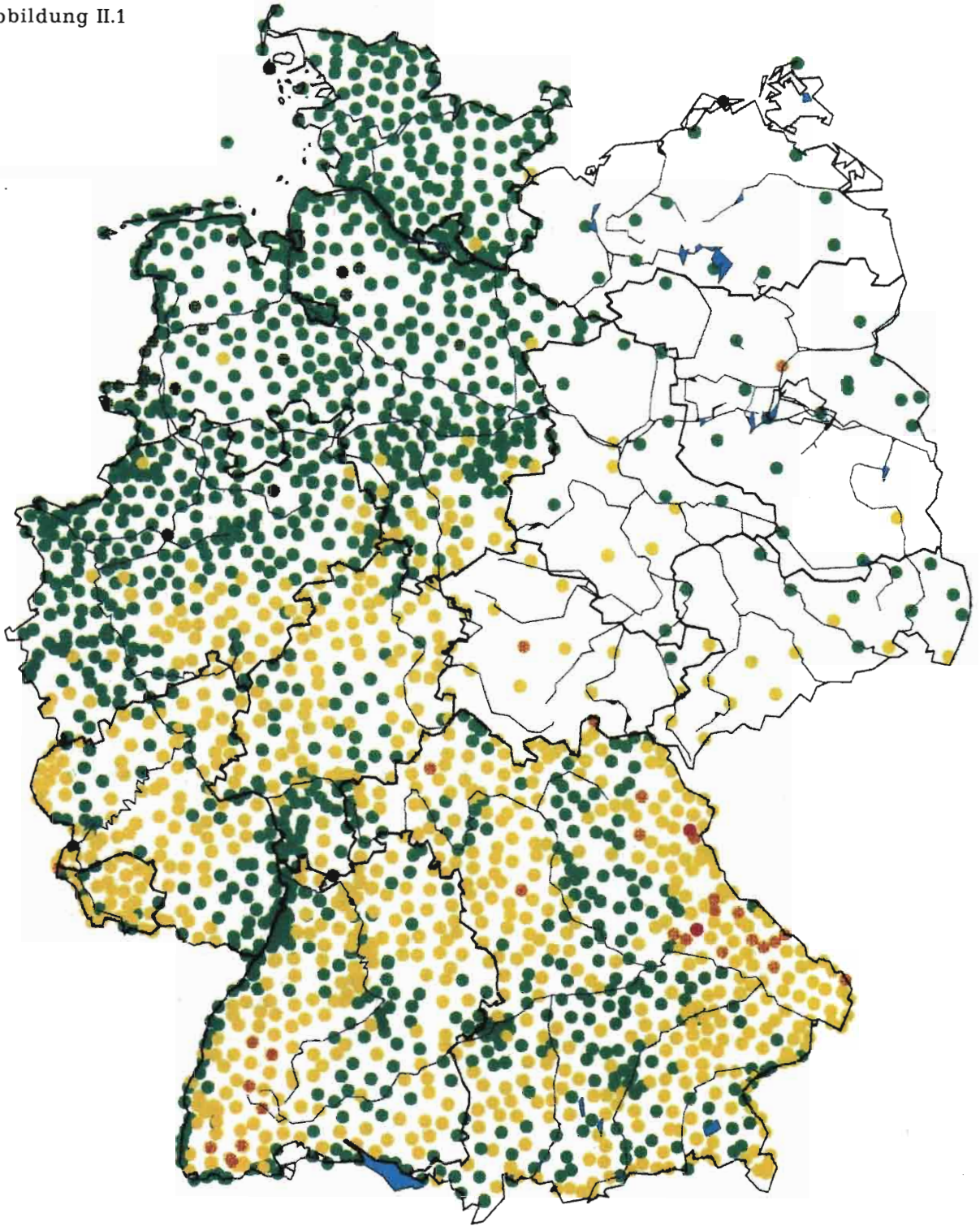
Die terrestrische Komponente der externen Strahlenexposition wird im wesentlichen durch die Gammastrahlung des Kalium-40 sowie durch die Strahlung der Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen von Uran-238 und Thorium-232 verursacht. Der Gehalt an Kalium-40 im Boden schwankt zwischen 40 und 1 000 Bq pro Kilogramm Trockenmasse (TM). Innerhalb der Zerfallsreihe des Uran-238 spielt das Radium-226 die wichtigste Rolle, der Gehalt im Boden schwankt in Deutschland zwischen 10 und 200 Bq je Kilogramm TM. Der Gehalt an Thorium-232 aus der Thorium-Reihe liegt zwischen 8 und 80 Bq pro Kilogramm TM. Die effektive Dosis, verursacht durch

terrestrische Strahlung von außen in Deutschland, errechnet sich im Mittel zu 0,41 mSv pro Jahr, wobei die effektive Dosis durch Aufenthalt im Freien 0,07 mSv und in Gebäuden 0,34 mSv beträgt. Dabei nimmt man eine Aufenthaltsdauer von 5 Stunden pro Tag im Freien und 19 Stunden in Gebäuden an. Diese Werte basieren auf einer effektiven Jahresdosis von 0,32 mSv im Freien (Wertebereich 0,06 mSv bis 2,2 mSv) und 0,43 mSv in Gebäuden (Wertebereich 0,09 bis 2,4 mSv). Die höheren Werte findet man über Granitmassiven mit einer erhöhten spezifischen Aktivität der Radioisotope von Radium, Thorium und Kalium.

Die interne Strahlenexposition des Menschen aus natürlichen Quellen beträgt im Mittel 1,7 mSv pro Jahr. Allein auf das radioaktive Edelgas Radon und seine Zerfallsprodukte entfallen ca. 1,4 mSv pro Jahr (effektive Dosis durch Aufenthalt im Freien 0,2 mSv; effektive Dosis durch Aufenthalt in Gebäuden 1,2 mSv). Den Hauptanteil liefern die kurzlebigen Folgeprodukte des Radon-222 (Halbwertszeit 3,8 Tage). Das Radon-222 ist ein Tochterprodukt des Radium-226 und gelangt durch Diffusion aus dem Erdboden in die bodennahe Luft. Radon und seine Zerfallsprodukte werden mit der Atemluft aufgenommen. Während das Radon selbst zum größten Teil wieder ausgeatmet wird, scheiden sich seine Zerfallsprodukte vorwiegend in verschiedenen Bereichen des Atemtraktes ab. Die beim radioaktiven Zerfall auftretende, biologisch besonders wirksame Alphastrahlung führt zu einer Strahlenexposition des Atemtraktes. Etwa 50 % der gesamten natürlichen Strahlenexposition entfallen auf die Exposition des Atemtraktes durch die kurzlebigen Zerfallsprodukte des Radon. Andere Organe werden durch Radon und seine Zerfallsprodukte nicht nennenswert belastet.

Kalium-40 sowie die Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen von Uran-238 und Thorium-232 werden über Trinkwasser und Nahrung (Ingestion) aufgenommen und rufen eine mittlere effektive Jahresdosis von 0,3 mSv hervor.

Abbildung II.1



Skallerung: linear  
mSv pro Jahr

- < 0.25
- 0.25 - 0.5
- 0.5 - 0.75
- 0.75 - 1
- 1 - 1.25

Mittlere externe Strahlenexposition  
in der Bundesrepublik Deutschland  
im Freien 1993

Datenquelle: DWD, BZS

Daten aus IMIS

Bundesminister für Umwelt, Naturschutz  
und Reaktorsicherheit, Bonn

### III. Zivilisatorisch veränderte natürliche Strahlenexposition

#### 1. Radioaktive Stoffe in Baumaterialien und Industrieprodukten

Zum Schutz der Bevölkerung gegen ionisierende Strahlen werden seit mehr als 15 Jahren im alten und neuen Bundesgebiet Untersuchungen über die Strahlenexposition durch radioaktive Stoffe in Baumaterialien, industriellen Rest- und Abfallstoffen durchgeführt. Ziel ist es, eine Erhöhung der Strahlenexposition der Bevölkerung zu vermeiden und bei Materialien mit einer überdurchschnittlich hohen spezifischen Aktivität an radioaktiven Stoffen über eine Verwendung unter Einhaltung der Forderungen des Strahlenschutzes zu entscheiden.

Der Gehalt an Radium-226, Thorium-232 und Kalium-40 in Natursteinen, Baustoffen und Industrieprodukten geht aus Tabelle III.1 hervor. Die spezifische Aktivität natürlicher Radionuklide schwankt innerhalb der Stoffarten in einem großen Bereich. Unter den Baustoffen natürlichen Ursprungs weisen saure Magmageschiebe, insbesondere Granite, vergleichsweise hohe Gehalte an natürlichen Radionukliden auf.

In Reststoffen aus industriellen Verarbeitungsprozessen können sich radioaktive Stoffe anreichern, die bei Einsatz als Sekundärrohstoffe im Bauwesen eine erhöhte Strahlenexposition der Bevölkerung hervorrufen. In Einzelfällen wurden zum Beispiel an älteren Bauten, deren Wände Schlacke der Kupferschieferverhüttung enthalten, Ortsdosisleistungen von mehr als 4,4 mSv pro Jahr gemessen. Vergleichsweise beträgt die Ortsdosisleistung bei Verwendung konventioneller Baustoffe im Mittel 0,70 mSv pro Jahr. Dieser Wert beruht auf Untersuchungen in Wohnungen der alten Bundesländer und wurde durch Messungen in 321 Wohnungen der neuen Bundesländer mit einem Mittelwert von 0,68 mSv pro Jahr bestätigt.

#### 2. Radon in Gebäuden

Die Inhalation von Radon-222 und seinen Zerfallsprodukten ist die dominierende Komponente natürlicher Strahlenexposition der Bevölkerung. Ausgehend von Erhebungsmessungen in den alten Bundesländern empfiehlt die Strahlenschutzkommission, bei Überschreitungen des Normalbereiches der Radonkonzentration im Wohn- und Aufenthaltsbereich von Gebäuden (Langzeitmittelwert über 250 Bq/m<sup>3</sup>) zu prüfen, ob Sanierungsmaßnahmen mit vertretbarem Aufwand durchführbar sind. Dabei sind Dringlichkeit und Umfang dieser Maßnahmen abhängig von der Höhe der Radonkonzentration.

Zur Gewährleistung der Strahlenschutzvorsorge setzte das Bundesamt für Strahlenschutz 1993 die

1990 begonnenen Meßprogramme zur Erfassung der Radonkonzentration in Gebäuden fort.

Die im Rahmen des Projektes „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten“ durchgeführten Messungen der Radonkonzentration in Gebäuden wurden 1993 beendet. Diese Untersuchungen erfolgten zu Übersichtszwecken in Gebieten, die möglicherweise durch Bergbau und dessen Folgeindustrien beeinflusst sind sowie in geologisch mit den Bergbaugebieten vergleichbaren Regionen und sonstigen Gebieten, deren Untersuchung zur Bewertung der Beeinflussung der Radonkonzentration in Gebäuden durch geologische Verhältnisse erforderlich ist. Es wurden Aktivkohledosimeter 24 Stunden lang bei geschlossenen Fenstern und Türen exponiert. Diese zu Übersichtszwecken erhobenen Meßwerte sind somit nicht mit dem Empfehlungswert der Strahlenschutzkommission von 250 Bq/m<sup>3</sup> in Raumluft vergleichbar, da sich dieser Wert auf Langzeitmessungen in normal belüfteten Räumen bezieht.

Die Untersuchungen erfolgten in ca. 32 000 Gebäuden von 273 Gemeinden in 44 Kreisen. Dabei wurden mehr als 63 000 Dosimeter eingesetzt. Eine regionale Übersicht über die Untersuchungsergebnisse wird in Abbildung III.1 gegeben.

Bei Meßwerten über 250 Bq/m<sup>3</sup> im Wohn- oder Aufenthaltsbereich wurde empfohlen, eine exakte Bewertung der Situation auf der Basis von Radon-Langzeitmessungen durchzuführen. Diesem Angebot folgten 800 Familien, wobei sich in 470 Fällen erhöhte Radonkonzentrationen im Wohnbereich bestätigten.

Bis Mitte der 80er Jahre erfolgten in den alten Bundesländern landesweit Radonmessungen in ca. 6 000 Wohnungen. Da vergleichbare Untersuchungen in den neuen Bundesländern noch nicht vorlagen, wurden dort in nach Zufallsprinzip ausgewählten Wohnungen Radon-Langzeitmessungen durchgeführt. Die Häufigkeitsverteilung der Radonkonzentrationen aus 1 530 Wohnungen entspricht im wesentlichen der aus den alten Bundesländern, sie zeigt jedoch, wie in Tabelle III.2 deutlich wird, innerhalb der einzelnen Bundesländer aufgrund des speziellen Einflusses geologisch bedingter und vom Menschen verursachter Radonquellen deutliche Unterschiede.

Im Rahmen des Projektes „Modellhafte Sanierung radonbelasteter Wohnungen in Schneeberg“ wurde bis Ende 1993 in einigen Gebäuden mit erheblich über dem Normalbereich liegenden Radonkonzentrationen die Sanierung zur Verbesserung der Strahlensituation erprobt. Es zeigte sich, daß die international beschriebenen Sanierungsverfahren oft nicht ausreichend effektiv waren, extrem hohe Radonkonzentrationen in Häusern auf ein akzeptables Niveau zu senken. Insbesondere war dies bei Verbindungen der Gebäude mit dem alten Grubenbau der Fall. Die zu

veranschlagenden Sanierungskosten liegen aufgrund der starken Radonquellen und der komplizierten Bauweise der zum Teil sehr alten Gebäude meist erheblich über den Kosten, die für Radonsanierungen in der Literatur angegeben werden.

Eine kurzzeitige Außerbetriebnahme der noch aktiven Hauptgrubenlüfter des Grubengebäudes Schlema/Aue bestätigte auch hier die starke Beeinflussung der Radonkonzentration in Häusern durch Wetter von untertage.

### 3. Radioaktive Stoffe in der Umwelt als Folge des Bergbaus

#### 3.1 Umgebungsüberwachung an den Sanierungsbetrieben der Wismut GmbH

Die Sanierungsbetriebe der Wismut GmbH ermittelten unter Kontrolle der zuständigen Landesbehörden im Berichtsjahr 1993 die Ableitung radioaktiver Stoffe und die durch die bergbaulichen Tätigkeiten insgesamt verursachte radioaktive Kontamination der Betriebsflächen und des Umlandes.

Die für das Jahr 1993 ermittelten Werte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus den Betrieben der Wismut GmbH zeigen, daß die von den zuständigen Behörden festgelegten Genehmigungswerte der jährlichen Emissionen in keinem Fall überschritten wurden (Abbildungen III.2 und III.3). Wie im Vorjahr liegen die Jahresabgaben deutlich unter den Genehmigungswerten. Die aus den übrigen bergbaulichen Anlagen (vor allem industrielle Absetzanlagen, Halden) freigesetzte Radonaktivität wird aus den Ra-226-Konzentrationen der deponierten Materialien unter Zugrundelegung der unter konservativen Annahmen abgeleiteten normierten Freisetzungsrates ( $1 \text{ Bq Rn-222/m}^2 \cdot \text{sec pro Bq Ra-226/g Material}$ ) mit einer theoretisch möglichen Radonfreisetzung von  $2 \cdot 10^{15} \text{ Bq pro Jahr}$  abgeschätzt.

Kontrollmessungen in der Umgebung der Betriebe haben gezeigt, daß durch Ableitung von Uran und Radium-226 mit den Abwässern in den großen Vorflutern der Bergbaugebiete (Elbe, Mulde, Weiße Elster und Pleiße) keine oder nur geringfügige Veränderungen der natürlichen Aktivitätskonzentration dieser Radionuklide verursacht werden. In den unmittelbar durch Ableitungen betroffenen kleineren Zuflüssen zu den o. g. Gewässern tritt aufgrund der geringeren Abflüßmengen eine im Vergleich zum natürlichen Pegel deutlich erhöhte Aktivitätskonzentration dieser Radionuklide auf. Diese Gewässer werden jedoch nicht genutzt. Unter der Annahme der Nutzung der großen Vorfluter als Trinkwasser ergibt sich eine theoretisch ermittelte effektive Jahresdosis von 0,01 bis 0,06 mSv.

Die im Rahmen der Umgebungsüberwachung in den Bergbaugebieten ermittelte Aktivitätskonzentration von Radon-222 in der bodennahen Atemluft übersteigt häufig die für große Gebiete Mittel- und Norddeutschlands charakteristische Spannweite von  $8\text{—}23 \text{ Bq/m}^3$ . Auf Betriebsflächen und in der unmittel-

baren Nähe von Abwetterschächten, industriellen Absetzanlagen und einigen großflächigen Halden wurden insbesondere bei ungünstigen atmosphärischen Bedingungen (z. B. Inversion in Tallagen) Spitzenwerte bis zu  $500 \text{ Bq/m}^3$  Radon-222 festgestellt. Wie durch Messungen und Modellrechnungen nachgewiesen wurde, liegen in geringer Entfernung von diesen Objekten die Werte für die Radonkonzentration bereits wieder in der für das Gebiet typischen Spannweite von  $25\text{—}100 \text{ Bq/m}^3$ .

Ähnliche Werte wurden auch in bergbaufreien Gebieten im Süden der neuen Bundesländer festgestellt, die im Hinblick auf die geologischen Verhältnisse mit den Bergbaugebieten vergleichbar sind.

Der natürliche Rn-222-Freiluftpegel in den Bergbaugebieten Sachsens, Thüringens und Sachsen-Anhalts wurde im Rahmen der vom BfS durchgeführten großräumigen Langzeitüberwachung der Radonkonzentration in der bodennahen Atmosphäre als Häufigkeitsverteilung statistisch ausgewertet.

In der Abbildung III.4 ist die Häufigkeitsverteilung aller in einem Mindestabstand von 500 m zu den Bergbauobjekten gemessenen Radonkonzentrationen dargestellt. Aus den bisher vorliegenden Meßergebnissen kann ein natürlicher mittlerer Radon-222-Freiluftpegel von ca.  $30 \text{ Bq/m}^3$  abgeschätzt werden. In den Granitgebieten des Erzgebirges und in Störungsbereichen der die Granite umgebenden Bereiche wurden Radon-Konzentrationen bis zu ca.  $90 \text{ Bq/m}^3$  ermittelt.

#### 3.2 Altlastenkataster

Gemäß Einigungsvertrag vom 31. August 1990 wurde der § 11 des Strahlenschutzvorsorgegesetzes durch einen Absatz ergänzt, wonach dem Bund im Bereich der neuen Bundesländer die Ermittlung der aus bergbaulicher Tätigkeit in Gegenwart natürlicher radioaktiver Stoffe stammenden Umweltradioaktivität obliegt. Das für diese Aufgabe zuständige Bundesamt für Strahlenschutz führt hierzu seit 1991 das Projekt „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)“ durch.

Im Berichtszeitraum wurde die 2. Projektphase (Verifikation) abgeschlossen. Durch Zustandsprüfung vor Ort wurden die in der Bundesdatenbank gespeicherten Informationen, die für die Bewertung der radiologischen Relevanz der Objekte und Flächen erforderlich sind, geprüft und fehlende Daten ergänzt. Im Rahmen dieser Prüfungen wurden auch für radiologische Erstbewertungen geeignete Screening-Messungen (Gamma-Dosisleistungsmessungen) vorgenommen.

Zur Verifikation wurden aus dem Altdatenbestand ca. 4 800 Objekte innerhalb der Verdachtsflächen des Altlastenkatasters vorgegeben. Die Abbildung III.5 zeigt den aktuellen Stand der Anzahl der einzelnen Objektarten nach der Verifikation. Bei der Verifikation wurden auch durch Materialablagerungen aus dem Alt- und Uranerzbergbau betroffene Flächen aufgefunden. Die Gesamtzahl der zu betrachtenden



Objekte beträgt deshalb etwa 5 000, davon sind etwa 3 800 Halden.

Der Anteil der Halden am Gesamtdatenbestand überwiegt mit ca. 75 % gegenüber Schächten mit ca. 15 % und Stollen mit ca. 4 %. Alle anderen Objektarten belaufen sich jeweils auf  $\leq 2$  %. Eine Übersicht über die Verteilung von Fläche und Volumen der Halden über alle Verdachtsflächen geben die Abbildungen III.6a und III.6b.

Aus den 1991 von der Strahlenschutzkommission veröffentlichten Empfehlungen wurden Bewertungskriterien abgeleitet, mit denen die Gruppe der radiologisch relevanten und im Rahmen der Bundesaufgabe intensiver zu untersuchenden Objekte und Flächen bestimmt wird. Bei Anwendung dieser Kriterien ergibt sich, daß nur ein kleiner Teil der erfaßten Objekte weiter untersucht werden muß und die weiter zu untersuchende Fläche insgesamt auch deutlich kleiner als 240 km<sup>2</sup> sein wird.

Bei Anwendung der von der SSK empfohlenen Richtwerte für die Verwahrung und Nutzung von Halden wurden ca. 2 800 Halden als Klasse 1 (nicht relevant im Sinne der Bundesaufgabe) eingestuft (siehe Abb. III.6c). Ca. 1 100 Halden verbleiben in der Klasse 2 (aufgrund der Ortsdosisleistung möglicherweise relevant) und 53 Halden und Schurfe verbleiben in der Klasse 2a (aufgrund der Größe möglicherweise relevant).

Insgesamt ergibt sich auf der Grundlage des Bewertungsschemas, daß ca. 75 % der Halden und Schurfe nicht radiologisch relevant im Sinne der Bundesaufgabe sind.

Die Abbildung III.6d zeigt die Verteilung der repräsentativen Durchschnittswerte der Ortsdosisleistung

aller bergbaulichen Objekte außer Schächte und Stollen. Die Verteilung zeigt, daß ca. 94 % aller Objekte Mittelwerte der Ortsdosisleistung kleiner als 300 nSv pro Stunde (2,6 mSv pro Jahr) aufweisen, lediglich 6 % liegen im Dosisbereich größer als 300 nSv pro Stunde.

Der im Ergebnis der Verifikation vorliegende aktualisierte Datenbestand bildet die Grundlage für weitere gezielte Untersuchungen und Meßprogramme, bei denen auch die Erfahrungen dreier Pilotprojekte (Lengenfeld, Johanngeorgenstadt/Stadtgebiet und Helbra) berücksichtigt wurden.

An drei Standorten (Aue, Dittrichshütte, Freital), die Kontaminationsschwerpunkte mit lokalen Besonderheiten darstellen, wurden 1993 Meßprogramme durchgeführt. In Abstimmung mit den kommunalen Behörden wurde der standortspezifische Untersuchungsbedarf festgelegt und Beprobungen sowie Messungen von Boden, Wasser, Luft und Biomedien durchgeführt. Ziel der Meßprogramme war die exakte Eingrenzung radioaktiv belasteter Flächen und die Ermittlung der Mächtigkeit kontaminierter Schichten, um eine Beurteilung der radiologischen Auswirkungen vornehmen zu können. In deren Ergebnis können für die flächenhaft untersuchten Standorte Entscheidungen über Maßnahmen zur Sicherung und ggf. Sanierung eingeleitet werden. In wenigen Fällen wurden räumlich begrenzt Situationen festgestellt, die ein schnelles Handeln erfordern. Die zuständigen Länderbehörden wurden unverzüglich informiert.

Die Meßprogramme werden an weiteren Standorten fortgesetzt.

Tabelle III.1

**Bandbreite der spezifischen Aktivität natürlicher Radionuklide in Baustoffen und Industrieprodukten**

Material	Ra-226 (Bq/kg) <sup>a)</sup>	Th-232 (Bq/kg) <sup>a)</sup>	K-40 (Bq/kg) <sup>a)</sup>
<b>Baustoffe natürlichen Ursprungs</b>			
saure Magmages Steine .....	30— 500	17— 310	380—4 000
basische Gesteine .....	<10— 36	<10— 37	100— 380
Naturgips, Anhydrit .....	2— 70	2— 100	7— 200
Kalkstein, Marmor .....	4— 41	2— 20	<40— 240
Kies, Sand .....	1— 39	1— 64	3—1 200
Lehm, Ton .....	<16— 90	18— 200	300—2 000
Bims, Tuff, Lava .....	<20— 200	25— 300	490—2 000
<b>Finalbaustoffe, Bindemittel</b>			
Ziegel, Klinker .....	10— 200	12— 200	100—2 000
Beton .....	7— 92	4— 80	50—1 600
Kalksandstein, Porenbeton .....	6— 80	1— 60	40— 800
Zement .....	10— 330	10— 200	<40— 700
Kalk, Kalkhydrat .....	13— 60	2— 93	<20— 600
<b>Sonstige Industrieprodukte, Rohstoffe</b>			
Düngemittel .....	<20—1 000	<20— 30	<40—8 000
Rohphosphate .....	100—2 000	<20— 100	<40— 900
Steinkohle .....	<20— 30	<20— <50	<40— 200
Braunkohle .....	1— 51	1— 58	< 4— 220
Koks .....	20— 30	<20	40— 80
<b>Industrielle Reststoffe</b>			
REA-Gips .....	< 5— 25	< 5— 20	24— 80
Bergbauabraum .....	<30—5 900	27— 100	40—1 200
Braunkohlefilteraschen .....	4— 200	6— 150	12— 610
Schlacke .....	8—2 100	6— 340	10—1 000
Hüttenbims .....	110— 230	24— 62	180— 190
Bauxit, Rotschlamm .....	<20— 800	<50—1 000	1—1 000

a) Bezogen auf Trockenmasse.

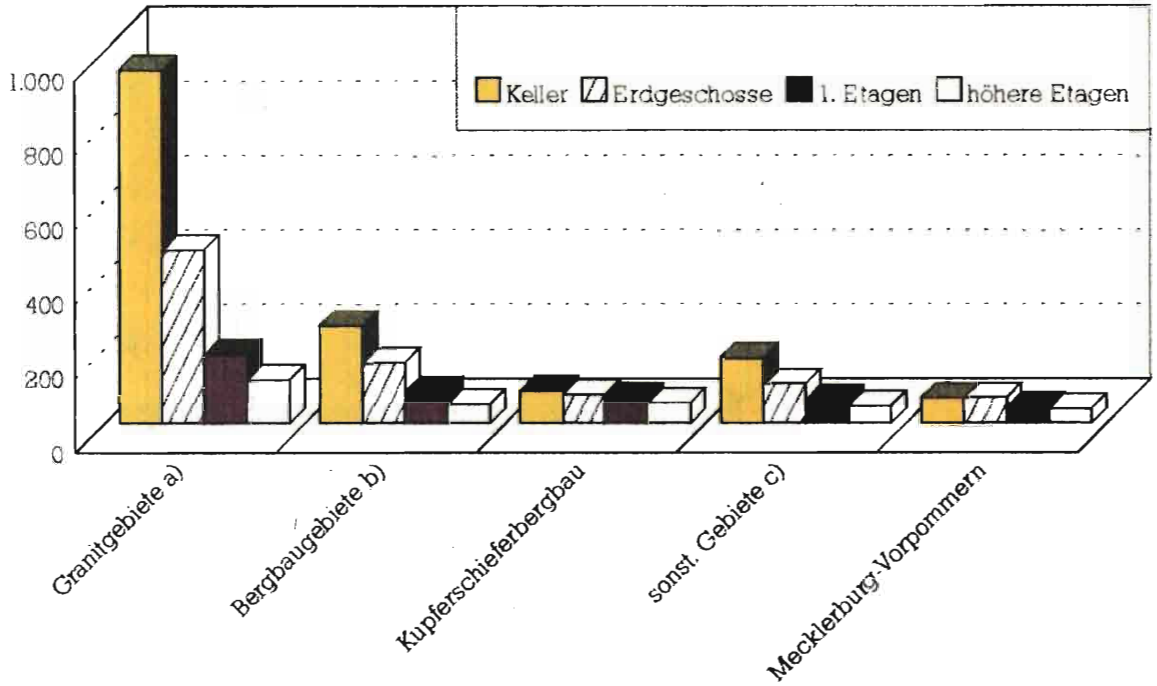
Tabelle III.2

**Langzeitmessungen der Radonkonzentration in den ostdeutschen Bundesländern**

Bundesland	Median in Bq/m <sup>3</sup>	Relativer Anteil Wohnungen in % mit Radonkonzentrationen		
		>50 Bq/m <sup>3</sup>	>100 Bq/m <sup>3</sup>	>250 Bq/m <sup>3</sup>
Mecklenburg-Vorpommern .....	37	32	7,2	0,27
Berlin .....	21	2,8	<0,1	0
Brandenburg .....	24	7,5	0,25	0
Sachsen-Anhalt .....	33	22	3,6	0,31
Sachsen .....	38	36	14,4	2,4
Thüringen .....	42	34	8,7	0,56

Abbildung III.1

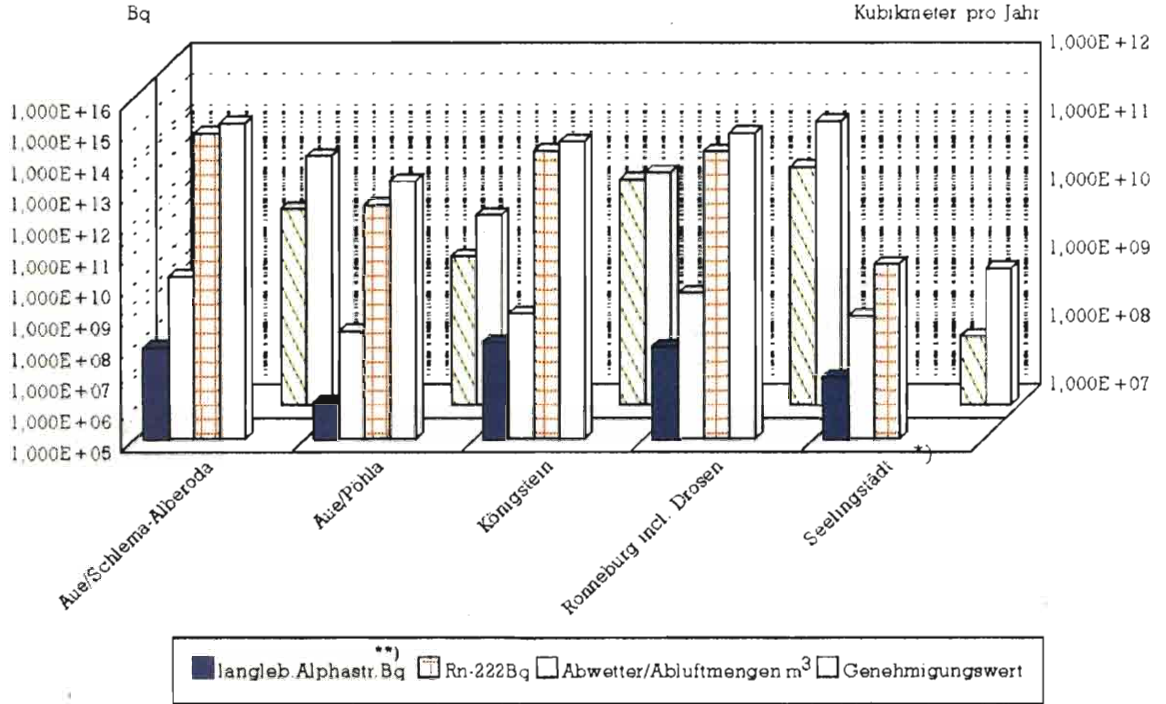
Ergebnisse von Radon-Kurzzeitmessungen nach Regionen und Etagen



- a) Erzgebirge und Vogtland
- b) Uran- und Altbergbau (außer Kupferschiefer)
- c) Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt

Abbildung III.2

**Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus den Sanierungsbetrieben der WISMUT GmbH im Jahr 1993**

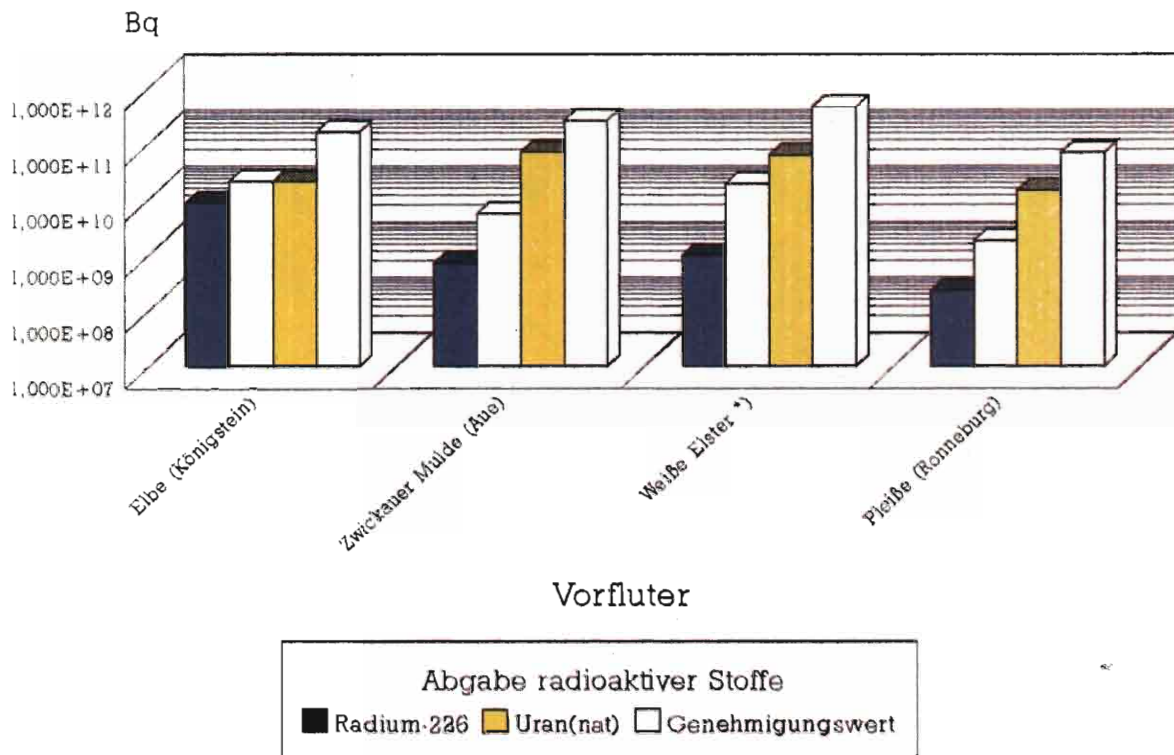


\*) Keine Grenzwertfestlegung.

\*\*\*) Uran-Isotope, Thorium 230, Radium 226, Polonium 210.

Abbildung III.3

**Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus den Sanierungsbetrieben der WISMUT GmbH im Jahr 1993**



\*) Seelingstädt + Ronneburg

Abbildung III.4

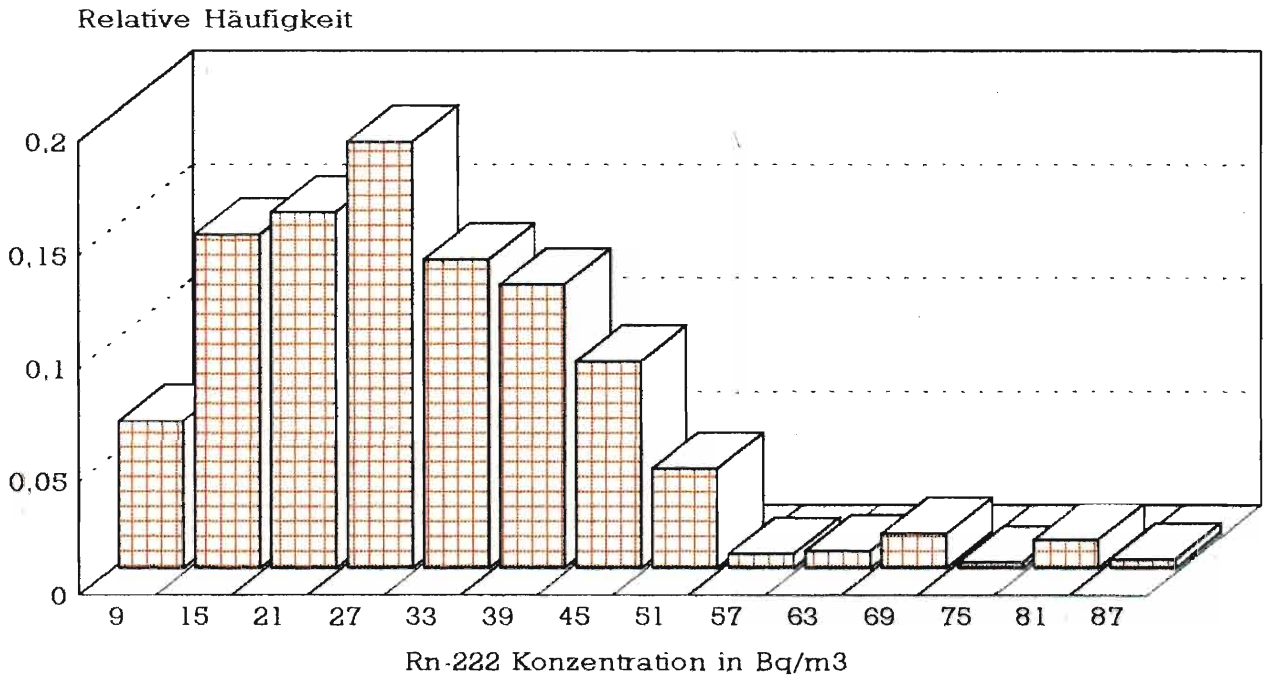
**Häufigkeitsverteilung der Rn-222-Konzentration in der Umgebung von Bergbaugebieten**

Abbildung III.5

Anzahl der Objekte nach Verifikation in 29 Verdachtsflächen

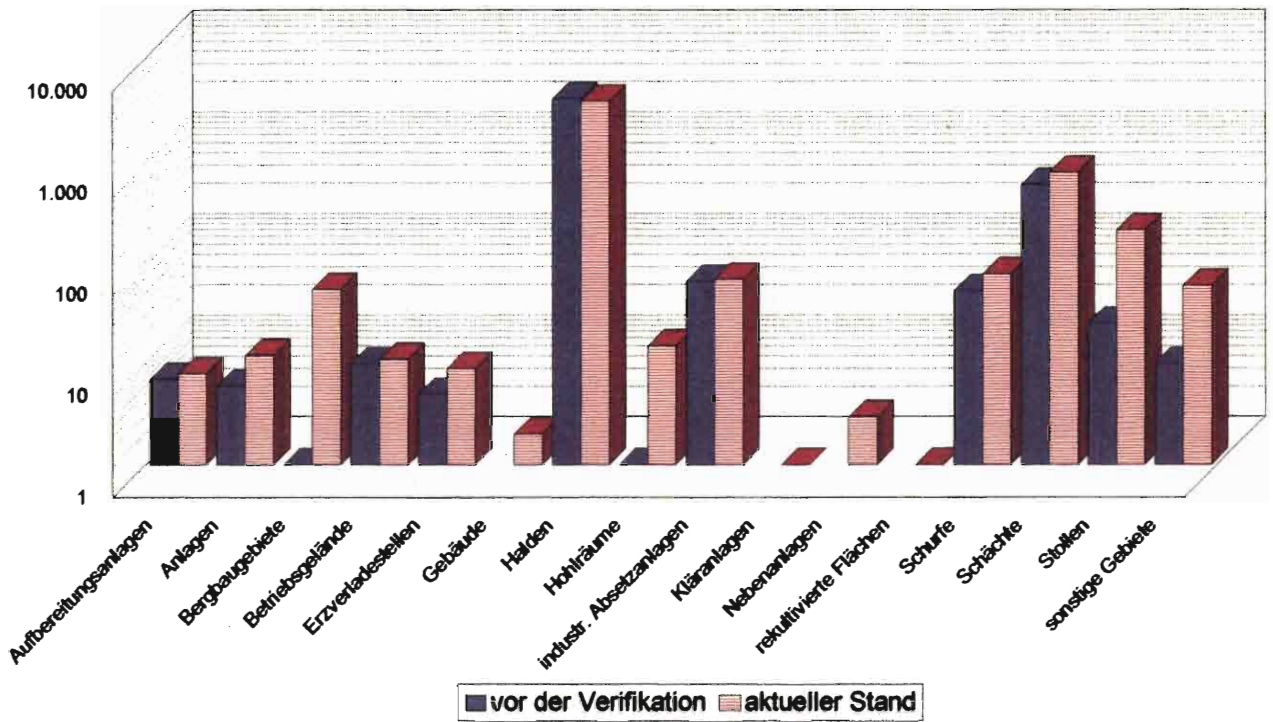


Abbildung III.6

## Altlastenkataster: Ergebnisse der Verifikationsphase

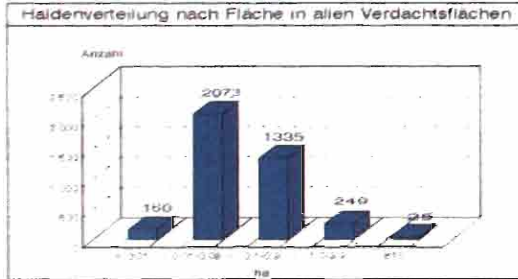


Abbildung III 6a

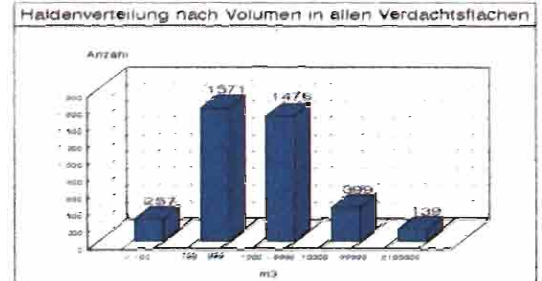


Abbildung III 6b

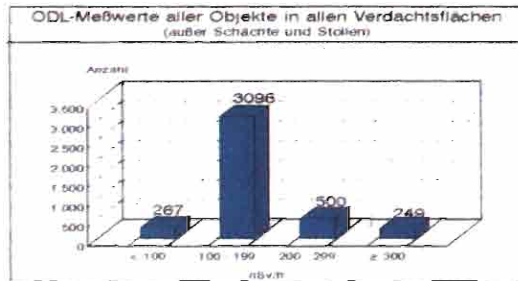


Abbildung III 6c

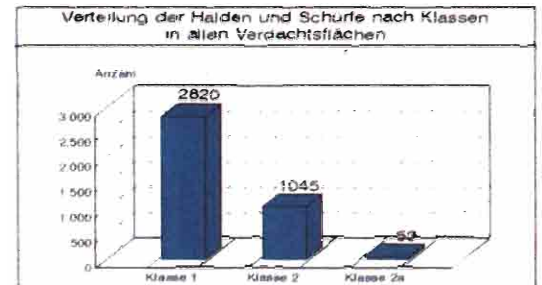


Abbildung III 6d



## IV. Zivilisatorische Strahlenexposition

### 1. Kerntechnische Anlagen

#### 1.1 Zusammenfassung der Ergebnisse für kerntechnische Anlagen

Aus den für das Jahr 1993 ermittelten Werten für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus kerntechnischen Anlagen geht hervor, daß die von den zuständigen Behörden festgelegten Höchstwerte für die jährlichen Emissionen in allen Fällen eingehalten wurden. Die tatsächlichen Jahresableitungen liegen im allgemeinen deutlich unter den Genehmigungswerten, wie beispielsweise für Kernkraftwerke der Vergleich zwischen den Werten der Abbildung IV.1 und üblichen Genehmigungswerten von ca.  $10^{15}$  Bq für Edelgase, ca.  $3 \cdot 10^{10}$  Bq für Aerosole und ca.  $10^{10}$  Bq für Iod-131 zeigt. Die Kernkraftwerke in den neuen Bundesländern waren im Laufe des Jahres 1990 endgültig abgeschaltet worden; seit 1991 werden bei der Überwachung der Emissionen und Immissionen kerntechnischer Anlagen die in den alten Ländern geltenden rechtlichen Regelungen auch in den neuen Ländern angewandt.

Die für 1993 aus den Jahresableitungen nach der „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 der Strahlenschutzverordnung“ für eine Referenzperson berechneten Werte der Strahlenexposition haben die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte unterschritten und betragen in der Regel bei der effektiven Dosis und bei den einzelnen Organdosen weniger als 10% des jeweiligen Dosisgrenzwertes. Damit sind die oberen Werte der Strahlenexposition durch Ableitungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen deutlich kleiner als die Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland.

Der Beitrag der kerntechnischen Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland sowie im angrenzenden Ausland zur mittleren effektiven Dosis der Bevölkerung der Bundesrepublik Deutschland lag auch 1993 deutlich unter 0,01 mSv pro Jahr (Abb. I.1).

#### 1.2 Jahresableitungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen

Die Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus kerntechnischen Anlagen werden nach der „Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen“ von den Betreibern der einzelnen Anlagen ermittelt und an die zuständigen Aufsichtsbehörden berichtet. Einzelheiten über Umfang der Messungen, Meßverfahren, Probeentnahme, Instrumentierung und Dokumentation der Meßergebnisse sind in Regeln des Kerntechnischen Ausschusses festgelegt. Die von den Betreibern der

Anlagen vorzunehmenden Messungen werden durch Kontrollmessungen behördlich beauftragter Sachverständiger entsprechend der Richtlinie über die „Kontrolle der Eigenüberwachung radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken“ überprüft.

Die für 1993 ermittelten Jahresableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser von Kernkraftwerken sind in den Abbildungen IV.1 und IV.2 angegeben und nach Nuklidgruppen aufgeschlüsselt. Sie liegen in der Größenordnung der Ableitungen der Vorjahre und unterschreiten deutlich die entsprechenden Genehmigungswerte. In Abbildung IV.3 sind die Daten über die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus den Forschungszentren Karlsruhe, Jülich, Rossendorf und Geesthacht für das Jahr 1993 zusammengefaßt. Die Ableitungen radioaktiver Stoffe aus den übrigen Forschungsreaktoren betragen im Mittel nur einige Prozent der Ableitungen von Kernkraftwerken. In Abbildung IV.4 sind die entsprechenden Abwasserdaten im Jahr 1993 zusammengestellt. Abbildung IV.5 enthält Angaben über die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser aus kernbrennstoffverarbeitenden Betrieben.

Im benachbarten Ausland waren Ende 1993 in Grenznähe, d. h. bis zu einer Entfernung von 30 km zur deutschen Grenze, die in Tabelle IV.1 aufgeführten kerntechnischen Anlagen in Betrieb. Das Kernkraftwerk Mühleberg wurde trotz der größeren Entfernung zur deutschen Grenze mitberücksichtigt, weil es im Einzugsgebiet des Rheins liegt. Über die Jahresemissionen kerntechnischer Anlagen in EU-Ländern berichtet die Kommission der Europäischen Union. Die Jahresableitungen der schweizerischen Anlagen werden in den jährlichen Berichten der Eidgenössischen Kommission zur Überwachung der Radioaktivität veröffentlicht.

#### 1.3 Berechnete obere Werte der Strahlenexposition in der Umgebung kerntechnischer Anlagen

Aus den Ergebnissen der Emissionsüberwachung wird die Strahlenexposition in der Umgebung der kerntechnischen Anlagen für die in der Strahlenschutzverordnung definierte Referenzperson nach dem Verfahren ermittelt, das in der „Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 der Strahlenschutzverordnung: Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen“ festgelegt ist.

Die in den Abbildungen IV.6 bis IV.9 angegebenen Expositionswerte stellen obere Werte für die Strahlenexposition der Bevölkerung dar, da sie für die Referenzperson an den ungünstigsten Einwirkungsstellen ermittelt wurden.

Die ungünstigsten Einwirkungsstellen sind die Stellen in der Umgebung einer Anlage, bei denen aufgrund der Verteilung der abgeleiteten radioaktiven Stoffe in der Umgebung durch Aufenthalt oder durch Verzehr dort erzeugter Lebensmittel die höchste Strahlenexposition der Referenzperson zu erwarten ist. Bei der Berechnung dieser Werte wurden die in Anlage XI StrlSchV genannten Expositionspfade und die Lebensgewohnheiten der Referenzperson, welche ungünstige Ernährungsgewohnheiten und Aufenthaltszeiten beinhalten, berücksichtigt.

Die Ergebnisse der Berechnung der Strahlenexposition der Bevölkerung im Jahr 1993 in der Umgebung von Kernkraftwerken durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft enthält Abbildung IV.6. Angegeben ist die effektive Dosis für Erwachsene und Kleinkinder sowie die Schilddrüsendosis für Kleinkinder über sämtliche relevanten Expositionspfade: Gammastrahlung aus der Abluffahne (Gammassubmersion), Gammastrahlung am Boden abgelagerter radioaktiver Stoffe, Inhalation und Ingestion. Abbildung IV.6 zeigt als größten Wert der effektiven Dosis für Erwachsene 0,008 mSv beim Kernkraftwerk Würzburg; dies sind rund 3 % des Grenzwertes nach der Strahlenschutzverordnung. Für Kleinkinder ergeben sich für die effektive Dosis 0,013 mSv (entsprechend rund 4 % des Dosisgrenzwertes), für die Schilddrüsendosis 0,014 mSv (rund 2 % des Dosisgrenzwertes).

In Abbildung IV.7 sind die aus den Ableitungen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken resultierenden oberen Werte der effektiven Dosis für Erwachsene und Kleinkinder zusammengestellt. Hierbei wurden ebenfalls ungünstige Verzehr- und Lebensgewohnheiten angenommen, insbesondere für Erwachsene ein hoher Konsum an Flußfisch, der in der Kühlwasserfahne gefangen wurde, und für beide Personengruppen der Aufenthalt von 1 000 Stunden am Flußufer oder auf Wiesen in Flußnähe. Der größte Wert der effektiven Dosis beträgt 0,0005 mSv (entsprechend rund 0,2 % des Grenzwertes) beim Standort der Kernkraftwerke Neckar 1 und 2.

Entsprechend der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 der Strahlenschutzverordnung wurde die Strahlenexposition am Unterlauf der Flüsse näher betrachtet, wobei jeweils sämtliche Emittenten berücksichtigt wurden. Für das Mündungsgebiet des Neckars wurde eine effektive Dosis von etwa 0,002 mSv für Erwachsene und Kleinkinder ermittelt; am Unterlauf der Weser wurden für Erwachsene 0,0004 mSv und für Kleinkinder 0,0006 mSv berechnet; an Rhein, Donau und Main liegen die effektiven Dosen bei 0,0002 mSv. Zu diesen Werten trägt vor allem die äußere Bestrahlung auf Überschwemmungsgebieten bei, die im wesentlichen durch Ablagerungen in früheren Jahren bedingt ist.

Die in Abbildung IV.8 angegebenen Werte für die entsprechenden Strahlenexpositionen durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus Forschungszentren stammen aus den Jahresberichten und aus zusätzlichen Angaben der Strahlenschutzabteilungen der Forschungszentren Karlsruhe, Jülich, Rossendorf und Geesthacht. Die Abbildung weist für die effektive Dosis im Jahr 1993 als höchsten Wert

0,0013 mSv (ca. 0,4 % des Grenzwertes) für Erwachsene und 0,002 mSv (ca. 0,7 % des Grenzwertes) für Kleinkinder beim Kernforschungszentrum Karlsruhe auf. Der höchste Wert der Schilddrüsendosis für Kleinkinder ergibt sich mit 0,0068 mSv (ca. 0,8 % des Grenzwertes) ebenfalls beim Kernforschungszentrum Karlsruhe.

Für die Strahlenexposition über das Abwasser aus Kernforschungszentren ergibt die Abschätzung aufgrund von Meßwerten, die bei radioökologischen Untersuchungen gewonnen wurden, einen oberen Wert von 0,02 mSv pro Jahr.

Für die kernbrennstoffverarbeitenden Betriebe in Hanau, Karlstein, Lingen und Gronau sind in Abbildung IV.9 die für die ungünstigste Einwirkungsstelle berechneten oberen Werte der effektiven Dosis für Erwachsene und Kleinkinder sowie die oberen Werte der Lungendosis für Kleinkinder durch die Emissionen radioaktiver Stoffe mit der Abluft angegeben. Der höchste Wert der effektiven Dosis beträgt 0,0003 mSv für Erwachsene (ca. 0,1 % des Grenzwertes), der höchste Wert der Lungendosis 0,0006 mSv für Kleinkinder (ca. 0,07 % des Grenzwertes).

Die durch die Ableitungen von Alphastrahlern mit dem Abwasser bedingten Werte der effektiven Dosis von Erwachsenen und Kleinkindern in der Umgebung kernbrennstoffverarbeitender Betriebe liegen wie im Vorjahr bei jeweils weniger als 0,0001 mSv.

Die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft und mit dem Abwasser aus dem Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) ist in Abbildung IV.10 aufgeführt. Der durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft ermittelte Wert der effektiven Dosis für Erwachsene betrug 1993 0,0010 mSv, für Kleinkinder 0,0016 mSv; dies sind 0,3 % bzw. 0,5 % des Grenzwertes nach der Strahlenschutzverordnung. Die Lungendosis errechnete sich zu 0,0039 mSv für Erwachsene und 0,0075 mSv für Kleinkinder (ca. 0,4 % bzw. 0,8 % des Grenzwertes).

Bei den Kernbrennstoff-Zwischenlagern Ahaus und Gorleben sowie bei Faßlagern wie z. B. Gorleben, Mitterteich oder Faßlagern innerhalb kerntechnischer Anlagen treten im Normalbetrieb keine nennenswerten Emissionen radioaktiver Stoffe auf; daher ist die hieraus resultierende Strahlenexposition der Bevölkerung vernachlässigbar gering. Meßbar ist im allgemeinen nur die Gammadosisleistung in unmittelbarer Nähe dieser Anlagen. Bei Zwischenlagern wie z. B. Abklingbecken für Brennelemente oder Anlagen zur Abfallkonditionierung, die sich innerhalb von Kernkraftwerken, Kernforschungszentren und sonstigen kerntechnischen Betrieben befinden und in deren Fortluftführung bzw. Abluftplan und ggf. Abwasserbehandlung einbezogen sind, werden die Emissionen in den bilanzierten Ableitungen des jeweiligen Standortes erfaßt und bei der Ermittlung der Strahlenexposition der Bevölkerung berücksichtigt.

Der Betrieb kerntechnischer Anlagen in Nachbarländern (Tabelle IV.1) führte 1993 unter Anwendung der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 der Strahlenschutzverordnung auf Bundesgebiet zu oberen Werten der effektiven Dosis im Bereich von

0,001 mSv. Für die Schilddrüsendosis eines Kleinkindes über sämtliche relevanten Expositionspfade errechnet sich ein oberer Wert von 0,02 mSv pro Jahr; den größten Beitrag zur Schilddrüsendosis liefert der Weide-Kuh-Milch-Pfad. Bei den im Rahmen der Umgebungsüberwachung durchgeführten Messungen des Radioiodgehaltes von Milchproben aus grenznahen Weidegebieten wurde im Berichtszeitraum Iod-131 in Milch nicht nachgewiesen.

## 2. Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in der Medizin

Die zivilisatorische Strahlenexposition der Bevölkerung durch die medizinische Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe betrug im Jahr 1993 im Mittel, ausgedrückt als effektive Dosis, ca. 1,5 mSv. Die Röntgendiagnostik bedingt den größten Anteil an der zivilisatorischen Strahlenexposition der Bevölkerung.

Nach ersten Ergebnissen neuerer Untersuchungen in den alten Bundesländern zeichnet sich ab, daß die röntgendiagnostisch bedingte Strahlenexposition bei 1,8 mSv liegen dürfte. In Anbetracht der Unsicherheit bei der Hochrechnung der Daten aus Stichproben ist es jedoch noch nicht gerechtfertigt, den bisherigen Wert von 1,5 mSv nach oben zu korrigieren.

Da sich die medizinisch bedingte Strahlenexposition extrem ungleichmäßig auf die Bevölkerung verteilt, und zudem ältere Personen viel stärker betroffen sind als jüngere, ist es nicht zulässig, aus der mittleren Pro-Kopf-Exposition ein Strahlenrisiko für den Durchschnittsbürger abzuleiten. Grundlage für eine genauere Abschätzung muß die Ermittlung der Individual- und Altersverteilung der Patienten sein, die aus Gründen des Datenschutzes nur mit großen Schwierigkeiten und Ungenauigkeiten möglich ist, da sie eine Einsichtnahme in personenbezogene Krankenakten erfordert. Zusätzlich erforderlich ist die Verwendung alters- und geschlechtsspezifischer Risikofaktoren.

Repräsentative Erhebungen über die Häufigkeit röntgendiagnostischer Untersuchungen wurden vom Bundesamt für Strahlenschutz 1988 bis 1993 durchgeführt, und die Daten laufend aktualisiert (Tabelle IV.3). Die bei den Untersuchungen auftretenden Dosen werden derzeit vom Bundesamt für Strahlenschutz und im Rahmen von Forschungsvorhaben ermittelt.

Die Häufigkeit von Röntgenuntersuchungen nimmt weiter zu. Zwar zeichnet sich bei manchen klassischen Röntgenuntersuchungen des Bauchraums ein rückläufiger Trend ab, was auf den vermehrten Einsatz alternativer Untersuchungsverfahren, insbesondere Sonographie und Endoskopie zurückzuführen ist. Andererseits gibt es eine Zunahme sowohl bei konventionellen als auch modernen, dosisintensiven Untersuchungsverfahren, wie Computertomographie und digitaler Subtraktionsangiographie sowie der interventionellen Radiologie. Letztere werden vorwiegend bei älteren Patienten durchgeführt, wodurch sich das Langzeitstrahlenrisiko bezüglich der Tumor-

entstehung vermindert. Bei der Strahlenexposition des einzelnen untersuchten Patienten kann ein Rückgang je Untersuchung angenommen werden, der auf die Einführung dosissparender Untersuchungstechniken, z. B. durch den Einsatz von empfindlicheren Röntgenbildverstärkern und verbesserten Film-Folien-Systemen, zurückzuführen ist.

Die Nuklearmedizin liefert aufgrund der im Vergleich zur Röntgendiagnostik niedrigeren Anwendungshäufigkeit und der zum Teil niedrigen effektiven Dosis je Untersuchung einen wesentlich geringeren Beitrag zur Strahlenexposition der Bevölkerung. Er liegt etwa bei einem Zehntel des Betrages der durch die Röntgendiagnostik verursachten Strahlenexposition (ausgedrückt als mittlere effektive Dosis).

Bei der Wertung der Strahlenexposition durch medizinische Maßnahmen ist jedoch zu berücksichtigen, daß daraus ein Strahlenrisiko für den einzelnen resultiert, welches bei gewissenhafter Indikationsstellung gegenüber dem Nutzen für seine Gesundheit in den Hintergrund tritt. Das Risiko einer nicht (rechtzeitig) erkannten Krankheit wegen z. B. unterlassener Röntgendiagnostik ist ungleich höher als das rechnerische Risiko einer vertretbaren zusätzlichen Strahlenexposition. Für die strahlenintensivere interventionelle Radiologie, also therapeutische Maßnahmen (meist an den Blutgefäßen), gilt dies in noch höherem Maße, da sie risikobehaftete Operationen einschließlich Narkose ersetzen kann.

## 3. Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in Forschung, Technik und Haushalt

### 3.1 Industrieerzeugnisse und technische Strahlenquellen

Bestimmte Industrieerzeugnisse wie z. B. wissenschaftliche Instrumente, elektronische Bauteile, Leuchtstoffröhren, Rauch- und Feuermelder und keramische Gegenstände enthalten radioaktive Stoffe verschiedener Art und Aktivität. Der Umgang mit diesen Erzeugnissen wird durch ein differenziertes Anzeige- und Genehmigungssystem geregelt, bei dem auch ein genehmigungsfreier Umgang z. B. durch Bauartzulassung möglich ist. Die Einhaltung der Vorschriften der Strahlenschutzverordnung gewährleistet, daß der Umgang mit diesen radioaktiven Industrieerzeugnissen einschließlich Antistatika, keramischen Gegenständen und Zahnmassen weniger als 0,01 mSv pro Jahr zur mittleren effektiven Dosis der Bevölkerung beiträgt.

Bei einigen technischen Prozessen werden Strahlenquellen zur Messung und Steuerung (z. B. Füllstand-, Dicke- und Dichtemessung) oder zur Qualitätskontrolle bei der zerstörungsfreien Materialprüfung eingesetzt. Der Umgang mit diesen technischen Strahlenquellen unterliegt meistens der Genehmigungspflicht (Anzeigepflicht bei geringer Radioaktivität oder bei bauartzugelassenen Geräten); die damit verbundenen Auflagen garantieren, daß auch der hieraus resultierende Beitrag zur mittleren Strahlen-

exposition der Bevölkerung niedriger als 0,01 mSv pro Jahr ist.

### 3.2 Störstrahler

Störstrahler sind Geräte oder Einrichtungen, die Röntgenstrahlen erzeugen, ohne daß sie zu diesem Zweck betrieben werden (z. B. Elektronenmikroskope und Hochspannungsgleichrichter); sie unterliegen einer grundsätzlichen Genehmigungspflicht, sofern eine Bauartzulassung nicht vorliegt. Zu den Störstrahlern gehören auch Kathodenstrahlröhren in Bildschirmgeräten.

Der Beitrag von Störstrahlern zur Strahlenexposition der Bevölkerung führt zu einer effektiven Dosis von weniger als 0,01 mSv pro Jahr.

## 4. Berufliche Tätigkeit

### 4.1 Personendosisüberwachung

Alle beruflich strahlenexponierten Personen, bei denen die Möglichkeit einer erhöhten Strahlenexposition von außen besteht, werden mit Personendosimetern überwacht, die von den sechs zuständigen amtlichen Personendosismeßstellen ausgegeben und ausgewertet werden. Für das Jahr 1993 liegen noch nicht alle Daten der Meßstellen und Kernkraftwerke vor, weshalb die nachgenannten Aussagen mit einer geringfügigen Unsicherheit behaftet sind. Die Zahl der überwachten Personen betrug im Berichtsjahr insgesamt 346 504, davon im Bereich Medizin 234 827. Abbildung IV.11 zeigt den Verlauf seit 1981 für die alten und ab 1990 einschließlich der neuen Bundesländer.

Die nachstehenden Dosisangaben beziehen sich auf Photonenstrahlen, da diese in nahezu allen Kontrollbereichen die Dosis bestimmen. Dosisbeiträge durch Neutronen- und Betastrahler sind nur in wenigen Fällen von Bedeutung. Die mittlere Jahres-Personendosis aller Überwachten betrug 0,28 mSv. Bei der Beurteilung dieses Mittelwertes ist zu beachten, daß bei dem größten Teil aller Überwachten (ca. 85 %) während des ganzen Jahres die untere Meßbereichsgrenze des Personendosimeters von 0,2 mSv nicht überschritten wird. In diesen Fällen setzen die Meßstellen für die Personendosis den Wert Null fest, was in allen Bundesländern im Bereich Medizin auf etwa 89 %, in nichtmedizinischen Bereichen auf etwa 77 % der Überwachten zutrifft. Bei den verbleibenden Personen ergibt sich eine ausgeprägte Häufung bei kleinen Dosiswerten. Bildet man einen Mittelwert nur für die Überwachten mit von Null verschiedenen Jahrespersonendosiswerten, so ergibt sich eine mittlere Jahres-Personendosis von 1,87 mSv.

Die Summe der Jahresdosiswerte aller Überwachten (Kollektivdosis) im Berichtsjahr betrug 97 Personen-Sv.

Die Beiträge typischer Tätigkeitszweige zur Kollektivdosis zeigt die Abbildung IV.12. Einige Angaben über die berufliche Strahlenexposition in Leistungskern-

kraftwerken sind in den Abbildungen IV.13 und IV.14 enthalten.

### 4.2 Inkorporationsüberwachung

Beruflich strahlenexponierte Personen, bei denen während ihrer Tätigkeit eine Aktivitätszufuhr oberhalb 10 % der Grenzwerte der Jahresaktivitätszufuhr nicht ausgeschlossen werden konnte, wurden in der Regel durch Aktivitätsmessungen in Ganz- und Teilkörperzählern bzw. durch Analysen ihrer Ausscheidungen überwacht. Bei diesen Inkorporationsmessungen wurden nur geringfügige, aus beruflich bedingter Aktivitätszufuhr stammende Körpergehalte radioaktiver Stoffe bestimmt. Alle daraus nach der Richtlinie für die Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition ermittelten Aktivitätszufuhren liegen unterhalb 1 % der radionuklidspezifischen Grenzwerte der Jahresaktivitätszufuhr.

### 4.3 Berufliche Strahlenexposition durch Radonfolgeprodukte in den neuen Bundesländern

In den neuen Bundesländern wird gemäß Einigungsvertrag vom 31. August 1990 nach fortgeltendem Recht der ehemaligen DDR die im Bergbau und bei anderen Tätigkeiten, die nicht Umgang mit radioaktiven Stoffen oder Anwendung ionisierender Strahlung sind, durch Inhalation kurzlebiger Radonfolgeprodukte auftretende Strahlenexposition überwacht. 1993 waren davon ca. 3 500 Personen betroffen, von denen fast 75 % Sanierungsarbeiten in den Betrieben der Wismut GmbH ausführten.

Etwa ein Drittel der Beschäftigten der Wismut GmbH wurde 1993 mit personengebundenen Geräten (am Körper getragene spezielle Meßgeräte mit akkumulatorgetriebener Probenahmepumpe, Filter, Kernspur- und Thermolumineszenzdetektoren) zur Messung der Strahlenexposition überwacht.

Die Kollektivdosis der überwachten beruflich durch Radonfolgeprodukte strahlenexponierten Personen betrug 1993 ca. 17 Personen-Sv. Mehr als 12 Personen-Sv erhielten allein die Beschäftigten der Wismut GmbH. Bei diesen wurden auch die Expositionen durch langlebige Alphastrahler und durch externe Strahlung berücksichtigt, die bei den Beschäftigten in den Nichturanbergbaubetrieben und in den sonstigen überwachten Einrichtungen mit Expositionen durch Radonfolgeprodukte im allgemeinen nur einen vernachlässigbaren Beitrag liefern.

Die mittlere effektive Jahresdosis aller durch Radonfolgeprodukte beruflich exponierten Überwachten konnte gegenüber dem Vorjahr weiter gesenkt werden und betrug 4,8 mSv. Sie lag damit weit unter dem festgelegten Dosisgrenzwert für beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A von 50 mSv pro Jahr. Die höchste mittlere effektive Jahresdosis erhielten die Beschäftigten in wissenschaftlichen Einrichtungen mit 9,1 mSv, gefolgt von den Beschäftigten im Nichturanbergbau (5,6 mSv), in Wasserwirtschaftsbetrieben (5,1 mSv), in Schauhöhlen und Schaubergwer-

ken (4,9 mSv), in der Wismut GmbH (4,7 mSv), in Bergsicherungsbetrieben (3,4 mSv) und in Schachtbaubetrieben (1,9 mSv). Je nach Tätigkeitsbereich waren bis zu 8% der dort tätigen beruflich durch Radonfolgeprodukte strahlenexponierten Personen einer jährlichen effektiven Dosis von mehr als 15 mSv (Grenzwert für beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie B gemäß VOAS) ausgesetzt. Die insgesamt 94 derart exponierten Personen lieferten einen Beitrag von 12% zur Kollektivdosis.

**4.4 Strahlenexposition des Flugpersonals**

Die Höhe der Strahlenexposition wird maßgeblich durch Flughöhe, Flugdauer und die geomagnetische Breite bestimmt. Der Strahlenpegel ist im Bereich des Äquators am niedrigsten und steigt mit der zunehmenden geomagnetischen Breite an. So liegt die Äquivalent-Dosisleistung bei Flügen in einer Höhe von etwa 10 bis 12 km bei geomagnetischen Breiten vom Äquator bis zu 70° Nord im Bereich von 0,002 mSv/h bis 0,016 mSv/h. Bei Annahme einer mittleren Äquivalentdosisleistung von 0,008 mSv/h und einer Flugzeit von 500 bis 800 Stunden im Jahr läßt sich für das Flugpersonal auf solchen Routen eine mittlere jährliche Strahlenexposition von etwa 5 mSv abschätzen. Nach gegenwärtiger Rechtslage, bei der die natürliche Strahlenexposition unberücksichtigt bleibt, gehört dieses Flugpersonal nicht zu den beruflich strahlenexponierten Personen.

**5. Besondere Vorkommnisse**

Eine Übersicht über besondere Vorkommnisse im Anwendungsbereich der Strahlenschutzverordnung (beim Umgang mit radioaktiven Stoffen, Betrieb von Beschleunigern und bei der Beförderung radioaktiver Stoffe) im Jahr 1993, die dem Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit von den zuständigen Landesbehörden gemeldet worden sind, enthält Tabelle IV.2. Die Übersicht dient dazu, mögliche Fehlerquellen beim Umgang mit radioaktiven Stoffen oder ionisierender Strahlung aufzuzeigen, um vergleichbare Vorkommnisse zu vermeiden. Die im Rahmen besonderer Vorkommnisse von Einzelpersonen erhaltenen Strahlenexpositionen haben nicht zu einer Erhöhung der mittleren jährlichen Strahlenexposition der Bevölkerung geführt.

**6. Fall-out von Kernwaffenversuchen**

1993 wurde nur ein unterirdischer Kernwaffenversuch in China durchgeführt. Aus unterirdischen Versuchen resultiert keine zusätzliche Strahlenexposition der Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland.

Der allgemeine Pegel der Umweltradioaktivität durch die früheren Kernwaffenversuche in der Atmosphäre ist in den letzten 25 Jahren ständig zurückgegangen. Ihr Anteil an der gesamten Strahlenexposition des Menschen beträgt weniger als 0,2%.

Tabelle IV.1

**Kernteknische Anlagen im benachbarten Ausland**  
(Stand 31. Dezember 1993)

Land	Anlage/Standort	Entfernung zur deutschen Grenze
Schweiz . . . . .	Kernkraftwerk Beznau (2 Blöcke)	ca. 6 km
	Paul Scherrer Institut Villigen/Würenlingen	ca. 7 km
	Kernkraftwerk Mühleberg	ca. 70 km
	Kernkraftwerk Gösgen-Däniken	ca. 20 km
	Kernkraftwerk Leibstadt	ca. 0,5 km
Frankreich . . . . .	Kernkraftwerk Fessenheim (2 Blöcke)	ca. 1,5 km
	Kernkraftwerk Cattenom (4 Blöcke)	ca. 12 km
Niederlande . . . . .	Kernkraftwerk Dodewaard	ca. 20 km
	Urananreicherungsanlage Almelo	ca. 15 km

Tabelle IV.2

**Besondere Vorkommnisse beim Umgang mit radioaktiven Stoffen, Betrieb von Beschleunigern  
und bei der Beförderung radioaktiver Stoffe 1993<sup>1)</sup>**

Datum	Vorkommnis	Ursache	radiologische Folgen	Beurteilung/ Bemerkungen
25. 1. 1993	Feststellung des Verlustes einer Lieferung radioaktiver Stoffe (5 P-32-Präparate, 1 S-35-Präparat) in einem Vertriebslager	Diebstahl	Nicht zu erwarten	Nachforschungen blieben ergebnislos
2. 2. 1993	Feststellung des Vertriebs von nicht-bauartzugelassenen Ionisationsrauchmeldern mit Am-241 (37 KBq)	Bei der Einfuhr möglicherweise falsch deklariert	Keine	Vertrieb wurde untersagt
19. 2. 1993	Feststellung des Verlustes eines Sr-90-Prüfstrahlers (22 MBq) in einer Arztpraxis	Mangelhafte Nachweisführung	Nicht zu erwarten	Zeitpunkt des Verlustes unbekannt. Gegen den Strahlenschutzverantwortlichen wurde ein Bußgeldverfahren eingeleitet
1. 3. 1993	Aufenthalt einer Assistentin im Bestrahlungsraum eines medizinischen Beschleunigers während des Probelaufs	Unzureichende Kontrolle vor Beginn des Probelaufs	FilmDOSimetrisch ermittelte Dosis betrug 0,4 mSv	
5. 3. 1993	Bei Messungen zur Erstellung eines Kontaminationskatalogs für ein in der Nachbetriebsphase sich befindliches KKW wurde auf dem Fußboden des Maschinenhauses auf einer Fläche von 1,5 m <sup>2</sup> eine Kontamination bis zu 3,7 KBq/cm <sup>2</sup> festgestellt	Vermutlich bei Reinigungsarbeiten in der Betriebsphase entstanden	Keine	Kontaminierter Bereich wurde abgegrenzt und ein Kontrollbereich eingerichtet
29. 3. 1993	Fund eines Ra-226-Strahlers (2,2 MBq) auf einem Waldparkplatz	Anonymer Hinweis	Nicht zu erwarten	Vermutlich wurde der Strahler gestohlen und weggeworfen. Ermittlungen wurden eingeleitet
2. 4. 1993	Feststellung des Verlustes von 120 Ionisationsrauchmeldern	Diebstahl	Nicht zu erwarten	
7. 4. 1993	Feststellung der Undichtheit von 2 Cs-137-Strahlern		Keine	Strahler wurden in dichter Umschließung gesichert

<sup>1)</sup> Vorkommnisse, bei denen noch eine Stellungnahme der zuständigen Landesbehörde aussteht, werden im Bericht für das Jahr 1994 nachgereicht.

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	radiologische Folgen	Beurteilung/ Bemerkungen
10. 4. 1993	Feststellung der Undichtheit einer Pu-239/Be-Neutronenquelle		Keine	Quelle wurde in dichter Umschließung gesichert
13. 4. 1993	Fund eines Behälters mit 3 Sr-90-Strahlern von je 150 MBq im Uferschlamm eines Flusses		Nicht zu erwarten	
30. 4. 1993	Bei der Funktionsüberprüfung einer fernbedienten medizinischen Applikationseinrichtung erreichte der Strahler nicht die Bestrahlungsposition und ließ sich nicht mehr in die Abschirmung zurückführen	An der Kupplung hatte sich ein Gewindestift gelöst, so daß eine zuverlässige Führung nicht mehr gegeben war	Eine zur Beseitigung der Störung eingesetzte Person erhielt eine Teilkörperdosis (Hand) von 2 mSv	Maßnahmen zur künftigen Vermeidung wurden veranlaßt
30. 4. 1993	Bei einer ferngesteuerten medizinischen Applikationseinrichtung verklebte sich der ausgefahrene Strahler im Applikator und konnte nicht mehr in die Abschirmung zurückgeführt werden	Im Applikator war ein zur Lokalisation verwendeter Metallstift verblieben		
4. 5. 1993	Feststellung des Verlustes einer Pu-239/Be-Neutronenquelle	Mangelhafte Nachweisführung		Nachforschungen blieben ergebnislos
6. 5. 1993	Vorübergehender Verlust eines Gammadiographierätes auf einer Baustelle	Mangelnde Aufsicht	Keine; Gerät war sichergestellt worden	Mitarbeiter wurden auf ihre Sorgfaltspflicht besonders hingewiesen
12. 5. 1993	Erhöhte Strahlenexposition eines Sachverständigen bei der Überprüfung eines Gammadiographierätes	Unvorsichtigkeit	Der Sachverständige erhielt eine Dosis von 1 mSv, die Teilkörperdosis (Hand) wurde auf 2 mSv geschätzt	
13. 5. 1993	Vorübergehender Verlust eines Gammadiographierätes mit einem Ir-192-Strahler (1,5 TBq)	Das Gerät befand sich in einem Kleintransporter, der gestohlen wurde. Am Tag nach dem Diebstahl wurde das Fahrzeug mit unbeschädigtem Gammadiographierät verlassen aufgefunden	Nicht zu erwarten	Bußgeldverfahren wurde eingeleitet

## noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	radiologische Folgen	Beurteilung/ Bemerkungen
13. 5. 1993	Verkehrsunfall bei der Beförderung radioaktiver Stoffe		Keine; Verpackungen wurden nicht beschädigt	
19. 5. 1993	Feststellung von Kontaminationen mit natürlichen Radionukliden an Stahlschrott im Lager einer Recyclingfirma	Fehlende Information	Keine Gefährdung von Personen und der Umwelt	Ermittlungen über Herkunft und Vertriebswege wurden eingeleitet
8. 6. 1993	Fund eines Bleibehälters mit je einem Os-185- und Os-191-Strahler (Gesamtaktivität unter 2 GBq)		Nicht zu erwarten	Die Strahler wurden sichergestellt und Ermittlungen eingeleitet
10. 6. 1993	Verkehrsunfall bei der Beförderung radioaktiver Stoffe		Keine; Verpackung wurde nicht beschädigt	
23. 6. 1993	Im Rahmen einer Strahlenbehandlung mit einem Beschleuniger erhielt ein Patient die zehnfache Dosis	Bedienungsfehler		
15. 7. 1993	Bruch einer Glasflasche mit 2 l flüssigen P-32-Abfällen beim innerbetrieblichen Transport im Treppenhaus eines Institutsgebäudes	Beim Transport der Glasflasche brach der Boden des Transportgefäßes heraus, wodurch die Flasche auf die Treppenstufen fiel und zerbrach	Kontamination der Kleidung der betroffenen Person, der Treppenstufen und eines Wandbereiches	Kontamination wurde beseitigt. Vorsorglich wurden die mit der Dekontamination betrauten Mitarbeiter ausscheidungsanalytisch untersucht
23. 7. 1993	Feststellung des Verlustes eines Gaschromatographen mit Ni-63-Strahler (555 MBq)	Vermutlich Diebstahl bei Einbruch	Nicht zu erwarten	Nachforschungen blieben ergebnislos
23. 7. 1993	Verkehrsunfall bei der Beförderung eines Gammarradiographiegerätes (Ir-192, 100 GBq)		Keine; Gerät blieb unbeschädigt	
31. 7. 1993	Sicherstellung eines Transportcontainers mit P-32 im Frachtzentrum eines Flughafens	Beschädigung des Transportcontainers durch Herabfallen von einem Gabelstapler	Keine, da eine Freisetzung nicht erfolgte	
26. 8. 1993	In einem Krankenhaus wurden mit Ra-226 kontaminierte Gegenstände festgestellt	Undichter Ra-226-Strahler	Keine; vorsorglich durchgeführte Inkorporationsuntersuchungen waren ohne Befund	Die Kontamination ist vor vielen Jahren entstanden, als noch Ra-226-Strahler verwendet wurden. Die Gegenstände wurden dekontaminiert



noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	radiologische Folgen	Beurteilung/ Bemerkungen
6. 9. 1993	Verlust eines Kr-85-Strahlers (3,7 GBq) aus einem Flächen-gewichtsmeßgerät	Der Strahler wurde trotz Anweisung nicht aus dem Flächengewichtsmeßgerät ausgebaut und mit einer Maschine ins Ausland geliefert	Nicht zu erwarten	Der Strahlenschutzbeauftragte wurde schriftlich verwarnet
13. 9. 1993	Sicherstellung einer Vakuumpumpe, die im Innern mit In-114m kontaminiert war	Sendung aus dem Ausland	Keine	
6. 10. 1993	Feststellung des Verlustes eines I-125-Radioimmunoassays (0,55 MBq) in einem Krankenhaus	Ungenügende Vorkehrung gegen Abhandenkommen	Nicht zu erwarten	Nachforschungen blieben ergebnislos
11. 10. 1993	Sicherstellung eines mit der Post zugesandten Urantioxidpellets (3,3% U-235)	Anonyme Zusendung	Vernachlässigbar, da keine Kontamination festgestellt wurde und die externe Strahlenexposition gering war	
12. 10. 1993	Verkehrsunfall bei der Beförderung radioaktiver Stoffe		Keine; Verpackung wurde nicht beschädigt	
11. 11. 1993	Bei einer fernbedienten medizinischen Applikationseinrichtung fuhr die Strahlenquelle aus, obwohl die Tür zum Bestrahlungsraum geöffnet wurde	Fehler in der Programmsteuerung	Keine, da keine Personen bestrahlt wurden	Beseitigung des Fehlers durch die Herstellerfirma an allen in Betrieb befindlichen Einrichtungen
11. 11. 1993	Bei der Überprüfung eines Füllstandmeßgerätes wurde festgestellt, daß sich der Co-60-Strahler (11,1 MBq) vom Strahlerhalter gelöst hatte und im Einbaurohr steckte	Konstruktive Mängel des Strahlerhalters	Keine	Konstruktive Veränderungen des Strahlerhalters
16. 11. 1993	In einem Krankenhaus sind mehrfach Funktionsausfälle an Linearbeschleunigern aufgetreten	Beschädigung durch unbekannte Täter	Keine	Zugang zu Beschleunigern wurde durch eine videoüberwachte Tür gesichert

noch Tabelle IV.2

Datum	Vorkommnis	Ursache	radiologische Folgen	Beurteilung/ Bemerkungen
2. 12. 1993	Nach Durchstrahlungsarbeiten ließ sich der Strahler nur unter Schwierigkeiten mit der Fernbedienung in das Gerät zurückführen	Ungeklärt	Die mit der Rückführung betraute Person erhielt eine Dosis von 0,4 mSv	Technische Überprüfung des Gerätes wurde eingeleitet
21. 12. 1993	Sicherstellung einer Sendung mit Proben aus angereichertem Uran (5 % U-235) im Radioaktivitätslageraum eines Flughafens	Fehlleitung	Keine	

Tabelle IV.3

**Häufigkeit von Röntgenuntersuchungen in Deutschland (alte Bundesländer) 1990 bis 1992**

Organ/Untersuchung	Ambulant	Stationär	Sonstige	Gesamt	je 1000 Einwohner
Thorax . . . . .	7 787	8 869	1 191	17 847	275
Extremitäten . . . . .	17 048	2 580		19 628	302
WS . . . . .	8 700	917		9 617	148
Becken . . . . .	2 474	405		2 879	44
Hüfte . . . . .	3 054	349		3 403	52
Schädel . . . . .	8 359	983		9 342	144
Abdomen (leer) . . . . .	1 592	610		2 202	34
Ösophagus/Magen . . . . .	842	144		986	15
Dünndarm . . . . .	190	15		205	3
Dickdarm . . . . .	215	93		308	5
Galle . . . . .	146	140		286	4
Harntrakt . . . . .	1 412	580		1 992	31
Arteriographie . . . . .	217	362		579	9
Phlebographie . . . . .	308	157		465	7
Mammographie . . . . .	3 947	188		4 135	64 <sup>1)</sup>
CT-Schädel <sup>2)</sup> . . . . .	577	588		1 165	18
CT-Sonstige <sup>2)</sup> . . . . .	1 396	918		2 314	36
Zahnaufnahmen . . . . .	17 506	14		17 520	270
Osteodensitometrie . . . . .	794	?		794	12 <sup>3)</sup>
Sonstige . . . . .	1 264	229	1 511 <sup>4)</sup>	3 004	46
<b>Gesamt . . . . .</b>	<b>77 828</b>	<b>18 141</b>	<b>2 702</b>	<b>98 671</b>	<b>1 520</b>

1)  $\hat{=}$  147 je 1 000 ♀ > 15a.

2) Alle Spalten 1992.

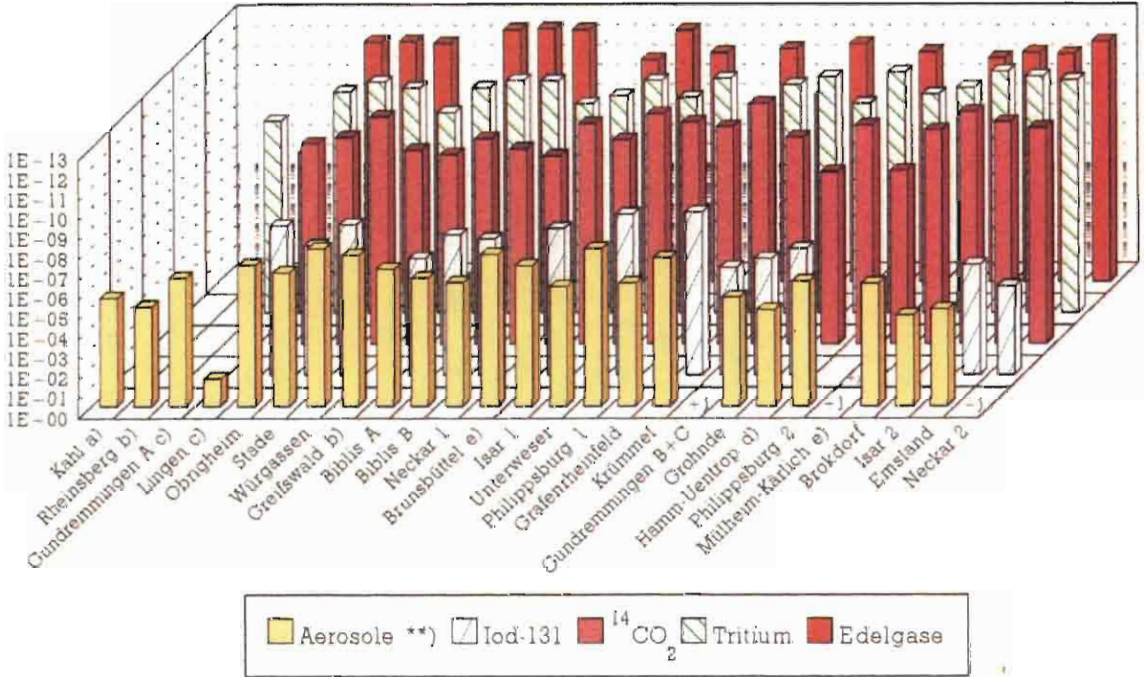
3) Nur Kassenambulanz.

4) Nicht klassifizierte Röntgenuntersuchungen.

Abbildung IV.1

**Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus Kernkraftwerken im Jahr 1993**

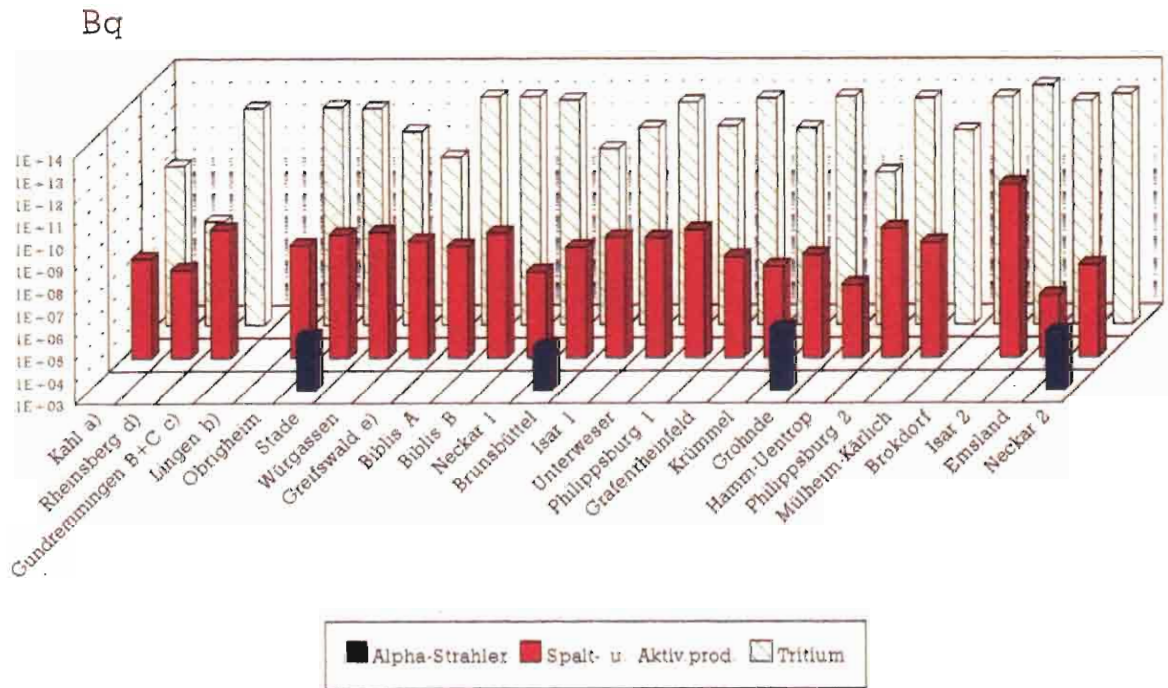
Bq



- a) Betrieb beendet 1985.
- b) Betrieb beendet 1990.
- c) Betrieb beendet 1977.
- d) Betrieb beendet 1988.
- e) 1993 nicht in Betrieb.
- + ) Kleiner oder gleich Nachweisgrenze.
- \*\* ) Halbwertszeit > 8 Tage, ohne Iod-131, einschl. Strontium und Alpha-Strahler.

Abbildung IV.2

**Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Kernkraftwerken  
in der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1993  
(Summenwerte, Tritium und Alphastrahler)**

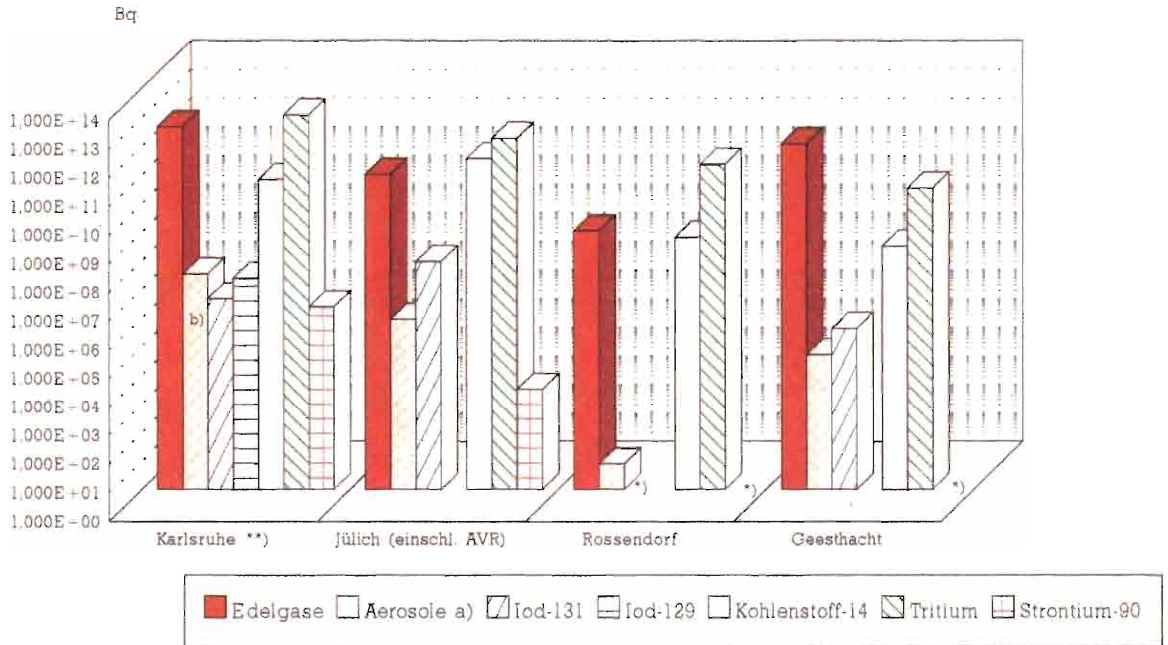


- a) Anlage stillgelegt.  
 b) Anlage stillgelegt, 1993 keine Abwasserabgabe.  
 c) Block A stillgelegt (geringfügige Abgaben sind in den für Block B+C angegebenen Daten enthalten).  
 d) Anlage seit Juni 1990 außer Betrieb.  
 e) Anlage seit Dezember 1990 außer Betrieb.

Wird kein Zahlenwert angegeben, liegt die Aktivitätsabgabe unterhalb der Nachweisgrenze.

Abbildung IV.3

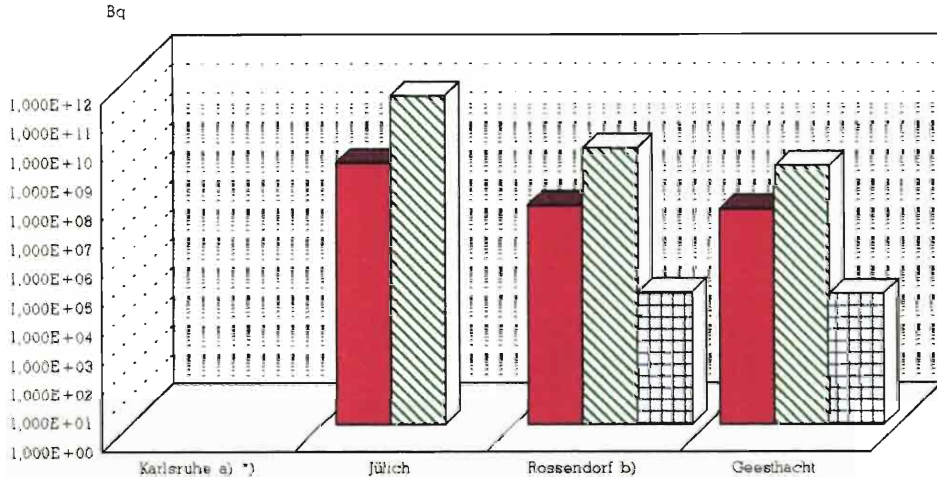
**Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus Forschungszentren  
in der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1993**



- a) HWZ > 8 Tage.
- b) davon Alphastrahler: 1.2 E06 Bq.
- \*) Nicht nachgewiesen (kleiner oder gleich Nachweisgrenze).
- \*\*\*) Einschl. Wiederaufarbeitungsanlage.

Abbildung IV.4

**Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus Forschungszentren  
in der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1993  
(Summenwerte, Tritium und Alphastrahler)**



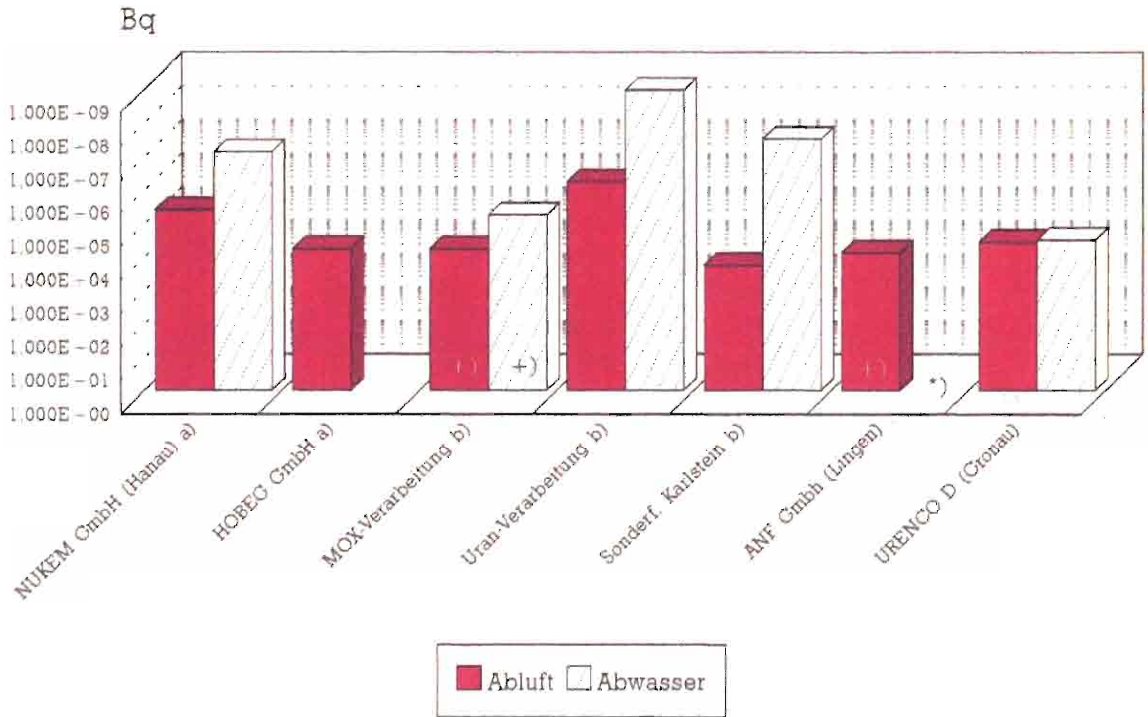
a) Einschl. Wiederaufbereitungsanlage.  
 b) Einschl. der Radionuklide aus der Isotopenproduktion u. Forschungseinrichtung.  
 \*) Meßwerte liegen nicht vor.

Spalt-/Aktiv. Prod.
  Tritium
  Alpha-Strahler

Spalt-/Aktiv.prod.    Tritium    Alphastrahler

Abbildung IV.5

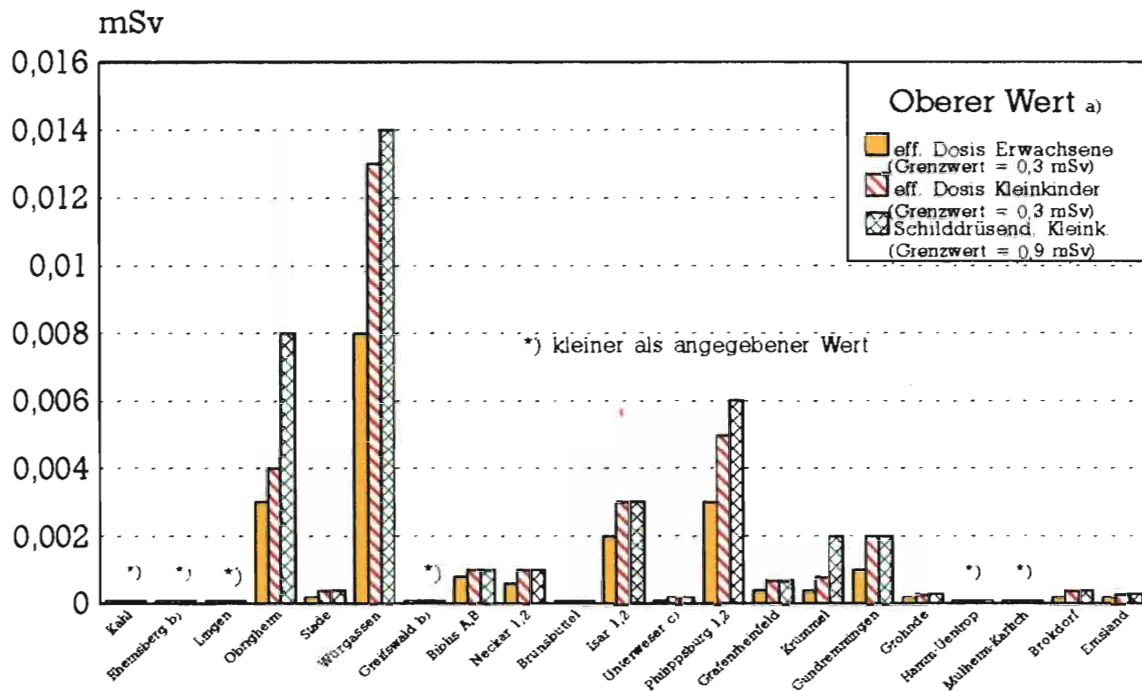
**Ableitung radioaktiver Stoffe (Alpha-Aktivität) aus kernbrennstoffverarbeitenden Betrieben in der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1993**



- a) Brennelementproduktion 1988 eingestellt.
- b) SIEMENS AG Brennelementwerk Hanau, +) kleiner als angegebener Wert.
- \*) Aktivitätsabgabe unterhalb Nachweisgrenze.

Abbildung IV.6

**Strahlenexposition im Jahr 1993 in der Umgebung von Kernkraftwerken durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft**



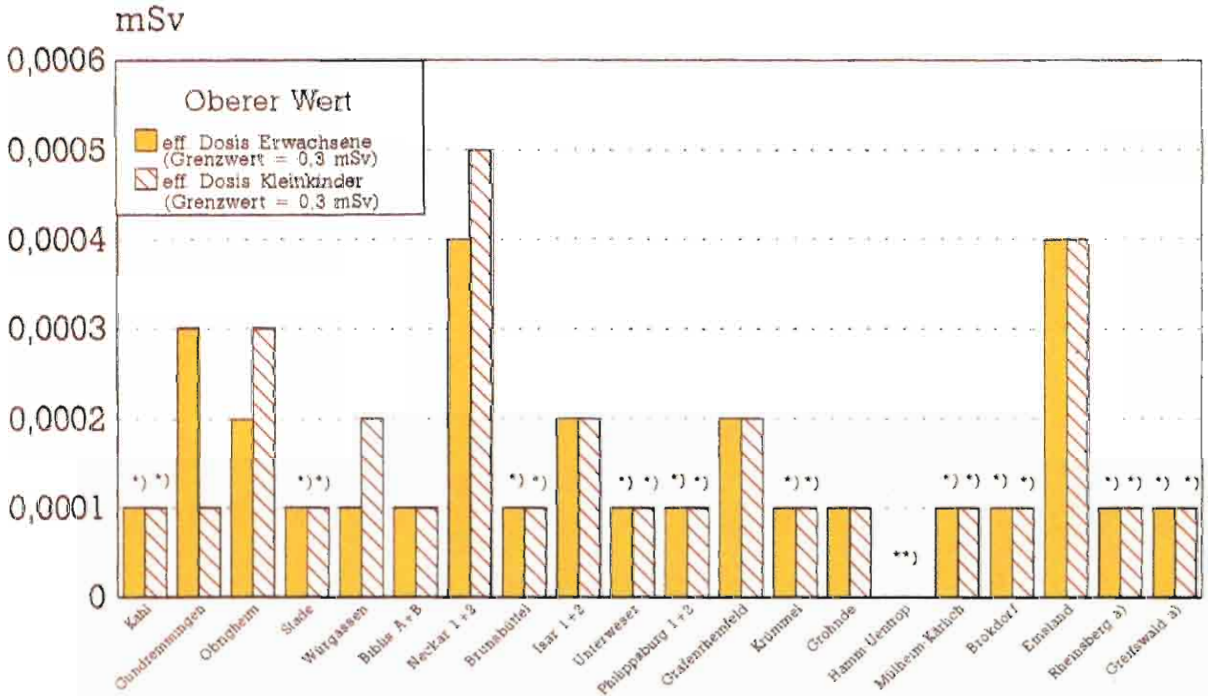
a) Berechnet für eine Referenzperson an den ungünstigsten Einwirkungsstellen.

b) Aus den Jahren vor 1990 (Greifswald) bzw. vor 1984 (Rheinsberg) liegen keine Werte für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft vor; deshalb unvollständige Berechnung der Strahlenexposition für Expositionspfade von Radionukliden, die in den Vorjahren akkumuliert wurden.



Abbildung IV.7

**Strahlenexposition im Jahr 1993 in der Umgebung von Kernkraftwerken durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser**

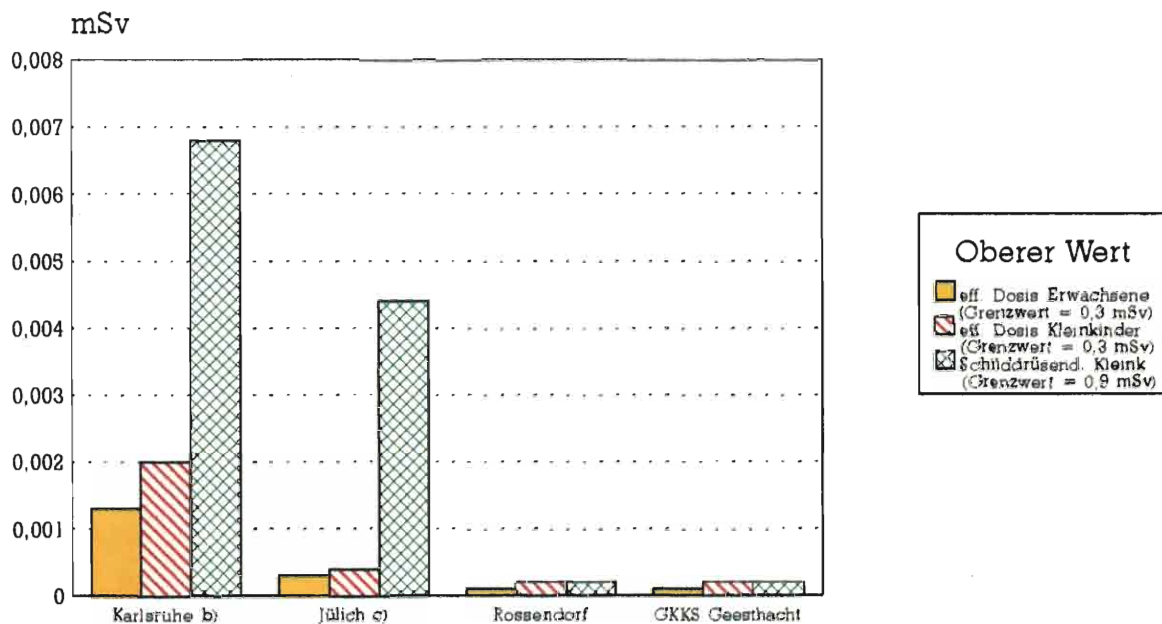


a) Die Strahlenexposition konnte für Expositionspfade, bei denen Radionuklide in den Vorjahren akkumuliert wurden, nur unvollständig berechnet werden, da bei diesen Kernkraftwerken Werte für die Abgabe radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser aus den Jahren vor 1980 nicht vorliegen.

- \*) Kleiner als angegebener Wert.
- \*\*\*) Meßwerte liegen nicht vor.

Abbildung IV.8

**Strahlenexposition im Jahr 1993 in der Umgebung von Forschungszentren durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft a)**



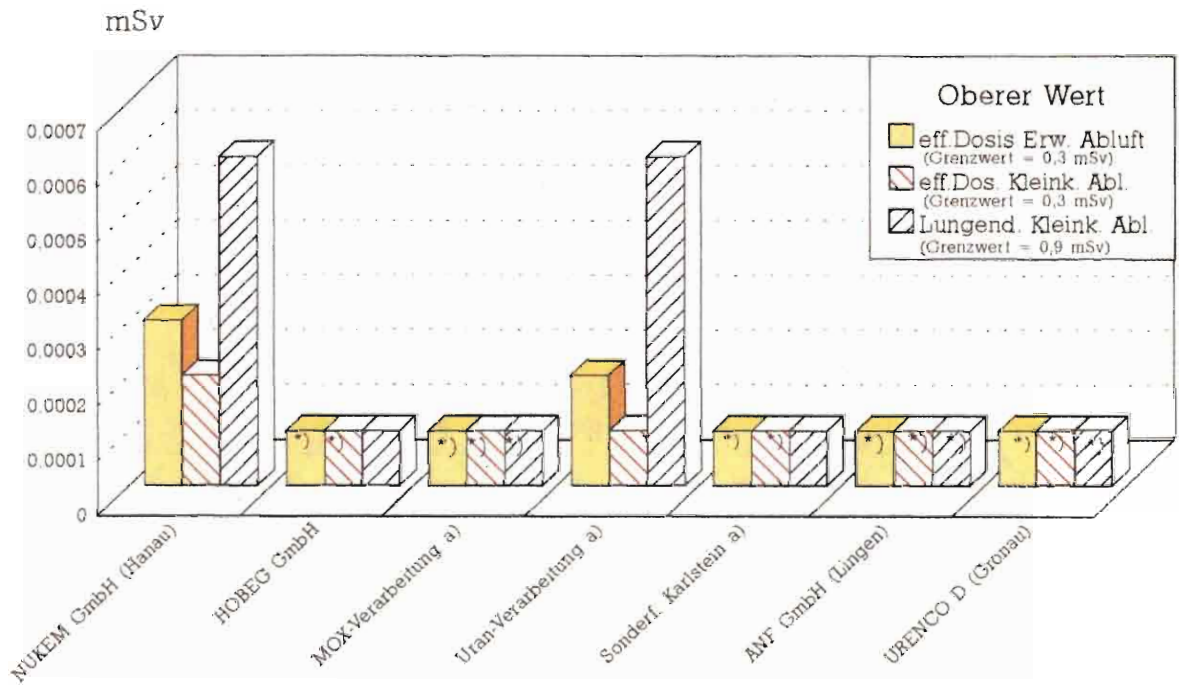
a) Entnommen den Jahresberichten 1993 sowie nach Angaben der Strahlenschutzabteilungen der Forschungszentren Karlsruhe, Jülich, Rossendorf und Geesthacht.

b) Einschl. Wiederaufarbeitungsanlage.

c) Einschl. Versuchsreaktor AVR.

Abbildung IV.9

**Strahlenexposition im Jahr 1993 in der Umgebung der kernbrennstoffverarbeitenden Betriebe durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft**

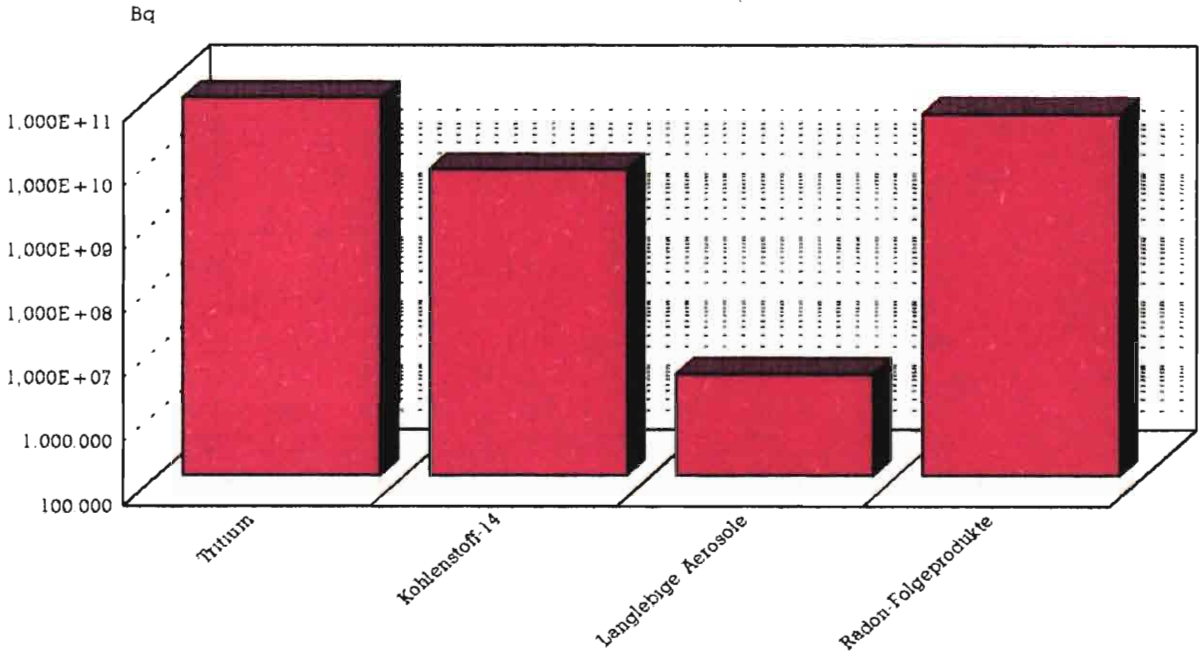


a) SIEMENS AG, Brennelementewerk Hanau.

\*) Kleiner als angegebener Wert.

Abbildung IV.10

## Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem Endlager Morsleben im Jahr 1993 a)



a) Im Jahr 1993 wurde aus dem ERAM kein Abwasser aus der speziellen Kanalisation des Kontrollbereiches in die Umgebung abgegeben.

Abbildung IV.11

Mit Personendosimetern überwachte Personen insgesamt und in der Medizin  
(ab 1990 einschließlich der neuen Bundesländer)

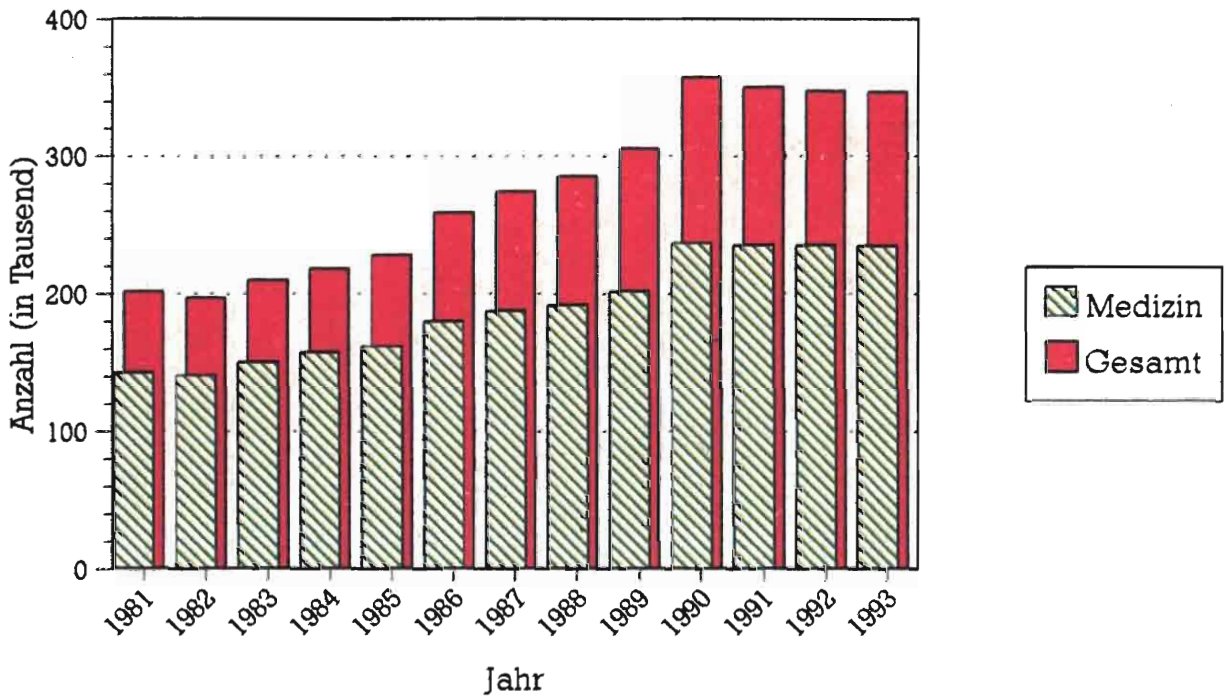


Abbildung IV.12

**Entwicklung der jährlichen Kollektivdosis und Verteilung auf Strahlenanwendungsbereiche  
(ab 1990 einschließlich der neuen Bundesländer)**

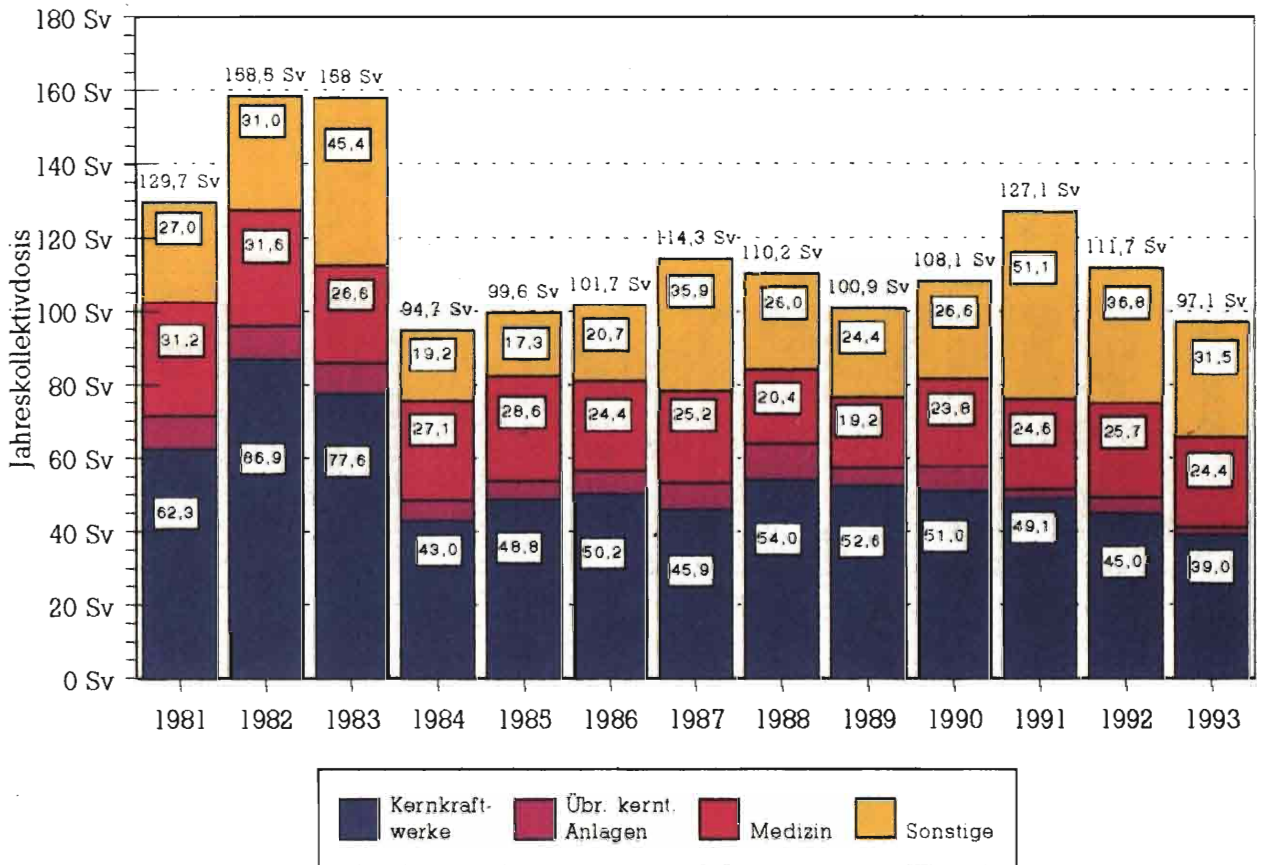


Abbildung IV.13

**Daten zur beruflichen Strahlenexposition in Leistungskernkraftwerken**

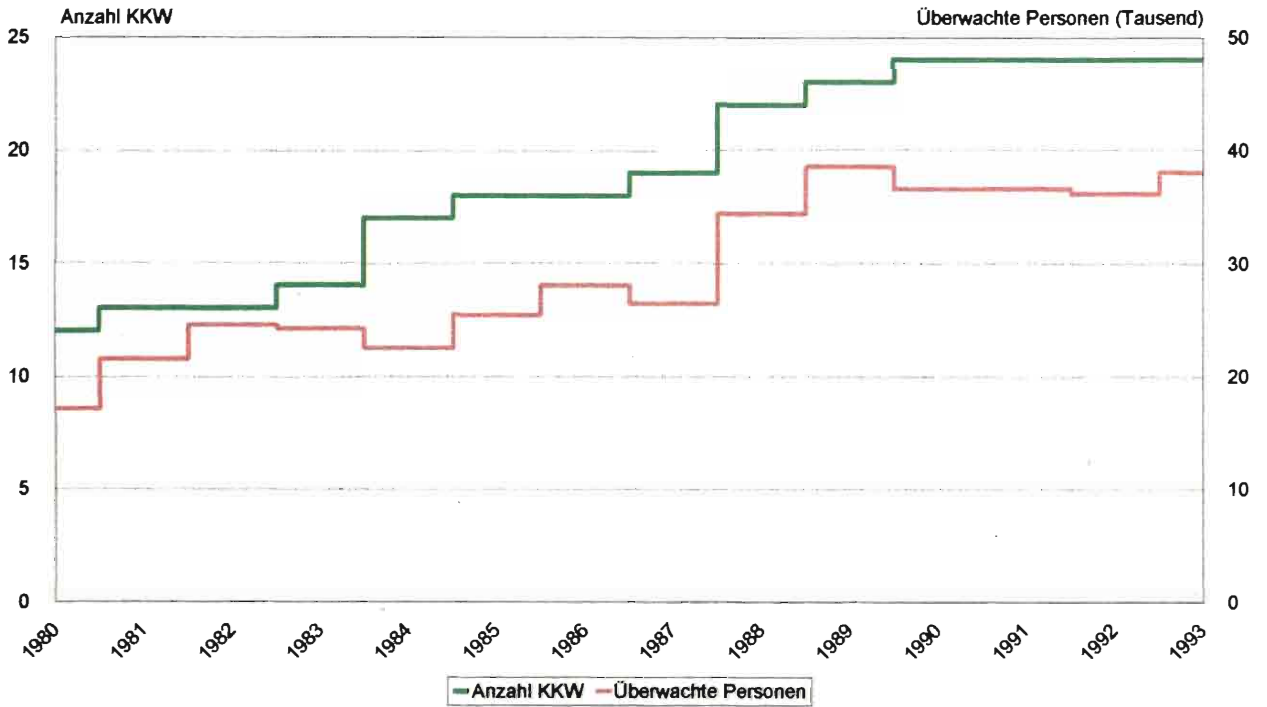
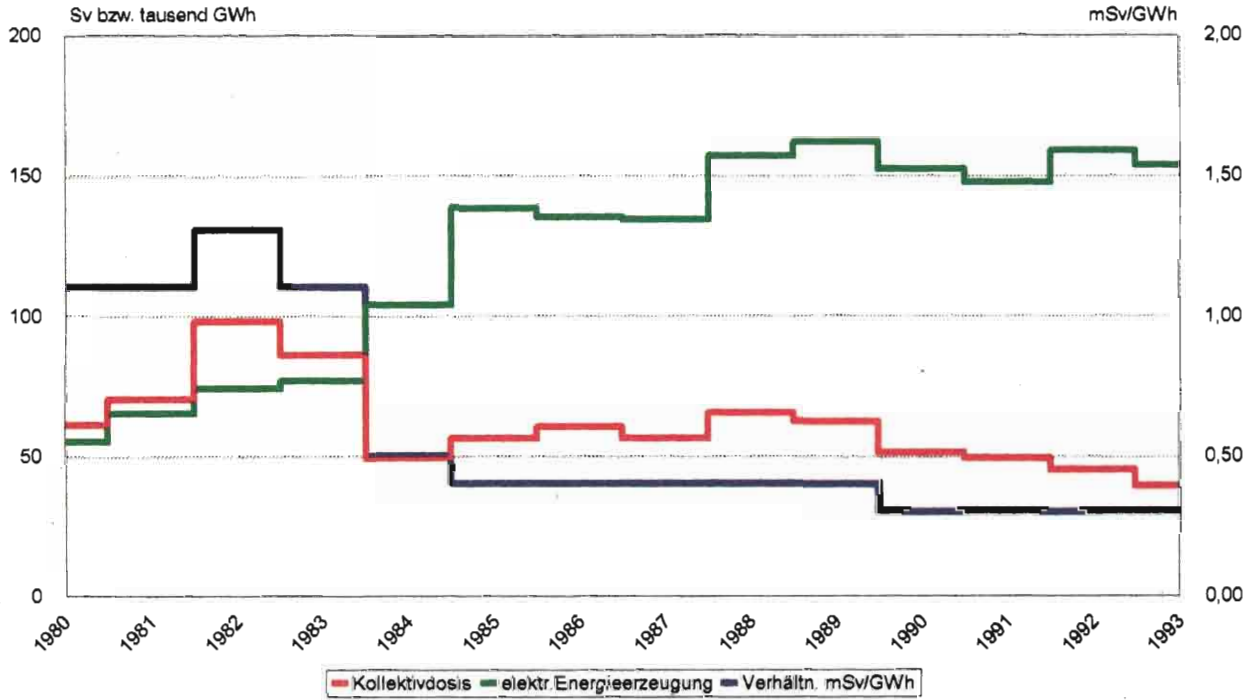


Abbildung IV.14

Daten zur beruflichen Strahlenexposition in Leistungskernkraftwerken





## V. Strahlenexposition durch den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl

Die mittlere Strahlenexposition der Bevölkerung durch den Reaktorunfall von Tschernobyl wird 1993 fast ausschließlich durch die Bodenstrahlung des deponierten Radiocaesium verursacht. Caesium-137 leistet mit ca. 90 % den Hauptbeitrag zur Bodenstrahlung, da aufgrund seiner langen physikalischen Halbwertszeit von 30 Jahren immer noch 85 % der 1986 deponierten Aktivität vorliegen. Caesium-134 hingegen ist auf weniger als 10 % des Ausgangswertes der deponierten Aktivität zurückgegangen; 1992 waren es 13 %. Bei ausschließlicher Berücksichtigung des physikalischen Zerfalls nahm die externe Strahlenexposition gegenüber dem Vorjahr um ca. 6 % ab. Unter Berücksichtigung der Abschirmeffekte, die durch Rauigkeit des Bodens, Einwanderung des Radiocaesium in den Boden sowie Aufenthalt in Gebäuden bedingt sind, ergibt sich eine mittlere effektive Dosis der Bevölkerung durch Bodenstrahlung zu weniger als 0,02 mSv pro Jahr (zum Vergleich: 1986 0,07 mSv). Diese liegt somit unter 1 % der mittleren natürlichen Strahlenexposition. Südlich der Donau und in einigen Gebieten des Bayerischen Waldes und Ostdeutschlands kann die Bodenstrahlung infolge örtlich und zeitlich begrenzter starker Regenfälle zur Zeit des Durchzugs der radioaktiven Wolke bis um einen Faktor 10 höher sein, die aus der Bodenstrahlung resultierende effektive Dosis liegt jedoch bei höchstens 10 % der natürlichen Strahlenexposition.

Grundnahrungsmittel wie Milch, Gemüse, Getreide, Obst und Fleisch aus landwirtschaftlicher Produktion sind durch Radiocaesium aus dem Reaktorunfall nur noch geringfügig kontaminiert. Die Meßwerte der spezifischen Aktivität bzw. Aktivitätskonzentration von Caesium-137 liegen wie im Vorjahr in den meisten Fällen weit unter 1 Bq pro Kilogramm bzw. Liter. Im Durchschnitt wird mit der Gesamtnahrung eine Aktivität von ca. 0,2 Bq Caesium-137 pro Tag zugeführt, woraus eine Ingestionsdosis von ca. 0,001 mSv pro Jahr resultiert, die gegenüber der Strahlenexposition von 0,38 mSv durch Ingestion natürlich radioaktiver Stoffe (Kalium-40, radioaktive Isotope von Uran und Thorium und deren Folgeprodukte) vernachlässigbar klein ist. In stark betroffenen Gebieten des süddeutschen Raumes und dort besonders in moorigen Gegenden sind auch weiterhin vereinzelt Spitzenaktivitäten von einigen hundert bis zu einigen tausend Bq Caesium-137 insbesondere in Wildpilzen, aber auch in Wildfleisch und Wildbeeren sowie vereinzelt in Raubfischen aus stehenden Gewässern zu verzeichnen, weshalb besondere Ernährungsgewohnheiten Abweichungen von der durchschnittlichen Aktivitätszufuhr über Ingestion bedingen können. Bei Verzehr von z. B. 200 g Maronenröhrlingen mit einer spezifischen Caesium-Aktivität von 3 500 Bq/kg Frischgewicht beträgt die effektive Dosis 0,01 mSv.

## Anhang

## A. Strahlendosis und Strahlenwirkung

(Quelle: Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 14)

## 1. Strahlendosis und ihre Einheiten

Beim radioaktiven Zerfall von instabilen Nukliden werden energiereiche Teilchen emittiert. Bei Radionukliden, die aus kerntechnischen Anlagen freigesetzt werden, sind dies vor allem Alpha- und Beta-Teilchen sowie die Photonen der Gamma-Strahlung. Durch Photoeffekt, Comptoneffekt und Paarbildung erzeugen Photonen im bestrahlten Material energiereiche Elektronen und Positronen. Beim Durchgang der elektrisch geladenen Teilchen (Alpha- und Beta-Teilchen, Elektronen und Positronen) durch Materie wird die kinetische Energie der Teilchen diskontinuierlich in vielen Teilbeträgen auf die Materie übertragen. Es kommt dabei zur Ionisation und Anregung von Atomen und Molekülen und als deren Folge zur Radikalbildung. Die Dichte dieser Ionisations- und Anregungsereignisse längs der Teilchenbahn hängt von Strahlenart und Strahlenenergie ab. Man unterscheidet daher locker ionisierende Strahlungen (z. B. Beta- und Gamma-Strahlung) und dicht ionisierende Strahlung (z. B. Alpha-Teilchen). Die in Wasser als Referenzmaterial längs eines kurzen Teilstücks der Teilchenbahn durch Ionisation und Anregung auf die Materie übertragene Energie, dividiert durch die Länge dieses Wegstückes, wird als linearer Energietransfer (LET) bezeichnet.

Da Ionisations- und Anregungsprozesse zu molekularen Veränderungen führen, die den Ausgangspunkt für die Entwicklung biologischer Strahlenwirkungen bilden, bezieht sich der für ionisierende Strahlungen geltende Dosisbegriff auf die Energiedeposition in Materie durch Ionisation und Anregung. Die Energiedosis ist definiert als die in einem kleinen Volumenelement auf die Materie übertragene Energie, dividiert durch die Masse in diesem Volumenelement. Die verwendete Doseinheit ist das Gray (Gy), es entspricht einer Energieabsorption von einem Joule pro Kilogramm, z. B. einem Kilogramm Gewebe. Früher wurde für die Energiedosis das Rad (rd) als Doseinheit benutzt; 1 Gy ist gleich 100 rd. Zur quantitativen Dosisangabe bei strahlenbiologischen Dosiswirkungsbeziehungen dient die Energiedosis.

Schon relativ frühzeitig wurde allerdings erkannt, daß das Ausmaß einer biologischen Strahlenwirkung nicht alleine von der Energiedosis abhängt. Beim Vergleich verschiedener Strahlenarten miteinander zeigte sich, daß ionisierende Strahlen mit hohem LET (dicht ionisierende Strahlen, z. B. Alpha-Teilchen) wesentlich wirksamer sein können als ionisierende Strahlen mit niedrigem LET (locker ionisierende Strahlen, z. B. Beta- und Gamma-Strahlung) bei gleicher Energiedosis. Dies gilt für die einzelnen biologischen Effekte in unterschiedlichem Maße. Für die Abschätzung von

Strahlenrisiken, für Grenzwertfestlegungen und für Strahlenschutzmessungen erschien es daher notwendig, neben der Energiedosis auch die Strahlenqualität, d. h. die Strahlenart und -energie, zu berücksichtigen. Der lineare Energietransfer gilt vereinbarungsgemäß als physikalische Kenngröße der Strahlenqualität. Er kennzeichnet die vom Dosisbegriff nicht erfaßte Konzentration der auf die Materie übertragenen Energie längs der Teilchenbahnen.

Aus diesen Gründen ist neben der Energiedosis  $D$  die Äquivalentdosis  $H$  für Strahlenschutz Zwecke eingeführt worden. Die Äquivalentdosis ergibt sich aus der gemessenen oder berechneten Energiedosis durch Multiplikation mit einem von der Strahlenqualität abhängigen Bewertungsfaktor  $Q$ .

$$H = Q \cdot D.$$

Der Bewertungsfaktor  $Q$  berücksichtigt die Unterschiede des biologischen Risikos bei den verschiedenen Strahlenqualitäten.

Zur Festlegung der Bewertungsfaktoren für die einzelnen Strahlenqualitäten sind experimentelle biologische Daten und klinische Erfahrungen zusammengefaßt worden. Um einen exakten Vergleich der biologischen Wirkungen bei verschiedenen Strahlenqualitäten vorzunehmen, wird zunächst die relative biologische Wirksamkeit (RBW) bestimmt. Die RBW ist definiert als der Quotient aus der Energiedosis einer Referenzstrahlung ( $D_{\text{Ref}}$ ) und der Energiedosis der zu untersuchenden Strahlenqualität ( $D_{\text{Test}}$ ), wobei in den Quotienten diejenigen Strahlendosen eingesetzt werden, die das gleiche Ausmaß der untersuchten biologischen Wirkung herbeiführen.

$$\text{RBW} = \frac{D_{\text{Ref}}}{D_{\text{Test}}}$$

(bei gleicher biologischer Wirkung)

Die Untersuchung der relativen biologischen Wirksamkeit hat ergeben, daß die resultierenden RBW-Werte nicht nur von der Strahlenqualität abhängig sind, sondern auch von dem gemessenen biologischen Endpunkt (z. B. Zelltod, Tumorbildung usw.), sowie von der Strahlendosis und anderen Faktoren. Ein biologisch exakt gemessener RBW-Wert gilt daher nur für sehr gut definierte experimentelle Bedingungen. Unter verschiedenen Bedingungen können bei gegebener Strahlenqualität auch unterschiedliche RBW-Werte resultieren.

Für den praktischen Strahlenschutz sind aus diesen Gründen die gemessenen RBW-Werte nicht unmittelbar verwendbar, sondern man hat auf der Grundlage der experimentellen RBW-Werte für die einzelnen Strahlenqualitäten Bewertungsfaktoren  $Q$  zur Ermitt-

lung der Äquivalentdosis festgelegt. Sie beziehen sich ebenso wie die RBW-Werte auf harte Röntgenstrahlung als Referenzstrahlung. Die Zahlenwerte der Bewertungsfaktoren orientieren sich aus Sicherheitsgründen am oberen Wertebereich der experimentell erhaltenen RBW-Werte für die jeweilige Strahlenqualität. Nach der Strahlenschutzverordnung gilt für die Berechnung der Äquivalentdosis der in Anlage VII der Verordnung angegebene LET-abhängige Bewertungsfaktor  $Q(L)$ , der je nach Strahlenqualität Werte zwischen 1 und 20 besitzt. Ist das LET-Spektrum nicht genau bekannt, so darf näherungsweise der Bewertungsfaktor 1 für Beta- und Gamma-Strahlung, der Bewertungsfaktor 10 für Neutronen und der Bewertungsfaktor 20 für Alpha-Teilchen verwendet werden.

Die Einheit für die Äquivalentdosis ist heute das Sievert (Sv), früher wurde die Äquivalentdosis in Rem (rem) angegeben. Es gilt  $1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$ . Beispiel:  $D = 0,1 \text{ mGy}$ ;  $Q = 20$ ;  $H = 2 \text{ mSv}$ .

## 2. Externe und interne Bestrahlung

Bei einer Bestrahlung von außen (die Strahlenquelle befindet sich außerhalb des Organismus, externe Bestrahlung) ist die Eindringtiefe der verschiedenen Strahlenqualitäten in das menschliche Gewebe sehr unterschiedlich. Gamma-Strahlung hat wie Röntgenstrahlung die Fähigkeit, den gesamten Körper zu durchdringen und ihn mit geschwächter Intensität wieder zu verlassen, während Alpha- und Beta-Teilchen relativ zu den Körperdimensionen nur eine geringe Eindringtiefe besitzen. Bei Alpha-Strahlung ist die Eindringtiefe so gering, daß nur die äußere Zellschicht der Haut betroffen ist. Die Keimschicht der Haut (stratum germinativum), in der die Zellerneuerung stattfindet, liegt bei äußerer Alpha-Bestrahlung bereits außerhalb der Reichweite der Alpha-Teilchen. Bei Beta-Strahlung liegt die Eindringtiefe im Gewebe im Bereich von einigen Millimetern, so daß es bei einer Bestrahlung von außen bei relativ hohen Strahlendosen beispielsweise zu Hautschäden und Schäden der Augenlinse, aber nicht zu Schäden in tiefer gelegenen Geweben kommen kann. Bei niedrigen Strahlendosen ist die Bestrahlung durch Alpha- und Beta-Strahlung von außen für das Strahlenrisiko ohne Bedeutung.

Radionuklide, bei deren Zerfall Alpha- bzw. Beta-Strahlung entsteht, sind jedoch dann für das Strahlenrisiko relevant, wenn sie mit der Nahrung, dem Trinkwasser oder durch Atmung dem Körper zugeführt werden und die Bestrahlung von innen erfolgt. Zur Bestimmung der Strahlendosis ist es bei einer Inkorporation der radioaktiven Stoffe notwendig, die Verteilung der Radionuklide und ihre Verweildauer im Organismus und in einzelnen Organen sowie Geweben genau zu kennen. Die Biokinetik, die sich vor allem aus dem Stoffwechselverhalten und anderen biologischen Vorgängen ergibt, muß bei der Dosisabschätzung für die Strahlenexposition von innen berücksichtigt werden. Neben zahlreichen, u. a. altersabhängigen biokinetischen Parametern gehen in die Dosisermittlung die physikalischen Eigenschaf-

ten der Strahlung und die physikalischen Halbwertszeiten der Radionuklide ein.

Radionuklide mit einer langen physikalischen Halbwertszeit und einer zusätzlich langen Verweildauer (lange biologische Halbwertszeit) im Organismus tragen nach einer Inkorporation über eine entsprechend lange Zeit zur Strahlendosis bei. Daher wird bei der Berechnung der Strahlendosis nach Inkorporation derartiger Radionuklide die 50-Jahre-Folgedosis (70-Jahre-Folgedosis bei Kindern) ermittelt. Das bedeutet, daß bei der Festlegung des Dosisfaktors die Dosisleistung (Strahlendosis in einem Zeitintervall, dividiert durch dieses Zeitintervall) über die auf die Inkorporation folgenden 50 Jahre (bzw. 70 Jahre) integriert (aufsummiert) wird. Unter diesen Prämissen sind Dosisfaktoren für die verschiedenen Inkorporationswege (z. B. Ingestion und Inhalation) sowie für verschiedene chemische Formen der inkorporierten Radionuklide (z. B. löslich und unlöslich) abgeschätzt worden.

Die Aktivität einer radioaktiven Substanz ist die Anzahl der spontanen Kernumwandlungen in einem kurzen Zeitintervall, dividiert durch dieses Zeitintervall. Sie wird in Becquerel (Bq) angegeben. Die Anzahl der Becquerel bezeichnet die Anzahl der spontanen Kernumwandlungen je Sekunde. Die frühere Einheit ist das Curie (Ci). 1 Ci ist gleich  $3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$ . Kenngröße für die Exposition von innen ist der Dosisfaktor, d. h. der Quotient aus der in einem bestimmten Gewebe oder Organ erzeugten Äquivalentdosis und der dem Körper zugeführten Aktivität eines bestimmten Radionuklids, gemessen in Sievert pro Becquerel (Sv/Bq). Durch Multiplikation des Dosisfaktors mit der Aktivität des aufgenommenen Radionuklids wird die Äquivalentdosis errechnet.

Die Konzentration der Ionisations- und Anregungsprozesse ionisierender Teilchen auf den Nahbereich der Teilchenbahnen (s. Kennzeichnung der Strahlenqualität durch den linearen Energietransfer) hat bei mikroskopischer Betrachtungsweise auch die Bedeutung einer von Zelle zu Zelle statistisch variierenden Anzahl der Teilchendurchgänge; die Energiedosis gibt nur den räumlichen Mittelwert der massebezogenen Energiedeposition an. Bei einer Energiedosis von 10 mGy erfährt z. B. nur einer unter ca. 40 Zellkernen des Querschnitts  $60 \mu\text{m}^2$  den Durchgang eines Alpha-Teilchens der Anfangsenergie 5 MeV. Erst bei wesentlich höheren Dosen — für Alpha-Teilchen bei etwa 50 mGy — kommt es ebensooft vor, daß ein Zellkern von einem bzw. von zwei oder mehr Alpha-Teilchen getroffen wird, aber auch bei dieser Dosis ereignet sich in etwa 30 % aller Zellkerne kein Teilchendurchgang. Bei locker ionisierender Strahlung erfahren in diesem Dosisbereich bereits alle Zellkerne eine annähernd gleiche Anzahl von Teilchendurchgängen.

Mit abnehmender Dosis kommt man also in einen Bereich, in dem nicht mehr alle, sondern nur noch einzelne Zellen und Zellkerne (Durchmesser des Kernes einer menschlichen Zelle: etwa  $8 \mu\text{m}$ ) von einem Teilchendurchgang betroffen werden. Die Zahl der dann noch getroffenen Zellkerne nimmt bei weiterer Erniedrigung der Strahlendosis proportional zu dieser ab. Der Dosisbereich, in dem diese inhomogene Ver-

teilung der Teilchendurchgänge aufzutreten beginnt, ist von der Strahlenqualität abhängig. Bei Strahlung mit niedrigem LET liegt er tiefer als bei Strahlung mit hohem LET. So tritt dieses Phänomen bei Röntgen- und Gamma-Strahlung im Dosisbereich unterhalb etwa 3 mGy und bei 14 MeV Neutronen unterhalb etwa 50 mGy auf. Bei Alpha-Strahlung (z. B. nach Zerfall von Pu 239) erstreckt sich der Bereich der vereinzelt Teilchendurchgänge zu noch höheren Dosen. Bei inkorporierten Radionukliden, die an Partikel (Aerosole) gebunden sind oder in Zellen durch Phagozytose akkumuliert sind, kann in der unmittelbaren Nachbarschaft eine zusätzliche Inhomogenität der mikroskopischen Dosisverteilung auftreten. Diese Bedingungen sind bei Radionukliden, die bei ihrem Zerfall Alpha-Teilchen emittieren, von besonderer Relevanz (hot particles).

### 3. Stochastische und deterministische Strahlenwirkung

Im Strahlenschutz werden stochastische und deterministische Strahlenwirkungen unterschieden. Beide Kategorien von Schadenstypen haben grundsätzlich verschiedene Dosiswirkungsbeziehungen. Bei den deterministischen Strahlenwirkungen muß zunächst eine Schwellendosis überschritten werden, bevor die beschriebenen Effekte induziert werden können (Abb. A-1). Oberhalb der Schwellendosis steigt die Zahl der Effekte und der Schweregrad des Effektes mit steigender Dosis an. Der Entwicklung dieser Strahlenschäden liegt ein multizellulärer Mechanismus zugrunde. Es müssen viele Zellen geschädigt werden, damit es zu einer Manifestation derartiger Effekte kommt. Zu diesen Strahlenwirkungen zählen alle akuten Strahleneffekte, die Linsentrübung (Katarakt) und die Entwicklung von fibrotischen Prozessen in verschiedenen Geweben.

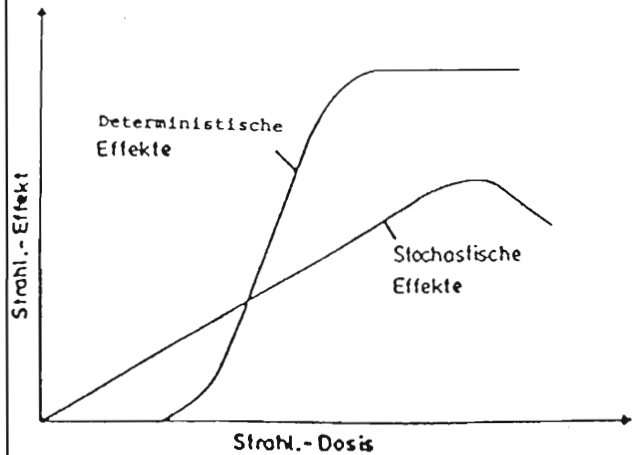
Bei einem zweiten Typ von Strahlenwirkungen, den stochastischen Effekten, wird davon ausgegangen, daß keine Schwellendosis besteht und daß die Wahrscheinlichkeit des Eintretens mit steigender Strahlendosis zunimmt. Auch bei kleinen Strahlendosen können also noch Wirkungen auftreten, wenn auch mit geringerer Wahrscheinlichkeit als bei höheren Dosen (Abb. A-1). Für den Strahlenschutz sind die stochastischen Strahlenwirkungen daher von entscheidender Bedeutung. Ihr Auftreten unterliegt einer Zufallsverteilung, d. h. in einem Kollektiv gleich exponierter Personen werden sie mit einer durch den statistischen Erwartungswert nur angenähert voraussagbaren Häufigkeit beobachtet. Als „Risiko“ wird im Strahlenschutz die Wahrscheinlichkeit des Auftretens einer stochastischen Strahlenwirkung bei der Einzelperson bezeichnet; den Quotienten Risiko/Äquivalentdosis nennt man „Risikoeffizient“.

Zu dieser Kategorie von Strahlenwirkungen zählen die Induktion von vererbaren Defekten und von malignen Erkrankungen (Leukämie und Krebs). Man geht davon aus, daß es sich hier um unizelluläre Prozesse handelt. Bei den vererbaren Defekten muß nur eine Keimzelle geschädigt werden, damit es nach deren Beteiligung an einer erfolgreichen Befruchtung

zu einer Mutation in der Folgegeneration kommt. Bei der Induktion von Leukämie und Krebs wird angenommen, daß die maligne Transformation einer Zelle ausreichend ist, um eine derartige Erkrankung zu verursachen. Man geht also davon aus, daß Leukämie oder Krebs mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit durch eine einzige maligne transformierte Zelle hervorgerufen werden kann (monoklonales Wachstum).

Abbildung A-1

### Schematische Darstellung der Dosiswirkungsbeziehungen für stochastische und deterministische Effekte



### 4. Genetisch vererbare Defekte

Beim Menschen sind bisher keine genetischen Mutationen durch ionisierende Strahlen beobachtet worden, die zu einer quantitativen Abschätzung des genetischen Strahlenrisikos führen können. Auch bei Untersuchungen von Nachkommen der Überlebenden nach den Atombombenabwürfen in Hiroshima und Nagasaki sind bisher derartige Effekte nicht statistisch signifikant nachgewiesen worden. Man hat in diesem Zusammenhang bei der Untersuchung von mehr als 70 000 Kindern, deren Väter oder Mütter bzw. beide Elternteile bei den Atombombenabwürfen in Hiroshima und Nagasaki exponiert worden sind, lediglich einen angedeuteten, statistisch nicht ausreichend gesicherten Trend zu erhöhten Raten an genetischen Mutationen festgestellt.

Die quantitative Abschätzung des Strahlenrisikos beruht daher auf tierexperimentellen Untersuchungen, die vor allem an Mäusen durchgeführt worden sind. Bei diesen Untersuchungen werden lokale Bestrahlungen der Gonaden vorgenommen und nach Möglichkeit leicht diagnostizierbare Merkmale wie die Fellfarbe, Form der Ohren, Form des Schwanzes, die Bildung von Katarakten usw. analysiert. Diesen Veränderungen liegen dominante, aber auch rezessive Mutationen zugrunde. Es werden sehr häufig lineare Dosiswirkungsbeziehungen für diese Effekte ermittelt, so daß aus der Steigung derartiger Dosiswirkungsbeziehungen die Mutationsrate pro Gray bzw. Sievert errechnet werden kann.

Die Versuchsergebnisse an Mäusen sind in überwiegendem Maße nach Strahlendosen im Bereich von 1 Gy und höher gewonnen worden, im allgemeinen hat eine Bestrahlung mit hoher Dosisleistung stattgefunden. Um diese Versuchsergebnisse für die Abschätzung des Strahlenrisikos beim Menschen verwenden zu können, sind zwei Annahmen notwendig:

1. Bei locker ionisierenden Strahlen und relativ kleinen Dosen und Dosisleistungen besteht zwischen Dosis und Zahl der induzierten Mutationen eine lineare Dosiswirkungsbeziehung ohne Schwellenwert. Diese Form der Dosiswirkungsbeziehung ist bereits bei den stochastischen Strahlenwirkungen besprochen worden.
2. Die Mutationshäufigkeit in Keimzellen des Menschen und der Maus ist nach identischen Bestrahlungsbedingungen und Strahlendosen etwa gleich groß.

Aufgrund der vorhandenen Erkenntnisse über den Wirkungsmechanismus ionisierender Strahlung und der Entstehung der Mutationen in Keimzellen, die zu vererbaren Defekten führen, steht es in der wissenschaftlichen Diskussion heute weitgehend außer Zweifel, daß eine Dosiswirkungsbeziehung ohne Schwellendosis existiert und damit auch bei niedrigen Dosen und niedriger Dosisleistung mit entsprechend geringer Wahrscheinlichkeit Mutationen auftreten können. Es ist gezeigt worden, daß bei einer chronischen Bestrahlung über 300 Tage mit Gamma-Strahlen und einer Dosisleistung von 0,01 Gy pro Tag, ebenso wie nach einer fraktionierten Bestrahlung von 0,1 Gy pro Tag über 60 Tage, Mutationen bei Mäusen induziert werden können.

## 5. Induktion von Leukämie und Krebs

Während für die Abschätzung des genetischen Strahlenrisikos keine ausreichenden Erfahrungen beim Menschen vorliegen, kann man für die Abschätzung des Leukämie- und Krebsrisikos auf eine Vielzahl von Daten aus epidemiologischen Untersuchungen beim Menschen zurückgreifen. In Betracht kommen hierfür vor allem Untersuchungen an

- Überlebenden nach den Atombombenabwürfen in Hiroshima und Nagasaki,
- Personen nach beruflichen Strahlenexpositionen,
- Patienten mit medizinischen Strahlenexpositionen.

Da eine strahlenbedingte maligne Erkrankung sich nicht von einer „spontanen“ malignen Erkrankung unterscheidet, können Leukämie oder Krebs im Einzelfall nicht allein aufgrund ihrer Erscheinungsform oder ihres klinischen Verlaufes als strahlenbedingte Erkrankung erkannt werden. Nur epidemiologisch-statistische Untersuchungen können dazu beitragen, quantitative Daten für die Risikoabschätzung beim Menschen zu erhalten. Strahlenexponierte Personengruppen müssen dabei nicht-exponierten Personengruppen gegenübergestellt werden. Dann kann

erkannt werden, ob und in welchem Ausmaß die Raten an Leukämie und Krebs nach Bestrahlung in der exponierten Gruppe erhöht sind. Auch hier ist auf individueller Basis eine qualitative Unterscheidung hinsichtlich der Frage, ob der Krebs strahlenbedingt ist oder nicht, nicht möglich. Es kann lediglich die Wahrscheinlichkeit ermittelt werden, mit der eine individuelle Krebserkrankung durch die vorausgegangene Bestrahlung verursacht ist.

Erschwert werden diese Untersuchungen dadurch, daß die Erkrankungen mit einer erheblichen Latenzzeit (5 bis 10 Jahre bei Leukämie und mehrere Jahrzehnte bei Krebs) auftreten können und damit analytisch, z. B. hinsichtlich der Anamnese, schwerer zugänglich werden. Da Leukämie mit einer relativ kurzen Latenzzeit nach einer Bestrahlung und mit einem besonders hohen relativen Risiko beobachtet werden, liegen für diese Erkrankungen verhältnismäßig umfangreiche Daten vor.

Es wird beobachtet, daß vor allem myeloische Leukämien (akute und chronische Erscheinungsformen), aber auch akute lymphatische Leukämien, nach Bestrahlung vermehrt auftreten. Dagegen sind chronisch-lymphatische Leukämien nicht erhöht beobachtet worden. Die Untersuchungen an den Überlebenden in Hiroshima und Nagasaki, aber auch bei Patientengruppen, wie z. B. nach Bestrahlung wegen Morbus Bechterew, ergeben für die Gesamtpopulation, daß nach Strahlendosen im Bereich von 0,5 Sv und höher mit einer signifikanten Erhöhung der Leukämierate zu rechnen ist. Strahlendosen, die unter diesem Bereich liegen, haben bei epidemiologischen Untersuchungen von Gruppen der Gesamtbevölkerung nicht zu einer statistisch signifikant erhöhten Leukämierate geführt.

Nach unserem heutigen Verständnis bedeutet dieses nicht, daß geringere Strahlendosen als 0,5 Sv keine Leukämien hervorrufen können. Die Zahl der Fälle wird jedoch dann so klein, daß andere Faktoren wie Lebensgewohnheiten, genetische Prädispositionen usw., die das Krebs- und Leukämierisiko beeinflussen, mit ihrer Variabilität das strahlenbedingte Risiko überlagern, so daß letzteres sich aus den Schwankungen der „spontanen“ Leukämie- und Krebsrate nicht mehr heraushebt. Bei den Überlebenden in Hiroshima und Nagasaki ist das Leukämierisiko nach einer Strahlendosis von 4 Gy etwa um den Faktor 15 erhöht. Dagegen ist das Risiko für alle Krebsformen außer Leukämien bei der gleichen Strahlendosis nur etwa um den Faktor 2 angestiegen. Dieser Zuwachsfaktor wird als „relatives Risiko“ bezeichnet; die „spontanen“ Raten an Leukämie und Krebs (Raten ohne Bestrahlung) entsprechen einem relativen Risiko von 1,0.

Neben dem Knochenmark (Induktion von Leukämie) und dem Brustgewebe zählen auch Lunge und die Epithelien der Bronchien zu den strahlenempfindlichen Geweben hinsichtlich der Induktion von Tumoren. Eine erhöhte Rate an Lungentumoren ist bei Bergarbeitern beobachtet worden, die in Bergwerken mit hohem Radongehalt tätig gewesen sind. Durch den radioaktiven Zerfall dieses mit der Atemluft

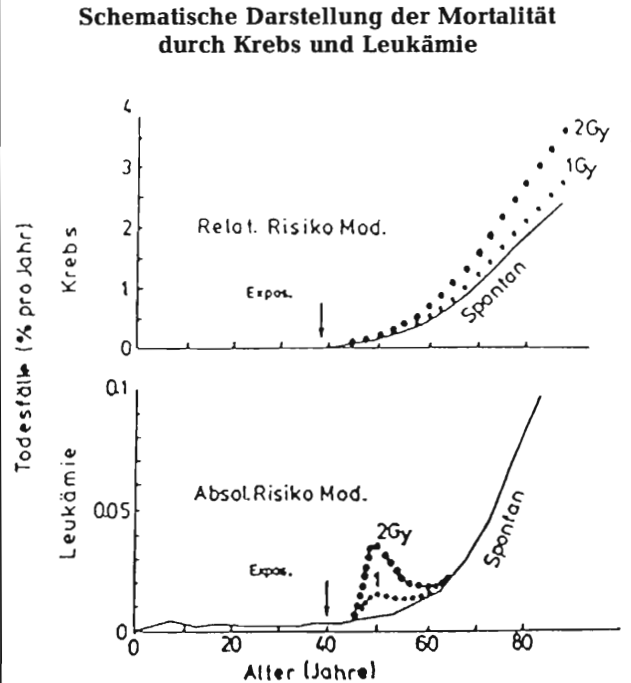
eingatmeten Edelgases und vor allem seiner ebenfalls eingeatmeten, an Schwebstoffen angelagerten radioaktiven Zerfallsprodukte kommt es zu einer lokalen Strahlenexposition der Bronchial- und Lungenepithelien. Hierbei wird die Exposition in überwiegendem Maße durch Alpha-Strahlung hervorgerufen. Auch bei der Induktion von Knochentumoren liegen Erfahrungen nach Exposition durch Alpha-Strahlen vor. In diesem Falle sind Untersuchungen nach Behandlung mit Radiumpräparaten durchgeführt worden. Das Radium wurde injiziert und hat sich vor allem im Knochengewebe abgelagert.

## 6. Risikoabschätzung

Für die Risikoabschätzung wird außer bei Leukämie und Knochentumoren von einem sogenannten relativen Risikomodell ausgegangen. Für Leukämien und Knochentumoren dagegen wird das absolute Risikomodell zur Risikoabschätzung eingesetzt. Bei dem letzteren Risikomodell geht man davon aus, daß nach einer Latenzzeit die Rate an Erkrankungen über der „spontanen“ Rate liegt, nach einer weiteren Periode aber keine zusätzlichen strahlenbedingten Erkrankungen auftreten (Abb. A-2). Offensichtlich haben sich dann alle strahlenbedingten Erkrankungen manifestiert. Beim relativen Risikomodell liegt die Rate an malignen Erkrankungen in der bestrahlten Personengruppe ebenfalls nach einer Latenzzeit über der „spontanen“ Rate, aber diese Erhöhung bleibt bis zum Lebensende erhalten. Das „relative Risiko“, d. h. die relative Zunahme der strahlenbedingten Rate im Vergleich zur „spontanen“ Rate, wird dabei als über die Lebenszeit konstant angenommen (Abb. A-2). Das bedeutet, daß auch die strahlenbedingten Tumoren vorwiegend erst in einem Alter beobachtet werden, in dem die „spontanen“ Tumoren ohne Bestrahlung manifest werden. Die Abschätzung des strahlenbedingten Krebsrisikos auf der Basis des relativen Risikomodells stellt eine maximale Risikoabschätzung dar.

Die vielfältigen epidemiologischen Untersuchungen haben ergeben, daß eine statistisch signifikante und damit zahlenmäßig bestimmbare Erhöhung maligner Erkrankungen im allgemeinen erst im Dosisbereich von einigen Zehntel bis einem Sievert eintritt. In niedrigeren Dosisbereichen, die für die berufliche Strahlenexposition (einige mSv/a bis einige 10 mSv/a) und vor allem für Expositionen der Bevölkerung etwa in der Umgebung kerntechnischer Anlagen (einige 10  $\mu$ Sv/a) von Bedeutung sind, müssen daher die Strahlenrisiken durch rechnerische Extrapolation, ausgehend von diesen höheren Strahlendosen, ermittelt werden. Ferner sind die statistisch signifikanten epidemiologischen Daten der Leukämie- und Krebserhöhung nicht nur nach Exposition mit hohen Strahlendosen, sondern häufig auch nach Bestrahlung mit hoher Dosisleistung erhalten worden. Da die Exposition am Arbeitsplatz und in noch stärkerem Maße in der Umwelt bei niedriger Dosisleistung stattfindet, ergeben sich hier zusätzliche Schwierigkeiten bei der Extrapolation zur Ermittlung der Risikokoeffizienten.

Abbildung A-2



Die durchgezogenen Kurven geben die „spontane“ Mortalität durch diese Erkrankungen an. Die gepunkteten Kurven geben die Mortalität nach Strahlenexposition entsprechend dem „Relativen Risikomodell“ und dem „Absoluten Risikomodell“ an. Für die Extrapolation wird angenommen, daß eine Schwellendosis nicht existiert und daß die Dosiswirkungsbeziehung für die Eintrittswahrscheinlichkeit stochastischer Effekte auch in diesem niedrigen Dosisbereich linear mit der Strahlendosis verläuft. Aufgrund unserer wissenschaftlichen Kenntnisse ist eine solche Annahme für den Strahlenschutz sinnvoll, der Beweis dafür steht aber noch aus. Um der niedrigen Dosisleistung im niedrigen Dosisbereich Rechnung zu tragen, werden für den Risikokoeffizienten häufig Reduktionsfaktoren von 2 bis 3 eingesetzt. Für die Induktion von Leukämie und Krebs hat sich in einer Reihe von Fällen ergeben, daß sowohl eine lineare als auch eine linear-quadratische Dosiswirkungsbeziehung angenommen werden kann. Für die Zwecke des Strahlenschutzes wird jedoch häufig der Einfachheit halber, und um Unterschätzungen auszuschließen, eine lineare Dosiswirkungskurve zugrunde gelegt.

Unter dieser Annahme ist eine Risikoabschätzung durch Extrapolation, ausgehend von den Daten bei hohen Strahlendosen, zu geringen Strahlendosen hin möglich. Es ergeben sich dann Risikokoeffizienten, die im Bereich von 200 bis 1 000 Todesfällen durch Leukämie und Krebs nach Ganzkörperexposition einer Million Menschen mit 10 mSv (1 rem) liegen (Risikokoeffizient:  $2 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$  bis  $1 \cdot 10^{-1}$  pro Sv). Bei Berücksichtigung dieses Bereiches des Risikokoeffizienten ergibt eine Strahlendosis von 10 mSv eine Erhöhung der Leukämie- und Krebstodesrate, die im Bereich von einem bis einigen Promille der „spontanen“ Leukämie- und Krebstodesrate unserer Bevölkerung liegt. Die Exposition der Bevölkerung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen der Bundesre-

publik Deutschland liegt beim bestimmungsgemäßen Betrieb einschließlich von Auslegungsfällen im Bereich von einigen 10  $\mu\text{Sv}$ . Es müssen also Extrapolationen über mehrere Größenordnungen der Dosis (etwa um den Faktor  $10^4$ ) vorgenommen werden, um von dem Dosisbereich mit epidemiologisch ermittelten Daten in den Dosisbereich dieser Exposition zu kommen.

Wiederholte Berichte, daß die Zahl der Leukämieerkrankungen bei Kindern in der Umgebung von Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland erhöht sei, sind bisher mit epidemiologischen Methoden nicht bestätigt worden. Allerdings werden in Großbritannien in der Umgebung von Wiederaufarbeitungsanlagen und älteren Anlagen erhöhte Raten an Leukämien bei Kindern beobachtet. Die Strahlenexposition der Bevölkerung ist jedoch so gering, daß durch sie diese Erhöhung nicht erklärt werden kann. Andere Erklärungsansätze (etwa berufliche Strahlenexposition der Eltern; Umweltfaktoren, die an den Standorten vorhanden, aber unabhängig von der Anlage sind) wurden entwickelt, können aber nicht als gesichert gelten.

In der Bundesrepublik Deutschland werden derzeit Studien<sup>1)</sup> zum Thema „Kindliche Leukämie in der Umgebung Kerntechnischer Anlagen“ durchgeführt.

Die Breite des Schätzintervalls für den Risikoeffizienten spiegelt die in den Abschätzungen liegende Ungenauigkeit nur bedingt wider. Sie ergibt sich u. a. daraus, daß die neueren Untersuchungen an den Überlebenden der Atombombenabwürfe in Japan zu höheren Risikofaktoren führen. Die höheren Risikofaktoren bei der japanischen Population ergeben sich aus drei Gründen:

1. Neue Rechnungen zur Dosimetrie nach den Atombombenexplosionen haben zu neuen Dosisabschätzungen geführt.
2. In den letzten Jahren sind neue Daten zu den Leukämie- und Krebsraten erhoben worden. Es sind vor allem neue Erkrankungen bzw. Todesfälle bei den im jungen Alter exponierten Personen beobachtet worden.
3. Diese Befunde haben zu dem Konzept des relativen Risikos geführt. Damit wird das Strahlenrisiko für die noch lebenden exponierten Personen in die Zukunft projiziert. Die noch zu erwartenden Krebstodesfälle werden mit Hilfe der Altersabhängigkeit des Krebsrisikos nicht exponierter Personen unter Annahme eines zeitlich konstanten strahlenbedingten relativen Risikos ermittelt.

Während der erste Umstand den Risikoeffizienten nicht erheblich beeinflußt hat, tragen die Gründe 2 und 3 in erheblichem Maße zur Erhöhung bei. Der Risikoeffizient liegt dann etwa um den Faktor 3 bis 5 höher als früher angenommen.

<sup>1)</sup> Studie des Instituts für Medizinische Statistik und Dokumentation der Universität Mainz (Autor: Professor Jörg Michaelis) „Untersuchungen der Häufigkeit von Krebserkrankungen im Kindesalter in der Umgebung westdeutscher kerntechnischer Anlagen 1980 bis 1990“ Mainz 1992. Diese Studie kann beim Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit angefordert werden.

## 7. Effektive Dosis<sup>2)</sup>

Für die Erfassung des Gesamtstrahlenrisikos bei kleinen Dosen ist die sogenannte effektive Dosis eingeführt worden. Sie enthält Bewertungsfaktoren zur Berücksichtigung des gesamten stochastischen Strahlenrisikos und bezieht infolgedessen sowohl die vererbaren Defekte als auch die Induktion von Leukämie und Krebs ein. Aufgrund der unterschiedlichen Strahlenempfindlichkeiten in einzelnen Geweben und Organsystemen für die Induktion maligner Erkrankungen sind von der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) Bewertungsfaktoren (Wichtungsfaktoren) für die verschiedenen Gewebe und Organe festgelegt worden. Die Summe aller Wichtungsfaktoren beträgt 1,0. Zur Ermittlung der effektiven Dosis werden die Äquivalentdosen in den einzelnen Organen und Geweben mit den Wichtungsfaktoren multipliziert und die so erhaltenen Produkte addiert. Ein erheblicher Vorteil der effektiven Dosis liegt darin, daß das Strahlenrisiko auch bei einer inhomogenen Bestrahlung, z. B. einer selektiven Strahlenexposition einzelner Organe nach Inkorporation radioaktiver Stoffe, bewertet werden kann.

Kritisch eingewendet wird, daß die Wichtungsfaktoren auf das Mortalitätsrisiko und nicht auf das Morbiditätsrisiko durch Leukämie und Krebs abstellen. Für einzelne Organe, z. B. die Schilddrüse, bei denen die Therapie der betreffenden Tumoren gute Erfolge erzielt, würden die Wichtungsfaktoren für die Morbidität größer als für die Mortalität sein. Für Organe und Gewebe mit ungünstiger Therapieprognose der Tumoren wäre diese Situation umgekehrt. Allerdings würde auch bei Berücksichtigung des Morbiditätsrisikos definitionsgemäß die Summe aller Wichtungsfaktoren 1,0 betragen. Der Risikoeffizient insgesamt (Morbiditätsrate pro Dosis) würde jedoch höher als bei der Berücksichtigung der Mortalitätsraten liegen. Orientiert man die Dosisgrenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen und das damit verbundene Strahlenrisiko am Risiko anderer Berufe, so erhält man strengere Maßstäbe für die Dosisgrenzwerte, wenn man das Mortalitätsrisiko zugrunde legt.

Es wird ferner eingewendet, daß die Wichtungsfaktoren für einzelne Gewebe und Organe aufgrund neuerer epidemiologischer Daten verändert werden müssen. Da die Summe der Wichtungsfaktoren gleich 1,0 ist, ergibt sich bei einer homogenen Ganzkörperbestrahlung, daß die Ganzkörperdosis mit der effektiven Dosis identisch ist. Bei einer inhomogenen Bestrahlung, bei der einige Organe bzw. Gewebe besonders hoch belastet werden, schlagen dagegen diese hohen lokalen Bestrahlungen auf die effektive Dosis besonders durch. Dieses trifft u. a. auch für die natürliche Strahlenexposition zu, da in diesem Falle die Lunge und die Epithelien der Bronchien eine besonders hohe Strahlenexposition durch das Radon und seine radioaktiven Folgeprodukte erhalten. Die effektive Dosis wird heute anstelle der Ganzkörperdosis zur Angabe der Dosisgrenzwerte in Gesetzen, Verordnungen und Empfehlungen verwendet.

<sup>2)</sup> Gemäß ICRP-60 tritt anstelle des Begriffs „effektive Äquivalentdosis“ der Begriff „effektive Dosis“.

**B. Erläuterung der benutzten Fachausdrücke**

Aerosol	Gase mit festen oder flüssigen Schwebeteilchen
Aktivität	Anzahl der je Sekunde zerfallenden Atomkerne eines radioaktiven Stoffes
Alphastrahler	Radionuklide, die Alphateilchen (Heliumatomkerne) aussenden
anthropogen	durch den Menschen beeinflusst, verursacht
Äquivalentdosis	Produkt aus Energiedosis und einem u. a. von der Strahlenart abhängigen Bewertungsfaktor. Die Äquivalentdosis ist das Maß für die Wirkung einer ionisierenden Strahlung auf den Menschen
Becquerel	SI-Einheit der Aktivität. Die Aktivität von 1 Becquerel (Bq) liegt vor, wenn 1 Atomkern je Sekunde zerfällt. 1 Becquerel (Bq) = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Curie
Betastrahlung	Teilchenstrahlung, die aus beim radioaktiven Zerfall von Atomkernen ausgesandten Elektronen besteht
Betasubmersion	Strahlenexposition durch Betastrahlung von radioaktiven Stoffen in der Atmosphäre
Curie	Alte Einheit der Aktivität. Die Aktivität von 1 Curie (Ci) liegt vor, wenn 37 Mrd. Atomkerne je Sekunde zerfallen. 1 Curie (Ci) = $3,7 \cdot 10^{10}$ Becquerel
Dekontamination	Beseitigung oder Verminderung von radioaktiven Verunreinigungen
Deterministisch	nicht-stochastisch; deterministische Strahlenschäden sind solche, bei denen die Schwere des Schadens mit der Dosis variiert und ein Schwellenwert bestehen kann, z. B. Hautrötung, Augenlinsentrübung (siehe auch stochastisch).
Dosis	Siehe Energiedosis und Äquivalentdosis
Effektive Dosis	Summe der gewichteten mittleren Äquivalentdosen in den einzelnen Organen und Geweben des Körpers. Der Wichtungsfaktor bestimmt sich aus den relativen Beiträgen der einzelnen Organe und Gewebe zum gesamten Strahlenrisiko des Menschen bei Ganzkörperbestrahlung
Energiedosis	Quotient aus der Energie, die durch ionisierende Strahlung auf das Material in einem Volumenelement übertragen wird, und der Masse in diesem Volumenelement
Fall-out	Aus der Atmosphäre auf die Erde in Form kleinster Teilchen abgelagertes radioaktives Material, das zum Beispiel bei Kernwaffenversuchen entstanden ist
Gammastrahlung	Energiereiche elektromagnetische Strahlung, die bei der radioaktiven Umwandlung von Atomkernen oder bei Kernreaktionen auftreten kann
Gammasubmersion	Strahlenexposition durch Gammastrahlung von radioaktiven Gasen in der Atmosphäre
Ganzkörperdosis	Mittelwert der Äquivalentdosis über Kopf, Rumpf, Oberarme und Oberschenkel als Folge einer als homogen angesehenen Bestrahlung des ganzen Körpers
Genetisch signifikante Dosis	Mittlere jährliche Keimdrüsendosis pro Person in einer Bevölkerung, gewichtet für jede Einzelperson mit der Wahrscheinlichkeit der Kindeserwartung nach der Strahlenexposition
Gray	SI-Einheit der Energiedosis. 1 Gray (Gy) = 100 Rad
Ingestion	Allgemein: Nahrungsaufnahme Speziell: Aufnahme von radioaktiven Stoffen mit der Nahrung
Inhalation	Allgemein: Einatmung von Gasen Speziell: Aufnahme von radioaktiven Stoffen mit der Atemluft
Inkorporation	Allgemein: Aufnahme in den Körper Speziell: Aufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Körper
Ionisierende Strahlen	Elektromagnetische- oder Teilchenstrahlen, welche die Bildung von Ionen bewirken können (z. B. Alphastrahlen, Betastrahlen, Gammastrahlen, Röntgenstrahlen)



Isotop	Abart eines chemischen Elements mit gleichen chemischen Eigenschaften (gleicher Ordnungszahl), aber verschiedener Massenzahl
Keimdrüsendosis	Mittelwert der Äquivalentdosis über die Keimdrüsen
Kontamination	Verunreinigung mit radioaktiven Stoffen
Kosmische Strahlung	Sehr energiereiche Strahlung aus dem Weltraum
Median	Siehe Zentralwert
Nuklearmedizin	Anwendung radioaktiver Stoffe in der Medizin zu diagnostischen und therapeutischen Zwecken
Nuklid	Durch Protonenzahl (Ordnungszahl) und Massenzahl charakterisierte Atomart
Organdosis	Mittelwert der Äquivalentdosis über ein Organ
Ortsdosis	Äquivalentdosis für Weichteilgewebe, gemessen an einem bestimmten Ort
Ortsdosisleistung	In einem kurzen Zeitintervall erzeugte Ortsdosis, geteilt durch die Länge des Zeitintervalls
Rad	Alte Einheit der Energiedosis. 1 Rad (rd) = 10 Milligray
Radioaktive Stoffe	Stoffe, die Radionuklide enthalten
Radioaktivität	Eigenschaft bestimmter chemischer Elemente bzw. Nuklide, ohne äußere Einwirkung Teilchen- oder Gammastrahlung aus dem Atomkern auszusenden
Radiographiegerät	Gerät zur zerstörungsfreien Durchstrahlungsprüfung von Materialien mittels Radionukliden
Radioiod	Radioaktive Iodisotope
Radionuklide	Instabile Nuklide, die unter Aussendung von Strahlung in andere Nuklide zerfallen
Rem	Alte Einheit der Äquivalentdosis. 1 Rem (rem) = 10 Millisievert
Röntgen	Alte Einheit der Ionendosis. 1 Röntgen (R) = 258 $\mu\text{C}/\text{kg}$
SI-Einheiten	Einheiten des Internationalen Einheitensystems (SI). Die Anwendung der Einheiten im Strahlenschutzmeßwesen ist durch die Ausführungsverordnung zum Gesetz über Einheiten im Meßwesen vom 13. Dezember 1985 (BGBl. I S. 2272) geregelt
Sievert	SI-Einheit der Äquivalentdosis. 1 Sievert (Sv) = 100 Rem, 1 Sievert = 1 000 Millisievert = 1 000 000 Mikrosievert
Somatisches Strahlenrisiko	Risiko der körperlichen Schädigung der von der Bestrahlung betroffenen Person, zur Unterscheidung vom genetischen Risiko, das für die Schädigung der Folgegenerationen besteht
Stochastisch	zufallsbedingt; stochastische Strahlenschäden sind solche, bei denen die Wahrscheinlichkeit des Auftretens mit der Dosis variiert, nicht jedoch deren Schwere (siehe auch deterministisch)
Strahlenbelastung	Siehe Strahlenexposition
Strahlenexposition	Einwirkung ionisierender Strahlen auf den menschlichen Körper oder seine Teile
Terrestrische Strahlung	Strahlung der natürlich radioaktiven Stoffe, die überall auf der Erde vorhanden sind
Tritium	Radioaktives Isotop des Wasserstoffs, das Betastrahlung sehr niedriger Energie aussendet
Zentralwert	Mittelwert, unterhalb dessen ebensoviel kleinere Werte wie oberhalb größere Werte liegen





