

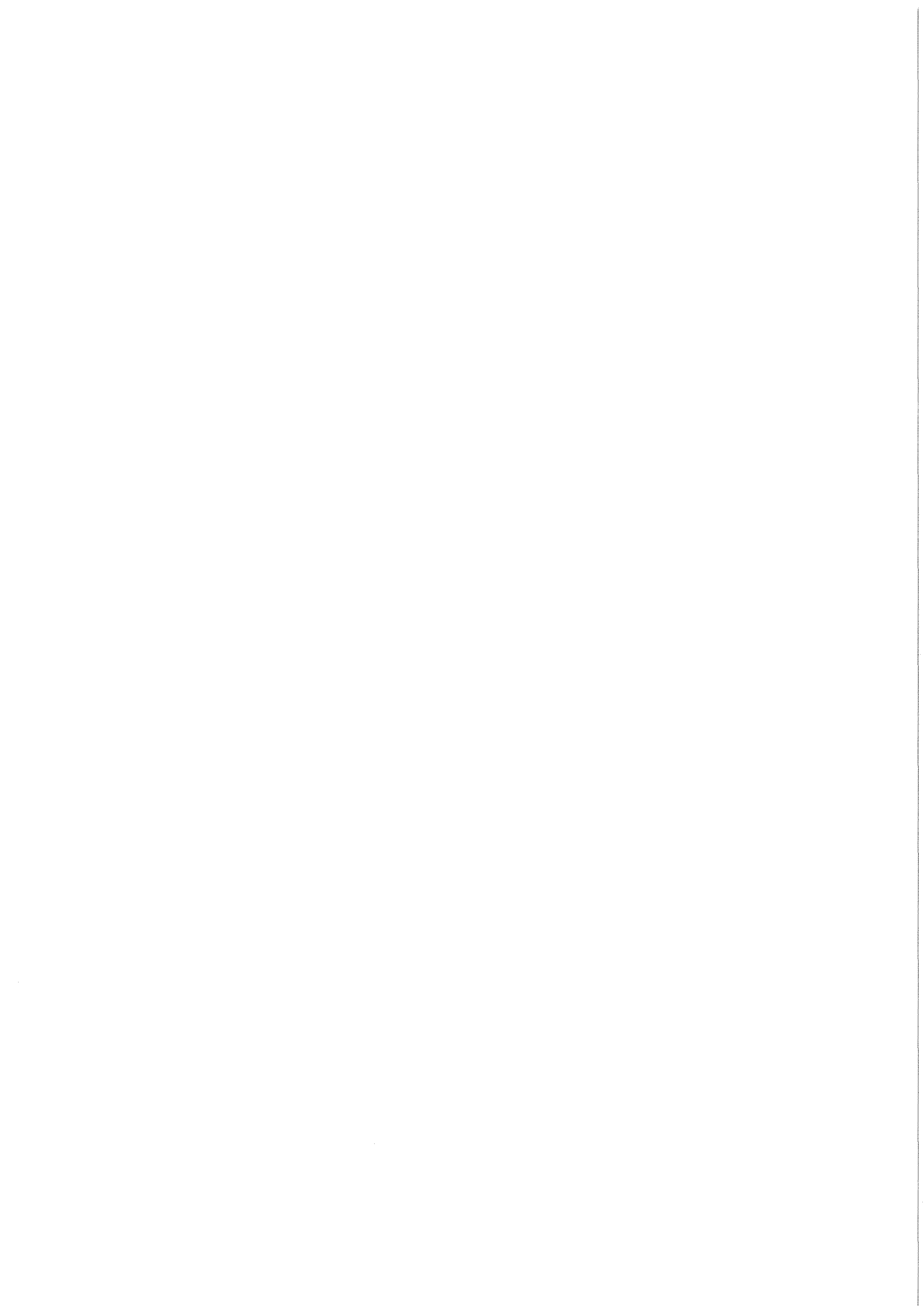
KfK 3382
Jül-Spez-157
September 1982

Unfallfolgen- und Risikoabschätzungen im Anschluß an die probabilistische Sicherheitsstudie für ein Kernkraftwerk mit einem HTR großer Leistung (HTR-1160)

J. Ehrhardt, A. Bayer
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

W. Kröger, K. Schwarzer
Institut für Nukleare Sicherheitsforschung
Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Kernforschungszentrum Karlsruhe



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

KfK 3382

Jül-Spez-157

Unfallfolgen- und Risikoabschätzungen im Anschluß an die
probabilistische Sicherheitsstudie für ein Kernkraftwerk
mit einem HTR großer Leistung (HTR-1160)

J. Ehrhardt, A. Bayer, W. Kröger⁺, K. Schwarzer⁺

⁺) Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der
Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Als Manuskript vervielfältigt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
ISSN 0303-4003

Kurzfassung

Unfallfolgen- und Risikoabschätzungen im Anschluß an die probabilistische Sicherheitsstudie für ein Kernkraftwerk mit einem HTR großer Leistung (HTR-1160)

Ausgehend von den Ergebnissen einer anlagenbezogenen probabilistischen Sicherheitsstudie für ein Kernkraftwerk mit einem HTR großer Leistung (HTR-1160) wurden Unfallfolgen- und Risikoabschätzungen durchgeführt. Als Standort wurde Schmehausen bei Hamma (Deutschland) angenommen. Die Berechnungen erfolgten mit Hilfe des Unfallfolgenmodells der "Deutschen Risiko-studie Kernkraftwerke" (Version: UFOMOD/B3), das im Hinblick auf (1) die gegenüber einem Leichtwasserreaktor veränderten Zeitspannen der Freisetzung, (2) die Anwendung auf einen Einzelstandort und (3) wesentliche neuere wissenschaftliche Erkenntnisse seit der Konzeption der ersten Unfallfolgenmodelle modifiziert wurde.

Bei den durchgeführten Rechnungen wurden keine Frühschäden (Tod durch akutes Strahlensyndrom) ermittelt. Spätschäden (Tod durch Leukämie und Krebs) wurden auf der Grundlage der linearen Dosis-Risiko-Beziehung bei allen Freisetzungskategorien ermittelt. Dabei dominiert der Expositionspfad "Interne Bestrahlung durch die mit Nahrungsmitteln inkorporierte Aktivität (Ingestion)". Der überwiegende Anteil des Schadensumfangs wird rechnerisch aus Dosen ermittelt, die unterhalb der Grenzwerte des §28(3) der Strahlenschutzverordnung liegen. Das Kollektivrisiko (Produkt aus mittlerem Kollektivschaden und Eintrittshäufigkeit) beträgt je nach Anlagenkonzept 0,35/a bzw. 0,028/a.

Abstract

Accident Consequences and Risk Assessments Based on the Probabilistic Safety Study of a Nuclear Power Plant with a High Temperature Reactor (HTR-1160)

Starting with the results of the probabilistic safety study of a nuclear power plant with a high temperature reactor (HTR-1160), accident consequences and risk assessments have been performed for the site location Schmehausen near Hamm (FRG). The calculations were accomplished using the accident consequence model of the German Risk Study (version UFOMOD/B3), which was modified with respect to (1) the longer duration of releases compared with light water reactors, (2) the application to a single site and (3) essential scientific findings became known since the conception of the first accident consequence models.

The accident consequence assessments showed that no early fatalities (death due to acute radiation syndrome) will occur. Late fatalities (death from leukemia and cancer) were estimated at all release categories due to the applied linear dose-risk relationship. The dominating exposure pathway was evaluated to be the internal exposure by ingested radioactivity. The overwhelming part of late fatalities was calculated from radiation doses below the dose limits of the German Radiation Protection Law (§28(3)). The collective risk (product of mean collective damage and frequency) was assessed to be - dependent on the plant concept - 0.35/a and 0.028/a respectively.

INHALT

	Seite
1. Einführung	1
2. Freisetzungskategorien	3
3. Unfallfolgenmodell	7
3.1 Einleitende Überlegungen	7
3.2 Modell der atmosphärischen Ausbreitung und Ablagerung	9
3.3 Modell zur Ermittlung der Strahlenexposition	12
3.4 Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen	14
3.5 Modell zur Ermittlung der gesundheitlichen Strahlenschäden	15
3.6 Berechnung der Unfallfolgen	15
4. Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen und Risikoab- schätzungen	17
4.1 Darstellung der Ergebnisse	17
4.2 Kollektivschäden und ihre komplementären Häufigkeitsverteilungen	18
4.3 Von Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffene Flächen und Personen	20
4.4 Entfernungsabhängige Individualrisiken	21
4.5 Kollektivrisiken und Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen	21
5. Zusammenfassung	22
 Literaturverzeichnis	 24
 Tabellen	 27
 Abbildungen	 58

1. Einführung

Die Kenntnis der spezifischen Sicherheitseigenschaften und des zu erwartenden Risikos ist für die Weiterentwicklung der Hochtemperaturreaktoren (HTR) von großer Bedeutung. Auch sollte im Hinblick auf künftige Genehmigungsverfahren und zur Optimierung des Systems so früh wie möglich ein umfassendes Bild über Auslösemechanismen von Störfällen und mögliche Abläufe sowie deren Häufigkeiten und Umgebungsbelastungen existieren. Diese Informationen gewinnt man aus der Anwendung der probabilistischen Risikoanalysetechnik, die von der amerikanischen Reaktor-Sicherheitsstudie WASH-1400 und inzwischen auch von der Deutschen Risikostudie (DRS) her bekannt ist.

Die Methode ist aber auch im Auftrag des US-Department of Energy von der General Atomic Co. für die spezifischen Belange eines HTR weiterentwickelt und zur Abschätzung des Störfall-Risikos des HTGR-Konzepts eingesetzt worden. Die Ergebnisse dieser sog. AIPA-Studie liegen seit 1978 vor /1/; ihre unmittelbare Übertragung auf deutsche Genehmigungs- und Standortverhältnisse ist nicht ohne weiteres zulässig. Das Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH und die Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH haben dementsprechend die Aufgabe übernommen, die AIPA-Studie auf deutsche Verhältnisse zu übertragen und in einigen methodischen Punkten zu modifizieren. Verschiedene Teilaspekte wurden dabei von einer Reihe weiterer Stellen bearbeitet. Der Bundesminister des Innern hat das Vorhaben, dessen Aufwand bei annähernd 30 Personen-Jahren liegt, finanziell gefördert; die Ergebnisse sind in einem sechsbändigen Bericht dokumentiert /2/ und seit einiger Zeit bekannt /3/. Die Studie beschränkte sich ursprünglich auf die Angabe von radioaktiven Freisetzungen aus der Anlage und deren Häufigkeit; Unfallfolgenbetrachtungen blieben ausgespart. Sie wurden nun in zusätzlichen Untersuchungen des Instituts für Neutronenphysik und Reaktortechnik des Kernforschungszentrums Karlsruhe GmbH unter Benutzung einer modifizierten Version des Unfallfolgenmodells UFOMOD nachgeholt. Über Methodik und Ergebnisse gibt der vorliegende Bericht Auskunft.

Die anlagentechnischen Untersuchungen wurden am Beispiel des deutschen HTR-1160-Konzeptes mit blockförmigen Brennelementen durchgeführt, das auf den HTGR-1160 zurückgeht und von HRB/BBC deutschen Genehmigungsanforderungen

angepaßt worden ist. Angenommener Standort ist Schmehausen bei Hamm in Westfalen. Die Anlage hatte das Konzeptbegutachtungsverfahren weitgehend durchlaufen, bevor die weitere Realisierung 1976 gestoppt wurde. Die analysierten technischen Unterlagen entsprechen in ihrem Detaillierungsgrad im großen und ganzen den Anforderungen einer probabilistischen Sicherheitsstudie. Sie repräsentieren aber nicht mehr den neuesten Stand von Wissenschaft und Technik und haben den sonst üblichen Optimierungsprozeß nicht durchlaufen. Dementsprechend stecken Schwächen in der Systemauslegung, die zu einigen unrealistisch hohen Freisetzungshäufigkeiten geführt haben. Zur Beseitigung dieses Mangels wurden dann ergänzend in der Studie geringfügige Änderungen an Systemen vorgenommen und berücksichtigt. Ein Vergleich der Werte für die unveränderte Anlagenauslegung verdeutlicht den Einfluß dieser Änderungen auf das Ergebnis (s. Tab. 2).

Im Hinblick auf aktuelle HTR-Konzepte mit kugelförmigen Brennelementen vermittelt das für den HTR-1160 abgeschätzte Risiko insgesamt ein eher zu ungünstiges Bild. Es ist als eine Art oberer Anhaltswert anzusehen, denn die gegenüber dem HTR-1160 zum Teil wesentlich geringeren Leistungsdichten (2,5 gegenüber 8,4 MW/m³) und Reaktorleistungen (minimal unter 200 MW_t gegenüber 3000 MW_t) lassen eine noch wirkungsvollere Spaltproduktrückhaltung und geringere Unfallfolgen erwarten.

2. Freisetzungskategorien

Die in der Studie durchgeführten anlagentechnischen und störfalldynamischen Untersuchungen ergaben eine Vielzahl von Ereignisketten. Einige sind in ihrem zeitlichen Ablauf und in den zu erwartenden Freisetzungen so ähnlich, daß sie zu insgesamt zwanzig Freisetzungskategorien einhüllend zusammengefaßt werden konnten. Für das Risiko von Bedeutung sind aber nur sieben Freisetzungskategorien mit Kernaufheizung nach Ausfall von Kühlsystemen und eine mit Wassereinbruch in den Reaktorkern nach Leck im Dampferzeuger mit fehlerhafter Isolierung.

Die häufigsten Ursachen, die einen Kernaufheizunfall auslösen können, sind der Ausfall des Hauptkühlsystems nach Ausfall der Eigenbedarfsversorgung oder aufgrund anderer Störungen. Andere auslösende Ereignisse und vor allem Primärkreislaufbrüche spielen aufgrund der generischen Eigenschaften eines gasgekühlten Reaktors in integrierter Bauweise nur eine untergeordnete Rolle. Versagt das zur Nachwärmeabfuhr vorgesehene Hilfskühlsystem bei Anforderung, so kommt es aufgrund der großen Wärmekapazität der keramischen Materialien zu einem langsamen Temperaturanstieg im Kern mit max. 100°C pro Stunde. Schäden an Kerneinbauten, die eine Wiederherstellung der Kühlung nahezu ausschließen, sind nach frühestens 3 Stunden zu erwarten. Der Primärkreislauf bleibt mindestens 5 bis 6 Stunden intakt. Erst danach ist der Heliumdruck wegen des Temperaturanstiegs so hoch, daß die Sicherheitsventile des Reaktordruckbehälters ansprechen und den Primärkreislauf ins Reaktorschutzgebäude druckentlasten. Mit Partikelbruch und Versagen der Brennelemente als Barriere für Spaltprodukte ist ab etwa 1850°C , lokal also nach rund 10 Stunden, zu rechnen. Mit zunehmender Aufheizung entweichen die Edelgase und leicht flüchtigen Spaltprodukte nahezu vollständig ins Reaktorschutzgebäude. Die schwerer flüchtigen Spaltprodukte lagern sich bevorzugt in den noch kälteren Bereichen des Reflektors ab und gelangen erst später, aber auch dann nicht vollständig, ins Reaktorschutzgebäude. Dort wird die maximale Cäsium-Aktivität etwa 5 Tage und die maximale Strontium-Aktivität etwa 10 Tage nach Unfallbeginn erreicht. Die Freisetzungsanteile aus dem Primärkreislauf hängen vom Massenstrom ins Reaktorschutzgebäude ab. Sie liegen je nach Ereigniskette bei Strontium zwischen 0.5% und 20% des ursprünglichen Kerninventars, die Werte für Cäsium liegen zwischen 6% und 60%.

Die Studie zeigt auch, daß das Reaktorschutzgebäude (Sicherheitseinschluß) die Folgen von Kernaufheizunfällen erheblich reduziert. Die Dichtigkeit des Gebäudes hängt in den ersten Stunden und Tagen im wesentlichen davon ab, ob die Klappen des Belüftungssystems bei automatischer Anforderung schließen. Mit einem Überdruckversagen der Gebäudestruktur ist frühestens nach 4 bis 5 Tagen zu rechnen, und zwar dann, wenn sich innerhalb des Reaktorschutzgebäudes zündfähige Gemische bilden und abbrennen. Die wichtigsten Phasen einer Kernaufheizung sind in ihrem zeitlichen Ablauf in Tab. 1 zusammengefaßt.

Läßt man Änderungen an der Systemauslegung außer acht, so ergibt sich für die Wahrscheinlichkeit eines Kernaufheizunfalls ein Schätzwert von 10^{-3} pro Reaktor-Jahr. Der zugehörige Unsicherheitsfaktor beträgt 6, was bedeutet, daß der ungünstigste Wert bei $5 \cdot 10^{-3}$ (95%-Fraktile) und der günstigste bei $1,5 \cdot 10^{-4}$ pro Reaktor-Jahr (5%-Fraktile) erwartet wird. In mehr als 75% der Fälle ist jedoch der Sicherheitseinschluß vollständig gewahrt (Kategorie KA-8). Die relativ hohe Häufigkeit für einen Kernaufheizunfall ist hauptsächlich auf den vermutlich zu konservativen Ansatz zur Behandlung von Common-Mode-Ausfällen zurückzuführen. Bei weitgehender Vernachlässigung dieser Ausfallart lägen die angegebenen Häufigkeiten um mehr als eine Größenordnung niedriger.

In der Kategorie KA-8 funktionieren die Belüftungsabschlüsse des Reaktorschutzgebäudes ordnungsgemäß und es kommt auch nicht zu einer Zerstörung des Gebäudes im Verlaufe des Unfalls. Das Linerkühlsystem bleibt wirksam und verhindert so eine Beschädigung des Druckbehälterbetons. Tab. 2 ist zu entnehmen, daß die Freisetzungen in die Umgebung gering sind; die Aktivität bleibt bis auf Leckagen im Reaktorschutzgebäude eingeschlossen. Sie können überhaupt erst zwischen sechs und acht Stunden beginnen, denn erst dann öffnet sich der Primärkreislauf.

Die Kategorien KA-4 bis KA-7 berücksichtigen den spontanen oder verzögerten Ausfall des Linerkühlsystems und die aus der Betonzersetzung resultierenden Versagensmodi des Reaktorschutzgebäudes - "frühes" Überdruckversagen durch Gasverbrennung nach 4,5 bzw. 7 Tagen oder "spätes" Überdruckversagen durch Gasansammlung nach mehr als 3 Wochen. Da zusätzliche Ereigniswahrscheinlichkeiten zu berücksichtigen sind, sind die Freisetzungshäufigkeiten, vergli-

chen mit der Kategorie KA-8, um Größenordnungen geringer. Die Freisetzungsmengen nehmen zu; sie sind für das früheste Überdruckversagen am höchsten. Abb. 1 stellt die kumulierten Freisetzungen in die Umgebung in ihrem zeitlichen Verlauf für KA-4 exemplarisch dar. Angaben für die anderen Freisetzungskategorien sind dem Fachband II zu entnehmen /4/. Es wird erwartet, daß infolge von Rückhalte Mechanismen im Primärkreislauf nur 20% des ursprünglichen Kerninventars an Strontium und 60% an Cäsium, aber 100% an Jod-131 ins Reaktorschutzgebäude gelangen. Auf die dort stattfindenden Abbauprozesse wirkt sich die zufällige Überschneidung von Überdruckversagen des Schutzgebäudes und Freisetzung von Cäsium und Strontium aus dem Primärkreislauf ungünstig aus. Insgesamt können wenige Prozent des ursprünglichen Kerninventars dieser Nuklide in die Umgebung gelangen, allerdings erst nach mehr als 6 Tagen und dann nur unter der Voraussetzung, daß zwischenzeitlich keine Maßnahmen zur Eingrenzung der Freisetzungen getroffen worden sind. Der Anteil des freigesetzten Jod-Aktivitätsinventars beträgt insgesamt nur 2%. Die Häufigkeit von Ereignisketten mit großem Leck im Reaktorschutzgebäude bzw. Nichtschließen der Gebäudeabschlußklappen (KA-2) ist im Mittel mit einmal in 10 Mio. Jahren extrem niedrig. Die Freisetzungen liegen in der gleichen Größenordnung wie in der eben besprochenen Kategorie KA-4, beginnen aber früher.

Für die Unfallfolgenbetrachtungen ist demnach von Bedeutung, daß auch bei den schlimmsten Unfällen radioaktive Freisetzungen massiv erst stark verzögert erfolgen und sich über lange Zeiträume erstrecken.

Im Vergleich zu gravierenden Kernaufheizunfällen sind Wassereinbruchstorfälle häufiger, führen aber zu deutlich geringeren Freisetzungen. Tritt ein Leck im Dampferzeuger auf und kann es nicht ordnungsgemäß abgesperrt werden, gelangen wegen des Druckgefälles einige Tonnen Wasser bzw. Wasserdampf vom Sekundär- in den Primärkreislauf. Der damit verbundene Reaktivitätshub wird durch das Abschaltssystem kompensiert. Einen größeren Druckanstieg verhindern die Kühlsysteme. Das Wasser bewirkt aber eine erhöhte Spaltproduktfreisetzung ins Kühlgas infolge Hydrolyse des Brennstoffs in Defektpartikeln und Desorption abgelagerter Stoffe. In der wichtigsten Kategorie WE-1 wird diese Aktivität innerhalb von Stunden über ein aufgedrücktes Sicherheitsventil in der Dampfleitung direkt in die Umgebung freigesetzt. Die Freisetzungsanteile

liegen, verglichen mit dem Kerninventar, bei den relevanten Nukliden im Bereich einiger Promille bzw. Zehntelpromille (Jod). Den größten Beitrag zur Häufigkeit dieser Kategorien von $8 \cdot 10^{-5}$ pro Reaktor-Jahr liefert die Gruppe mittlerer Lecks im Dampferzeuger.

Die genannten Häufigkeiten spiegeln Schwächen in der Auslegung wider. Ändert man die Auslegung durch im großen und ganzen geringfügige Maßnahmen, so ergeben sich wesentlich günstigere Werte und ein insgesamt homogeneres Bild, wie Tab. 2 zeigt.

In der Studie werden keine Überträge zwischen benachbarten Freisetzungskategorien vorgenommen. Unsicherheitsfaktoren werden sowohl für die Freisetzungshäufigkeiten als auch für die Freisetzungsmengen angegeben, allerdings wird bei den Unfallfolgenbetrachtungen nur mit den Erwartungswerten für die Freisetzungen weitergerechnet. Eine in sich geschlossene Unsicherheitenanalyse für die Schäden steht noch aus.

Die Studie weist Freisetzungen in die Umgebung von Edelmetallen (Ru), schwerflüchtigen Metalloxiden (La) und Actiniden nicht aus, da diese entweder gar nicht aus den Brennelementen freigesetzt werden oder sich an kälteren Zonen des graphitischen Reaktorkerns vollständig ablagern.

3. Unfallfolgenmodell

3.1 Einleitende Überlegungen

Das zur Berechnung der Folgen aus Unfällen bei kerntechnischen Anlagen entwickelte Unfallfolgenmodell wurde 1977/78 im Rahmen der "Deutschen Risiko-studie Kernkraftwerke (DRS)" /5,6,7/ erstellt. Es wurde schwerpunktmäßig im Hinblick auf die Abschätzung des Risikos konzipiert, das mit dem Betrieb eines Kollektivs von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (LWR) verbunden ist, und lehnt sich noch in vielen Teilen an das entsprechende Unfallfolgenmodell der amerikanischen "Reactor Safety Study" (WASH-1400) /8/ an. Die vorliegende Risikoabschätzung wurde mit einer modifizierten Version des Unfallfolgenmodells (UFOMOD/B3) /9/ durchgeführt.

Bei der Erstellung einer Risikoanalyse für ein Kernkraftwerk mit einem HTR an dem speziellen Standort Schmehausen bei Hamm gibt es folgende Gesichtspunkte, die eine Modifikation des Unfallfolgenmodells nahelegen:

- A) die gegen über einem LWR veränderte Zeitspanne der Freisetzung
- B) die Anwendung auf einen Einzelstandort
- C) wesentliche neuere wissenschaftliche Erkenntnisse seit der Konzeption der amerikanischen und deutschen Unfallfolgenmodelle.

Zu A):

Aufgrund der über relativ lange Zeitspannen sich hinziehenden Freisetzungsvorgänge wäre es unrealistisch, Windrichtungsänderungen völlig unberücksichtigt zu lassen. Aus diesem Grund wurde das im Rechenprogramm als Option enthaltene Trajektorienmodell angewandt.

Aus dem gleichen Grund erscheint es vom Standpunkt der Notfallschutzplanung unangebracht, den Bereich der Evakuierung auf eine schlüssellochförmige Fläche um die Anlage mit einem inneren Radius von 2,4 km und einem 30⁰-Sektor mit Radius 8 km in Anfangswindrichtung zu beschränken. Es wurde vielmehr angenommen, daß spätestens nach 4 Tagen ein Bereich mit dem Radius von 8 km um die Anlage evakuiert ist.

Zu B):

Wie bereits erwähnt, wurde das Unfallfolgenmodell schwerpunktmäßig im Hinblick auf die Abschätzung des Risikos konzipiert, das mit dem Betrieb eines Kollektivs von Kernkraftwerken verbunden ist. Die Rechenmodelle und die zugehörigen Parameter- und Datensätze sind deshalb derart gewählt, daß die zu beschreibenden Vorgänge im Mittel annähernd richtig berechnet werden. Dieses Vorgehen ist trotz in Einzelfällen möglicher Abweichungen von den Durchschnittswerten erlaubt, wenn die zur Risikoabschätzung notwendige Mittelwertbildung aus einer Vielzahl von Beiträgen erfolgt.

Für Einzelstandorte ist diese Betrachtungsweise nur noch mit Einschränkungen zulässig, da regionale Gegebenheiten erhebliche Abweichungen vom mittleren Modellverhalten bedingen können. Ergebnisse von Risikoabschätzungen für Einzelstandorte sind darum unter dem Gesichtspunkt der im verwendeten Unfallfolgenmodell enthaltenen Vereinfachungen zu betrachten. So können im Modell derzeit topographische Daten sowie Spezifika der Flächennutzung nicht berücksichtigt werden und auch die Modellierung der Schutz- und Gegenmaßnahmen ist nahezu unabhängig von standortspezifischen Gegebenheiten.

Um dennoch den Anforderungen von Risikoabschätzungen für Einzelstandorte Rechnung zu tragen, wurde das Rechenprogramm UFOMOD in einzelnen Punkten hinsichtlich der Gegebenheiten am vorliegenden Standort überprüft und - soweit möglich - ertüchtigt. So weist der Standort Schmehausen bei Hamm keine topographischen Besonderheiten auf und die Bevölkerungsdichte bzw. Personenzahl liegen im Nahbereich unter dem mittleren Wert der LWR-Standorte in der DRS. Außerdem wurden die Wetterdaten der dem Standort naheliegenden KFA Jülich sowie die Häufigkeitsverteilung der Windrichtungen für den Standort Schmehausen verwendet.

Zu C):

Seit der ersten Konzeption des Unfallfolgenmodells liegen neuere wissenschaftliche Erkenntnisse vor; von Bedeutung sind vor allem die jüngsten Empfehlungen der ICRP (ICRP-30) zum metabolischen Verhalten der Radionukli-

de. Aus diesem Grunde wurden neuere Dosisfaktoren berücksichtigt, die sich an diesen Empfehlungen orientieren.

In den folgenden Abschnitten werden die Untermodelle des Unfallfolgenmodells kurz beschrieben sowie die vorgenommenen Modifikationen nochmals zusammengestellt.

3.2 Modell der atmosphärischen Ausbreitung und Ablagerung

Die Ausbreitung der freigesetzten Radionuklide in der Atmosphäre wird durch eine spezielle Lösung der Diffusionsgleichung, dem sogenannten Gauß'schen Ausbreitungsmodell beschrieben. Bei diesem Modell wird die Konzentrationsverteilung senkrecht zur Transportrichtung durch Gauß-Verteilungen angenähert. Um die Berechnung der Aktivitätskonzentration in einem diskreten Raster zu ermöglichen, wird diese Verteilung in azimuthaler Richtung durch eine Treppenfunktion approximiert. Es wird berücksichtigt, daß i.a. der vertikale Turbulenzaustausch durch eine Sperrschicht begrenzt ist.

Der Aufstieg der Aktivitätsfahne infolge der freigesetzten thermischen Energie und der Einfluß von Gebäuden auf diesen Aufstieg wird ebenfalls in Rechnung gestellt.

Die in die Berechnung der Aktivitätskonzentrationen eingehenden meteorologischen Daten, wie Ausbreitungskategorie, Windgeschwindigkeit und Niederschlagsmenge, werden stündlich gemessen, realen Wetterläufen angepaßt. Damit ergibt sich ein stündlich sich änderndes Ausbreitungsverhalten (Abb. 3). Lediglich die Windrichtung bleibt starr. Wie in der amerikanischen "Reactor Safety Study" /5/ wird angenommen, daß jede Windrichtung gleich wahrscheinlich ist. Die Ablagerung von Radionukliden auf der Erdoberfläche wird während Regenfällen mit Hilfe von "Washout"-Koeffizienten beschrieben, ansonsten erfolgt sie mit der Ablagerungsgeschwindigkeit.

3.2.1 Wetterdaten

Für die meteorologischen Ausbreitungsrechnungen wurden die ständlichen synoptischen Aufzeichnungen der KFA Jülich aus dem Jahre 1977 verwendet¹⁾. Es wurden 115 Wetterabläufe nach dem Verfahren der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" (DRS) ausgewählt.

3.2.2 Windrichtungshäufigkeiten

Die mittleren Häufigkeiten der Windrichtungen im Jahr wurden aus den Angaben im Sicherheitsbericht des THTR-300 berechnet. Durch Umrechnung auf 10⁰ Sektoren ergaben sich die in Tab. 4a, b aufgeführten Zahlenwerte.

3.2.3 Windrichtungsänderungen

Das Rechenprogramm UFOMOD /7/ enthält als Option ein Modell zur Berücksichtigung von Windrichtungsänderungen während des Ausbreitungsvorganges. Es beruht auf einer azimulaten Versetzung der aus den einzelnen Freisetzungsphasen resultierenden Verteilungen in jedem Kreisring /10/. Dieses Trajektorienmodell ist insbesondere dann anzuwenden, wenn standortspezifische Risikoabschätzungen für Freisetzungen mit zeitlich weit auseinanderliegenden Freisetzungsphasen durchzuführen sind. Sämtliche Unfallfolgenrechnungen erfolgten mit der genannten Option (NOSHFT=2 /7/).

3.2.4 Ablagerung

Aufgrund neuerer wissenschaftlicher Erkenntnisse wurden für Ablagerung und Auswaschung realistischere Parameterwerte verwendet, deren Beibehaltung im Rahmen der DRS Phase B vorgesehen ist /11/. Die Ablagerungsgeschwindigkeiten

¹⁾Die Aufbereitung der Wetteraufzeichnungen für das meteorologische Modell wurde von Herrn Dipl.-Met. S. Vogt, Hauptabteilung Sicherheit des Kernforschungszentrums Karlsruhe, durchgeführt.

(trockene Ablagerung) betragen für elementares Jod $v_d = 0,01$ m/s und für Aerosole $v_d = 0,001$ m/s /12/. Die nasse Ablagerung wird durch die folgenden "washout-Koeffizienten" Λ/s^{-1} nach der Ergebnissen in /13, 14/ beschrieben.

Niederschlags- intensität (mm/h)	elementares Jod	Aerosole
<1	$3,7 \cdot 10^{-5}$	$2,9 \cdot 10^{-5}$
1-3	$1,1 \cdot 10^{-4}$	$1,22 \cdot 10^{-4}$
>3	$2,37 \cdot 10^{-4}$	$3,40 \cdot 10^{-4}$

Edelgase werden weder trocken noch naß abgelagert.

3.2.5 Resuspensionsmodell

Der Zusammenhang zwischen der Aktivitätskonzentration am Boden und der Aktivitätskonzentration der Luft aufgrund der Resuspension abgelagerter Radionuklide wird durch den Resuspensionsfaktor $r(t)$ beschrieben. Bezüglich seines zeitabhängigen Verhaltens wurden in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" die Modellannahmen der amerikanischen Reaktor Safety Study /8/ übernommen:

$$r(t) = r_0 \cdot e^{-\lambda_r t} + r_e$$

mit

$$r_0 = 10^{-5} \text{ m}^{-1}$$

$$r_e = 10^{-9} \text{ m}^{-1}$$

$$\lambda_r = 2,5 \cdot 10^{-8} \text{ s}^{-1} \quad (T_{1/2} = 1,02 \text{ a})$$

Die Zahlenwerte der den Exponentialterm in obiger Gleichung bestimmenden Parameter beruhen auf der Auswertung von Experimenten in ariden Klimazonen /8/. Es wird seit längerem darauf hingewiesen, daß sowohl die Amplitude $r_o = 10^{-5} \text{ m}^{-1}$ als auch die Halbwertszeit $T_{1/2} \approx 1 \text{ a}$ die Resuspension in humiden Klimata überschätzt. Stellvertretend für die Vielzahl der neueren Veröffentlichungen seien /15,16,17/ aufgeführt; wie in diesen Arbeiten wird auch hier die Halbwertszeit auf 1-2 Monate reduziert. Weiterhin wird $r_o = 10^{-6} \text{ m}^{-1}$ angegeben, allerdings mit der Einschränkung, für urbane Gebietsstrukturen wegen mangelnden Datenmaterials weiterhin $r_o = 10^{-5} \text{ m}^{-1}$ zu verwenden. Aus diesem Grund wurden die schon in /18/ als Berechnungsgrundlage für schnelle Brutreaktoren empfohlenen Zahlenwerte

$$\begin{aligned} r_o &= 10^{-5} \text{ m}^{-1} \\ r_e &= 10^{-9} \text{ m}^{-1} \\ \lambda_r &= 5,1 \text{ a}^{-1} \quad (T_{1/2} = 0,136 \text{ a}) \end{aligned}$$

zur Berechnung der Strahlenbelastung infolge Resuspension herangezogen.

3.3 Modell zur Ermittlung der Strahlenexposition (Dosismodell)

Die aus den Aktivitätskonzentrationen in der Luft und am Boden resultierende radiologische Belastung wird im Dosismodell in zwei Schritten ermittelt.

Potentielle Dosen:

Zunächst werden potentielle Dosen berechnet, d.h. Dosen, die Personen bei ununterbrochenem Aufenthalt im Freien bzw. bei ständigem Verzehr von lokal erzeugten Lebensmitteln erhalten würden. An diesen Dosen orientieren sich die Gegenmaßnahmen. Als Entscheidungsgrundlage für Gegenmaßnahmen zur Verringerung der Frühschäden wird die Knochenmark-Dosis infolge externer Bestrahlung durch die während der ersten 7 Tage am Boden abgelagerte Aktivität berechnet. Als Entscheidungsgrundlage für Gegenmaßnahmen zur Verringerung der somatischen Spätschäden und der genetischen Belastung dienen die Ganzkörper-Dosis infolge externer Bestrahlung während der ersten 30 Jahre durch die am Boden abgelagerte Aktivität und die Ganzkörper-, Knochenmark- und Schilddrüsen-Dosis infolge interner Bestrahlung während der ersten 50 Jahre durch die mit den Nahrungsmitteln inkorporierte Aktivität.

Zu erwartende Dosen:

Im zweiten Schritt werden dann die zu erwartenden Dosen berechnet, d.h. die Dosen, die Personen unter Berücksichtigung der Schutz- und Gegenmaßnahmen erhalten würden. Zur Ermittlung der Frühschäden wird die Kurzzeit-Knochenmark-Dosis berechnet. Diese setzt sich aus den Beiträgen der externen Bestrahlung durch die Aktivität der Abluftfahne, der externen Bestrahlung innerhalb der ersten 7 Tage durch die am Boden abgelagerte Aktivität sowie der internen Bestrahlung während der ersten 30 Tage durch die mit der Atemluft inkorporierte Aktivität der Abluftfahne zusammen. Zur Ermittlung der somatischen Spätschäden werden die Dosen für folgende "Organe" berechnet: Knochenmark, Knochenoberfläche, Lunge, Schilddrüse, Brust und Restkörper. Es wird über alle aus der Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre resultierenden Expositionspfade summiert. Dabei wird die Strahlenexposition sowohl der unmittelbar betroffenen Bevölkerung als auch der nach dem Unfall geborenen Personen berücksichtigt. Als Maß für die genetische Belastung wird auf der gleichen Grundlage die genetisch signifikante Dosis berechnet.

3.3.1 Dosisfaktoren

Die Dosisfaktoren des Unfallfolgenmodells der DRS sind noch die der amerikanischen "Reactor Safety Study" /8/. Aufgrund neuerer Empfehlungen der ICRP /19,20,21/ ergeben sich veränderte Zahlenwerte für die Dosisfaktoren bezüglich Inkorporation.

Aus diesem Grund wurden Dosisfaktoren für die Expositionspfade "Inhalation" und "Ingestion" aus dem Dosismodell des Rechenprogramms MARC /22,23/ übernommen, in dem die Empfehlungen der ICRP bereits enthalten sind. Die aufbereiteten Daten wurden direkt in das Rechenprogramm UFOMOD bzw. ESFAK (zur Berechnung der effektiven Schadensfaktoren nach /24/) implementiert. Eine Dokumentation der erstellten Datensätze befindet sich in Vorbereitung /25/.

Im Rahmen der Überarbeitung des Dosismodells wurden auch die Dosisfaktoren für den Expositionspfad "Externe Bestrahlung vom Boden" durch einen neuen Datensatz ersetzt, der auf den Ergebnissen des ORNL /26/ basiert. Er ist ebenfalls - zusammen mit den zugehörigen effektiven Schadensfaktoren - in /25/ angegeben.

Im einzelnen wurden folgende Verbesserungen durchgeführt:

Implementierung neuer Dosisfaktoren nach ICRP 30 für die Organe Ganzkörper, Knochenmark, Lunge, Gonaden, Knochenoberfläche und Schilddrüse und die Expositionspfade

- Inhalation von luftgetragenen Radionukliden aus der Aktivitätsfahne (IH)
- Inhalation von resuspendierten Radionukliden, die schon am Boden abgelagert waren (IHr); dabei Anwendung des Resuspensionsmodells nach Abschnitt 3.2.5.
- Inkorporation von Radionukliden über die Nahrungsmittelaufnahme (Ingestion IG).

Implementierung neuer Dosisfaktoren für den Expositionspfad "Externe Bestrahlung vom Boden (EB)" nach ORNL /26/ unter Berücksichtigung der Tochter-nuklide.

3.4 Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen

In Anlehnung an vorliegende behördliche Regelungen werden folgende Schutz- und Gegenmaßnahmen berücksichtigt: Aufsuchen von Häusern, Evakuierung, Umsiedlung, Dekontamination und Einschränkungen beim Verzehr lokal erzeugter landwirtschaftlicher Produkte. Art und Dringlichkeit dieser Schutz- und Gegenmaßnahmen sind von Ort zu Ort verschieden. Dies führt zu einem Schema von Maßnahmen, Gebieten und Zeiten, das in Tab. 3 und Abb. 2 gezeigt wird.

3.4.1 Gebiet A (Evakuierung)

Das Gebiet der Evakuierung ist im bisherigen Unfallfolgenmodell auf einen Schlüsselbereich beschränkt (s. Abb. 2). Aufgrund der über längere Zeitspannen sich hinziehenden Freisetzungsvorgänge, die von Windrichtungsschwankungen begleitet werden können, wurde dieses Gebiet erweitert, und zwar derart, daß nach ca. 4 Tagen angenommen wurde, daß der Kreisring mit einem Außenradius von 8 km um das Kernkraftwerk evakuiert ist.

3.5 Modell zur Ermittlung gesundheitlicher Strahlenschäden

In diesem Teil des Unfallfolgenmodells werden der Umfang der somatischen Fröhschäden (Tod durch akute Strahlenkrankheit) und der Umfang der somatischen Spätschäden (Tod durch Leukämie und Krebs) ermittelt. Die genetische Belastung wird durch die genetisch signifikanten Dosen angegeben.

Somatische Strahlenfröhschäden:

Für die Entstehung akut lebensbedrohender Krankheiten als Folge eines Reaktorunfalls ist nahezu ausschließlich die kurzfristig dem Knochenmark applizierte Strahlendosis zu berücksichtigen. Diese führt bei Überschreiten einer Dosischwelle zu einer Störung der Blutbildung. Die in der DRS verwendete Dosis-Wirkungs-Beziehung mit einer Schwellendosis von 100 rad ist in Abb. 3 dargestellt.

Somatische Strahlenspätschäden:

In Anlehnung an die Empfehlungen der ICRP /27/ wird eine rein proportionale Dosis-Risiko-Beziehung $R = a \cdot D$ für locker ionisierende Strahlen (Röntgen- und γ -Strahlung) angesetzt. Diese Annahme entspricht der des "Upper-Bound-Estimate" der am. RSS /8/. Die von der ICRP für Zwecke des Strahlenschutzes empfohlenen Referenzwerte sind zusammen mit der Dosis-Risiko-Beziehung in Abb. 4 dargestellt.

3.6 Berechnung der Unfallfolgen

Unter Zugrundelegung der zu erwartenden Dosen werden zunächst die ortsabhängigen individuellen Schadens-Eintrittswahrscheinlichkeiten berechnet. Durch Multiplikation mit der Anzahl der unter der Aktivitätsfahne wohnenden Personen und Integration über alle in Frage kommenden Gebiete erhält man schließlich die zu erwartenden Kollektivschäden (Früh- und Spätschäden), d.h. die Anzahl der jeweils zu erwartenden Schadensfälle.

3.6.1 Bevölkerungsmodell

Bei der Berechnung der Kollektivschäden wird bis zu einer Entfernung von 80 km die standortspezifische Bevölkerungsverteilung zugrunde gelegt. Die Bevölkerungsdaten im Umkreis des Standortes Schmehausen bei Hamm wurden von der Fa. Gesellschaft für Umweltüberwachung, Aldenhoven, in der Rasterung der DRS /6/ erstellt. Darüberhinaus wurde - ebenfalls wie in der DRS - bis zur Entfernung 540 km von einer konstanten Bevölkerungsdichte von 250 Einwohner/km² ausgegangen, Meeresflächen wurden berücksichtigt (Tab. 4a,b). Dem Bereich jenseits von 540 km, in dem die Rest-Aktivität niedergeschlagen wird, wird eine mittlere Bevölkerungsdichte von 25 Einw./km² zugeordnet (repräsentativ für einen Kreisring von 2 500 km Außendurchmesser um Mitteleuropa, der ganz Europa einschl. der Wasserflächen umfaßt).

3.6.2 Freisetzungsdaten

Die Risikoabschätzungen wurden für 8 verschiedene Unfalltypen durchgeführt. Das Radionuklidinventar sowie die im Rechenprogramm realisierten Freisetzungsdaten für die Freisetzungskategorien KA-1 bis KA-8 und WE-1 sind in den Tab. 5a-c wiedergegeben. Aus programmtechnischen Gründen können derzeit maximal 5 einstündige Freisetzungsphasen im Rechenprogramm UFOMOD berücksichtigt werden /7/. Darum wurden langandauernde Freisetzungen zu maximal 5 Freisetzungsphasen kondensiert.

4. Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen und Risikoabschätzungen

4.1 Darstellung der Ergebnisse

Die Darstellung der Rechenergebnisse erfolgt analog zur DRS graphisch in Form von komplementären Häufigkeitsverteilungen (CCFD)¹⁾ der Kollektivschäden und der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen. Außerdem werden in Tabellenform die unter der Bedingung einer stattgefundenen Freisetzung berechneten minimalen, maximalen und mittleren Kollektivschäden KS, Flächen F und Personen P angegeben.

Aus den CCFD werden weitere charakteristische Größen abgeleitet, die zu den o.g. Zahlenwerten wesentliche Zusatzinformationen liefern. Es handelt sich um die Perzentilen KS_{α} mit $\alpha = 0,5$ (Medianwert), $\alpha = 0,95$ und $\alpha = 0,99$ (analog für F und P). Sie sind definiert durch $\alpha = 1-p (KS > KS_{\alpha})^2$, d.h. wenn z.B. $\alpha = 0,95$ ist, dann führen nur 5% der Unfallfolgesituationen zu Kollektivschäden größer als KS_{α} . Neben dieser leichten Interpretierbarkeit haben diese Zahlenwerte - im Gegensatz zu den Maximalwerten - eine höhere statistische Genauigkeit.

Entsprechend dem Konzept der effektiven Schadensfaktoren /24/ werden in der für die vorliegenden Risikoabschätzungen verwendeten Version des Rechenprogramms UFOMOD die Spätschäden für die zur Zeit der Freisetzung lebenden Generationen (LG) und die folgenden Generationen (FG) getrennt berechnet. In der Ergebnisdarstellung werden die Kollektivschäden und Kollektivrisiken wegen der Vergleichbarkeit mit der DRS zusätzlich für alle Generationen gemeinsam ($AG = LG + FG$) ausgewiesen.

1) CCFD = Complementary Cumulative Frequency Distribution

2) mit p wird im folgenden die Wahrscheinlichkeit bezeichnet.

4.2 Kollektivschäden und ihre komplementären Häufigkeitsverteilungen (CCFD)

4.2.1 Frühschäden

Frühschäden (Tod durch akutes Strahlensyndrom) können nach der zugrundegelegten Dosis-Wirkungs-Beziehung erst oberhalb der Schwellendosis 100 rem Knochenmarkdosis (Abb. 3) auftreten. Bei den durchgeführten Rechnungen wurden keine Frühschäden ermittelt. Bei den Freisetzungskategorien KA-1 bis KA-8 und WE-1 ist die Schadenseintrittswahrscheinlichkeit für alle Unfallfolgesituationen gleich Null.

4.2.2 Spätschäden

Somatische Strahlenspätschäden (Tod durch Leukämie und Krebs) wurden auf der Grundlage einer linearen Dosis-Risiko-Beziehung ohne Schwellenwert berechnet. Sie können darum bei allen Dosiswerten verursacht werden.

Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivschäden sind für die einzelnen und die Summe aller Freisetzungskategorien in Abb. 5a, 6a, 7a für die unveränderte Auslegung sowie in Abb. 5b, 6b, 7b für die veränderte Auslegung dargestellt.

In den Tab. 6a-c sind die charakteristischen Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen wiedergegeben. Die zugehörigen Eintrittshäufigkeiten sind nicht aufgeführt, d.h. die Zahlenwerte sind bedingte Wahrscheinlichkeiten "nach Freisetzungen". Der kleinste und der größte Kollektivschaden resultieren jeweils aus einer von $115 \cdot 36 = 4140$ betrachteten Unfallfolgesituationen.

Als zusätzliche Information zum Auftreten der Spätschäden ist in den Tab. 7a bis 7i die relative Aufteilung der Spätschäden nach Expositionspfaden und Krebsarten für alle Generationen AG angegeben. Bei allen Freisetzungskategorien dominiert der Expositionspfad "Interne Bestrahlung durch die mit den Nahrungsmitteln inkorporierte Aktivität (Ingestion)". Zwischen 61% (KA-4) und 94,3% (KA-8) der Spätschäden werden aufgrund dieses Expositionspfades berechnet. Bei den Freisetzungskategorien mit im Vergleich zu den anderen

Radionukliden hohen Jod-Freisetzungen (KA-6 bis KA-8) dominiert der Schilddrüsenkrebs. Da sich die Schutz- und Gegenmaßnahme "Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte" an niedrigen Dosisgrenzwerten orientiert, werden die Spätschäden vor allem aufgrund kleiner Strahlendosen berechnet. Aus Tab. 8 ist zu entnehmen, zu welchem Prozentsatz die Spätschäden aufgrund von Strahlendosen ermittelt werden, die unterhalb der Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung (§ 28(3)) liegen. Danach sind zwischen 87,2% (KA-4) und 99% (KA-8) der Dosen, die aufgrund der linearen Dosis-Risiko-Beziehung zu Spätschäden führen, kleiner als diese Dosiswerte.

Die somatischen Spätschäden (Kollektivschäden) treten in großem Umfang weit entfernt vom Ort der Freisetzung auf, wo eine große Bevölkerungszahl kleine Strahlendosen erhält /28/. Tab. 9 zeigt, welcher Anteil der Spätschäden noch jenseits von 540 km berechnet wird. Bei dieser Entfernung enden im Rechenmodell sämtliche Schutz- und Gegenmaßnahmen /6/ (s. auch Abschn. 3.6.1). Der hohe Anteil von 52,3% bei KA-4 resultiert aus der zusätzlichen Freisetzung an thermischer Energie, wodurch die Aktivitätsfahne einen thermischen Auftrieb erfährt, so daß ein weiträumiger Transport der Radionuklide erfolgt.

4.2.3 Genetische Belastung

Die genetische Belastung wird wie in der DRS durch die genetisch signifikante Kollektivdosis KD angegeben. Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivdosen zeigt Abb. 8a,b, die zugehörigen charakteristischen Größen sind in Tab. 10 wiedergegeben.

Auch die genetisch signifikante Kollektivdosis errechnet sich überwiegend aus kleinen Strahlendosen, denen weiträumig eine große Bevölkerungszahl ausgesetzt wird (Tab. 8). Bei den einzelnen Freisetzungskategorien liegt der Beitrag von Strahlendosen unterhalb von 5 rem (§ 28 StrlschV) zur Kollektivdosis zwischen 90% (KA-4) und 99,5% (KA-7).

4.3 Von Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffene Flächen und Personen

Das Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen der DRS definiert aufgrund geometrischer Bedingungen und Isodosislinien Gebiete im Umkreis des betrachteten Standorts, innerhalb denen sowohl in ihrer zeitlichen Abfolge als auch in ihrem Umfang unterschiedliche Gegenmaßnahmen durchgeführt werden.

Insbesondere werden dabei die Gebiete durch

- Evakuierung (Gebiet A)
- Schnelle Umsiedlung (Gebiet B₁ und B₂)
- Umsiedlung (Gebiet C)

definiert.

Das Gebiet A wird bei jeder Freisetzung unabhängig von Dosiskriterien evakuiert. Es umfaßt eine Fläche von 33,3 km², die Anzahl der betroffenen Personen liegt je nach Windrichtung zwischen 1590 und 14 000, im Mittel bei 4880. Die komplementäre Häufigkeitsverteilung der von der Evakuierung betroffenen Personen ist in Abb. 9 dargestellt (geänderte Auslegung). Falls aufgrund langandauernder Freisetzungen eine Evakuierung innerhalb eines Vollkreises mit 8 km Radius um das Kernkraftwerk erfolgt, erhöht sich die Anzahl der betroffenen Personen auf 37088.

Das Dosiskriterium für "Schnelle Umsiedlung" (Knochenmarkdosis durch externe Strahlung vom Boden innerhalb 7 Tagen ≥ 100 rem) wird nur bei den Freisetzungskategorien KA-1 und KA-4 bei wenigen der 115 Wetterabläufe überschritten. Die betroffenen Flächen betragen maximal 1,5 km², die innerhalb dieses Gebiets wohnende Bevölkerungszahl liegt - je nach Windrichtung - zwischen 0 und 3424, im Mittel bei 10. Die komplementäre Häufigkeitsverteilung der Zahl von Personen, die von der Gegenmaßnahme "Schnelle Umsiedlung" betroffen sind, zeigt die Abb. 10 (veränderte Auslegung), die charakteristischen Größen der Flächen und Personenzahlen sind in Tab. 11 und 12 aufgeführt.

"Umsiedlung" der Bevölkerung erfolgt nach dem Schutz- und Gegenmaßnahmenmodell aufgrund des Dosiskriteriums "Ganzkörperdosis durch externe Bodenstrahlung innerhalb von 30 a ≥ 250 rem". Dieses Kriterium wird bei allen Freiset-

zungskategorien (außer KA-8) überschritten. Großflächige Umsiedlung von Personen erfolgt allerdings nur bei KA-1 bis KA-5, bei einem Wetterablauf auch bei WE-1. Dies liegt hauptsächlich daran, daß bei diesen Freisetzungen die Cäsiumisotope einen hohen Beitrag liefern. Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der betroffenen Flächen und Personen sind in Abb. 11 und Abb. 12, die zugehörigen charakteristischen Größen in Tab. 13 und Tab. 14 dargestellt.

4.4 Entfernungsabhängige Individualrisiken

Für Personen, die sich in einer bestimmten Entfernung vom Ort der möglichen Freisetzung befinden, wird durch die unfallbedingte Strahlenbelastung das Risiko verursacht, einen Spätschaden zu erleiden. Dieses Individualrisiko ist in Abb. 13a,b und 14a,b für die zum Zeitpunkt der Freisetzung lebenden Generationen (LG) und die danach geborenen Generationen (FG) dargestellt. Die entsprechenden Ergebnisse der DRS sind in /6/ für alle Generationen (AG = LG + FG) sowie aufgeschlüsselt in /28/ veröffentlicht.

4.5 Kollektivrisiken und Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen

Neben den in den vorangegangenen Abschnitten dargestellten Häufigkeitsverteilungen der Unfallfolgen ist die numerische Verknüpfung von Schadensgröße und Eintrittshäufigkeit durch Berechnung der Risiken von Interesse. Die Vorgehensweise erfolgte zu Vergleichszwecken nach der DRS /6/. Die Tab. 15a,b zeigen die Kollektivrisiken für die unveränderte und veränderte Auslegung. Mit den unveränderten Freisetzungshäufigkeiten ergibt sich ein Kollektivrisiko für Spätschäden von $0,35 \text{ a}^{-1}$, wobei die Freisetzungskategorie KA-5 mit 57% den höchsten Beitrag liefert. Bei Anwendung der veränderten Freisetzungsdaten reduziert sich das Kollektivrisiko auf $0,028 \text{ a}^{-1}$, wobei jetzt die Freisetzungskategorie KA-7 mit 71,4% den dominierenden Beitrag liefert. Die Erwartungswerte der von Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Flächen und Personen sind in Tab. 16a,b angegeben.

5. Zusammenfassung

Grundlage für die vorliegenden Unfallfolgen- und Risikoabschätzungen bildet die probabilistische Sicherheitsstudie, die für das HTR-1160 MWe-Konzept durchgeführt worden ist. Die Methodik bei den anlagentechnischen Untersuchungen entspricht weitgehend der üblichen Vorgehensweise. Die aus Unfallabläufen resultierenden Freisetzungen (Art, Ausmaß, Häufigkeit) werden in einer Reihe von Freisetzungskategorien zusammengefaßt. Im Vordergrund stehen Freisetzungskategorien mit Kernaufheizung, von denen die mit relativ frühem Überdruckversagen des Reaktorschutzgebäudes nach ca. 4,5 Tagen für das Risiko dominiert. Die maximalen Freisetzungen sind im Vergleich zu den Werten, wie sie die Deutsche Risikostudie für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor ausweist, kleiner und aufgrund der thermischen Trägheit eines HTR stark verzögert. Die Freisetzungshäufigkeiten liegen z.T. über dem bekannten Rahmen aber nur, wenn man selbst leicht durchführbare Optimierungsmöglichkeiten außer acht läßt. Insgesamt ergeben sich z.B. eine Vielzahl von Möglichkeiten, um ein Versagen des Reaktorschutzgebäudes als Folge des Unfalles zu eliminieren oder ganz ausschließen zu können.

Zur Abdeckung von Aussageunsicherheiten bzw. Kenntnislücken war vielfach ein pessimistisches Vorgehen notwendig, was sicherlich zu einer Überschätzung der Freisetzungen führte. Trotz dieser ungünstigen Ausgangssituation ergaben sich mit dem Rechenprogramm UFOMOD/B3 keine Frühschäden. Somatische Strahlenspättschäden werden aufgrund der linearen Dosis-Risiko-Beziehung ohne Schwellenwert bei jeder Freisetzung ermittelt. Die höchsten Schäden sind bei Unfällen mit Freisetzungen der Kategorie KA-4 zu erwarten; sie liegen dort bei im Mittel 13 000 Todesfällen. Die Kollektivrisiken (Verknüpfung von Schadensumfang und Eintrittshäufigkeit) zeigen folgendes Bild: Mit den Freisetzungshäufigkeiten bei unveränderter Auslegung ergibt sich ein Kollektivrisiko für Spättschäden von $0,35 \text{ a}^{-1}$, wozu die Freisetzungskategorie KA-5 mit 57% den höchsten Beitrag liefert. Bei Anwendung der veränderten Freisetzungsdaten reduziert sich das Kollektivrisiko auf $0,028 \text{ a}^{-1}$, wobei jetzt die Freisetzungskategorie KA-7 mit 71,4% den dominierenden Beitrag liefert.

Zur Abschätzung der Unfallfolgen nach Radionuklidfreisetzungen aus dem HTR-1160 am Standort Schmehausen wurde eine modifizierte Version des Unfallfolgenmodells der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS)" verwendet, in der neuere wissenschaftliche Erkenntnisse berücksichtigt wurden. Beim Vergleich der Ergebnisse mit den Risikoabschätzungen zum Druckwasserreaktor sollten ebenfalls neuere Rechenergebnisse /9/ zugrunde gelegt werden.

Die an sich recht günstigen Ergebnisse - und dabei vor allem das Schadensausmaß - ließen sich weiter verbessern, wenn an die Stelle des HTR-1160 mit z.T. recht ungünstigen Auslegungsdaten ein modernerer Kugelhaufen-HTR mit geringer Leistungsdichte und Leistung träte.

Literaturverzeichnis

- /1/ General Atomic Company: HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Phase II, Report for US Department of Energy, GA-A 15000, 1978
- /2/ Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen, Hauptband zur Phase IB, Jül-Spez-136, Band 1, Dez. 1981
- /3/ Kröger, W.; Bongartz, R.: Vorgehen und Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsstudie für die HTR-1160-Anlage Atomwirtschaft-Atomtechnik 26 (1981), 10, S. 542-546
- /4/ Sicherheitsstudie für HTR-Konzepte unter deutschen Standortbedingungen, Fachband 2: Transienten mit Kernaufheizung, Jül-Spez-136, Band 3, April 1982
- /5/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979
- /6/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 8: Unfallfolgenrechnungen und Risikoergebnisse Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1981
- /7/ Schückler, M., Vogt, S.: UFOMOD - Programm zur Berechnung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen im Rahmen von Risikostudien Bericht KfK 3092, Januar 1981
- /8/ U.S. Nuclear Regulatory Commission Reactor Safety Study, Appendix VI, Calculation of Reactor Accident Consequences, WASH 1400 (NUREG 75/014), October 1975
- /9/ Ehrhardt, J., Vogt, S.: Unfallfolgenrechnungen und Risikoabschätzungen für Druckwasserreaktoren mit dem Rechenprogramm UFOMOD/B3 Bericht KfK-3373, in Vorbereitung
- /10/ Aldrich, D.C., Bayer, A., Schücker, M.: A Proposed Wind Shift Model for the German Reactor Safety Study Bericht KfK-2791 (1979)
- /11/ Hübschmann, W., Vogt, S.: private Mitteilung, April 1982
- /12/ Jones, J.A., Charles, D.: AD-MARC: The atmospheric dispersion module in the methodology for assessing the radiological consequences of accidental releases Report NRPB (to be published)
- /13/ Brenk, H.D., Vogt, K.J.: The Calculation of Wet Deposition from Radioactive Plumes Nuclear Safety 3, 22 (1981), S. 362-370
- /14/ Schrödl, E., Urban, H.: Literaturstudie zum Kurzzeit-Washout-Faktor von Aerosolen GRS-Bericht A-609, Mai 1981

- /15/ Linsley, G.S.: Resuspension of the Transuranium Elements - A Review of Existing Data
Bericht NRPB-R75, August 1978
- /16/ Cohen, B.L.: Hazards from Plutonium Toxicity
Health Physics, Vol. 32 (May), 1977, pp. 359-379
- /17/ Kocher, D.C.: Potential Importance of Resuspension During Chronic Releases of Radionuclides to the Atmosphere
Health Physics, Vol. 39 (October), 1980, pp. 687-690
- /18/ Liquid Metal Fast Breeder Reactor Program, Vol. II
Proposed Final Environmental Statement
Bericht WASH-1535, December 1974
- /19/ ICRP Publication No. 30, Part 1
Limits for Intakes of Radionuclides by Workers
Annals of the ICRP, Vol. 2, No. 2, 1979
- /20/ ICRP Publication No. 30, Supplement to Part 1
Limits for Intakes of Radionuclides by Workers
Annals of the ICRP, Vol. 6, No. 2/3, 1981
- /21/ ICRP Publication No. 30, Part 3
Limits for Intakes of Radionuclides by Workers
Annals of the ICRP, Vol. 3, No. 1-4, 1979
- /22/ Clarke, R.H., Kelly, G.N.: MARC - The NRPB Methodology for Assessing Radiological Consequences of Accidental Releases of Activity
Bericht NRPB-R127, December 1981
- /23/ Charles, D., Crick, M.J., Fell, T.P., Greenhalgh, J.R.: DOSE-MARC: The dosimetric module in the methodology for assessing the radiological consequences of accidental releases
NRPB-Bericht (to be published)
- /24/ Bayer, A., Ehrhardt, J., Schückler, M.: Das Konzept der effektiven Schadensfaktoren zur Ermittlung stochastischer somatischer Schäden nach unfallbedingten Strahlenexpositionen
Bericht KfK-3037, Dezember 1980
- /25/ Ehrhardt, J.: Dokumentation der Datensätze im Dosismodell des Rechenprogramms UFOMOD/B3
Bericht KfK-3390 (in Vorbereitung)
- /26/ Kocher, D.C.: Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photon and Electron Radiation from Radionuclides Occuring in Routine Releases from Nuclear Fuel Cycle Facilities
Health Physics, Vol. 38 (1980), S. 543-621

- /27/ ICRP Publication No. 26
Recommendations of the International Commission on Radiological
Protection
Annals of the ICRP, Vol. 1, No. 3, 1977
- /28/ Ehrhardt, J.: Analyse der in der "Deutschen Risikostudie Kernkraft-
werke" berechneten stochastischen somatischen Schäden
Bericht KfK 3218, Oktober 1981

A	Kernaufheizung	
	„Blow-down“ über RDB-Sicherheitsventile übergeströmte Aktivität niedrig ($\sim 10^5$ Ci)	≥ 6 h
B	Brennelementtemperaturen überschreiten Versagensgrenzen Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkern	≥ 10 h
	Geringer Transport von Edelgasen und Halogenen ins RSG über Heliumausdehnung, Rückhaltung von Cs, Sr im „kalten Reflektor“	
C ₁	Reflektoraufheizung / Cs, Sr-Freisetzung Geringer Transport ins RSG über Heliumausdehnung	$\geq 70 - 170$ h
C ₂	Falls Ausfall Linerkühlsystem RDB-Betonaufheizung / Dampffreisetzung	$\geq 48 - 95$ h
	Austreiben von Aktivität ins RSG	

Tabelle 1: Phasen einer Kernaufheizung und Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktordruckbehälter (RDB) ins Reaktorschutzgebäude (RSG) wie sie sich aus der Analyse für den HTR-1160 ergeben haben

FREISETZUNGSKATEGORIE		Freisetzungshäufigkeit pro Reaktor-Jahr HTR - 1160 - Auslegung		Freigesetzte thermische Energie MJ	KUMULIERTE FREISETZUNG in Curie [Kerninventar]						
Nr.	Ereignisketten, Merkmale	unverändert	verändert		bis zu [Stunden]	Xe-Kr [$3 \cdot 10^8$]	J [$5 \cdot 10^8$]	Te - Sb [10^8]	Sr-89 Ba [$3 \cdot 10^8$]	Sr - 90 [$7 \cdot 10^6$]	Cs [$2 \cdot 10^7$]
<u>Kernaufheizung und</u>											
KA-8	Keine Betonzersetzung RSG-Einschluß	10^{-3} (4)	$2 \cdot 10^{-4}$	-	14 720	20 $10^6(5)$	6 $3 \cdot 10^3(5)$	- $10^3(6)$	- $3 \cdot 10^2(7)$	- $10^1(7)$	- $3 \cdot 10^2(4)$
7	Betonzersetzung RSG-Versagen >21Tage	$3 \cdot 10^{-4}$ (10)	$7 \cdot 10^{-5}$	3	14 515	20 $2 \cdot 10^7(5)$	6 $10^4(6)$	- $5 \cdot 10^3(9)$	- $2 \cdot 10^4(16)$	- $7 \cdot 10^2(16)$	- $5 \cdot 10^3(10)$
6	Betonzersetzung RSG-Versagen >19 Tage	$5 \cdot 10^{-6}$ (17)	$2 \cdot 10^{-6}$	3	14 470	20 $2 \cdot 10^7$	6 $3 \cdot 10^5$	- $4 \cdot 10^3$	- $3 \cdot 10^4$	- 10^3	- $6 \cdot 10^3$
5	Betonzersetzung RSG-Versagen ~7Tage	$7 \cdot 10^{-5}$ (11)	$3 \cdot 10^{-7}$	15	14 170-250	20 $8 \cdot 10^7(4)$	6 $8 \cdot 10^5(6)$	- $7 \cdot 10^3(8)$	- $7 \cdot 10^6(8)$	- $3 \cdot 10^5(8)$	- $3 \cdot 10^3(5)$
4	Frühste Betonzersetzung RSG-Versagen ~4,5Tage	10^{-6} (38)	$7 \cdot 10^{-9}$	15	14 110-250	20 $10^8(4)$	6 $10^6(5)$	- $10^5(8)$	- $3 \cdot 10^7(8)$	- $8 \cdot 10^5(8)$	- $3 \cdot 10^6(8)$
2	Betonzersetzung kein RSG-Abschluß	$4 \cdot 10^{-7}$ (9)	$2 \cdot 10^{-8}$	-	14 120-250	$2 \cdot 10^4$ $10^8(2)$	$2 \cdot 10^4$ $10^6(4)$	$4 \cdot 10^3$ $2 \cdot 10^4(6)$	- $2 \cdot 10^6(7)$	- $7 \cdot 10^4(7)$	- $6 \cdot 10^5(5)$
1	Frühste Betonzersetzung kein RSG-Abschluß	10^{-7} (19)	10^{-9}	-	14 70-250	$2 \cdot 10^4$ $10^8(2)$	$2 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^6(4)$	$4 \cdot 10^3$ $10^6(6)$	- $5 \cdot 10^6(7)$	- $10^5(7)$	- $10^6(5)$
<u>Wassereinbruch und</u>											
WE-1	Kühlung kein Einschluß	$8 \cdot 10^{-5}$ (25)	$6 \cdot 10^{-6}$	-	1,5 25	$2 \cdot 10^4$ $4 \cdot 10^5(7)$	$6 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^4(6)$	- -	10^2 $2 \cdot 10^3(21)$	10^2 $2 \cdot 10^3(26)$	$4 \cdot 10^3$ $6 \cdot 10^4(34)$

Tabelle 2 : Ergebnisse der acht wichtigsten Freisetzungskategorien
(Freisetzungshöhe jeweils 30 m, Unsicherheitsfaktoren in Klammern)

Gebiet	Gebietsdefinition		Präventive Maßnahmen (unabhängig von Unfallart und Wetterlage außer Windrichtung)	Dosisabhängige Maßnahmen
	Begrenzung durch Winkel und Entfernungen	Begrenzung durch Linien gleicher potentieller Dosis		
A	$r \leq 2,4 \text{ km}$ $\alpha \leq 360^\circ$ sowie $2,4 < r < 8 \text{ km}$ $\alpha \leq \pm 15^\circ$	—	Aufsuchen von Häusern nach 2 h _{abs} . Verbleiben in Häusern bis zur Evakuierung. Vorbereitungs- plus Fahrzeit 1,5 h	—
B ₁	$r \leq 24 \text{ km}$	$D_{EB}^{KM}(7d_{rel}) \geq 100 \text{ rad}$ (soweit nicht zu A gehörig)	Aufsuchen von Häusern nach 2 h _{abs} . Verbleiben in Häusern mindestens bis 14 h _{abs} .	Verbleiben in Häusern bis min. [schnelle Umsiedlung 26 h _{abs}]. Schnelle Umsiedlung nach max. [2 h _{rel} , 14 h _{abs}]
B ₂	$r > 24 \text{ km}$	—	—	Normale Tätigkeit. Dann schnelle Umsiedlung nach max. [2 h _{rel} , 14 h _{abs}]
C	—	$D_{EB}^{GK}(30a) > 250 \text{ rad}$	—	Normale Tätigkeit. Danach Umsiedlung, beginnend nach 30 d, durchschnittlich ca. 5 km ² pro Tag
D ₁	—	250 rad $\geq D_{EB}^{GK}(30a)$ > 25 rad	—	Normale Tätigkeit zu jeder Zeit. Dekontamination derart, daß $D_{EB}^{GK}(30a) = 25 \text{ rad}$ im ganzen Gebiet
D ₂	—	25 rad $\geq D_{EB}^{GK}(30a)$	—	Normale Tätigkeit zu jeder Zeit, Dosis bis Lebensende

Tab. 3 Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen /6/

*** PROGRAMM UFO-MOD ***

EINGABELISTE DER BEVOELKERUNGSDATEN

STANDORT NR. 101 HAMM
 DER STANDORT LIEGT IN DER MET. ZONE NR. 1 JUELICH
 WAHRSCHEINLICHKEIT DES STANDORTS INNERHALB DER ZONE : 1.0000

ZAHL DER REAKTOERBLOECKE: 1

ANZAHL DER KREISRINGE 18
 ANZAHL DER SEKTOREN 36
 ANZAHL DER KREISRINGSEKTOREN 648

KREISRING NR.		1	2	3	4	5	6	7	8	9
INNERER RADIUS (M)		0.0	800.0	1200.0	1600.0	2400.0	3600.0	5400.0	8000.0	12000.0
RADIUS FUER DOSISBERECHNUNG (M)		700.0	1000.0	1400.0	2000.0	3000.0	4500.0	6700.0	10000.0	14000.0
AEUSSERER RADIUS (M)		800.0	1200.0	1600.0	2400.0	3600.0	5400.0	8000.0	12000.0	16000.0
FLAECHE DES KREISRINGSEKTORS (M2)		5.59E+04	6.98E+04	9.77E+04	2.79E+05	6.28E+05	1.41E+06	3.04E+06	6.98E+06	9.77E+06

SEKTOR NR.	WINDRICHTUNGS- WAHRSCHEINL.	WOHNBEVOELKERUNG								
1	0.0285	0	0	0	0	0	67	166	223	693
2	0.0285	0	0	0	0	0	70	165	825	5662
3	0.0235	0	0	0	0	0	67	166	5479	4710
4	0.0235	0	0	0	0	0	46	285	10930	3878
5	0.0235	0	0	0	0	0	9	206	3766	217
6	0.0249	0	0	0	0	2	13	182	336	500
7	0.0249	0	0	0	0	4	14	180	382	1217
8	0.0249	0	0	0	0	4	14	82	122	549
9	0.0372	0	0	0	0	4	13	34	93	265
10	0.0372	0	0	0	0	4	13	49	560	1255
11	0.0372	0	0	0	0	2	620	234	163	1775
12	0.0329	0	0	0	0	4	389	312	1434	1003
13	0.0329	0	0	0	0	6	423	896	489	128
14	0.0329	0	0	0	0	5	10	24	28	1589
15	0.0289	0	0	0	38	19	13	25	2223	13216
16	0.0289	0	0	0	101	17	13	24	2483	6687
17	0.0289	0	0	0	113	5	12	24	372	1235
18	0.0119	0	0	0	100	5	12	24	831	1429
19	0.0119	0	0	0	50	5	42	628	1919	2941
20	0.0119	0	0	0	74	2	551	1981	748	4359
21	0.0069	0	0	0	0	0	30	725	794	9846
22	0.0069	0	0	0	0	0	24	15	560	2402
23	0.0069	0	0	0	0	0	359	292	380	356
24	0.0065	0	0	0	0	0	244	147	961	991
25	0.0065	0	0	0	0	0	19	325	3823	1209
26	0.0065	0	0	0	0	73	0	1085	8357	7106
27	0.0228	0	0	0	73	508	0	3284	18106	16196
28	0.0228	0	0	0	36	835	319	3865	16817	22827
29	0.0228	0	0	0	218	436	159	3125	11766	12405
30	0.0540	0	0	0	290	472	0	0	8910	740
31	0.0542	0	0	0	218	508	0	0	592	95
32	0.0542	0	0	0	109	327	2568	2677	3842	36
33	0.0553	0	0	0	36	0	1885	326	12194	837
34	0.0553	0	0	0	0	0	0	2057	13998	1399
35	0.0550	0	0	0	0	0	17	520	5023	622
36	0.0285	0	0	0	0	0	54	166	148	3059
0	1.0000	0	0	0	1456	3247	8089	24296	139677	133434

Tab. 4a Bevölkerungsdaten

EINGABELISTE DER BEVOELKERUNGSDATEN (FORTSETZUNG)

STANDORT NR. 101 HAMM
 DER STANDORT LIEGT IN DER MET. ZONE NR. 1- JUELICH

KREISRING NR.		10	11	12	13	14	15	16	17	18
INNERER RADIUS	(M)	16000.0	24000.0	36000.0	54000.0	80000.0	120000.0	160000.0	240000.0	360000.0
RADIUS FUER DOSISBERECHNUNG	(M)	20000.0	30000.0	45000.0	67000.0	100000.0	140000.0	200000.0	300000.0	450000.0
AEUSSERER RADIUS	(M)	24000.0	36000.0	54000.0	80000.0	120000.0	160000.0	240000.0	360000.0	540000.0
FLAECHE DES KREISRINGSEKTORS	(M2)	2.79E+07	6.28E+07	1.41E+08	3.04E+08	6.98E+08	9.77E+08	2.79E+09	6.28E+09	1.41E+10
SEKTOR NR.	WINDRICHTUNGS- WAHRSCHEINL.	WOHNBEVOELKERUNG								
1	0.0285	907	21036	14002	176529	174533	244346	698131	1570796	3534292
2	0.0285	10100	6648	22339	96274	174533	244346	698131	1570796	3534292
3	0.0235	3838	5378	29671	43410	174533	244346	698131	1570796	3534292
4	0.0235	10040	11599	31525	82533	174533	244346	698131	1570796	3534292
5	0.0235	7208	13732	89131	272569	174533	244346	698131	1570796	3534292
6	0.0249	3742	28646	119465	148015	174533	244346	698131	1570796	3534292
7	0.0249	816	15129	38212	137101	174533	244346	698131	1570796	3534292
8	0.0249	4628	8926	21804	40406	174533	244346	698131	1570796	3534292
9	0.0372	5097	12175	56089	69143	174533	244346	698131	1570796	3534292
10	0.0372	3842	41651	34236	19165	174533	244346	698131	1570796	3534292
11	0.0372	6792	10733	12845	19027	174533	244346	698131	1570796	3534292
12	0.0329	3597	5335	14397	32892	174533	244346	698131	1570796	3534292
13	0.0329	3363	6639	10977	34333	174533	244346	698131	1570796	3534292
14	0.0329	3304	9594	30876	20277	174533	244346	698131	1570796	3534292
15	0.0289	7599	7181	20743	25913	174533	244346	698131	1570796	3534292
16	0.0289	4290	1072	19502	10919	174533	244346	698131	1570796	3534292
17	0.0289	3257	12151	14265	32905	174533	244346	698131	1570796	3534292
18	0.0119	4318	26099	10121	47483	174533	244346	698131	1570796	3534292
19	0.0119	4834	41756	15480	60053	174533	244346	698131	1570796	3534292
20	0.0119	4323	5943	39682	62138	174533	244346	698131	1570796	3534292
21	0.0069	10968	44430	67820	117271	174533	244346	698131	1570796	3534292
22	0.0069	4291	32330	97248	90699	174533	244346	698131	1570796	3534292
23	0.0069	8425	13365	176914	212826	174533	244346	698131	1570796	3534292
24	0.0065	7238	63479	202373	527950	174533	244346	698131	1570796	3534292
25	0.0065	29264	95589	438525	426578	174533	244346	698131	1570796	3534292
26	0.0065	15201	87919	320694	1253654	174533	244346	698131	1570796	3534292
27	0.0228	27924	39291	190709	573484	174533	244346	698131	1570796	3534292
28	0.0228	15890	27169	34407	145843	174533	244346	698131	1570796	3534292
29	0.0228	4256	8185	18353	49960	174533	244346	698131	1570796	3534292
30	0.0540	2608	3918	34628	37342	174533	244346	698131	1570796	3534292
31	0.0542	1464	6518	18722	48779	174533	244346	698131	1570796	0
32	0.0542	6138	6159	17350	31937	174533	244346	698131	1570796	0
33	0.0553	245	34948	176964	58314	174533	244346	698131	1570796	0
34	0.0553	5511	6197	47336	116420	174533	244346	698131	0	0
35	0.0550	1407	11116	12901	52236	174533	244346	698131	0	0
36	0.0285	4517	3638	10213	60988	174533	244346	698131	0	0
0	1.0000	241242	775674	2510519	5235366	6283188	8796456	25132716	51836268	106028760

Tab. 4b Bevölkerungsdaten (Fortsetzung)

EINGABELISTE DER NUKLIDDATEN

NR.	NUKLID	HALBWERTS- INVENTAR		ABLAG. GESCHW. (M/S)	WASHOUT-KOEFFIZIENT BEI REGEN		BERUECKSICHTIGT BEI EXPOSITIONSPFAD				
		ZEIT (D)	(CI)		<1.0 MM/H (1/S)	ZW.BEREICH (1/S)	>3.0 MM/H (1/S)	EXTERNE STRAHLUNG KURZFR.	LANGFR.	INGEST.	RESUSP.
1	CO- 58	7.10E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
2	CO- 60	1.92E+03	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
3	KR- 85	3.91E+03	1.23E+06	0.0	0.0	0.0	0.0	3	3		3
4	KR- 85M	1.87E-01	4.70E+07	0.0	0.0	0.0	0.0	4	4		4
5	KR- 87	5.31E-02	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0				
6	KR- 88	1.18E-01	1.21E+08	0.0	0.0	0.0	0.0	6	6		6
7	RB- 86	1.87E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
8	SR- 89	5.05E+01	1.37E+08	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	8	8	8	8
9	SR- 90	1.04E+04	7.44E+06	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9	9
10	SR- 91	3.95E-01	1.42E+08	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0		0
11	Y - 90	2.67E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
12	Y - 91	5.86E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
13	ZR- 95	6.42E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
14	ZR- 97	7.04E-01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
15	NB- 95	3.52E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
16	MO- 99	2.75E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
17	TC- 99M	2.51E-01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
18	RU-103	3.93E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
19	RU-105	1.85E-01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
20	RU-106	3.68E+02	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
21	RH-105	1.47E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
22	TE-127	3.89E-01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
23	TE-127M	1.09E+02	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
24	TE-129	4.83E-02	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
25	TE-129M	3.36E+01	1.84E+06	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	5	5		5
26	TE-131M	1.25E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
27	TE-132	3.26E+00	1.10E+08	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	7	7		7
28	SB-127	3.86E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
29	SB-129	1.83E-01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
30	J -131	8.04E+00	8.01E+07	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	0	0	0	0
31	J -132	9.58E-02	1.15E+08	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	1	1		1
32	J -133	8.66E-01	1.60E+08	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	2	2	2	2
33	J -134	3.65E-02	0.0	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04				
34	J -135	2.76E-01	1.40E+08	1.00E-02	3.70E-05	1.10E-04	2.37E-04	4	4		4
35	XE-133	5.24E+00	1.60E+08	0.0	0.0	0.0	0.0	5	5		5
36	XE-135	3.78E-01	1.87E+07	0.0	0.0	0.0	0.0	6	6		6
37	CS-134	7.50E+02	1.53E+07	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	7	7	7	7
38	CS-136	1.31E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
39	CS-137	1.10E+04	7.31E+06	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	9	9	9	9
40	BA-140	1.28E+01	1.60E+08	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04	0	0		0
41	LA-140	1.67E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
42	CE-141	3.25E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
43	CE-143	1.38E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
44	CE-144	2.84E+02	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
45	PR-143	1.36E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
46	ND-147	1.11E+01	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
47	NP-239	2.34E+00	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
48	PU-238	3.21E+04	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
49	PU-239	8.90E+06	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
50	PU-240	2.39E+06	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
51	PU-241	5.24E+03	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
52	AM-241	1.58E+05	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
53	CM-242	1.63E+02	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				
54	CM-244	6.63E+03	0.0	1.00E-03	2.90E-05	1.22E-04	3.40E-04				

Tab. 5a Nukliddaten und Aktivitätsinventar

EINGABELISTE DES FREIGESETZTEN ANTEILS DES KERNINVENTARS

NR.	UNFALLKATEG.	PHASE	FREIGESETZTER ANTEIL DES KERNINVENTARS						LA **
			XE-KR	J2-BR	CS-RB	TE-SB	BA-SR	RU *	
1	KA-1	1	1.90E-02	7.91E-03	0.0	1.60E-03	0.0	0.0	0.0
		2	1.26E-01	8.55E-03	0.0	5.29E-03	0.0	0.0	0.0
		3	2.17E-01	8.28E-03	2.41E-03	5.01E-03	4.02E-04	0.0	0.0
		4	2.85E-01	8.97E-03	2.29E-02	3.70E-03	3.82E-03	0.0	0.0
		5	3.53E-01	8.32E-03	1.82E-02	1.00E-03	5.30E-03	0.0	0.0
2	KA-2	1	1.98E-02	7.50E-03	7.52E-05	1.61E-03	0.0	0.0	0.0
		2	5.91E-02	4.17E-03	1.02E-05	2.33E-03	0.0	0.0	0.0
		3	5.58E-02	2.54E-03	7.08E-04	1.79E-03	9.56E-05	0.0	0.0
		4	2.62E-01	4.17E-03	1.86E-02	1.27E-03	1.16E-03	0.0	0.0
		5	6.09E-01	1.67E-03	0.0	0.0	3.78E-03	0.0	0.0
3	KA-4	1	2.77E-06	3.61E-07	0.0	2.13E-07	0.0	0.0	0.0
		2	3.42E-04	5.30E-06	0.0	4.45E-06	0.0	0.0	0.0
		3	2.28E-03	5.62E-05	5.35E-05	3.60E-05	8.92E-06	0.0	0.0
		4	9.30E-01	1.16E-02	1.98E-02	1.96E-04	3.31E-03	0.0	0.0
		5	6.70E-02	8.33E-04	1.72E-01	1.20E-05	1.22E-01	0.0	0.0
4	KA-5	1	1.45E-04	5.00E-06	0.0	2.88E-06	0.0	0.0	0.0
		2	2.49E-03	7.77E-05	9.16E-06	3.93E-05	1.28E-06	0.0	0.0
		3	4.67E-03	4.57E-05	1.14E-04	6.97E-06	1.99E-05	0.0	0.0
		4	9.93E-01	6.67E-02	1.33E-02	0.0	2.59E-03	0.0	0.0
		5	0.0	0.0	0.0	0.0	4.64E-02	0.0	0.0
5	KA-6	1	2.77E-06	5.19E-07	0.0	2.13E-07	0.0	0.0	0.0
		2	6.01E-04	2.19E-05	0.0	1.20E-05	0.0	0.0	0.0
		3	1.09E-03	3.46E-05	6.26E-06	2.22E-05	1.04E-06	0.0	0.0
		4	2.26E-02	3.64E-04	1.66E-04	1.49E-05	5.27E-05	0.0	0.0
		5	9.76E-01	1.81E-02	0.0	0.0	4.73E-05	0.0	0.0
6	KA-7	1	1.45E-04	5.00E-06	0.0	2.88E-06	0.0	0.0	0.0
		2	2.49E-03	7.77E-05	9.16E-06	2.93E-05	1.28E-06	0.0	0.0
		3	4.67E-03	4.57E-05	1.14E-04	6.97E-06	1.99E-05	0.0	0.0
		4	7.13E-03	1.26E-04	1.72E-05	0.0	7.64E-04	0.0	0.0
		5	9.86E-01	6.67E-02	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
7	KA-8	1	4.41E-05	1.54E-06	0.0	8.60E-07	0.0	0.0	0.0
		2	6.11E-04	2.10E-05	2.74E-06	1.05E-05	1.14E-07	0.0	0.0
		3	1.17E-03	2.21E-05	1.02E-05	3.20E-06	4.23E-07	0.0	0.0
		4	3.07E-03	5.08E-05	1.60E-06	0.0	6.63E-07	0.0	0.0
		5	3.27E-02	5.42E-04	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
8	WE-1	1	2.50E-04	2.50E-05	3.10E-04	0.0	1.31E-06	0.0	0.0
		2	9.48E-04	1.00E-04	1.11E-03	0.0	5.91E-06	0.0	0.0
		3	7.16E-04	1.00E-04	1.02E-03	0.0	5.91E-06	0.0	0.0

* EINSCHLIESSLICH RH, CO, MO, TC

** EINSCHLIESSLICH Y, ZR, NB, CE, PR, ND, NP, PU, AM, CM

Tab. 5b Freigesetzter Anteil des Kerninventars

EINGABELISTE DER UNFALLKATEGORIEN

NR.	UNFALLKATEG.	EINTRITTS- HAEUFIG. (1/A)	ANZAHL DER PHASEN	VERSCHIEBUNG DER STARTZEIT (H)		VERZOEGERUNG (H)	THERMISCHE LEISTUNG (CAL/S)	FREISETZ- HOEHE (M)	FLAECHEQUELLE	
									BREITE (M)	HOEHE (M)
1	KA-1	1.00E-07	5	-89	1.PHASE:	6.00E+00	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	5.00E+01	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	6.60E+01	0.0	30	40.0	62.0
					4.PHASE:	9.00E+01	0.0	30	40.0	62.0
					5.PHASE:	2.00E+02	0.0	30	40.0	62.0
2	KA-2	4.00E-07	5	-99	1.PHASE:	1.10E+01	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	5.00E+01	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	6.60E+01	0.0	30	40.0	62.0
					4.PHASE:	1.00E+02	0.0	30	40.0	62.0
					5.PHASE:	1.70E+02	0.0	30	40.0	62.0
3	KA-4	7.00E-06	5	-109	1.PHASE:	6.00E+00	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	3.00E+01	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	7.50E+01	0.0	30	40.0	62.0
					4.PHASE:	1.10E+02	9.95E+03	30	40.0	62.0
					5.PHASE:	1.40E+02	0.0	30	40.0	62.0
4	KA-5	7.00E-05	5	-169	1.PHASE:	3.20E+01	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	7.20E+01	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	1.30E+02	0.0	30	40.0	62.0
					4.PHASE:	1.70E+02	0.0	30	40.0	62.0
					5.PHASE:	2.00E+02	0.0	30	40.0	62.0
5	KA-6	3.00E-04	5	-219	1.PHASE:	6.00E+00	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	4.00E+01	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	6.60E+01	0.0	30	40.0	62.0
					4.PHASE:	1.40E+02	0.0	30	40.0	62.0
					5.PHASE:	2.20E+02	1.99E+03	30	40.0	62.0
6	KA-7	3.00E-04	5	-459	1.PHASE:	3.20E+01	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	7.20E+01	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	1.30E+02	0.0	30	40.0	62.0
					4.PHASE:	2.20E+02	0.0	30	40.0	62.0
					5.PHASE:	4.60E+02	0.0	30	40.0	62.0
7	KA-8	1.00E-03	5	-259	1.PHASE:	3.20E+01	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	7.20E+01	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	1.10E+02	0.0	30	40.0	62.0
					4.PHASE:	2.00E+02	0.0	30	40.0	62.0
					5.PHASE:	2.60E+02	0.0	30	40.0	62.0
8	WE-1	8.00E-05	3	-6	1.PHASE:	2.00E+00	0.0	30	40.0	62.0
					2.PHASE:	7.00E+00	0.0	30	40.0	62.0
					3.PHASE:	1.50E+01	0.0	30	40.0	62.0

Tab. 5c Freisetzungsdaten

Freisetzungskategorien	KS _{min}	\overline{KS} (b/c) ⁺⁾	KS _{50%}	KS _{95%}	KS _{99%}	KS _{max}
KA-1	1430	4108 (50,4/49,6)	4030	5580	6100	8710
KA-2	810	2213 (52,9/47,1)	2150	3300	3680	4730
KA-4	2630	11041 (39,0/61,0)	11600	14000	16300	24850
KA-5	570	2159 (53,0/47,0)	2120	2950	3580	5260
KA-6	43	223 (45,9/54,1)	230	322	368	580
KA-7	62	253 (49,3/50,7)	256	382	431	720
KA-8	5	22 (56,3/43,6)	20	38	55	83
WE-1	120	388 (60,4/39,6)	322	881	1050	1530

+) bei b% der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner, bei c% größer als \overline{KS}

Tab. 6a: Charakteristische Größen der Kollektivschäden (Spätschäden) bei den lebenden Generationen LG nach erfolgter Freisetzung

Freisetzungskategorie	KS _{min}	\overline{KS} (b/c) ⁺	KS _{50%}	KS _{95%}	KS _{99%}	KS _{max}
KA-1	170	503 (54,3/45,7)	484	803	1030	1540
KA-2	88	268 (56,3/43,7)	248	444	539	1080
KA-4	300	1917 (41,6/58,4)	1980	2650	2890	3290
KA-5	150	664 (53,7/46,3)	638	989	1140	1680
KA-6	2	8 (57,9/42,1)	8	13	21	43
KA-7	4	26 (62,0/38,0)	20	52	72	210
KA-8	<1	0,6 (56,9/43,1)	0,5	1	1,5	2
WE-1	8	26 (60,9/39,1)	22	56	84	180

⁺) bei b% der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner, bei c% größer als \overline{KS}

Tab. 6b: Charakteristische Größen der Kollektivschäden (Spätschäden) bei den folgenden Generationen FG nach erfolgter Freisetzung

Freisetzungskategorie	KS _{min}	\overline{KS} (b/c) ⁺	KS _{50%}	KS _{95%}	KS _{99%}	KS _{max}
KA-1	1640	4611 (50,8/49,2)	4490	6310	7080	10140
KA-2	910	2481 (52,9/47,1)	2410	3740	4130	5790
KA-4	2930	12958 (39,1/60,9)	13500	16500	18800	26610
KA-5	730	2823 (52,2/47,8)	2790	3840	4500	6820
KA-6	46	231 (46,2/53,8)	237	333	383	620
KA-7	70	279 (49,0/51,0)	282	419	479	820
KA-8	6	22 (56,4/43,6)	21	40	57	85
WE-1	120	414 (60,5/39,5)	346	936	1120	1700

⁺) bei b% der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner, bei c% größer als \overline{KS}

Tab. 6c: Charakteristische Größen der Kollektivschäden (Spätschäden) bei allen Generationen AG nach erfolgter Freisetzung

EXPOSITIONSPFAD	KREBSART						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.01	0.0	0.0	0.0	0.01	0.01	0.04
BODENSTRAHLUNG (0-7D)	0.13	0.04	0.11	0.03	0.15	0.30	0.75
BODENSTRAHLUNG (>7D)	3.97	1.09	3.94	0.79	5.29	10.57	25.64
INHALATION AUS DER WOLKE	0.35	0.14	0.19	1.24	0.16	0.32	2.40
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.07	0.03	0.03	0.11	0.03	0.07	0.33
INGESTION	13.24	4.03	8.07	14.94	10.18	20.37	70.83
TEILSUMME	17.76	5.32	12.36	17.10	15.82	31.64	100.00

Tab. 7a Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie KA⁻¹ (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.01	0.0	0.01	0.0	0.01	0.02	0.06
BODENSTRAHLUNG (0-70)	0.12	0.03	0.10	0.02	0.13	0.27	0.67
BODENSTRAHLUNG (>70)	3.29	0.90	3.23	0.65	4.39	8.77	21.28
INHALATION AUS DER WOLKE	0.34	0.14	0.18	1.25	0.14	0.29	2.34
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.07	0.03	0.03	0.10	0.03	0.05	0.30
INGESTION	14.05	4.48	7.86	18.98	9.99	19.98	75.35
TEILSUMME	17.88	5.59	11.45	21.01	14.69	29.38	100.00

Tab. 7b Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie KA-2 (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.01	0.0	0.0	0.0	0.00	0.01	0.02
BODENSTRAHLUNG (0-7D)	0.26	0.07	0.23	0.06	0.31	0.62	1.54
BODENSTRAHLUNG (>7D)	5.20	1.42	5.16	1.04	6.89	13.77	33.47
INHALATION AUS DER WOLKE	1.30	0.56	0.38	0.14	0.33	0.65	3.37
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.23	0.10	0.05	0.02	0.06	0.12	0.59
INGESTION	16.19	5.65	7.40	3.30	9.49	18.98	61.01
TEILSUMME	23.18	7.81	13.23	4.55	17.08	34.15	100.00

Tab. 7c Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie KA-4 (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.01	0.0	0.01	0.0	0.01	0.02	0.05
BODENSTRAHLUNG (0-7D)	0.38	0.10	0.34	0.08	0.46	0.91	2.28
BODENSTRAHLUNG (>7D)	2.78	0.77	2.72	0.58	3.64	7.27	17.75
INHALATION AUS DER WOLKE	2.20	1.00	0.45	1.98	0.33	0.65	6.60
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.42	0.20	0.05	0.19	0.05	0.11	1.03
INGESTION	28.83	12.66	4.08	8.69	6.01	12.02	72.29
TEILSUMME	34.62	14.73	7.65	11.52	10.49	20.98	100.00

Tab. 7d Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie KA-5 (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.07	0.02	0.03	0.01	0.05	0.10	0.27
BODENSTRAHLUNG (0-70)	0.19	0.05	0.15	0.03	0.20	0.40	1.02
BODENSTRAHLUNG (>70)	0.58	0.16	0.53	0.11	0.71	1.42	3.51
INHALATION AUS DER WOLKE	0.07	0.03	0.07	5.18	0.04	0.08	5.46
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.01	0.01	0.01	0.58	0.01	0.01	0.62
INGESTION	3.28	1.10	1.70	75.90	2.37	4.75	89.11
TEILSUMME	4.21	1.36	2.48	81.82	3.38	6.75	100.00

Abb. 7e Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie KA-6 (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.02	0.01	0.01	0.0	0.02	0.03	0.09
BODENSTRAHLUNG (0-7D)	0.27	0.07	0.21	0.05	0.29	0.58	1.48
BODENSTRAHLUNG (>7D)	0.66	0.18	0.59	0.13	0.78	1.57	3.90
INHALATION AUS DER WOLKE	0.36	0.16	0.13	6.85	0.08	0.15	7.74
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.07	0.03	0.01	0.74	0.01	0.02	0.90
INGESTION	9.88	4.35	1.34	63.82	2.16	4.33	85.39
TEILSUMME	11.27	4.91	2.30	71.60	3.34	6.68	100.00

Tab. 7f Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie KA-7 (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.03	0.01	0.01	0.0	0.02	0.04	0.11
BODENSTRAHLUNG (0-70)	0.07	0.02	0.06	0.01	0.08	0.15	0.40
BODENSTRAHLUNG (>70)	0.44	0.12	0.41	0.08	0.55	1.11	2.71
INHALATION AUS DER WOLKE	0.02	0.01	0.04	2.07	0.02	0.04	2.20
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.0	0.0	0.0	0.22	0.00	0.01	0.24
INGESTION	2.42	0.62	1.90	81.58	2.61	5.21	94.34
TEILSUMME	2.98	0.77	2.43	83.97	3.28	6.57	100.00

Tab. 7g Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie KA-8 (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.01
BODENSTRAHLUNG (0-7D)	0.02	0.01	0.02	0.0	0.02	0.05	0.12
BODENSTRAHLUNG (>7D)	2.64	0.72	2.63	0.52	3.53	7.06	17.11
INHALATION AUS DER WOLKE	0.07	0.02	0.07	0.11	0.08	0.16	0.51
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.02	0.0	0.02	0.01	0.02	0.03	0.10
INGESTION	14.38	3.40	12.21	6.53	15.21	30.42	82.15
TEILSUMME	17.13	4.15	14.95	7.17	18.86	37.73	100.00

Tab. 7h Relative Aufteilung der Spätschäden bei der Freisetzungskategorie WE-1 (AG)

EXPOSITIONSPFAD	K R E B S A R T						TEIL- SUMME
	LEUKAEMIE	KNOCHEN- KREBS	LUNGEN- KREBS	SCHILDDR. KREBS	BRUST- KREBS	ANDERE KREBSART.	
WOLKENSTRAHLUNG	0.02	0.01	0.01	0.0	0.01	0.03	0.08
BODENSTRAHLUNG (0-7D)	0.28	0.07	0.24	0.06	0.32	0.63	1.60
BODENSTRAHLUNG (>7D)	2.45	0.67	2.39	0.50	3.20	6.40	15.60
INHALATION AUS DER WOLKE	1.18	0.53	0.29	2.78	0.21	0.43	5.42
INHALATION NACH RESUSPENSION	0.22	0.10	0.03	0.30	0.04	0.07	0.77
INGESTION	17.59	7.19	4.37	29.42	5.99	11.98	76.54
TEILSUMME	21.73	8.57	7.34	33.04	9.77	19.55	100.00

Tab. 7i Relative Aufteilung der Spätschäden bei allen Freisetzungskategorien (AG)

Freisetzungskategorie	Anteil der Krebsfälle durch Strahlendosen oberhalb D_{GR}						Anteil der genetisch sign. Dosen oberhalb 5rem (%)
	Ganzkörper $D_{GR} = 5 \text{ rem}$	Knochenmark $D_{GR} = 5 \text{ rem}$	Lunge $D_{GR} = 15 \text{ rem}$	Knochenoberfl. $D_{GR} = 30 \text{ rem}$	Schilddrüse $D_{GR} = 15 \text{ rem}$	insgesamt	
KA-1	5,21	4,82	0,84	0,59	3,18	4,02	2,33
KA-2	4,65	4,06	0,67	0,69	2,72	3,45	2,00
KA-4	16,74	14,18	3,95	3,74	2,44	12,79	9,70
KA-5	7,27	7,42	3,33	2,46	9,05	6,53	4,68
KA-6	0,94	1,08	0,17	0,61	2,02	1,78	0,57
KA-7	2,17	1,62	1,65	0,72	4,05	3,35	1,54
KA-8	0,50	0,33	0,0	0,0	0,59	0,54	0,07
WE-1	0,82	0,69	0,11	0,17	0,39	0,64	0,38

Tab. 8: Prozentualer Anteil der Krebsfälle und genetisch signifikanten Kollektivdosen durch Strahlendosen oberhalb der Grenzwerte D_{GR} der Strahlenschutzverordnung (§ 28)

Freisetzungskategorie	Anteil der Spätschäden jenseits 540 km		
	lebende Generationen LG	folgende Generationen FG	alle Generationen AG
KA-1	32,2	27,4	31,8
KA-2	28,1	25,3	27,8
KA-4	52,8	49,4	52,3
KA-5	33,5	37,5	34,5
KA-6	14,1	16,8	14,2
KA-7	17,6	16,9	17,6
KA-8	5,5	9,3	5,6
WE-1	17,1	20,4	17,4

Tab.9: Anteil der mittleren Kollektischäden bzw. des Kollektivrisikos jenseits von 540 km.

Freisetzungskategorie	KD_{\min} (man·rem)	\overline{KD} (b/c) ^{+))} (man·rem)	$KD_{50\%}$ (man·rem)	$KD_{95\%}$ (man·rem)	$KD_{99\%}$ (man·rem)	KD_{\max} (man·rem)
KA-1	$9,0 \cdot 10^6$	$3,1 \cdot 10^7$ (53,1/46,9)	$3,1 \cdot 10^7$	$4,3 \cdot 10^7$	$4,8 \cdot 10^7$	$6,8 \cdot 10^7$
KA-2	$4,4 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^7$ (56,1/43,9)	$1,5 \cdot 10^7$	$2,6 \cdot 10^7$	$2,9 \cdot 10^7$	$3,3 \cdot 10^7$
KA-4	$2,0 \cdot 10^7$	$9,0 \cdot 10^7$ (37,8/62,2)	$9,6 \cdot 10^7$	$1,1 \cdot 10^8$	$1,2 \cdot 10^8$	$1,7 \cdot 10^8$
KA-5	$2,8 \cdot 10^6$	$1,1 \cdot 10^7$ (56,0/44,0)	$1,1 \cdot 10^7$	$1,6 \cdot 10^7$	$2,0 \cdot 10^7$	$3,1 \cdot 10^7$
KA-6	$5,9 \cdot 10^4$	$3,4 \cdot 10^5$ (62,6/37,4)	$2,7 \cdot 10^5$	$7,2 \cdot 10^5$	$9,5 \cdot 10^5$	$3,2 \cdot 10^6$
KA-7	$1,1 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^5$ (60,0/40,0)	$3,2 \cdot 10^5$	$6,4 \cdot 10^5$	$1,0 \cdot 10^6$	$3,3 \cdot 10^6$
KA-8	$7,2 \cdot 10^3$	$3,0 \cdot 10^4$ (64,1/35,9)	$2,3 \cdot 10^4$	$5,8 \cdot 10^4$	$1,3 \cdot 10^5$	$2,6 \cdot 10^5$
WE-1	$1,1 \cdot 10^6$	$3,6 \cdot 10^6$ (60,7/39,3)	$3,0 \cdot 10^6$	$8,4 \cdot 10^6$	$1,0 \cdot 10^7$	$1,4 \cdot 10^7$

+) bei b% der Fälle ist die Kollektivdosis kleiner, bei c% größer als \overline{KD}

Tab.10: Charakteristische Größen der genetisch signifikanten Kollektivdosen (alle Generationen AG) nach erfolgter Freisetzung

Freisetzungskategorie	F_{\min} (km ²)	\bar{F} (b/c) ⁺⁾ (km ²)	$F_{50\%}$ (km ²)	$F_{95\%}$ (km ²)	$F_{99\%}$ (km ²)	F_{\max} (km ²)
KA-1	0.0	$4,1 \cdot 10^{-3}$ (98,3/1,7)	0.0	0.0	0,16	0,31
KA-2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
KA-4	0.0	$5,1 \cdot 10^{-2}$ (91,3/8,7)	0.0	0,31	1,02	1,47
KA-5 bis KA-8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
WE-1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

⁺⁾ bei b% der Fälle ist die betroffene Fläche kleiner, bei c% größer als \bar{F}

Tab.11: Charakteristische Größen der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Schnelle Umsiedlung" (Gebiet B1 + B2) betroffenen Flächen nach erfolgter Freisetzung

Freisetzungskategorie	P_{\min}	\bar{P} (b/c) ^{+))}	$P_{50\%}$	$P_{95\%}$	$P_{99\%}$	P_{\max}
KA-1	0.0	0,47 (99,0/1,0)	0.0	0.0	0.0	400
KA-2	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
KA-4	0.0	10 (95,8/4,2)	0.0	6,9	247	3424
KA-5 bis KA-8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
WE-1	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

+) bei b% der Fälle ist die Personenzahl kleiner, bei c% größer als \bar{P}

Tab.12: Charakteristische Größen der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Schnelle Umsiedlung" (Gebiet B1 + B2) betroffenen Personenzahlen nach erfolgter Freisetzung

Freisetzungskategorie	F_{\min} /km ² /	F (b/c) ⁺ /km ² /	$F_{50\%}$ /km ² /	$F_{95\%}$ /km ² /	$F_{99\%}$ /km ² /	F_{\max} /km ² /
KA-1	0,5	7,5 (81,7/18,3)	2,1	45,4	73,4	125
KA-2	0,0	2,3 (78,3/21,7)	0,6	11,8	23,3	24
KA-4	1,4	94,1 (75,7/24,3)	12,8	530,0	809,0	985
KA-5	0,07	3,1 (72,2/27,8)	0,7	16,0	26,9	31
KA-6	0,0	$5,9 \cdot 10^{-4}$ (98,3/1,7)	0,0	0,0	0,03	0,03
KA-7	0,0	$2,7 \cdot 10^{-2}$ (80,9/19,1)	0,0	0,2	0,34	0,34
KA-8	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
WE-1	0,0	$4,3 \cdot 10^{-2}$ (84,3/15,7)	0,0	0,2	0,33	2

+) bei b% der Fälle ist die betroffene Fläche kleiner, bei c% größer als \bar{F}

Tab. 13 Charakteristische Größen der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Flächen nach erfolgter Freisetzung

Freisetzungskategorie	P_{\min}	\bar{P}	$(b/c)^{+}$	$P_{50\%}$	$P_{95\%}$	$P_{99\%}$	P_{\max}
KA-1	0,0	1889	(86,1/13,9)	114	9910	33600	113950
KA-2	0,0	483	(87,6/12,4)	0,0	2330	11800	39453
KA-4	0,0	30711	(79,2/20,8)	1790	159000	353000	1790000
KA-5	0,0	667	(85,2/14,8)	0,0	3110	13100	56508
KA-6	0,0	0,0		0,0	0,0	0,0	0,0
KA-7	0,0	0,0		0,0	0,0	0,0	0,0
KA-8	0,0	0,0		0,0	0,0	0,0	0,0
WE-1	0,0	1,5	(99,4/0,6)	0,0	0,0	0,0	1101

⁺) bei b% der Fälle ist die Personenzahl kleiner, bei c% größer als \bar{P}

Tab. 14 Charakteristische Größen der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Personenzahlen nach erfolgter Freisetzung

Freisetzungskategorie	Kollektivrisiko für Spätschäden /a ⁻¹ /			Erwartungswert der Kollektivdosen /man·rem·a ⁻¹ /
	lebende Generationen LG	folgende Generationen FG	alle Generationen AG	
KA-1	4,1·10 ⁻⁴	5,0·10 ⁻⁵	4,6·10 ⁻⁴	3,1·10 ⁰
KA-2	8,9·10 ⁻⁴	1,1·10 ⁻⁴	9,9·10 ⁻⁴	6,3·10 ⁰
KA-4	1,1·10 ⁻²	1,9·10 ⁻³	1,3·10 ⁻²	9,0·10 ¹
KA-5	1,5·10 ⁻¹	4,6·10 ⁻²	2,0·10 ⁻¹	7,9·10 ²
KA-6	1,1·10 ⁻³	4,0·10 ⁻⁵	1,2·10 ⁻³	1,7·10 ⁰
KA-7	7,6·10 ⁻²	7,7·10 ⁻³	8,4·10 ⁻²	1,1·10 ²
KA-8	2,2·10 ⁻²	5,7·10 ⁻⁴	2,2·10 ⁻²	3,0·10 ¹
WE-1	3,1·10 ⁻²	2,1·10 ⁻³	3,3·10 ⁻²	2,9·10 ²
Summe	2,9·10 ⁻¹	5,9·10 ⁻²	3,5·10 ⁻¹	1,3·10 ³

Tab. 15a Kollektivrisiken der gesundheitlichen Schäden und Erwartungswerte der genetisch signifikanten Kollektivdosen (ungeänderte Auslegung)

Freisetzungskategorie	Kollektivrisiko für Spätschäden /a ⁻¹ /			Erwartungswert der Kollektivdosen /man·rem·a ⁻¹ /
	lebende Generationen LG	folgende Generationen FG	alle Generationen AG	
KA-1	4,1·10 ⁻⁶	5,0·10 ⁻⁷	4,6·10 ⁻⁶	3,1·10 ⁻²
KA-2	4,4·10 ⁻⁵	5,4·10 ⁻⁶	5,0·10 ⁻⁵	3,2·10 ⁻¹
KA-4	7,7·10 ⁻⁵	1,3·10 ⁻⁵	9,1·10 ⁻⁵	6,3·10 ⁻¹
KA-5	6,5·10 ⁻⁴	2,0·10 ⁻⁴	8,5·10 ⁻⁴	3,4·10 ⁰
KA-6	4,5·10 ⁻⁴	1,6·10 ⁻⁶	4,6·10 ⁻⁴	6,7·10 ⁻¹
KA-7	1,8·10 ⁻²	1,8·10 ⁻³	2,0·10 ⁻²	2,6·10 ¹
KA-8	4,3·10 ⁻³	1,1·10 ⁻⁴	4,4·10 ⁻³	6,0·10 ⁰
WE-1	2,3·10 ⁻³	1,6·10 ⁻⁴	2,5·10 ⁻³	2,2·10 ¹
Summe	2,6·10 ⁻²	2,3·10 ⁻³	2,8·10 ⁻²	5,8·10 ¹

Tab. 15b Kollektivrisiken der gesundheitlichen Schäden und Erwartungswerte der genetisch signifikanten Kollektivdosen (geänderte Auslegung)

Freisetzungskategorie	Erwartungswerte der Flächen /km ² a ⁻¹ /			Erwartungswerte der Personenzahlen /a ⁻¹ /		
	Gebiet A	Gebiet B1	Gebiet C	Gebiet A	Gebiet B1+B2	Gebiet C
KA-1	$3,3 \cdot 10^{-6}$	$4,1 \cdot 10^{-10}$	$7,5 \cdot 10^{-7}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$	$4,7 \cdot 10^{-8}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$
KA-2	$1,2 \cdot 10^{-5}$	0,0	$9,3 \cdot 10^{-7}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	0,0	$1,9 \cdot 10^{-4}$
KA-4	$3,3 \cdot 10^{-5}$	$5,1 \cdot 10^{-8}$	$9,4 \cdot 10^{-5}$	$4,9 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$3,1 \cdot 10^{-2}$
KA-5	$2,3 \cdot 10^{-3}$	0,0	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$3,4 \cdot 10^{-1}$	0,0	$4,7 \cdot 10^{-2}$
KA-6	$1,7 \cdot 10^{-4}$	0,0	$2,9 \cdot 10^{-9}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$	0,0	0,0
KA-7	$1,0 \cdot 10^{-2}$	0,0	$8,1 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^0$	0,0	0,0
KA-8	$3,3 \cdot 10^{-2}$	0,0	0,0	$4,9 \cdot 10^0$	0,0	0,0
WE-1	$2,7 \cdot 10^{-3}$	0,0	$3,4 \cdot 10^{-6}$	$3,9 \cdot 10^{-1}$	0,0	$1,2 \cdot 10^{-4}$
Summe	$4,9 \cdot 10^{-2}$	$5,2 \cdot 10^{-8}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$	$7,1 \cdot 10^0$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$7,8 \cdot 10^{-2}$

Tab. 16a Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Personen und Flächen (ungeänderte Auslegung)

Freisetzungskategorie	Erwartungswerte der Flächen /km ² a ⁻¹ /			Erwartungswerte der Personalzahlen /a ⁻¹ /		
	Gebiet A	Gebiet B1	Gebiet C	Gebiet A	Gebiet B1+B2	Gebiet C
KA-1	$3,3 \cdot 10^{-8}$	$4,1 \cdot 10^{-12}$	$7,5 \cdot 10^{-9}$	$4,9 \cdot 10^{-6}$	$4,7 \cdot 10^{-10}$	$1,9 \cdot 10^{-7}$
KA-2	$6,7 \cdot 10^{-7}$	0,0	$4,6 \cdot 10^{-8}$	$9,8 \cdot 10^{-5}$	0,0	$9,7 \cdot 10^{-6}$
KA-4	$2,3 \cdot 10^{-7}$	$3,6 \cdot 10^{-10}$	$6,6 \cdot 10^{-7}$	$3,4 \cdot 10^{-5}$	$7,2 \cdot 10^{-8}$	$2,1 \cdot 10^{-4}$
KA-5	$1,0 \cdot 10^{-5}$	0,0	$9,3 \cdot 10^{-7}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	0,0	$2,0 \cdot 10^{-4}$
KA-6	$6,7 \cdot 10^{-5}$	0,0	$1,2 \cdot 10^{-9}$	$9,8 \cdot 10^{-3}$	0,0	0,0
KA-7	$2,3 \cdot 10^{-3}$	0,0	$1,9 \cdot 10^{-6}$	$2,4 \cdot 10^{-1}$	0,0	0,0
KA-8	$6,7 \cdot 10^{-3}$	0,0	0,0	$9,8 \cdot 10^{-1}$	0,0	0,0
WE-1	$2,0 \cdot 10^{-4}$	0,0	$2,6 \cdot 10^{-7}$	$2,9 \cdot 10^{-2}$	0,0	$8,8 \cdot 10^{-6}$
Summe	$9,3 \cdot 10^{-3}$	$3,6 \cdot 10^{-10}$	$3,8 \cdot 10^{-6}$	$1,4 \cdot 10^0$	$7,3 \cdot 10^{-8}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$

Tab. 16 b Erwartungswerte der von den Schutz- und Gegenmaßnahmen betroffenen Personen und Flächen (geänderte Auslegung)

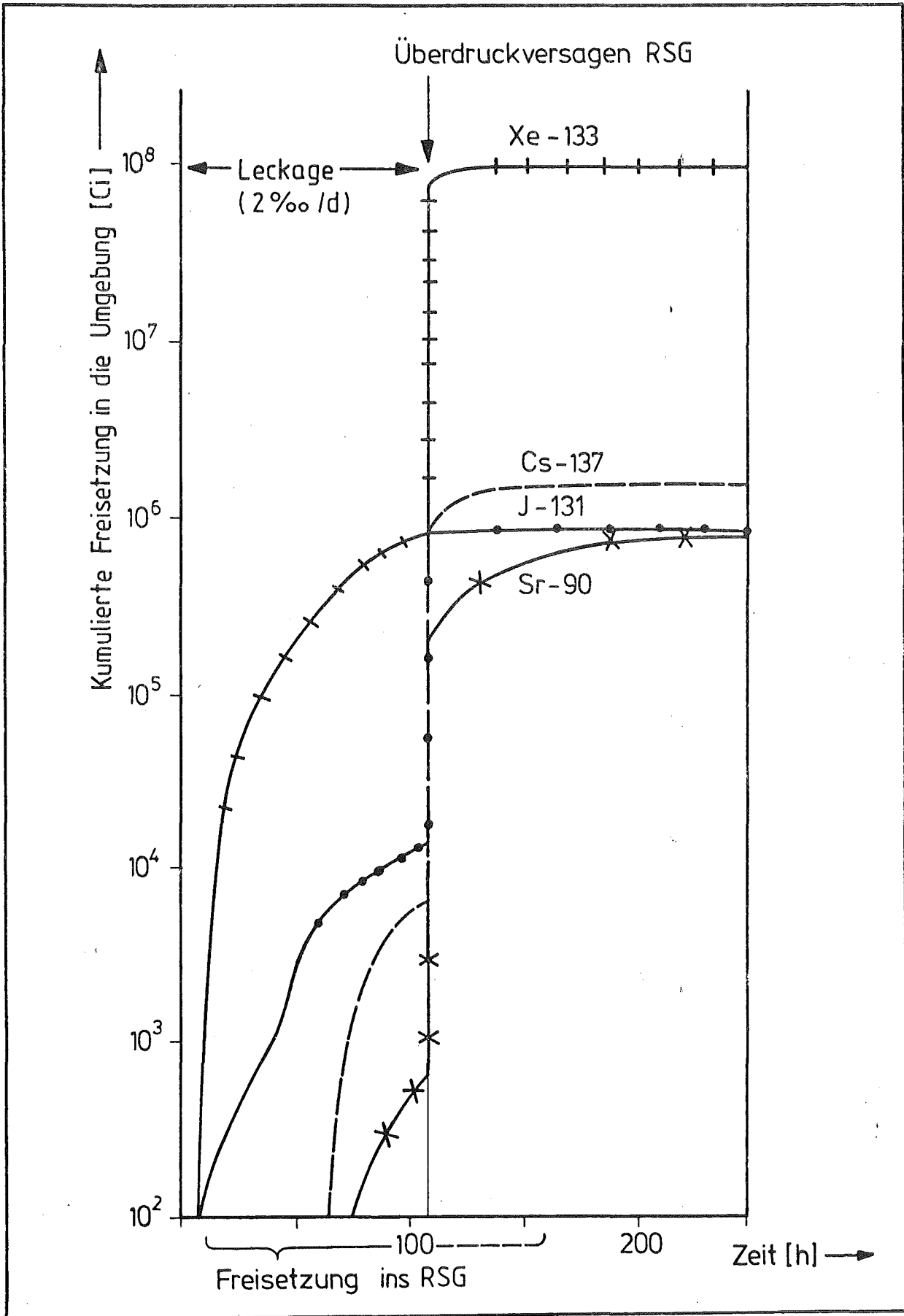
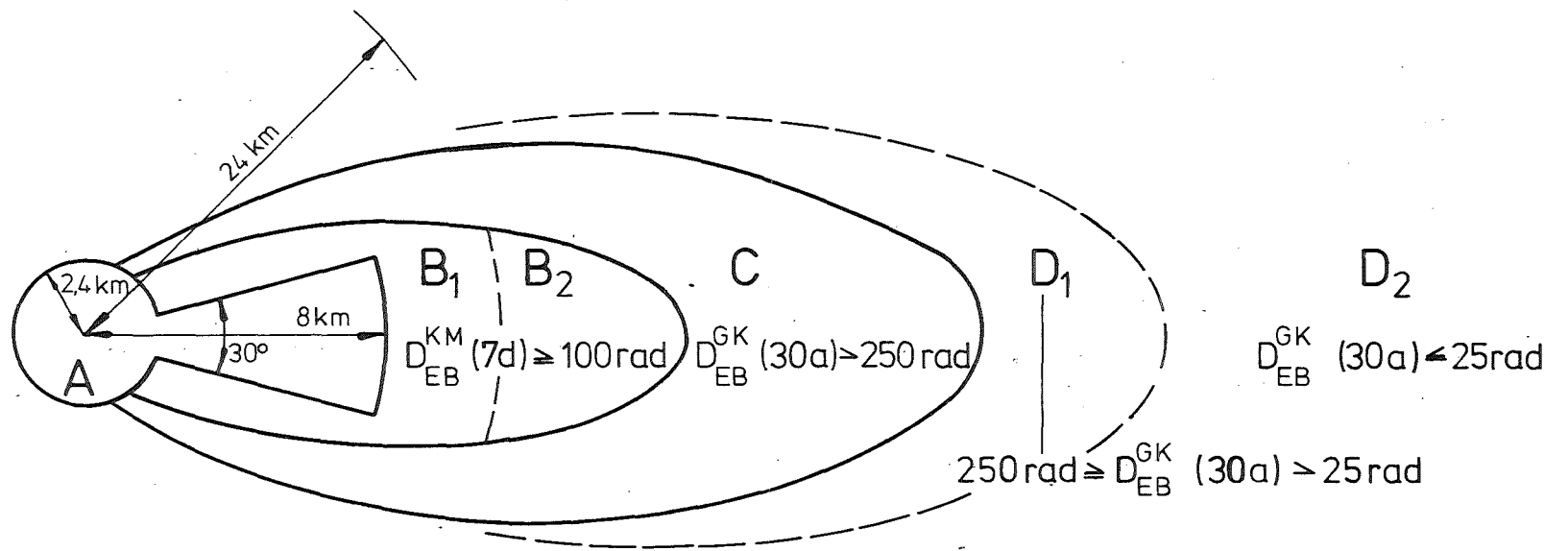


Abb. 1 : Zeitlicher Verlauf der Freisetzung relevanter Nuklide in die Umgebung für die Kernaufheiz-Kategorie KA-4



$D_{EB}^{KM} (7d)$ = potentielle Knochenmarkdosis (KM) durch externe Bestrahlung vom Boden (EB),
akkumuliert in 7 Tagen

$D_{EB}^{GK} (30a)$ = potentielle Ganzkörperdosis (GK) durch externe Bestrahlung vom Boden (EB),
akkumuliert in 30 Jahren

Abb. 2 Gebiete der Schutz- und Gegenmaßnahmen (schematisch) /6/

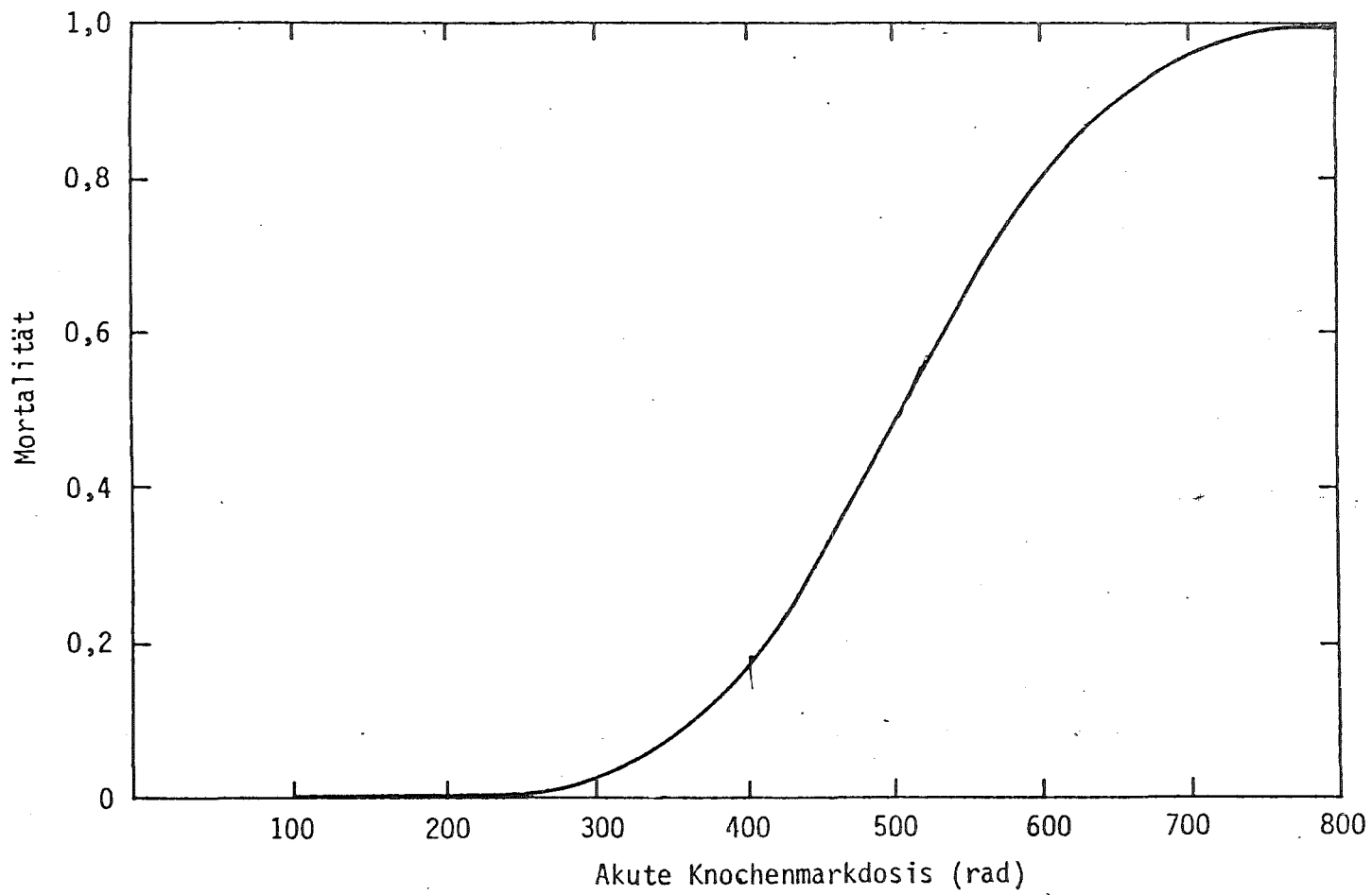
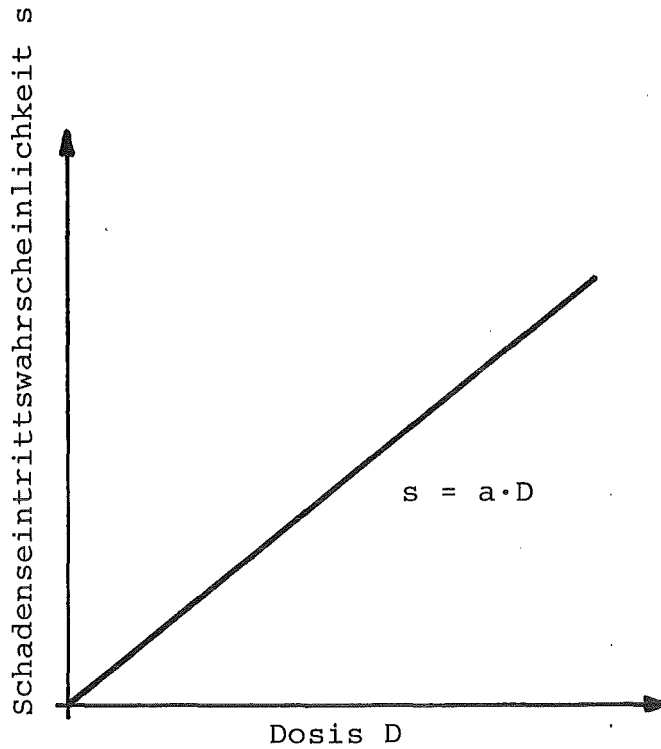


Abb. 3 Dosis-Wirkungs-Beziehung für Fröhschäden /6/



Schadensart	Zugrunde gelegte Organdosis	Risikofaktor a [Fälle/10 ⁶ man-rem]
Leukämie	Knochenmarkdosis	20
Knochenkrebs	Knochenhautdosis	5
Lungenkrebs	Lungendosis	20
Schilddrüsenkrebs	Schilddrüsendosis	5
Brustkrebs	Brustdosis ¹⁾	25 ²⁾
Andere Krebsarten	Ganzkörperdosis ³⁾	50 ³⁾

¹⁾ Es wurden die Dosisfaktoren für den Ganzkörper verwendet.

²⁾ bezogen auf die Gesamtbevölkerung

³⁾ Der Wert $a = 50 \cdot 10^{-6} \text{ rem}^{-1}$ wird als obere Grenze angesehen. Der Beitrag eines einzelnen Organs ist kleiner als ein Fünftel dieses Wertes.

Abb. 4 Dosis-Risiko-Beziehung für Spätschäden

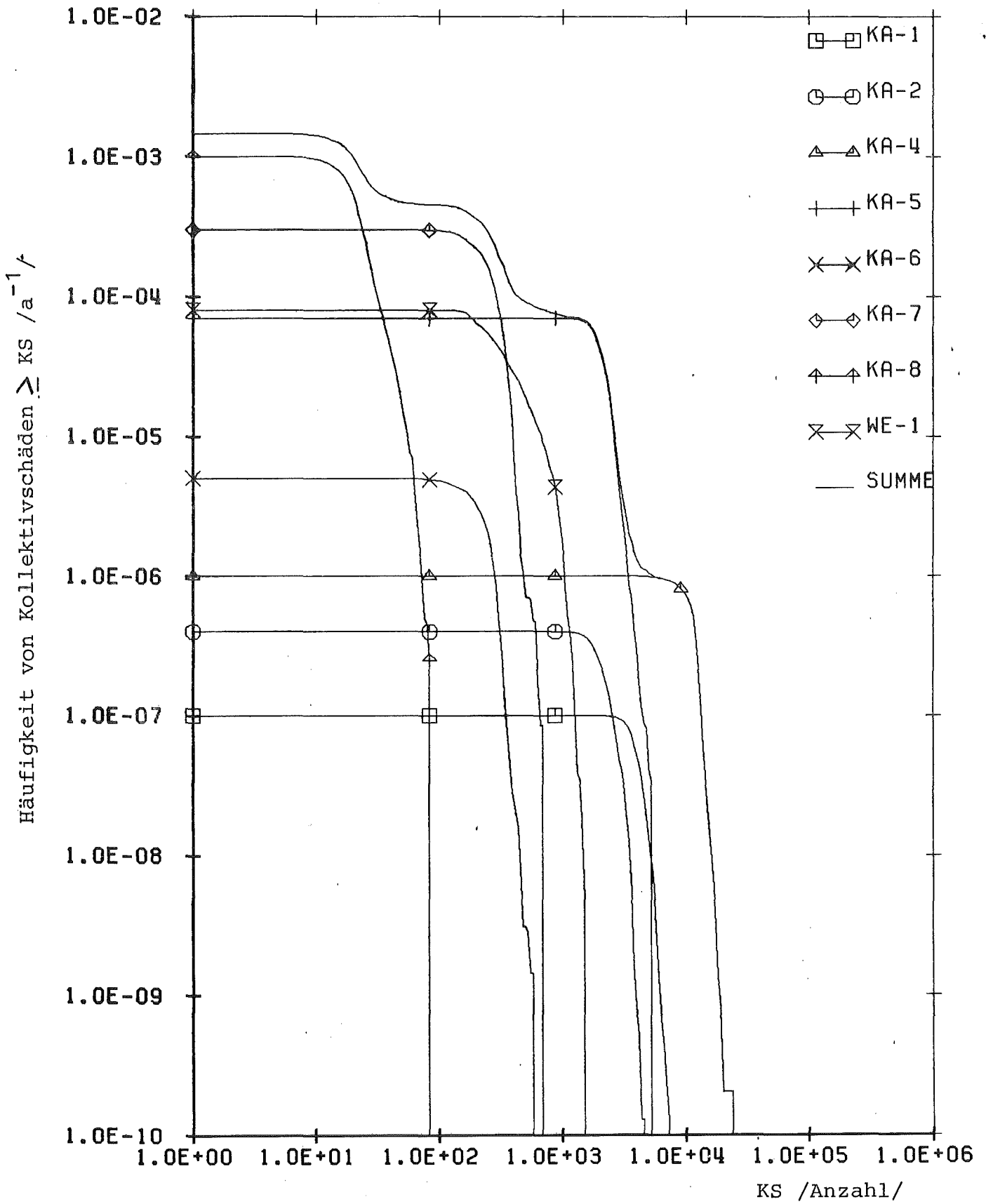


Abb. 5a Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Spätschäden bei ungeänderter Auslegung (lebende Generation LG)

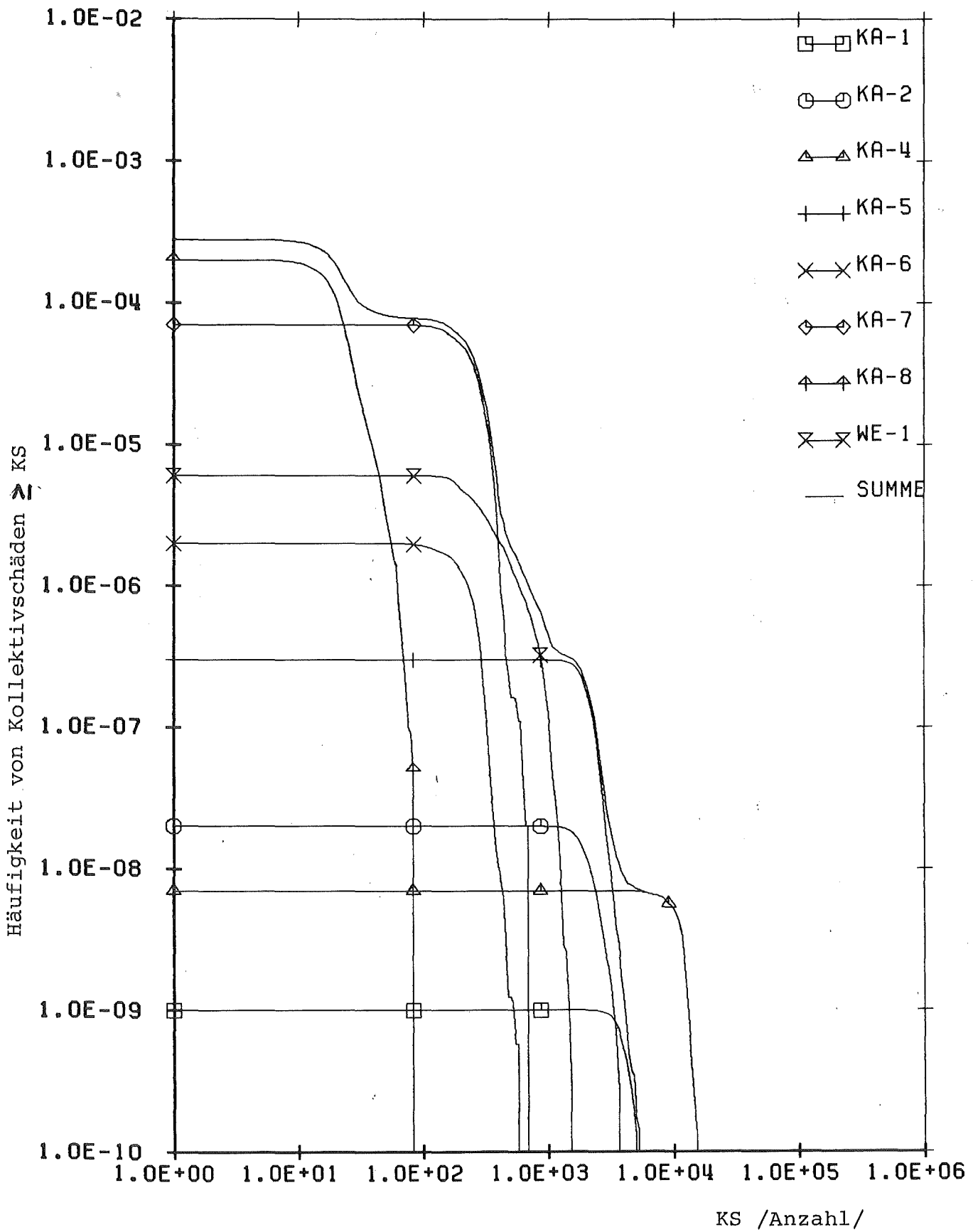


Abb. 5b Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Spätschäden bei geänderter Auslegung (lebende Generationen LG)

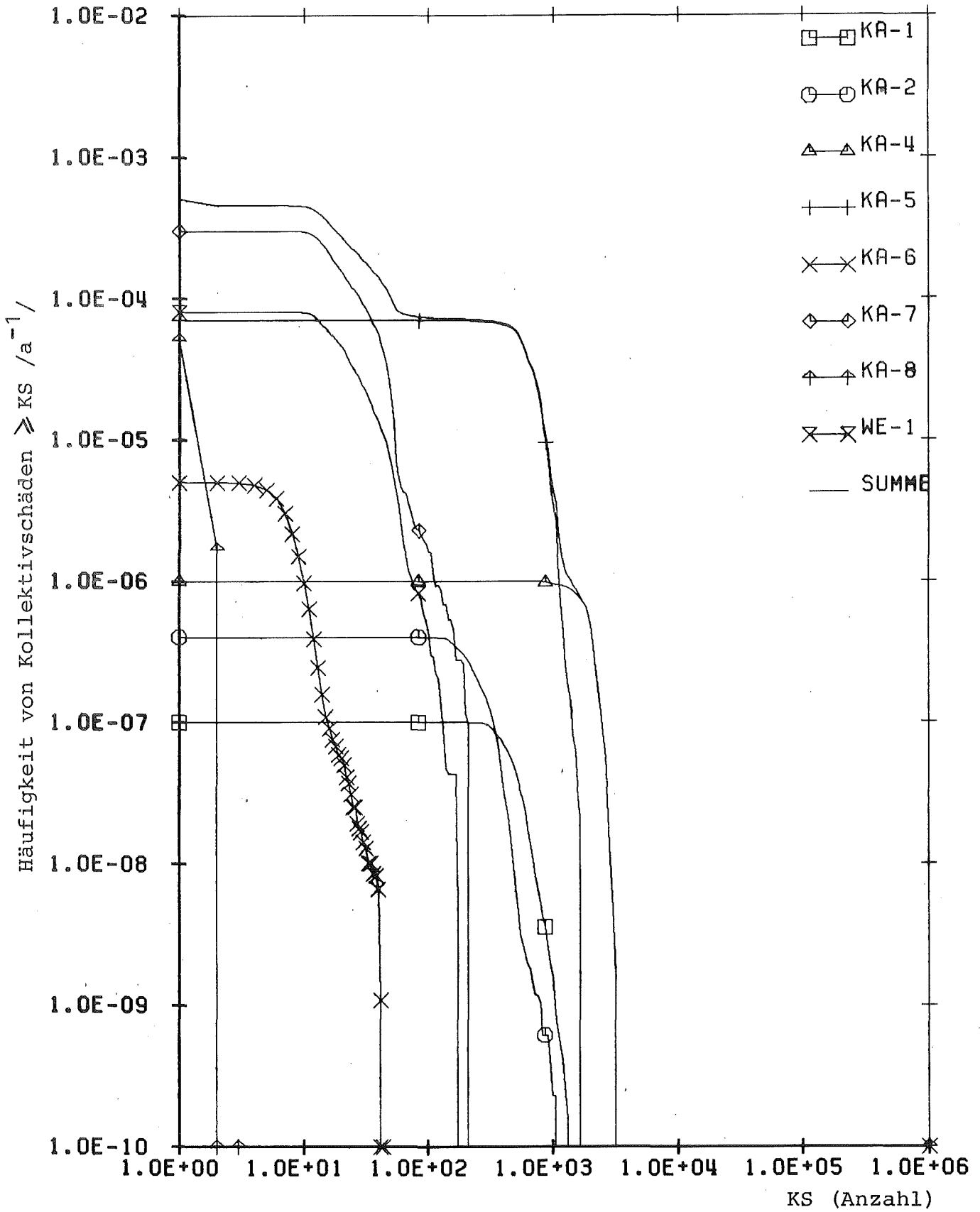


Abb. 6a Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Spätschäden (FG) bei ungeänderter Auslegung

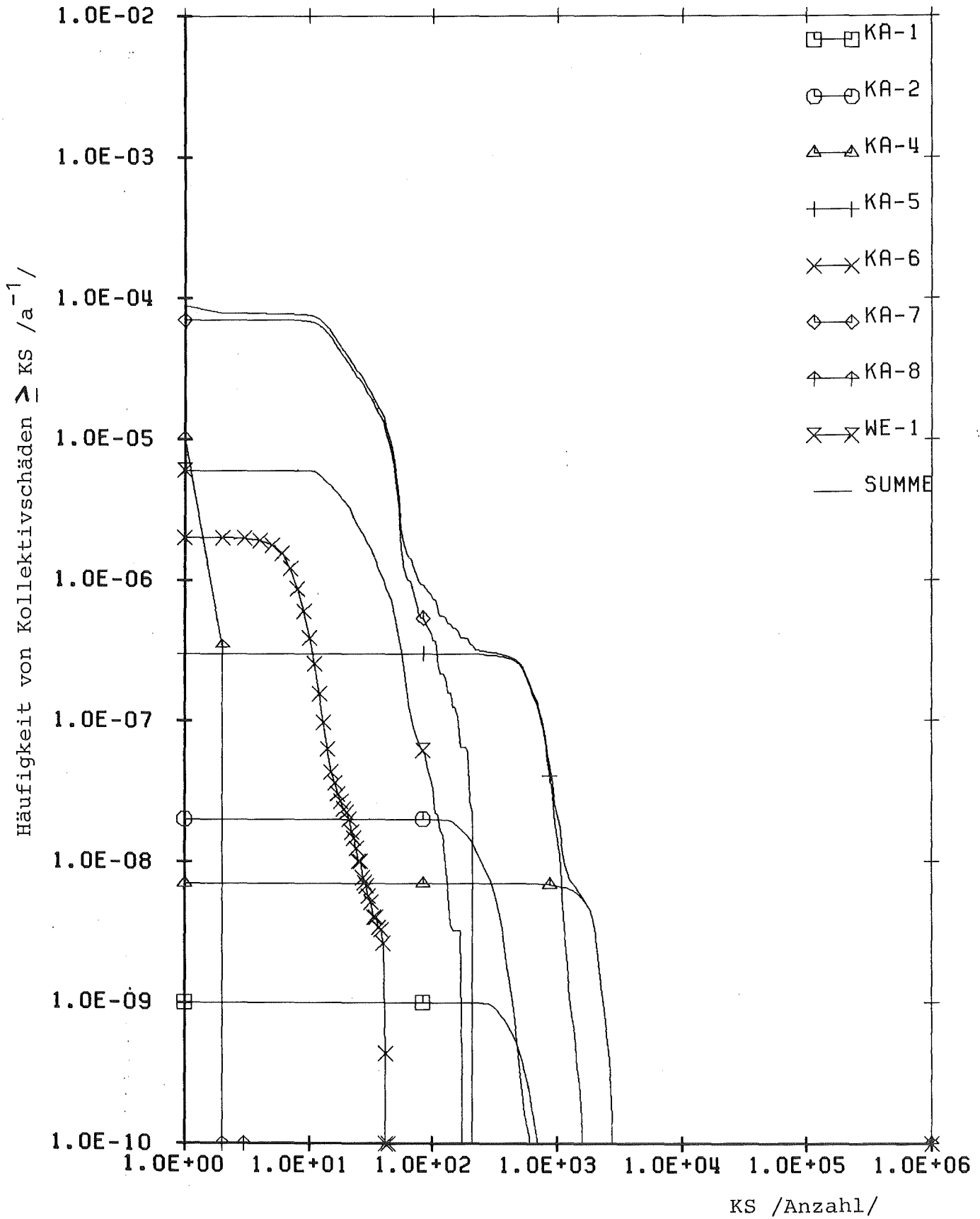


Abb. 6b Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Spätschäden bei geänderter Auslegung (folgende Generationen FG)

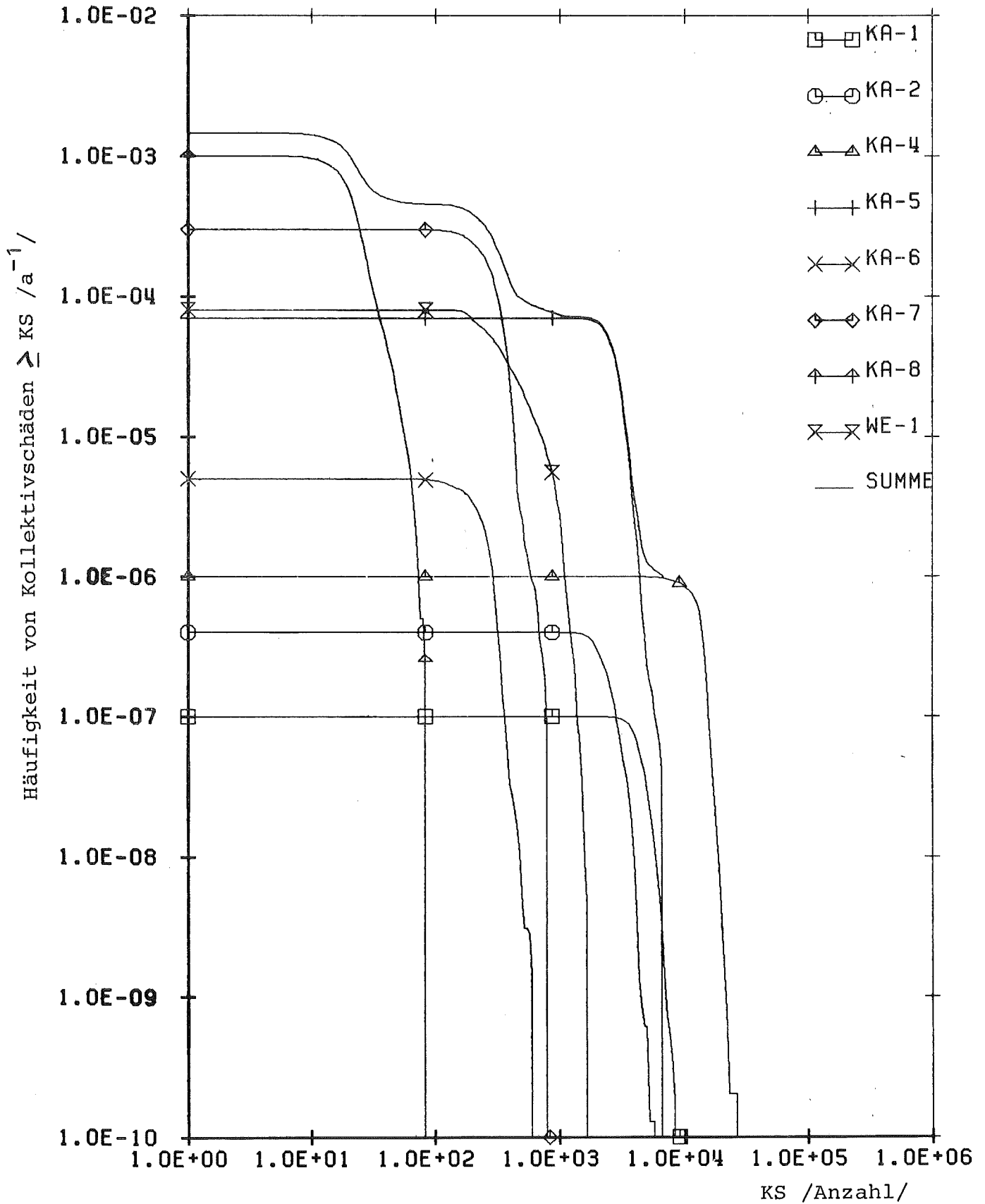


Abb. 7a Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Spätschäden bei ungeänderter Auslegung (alle Generationen AG)

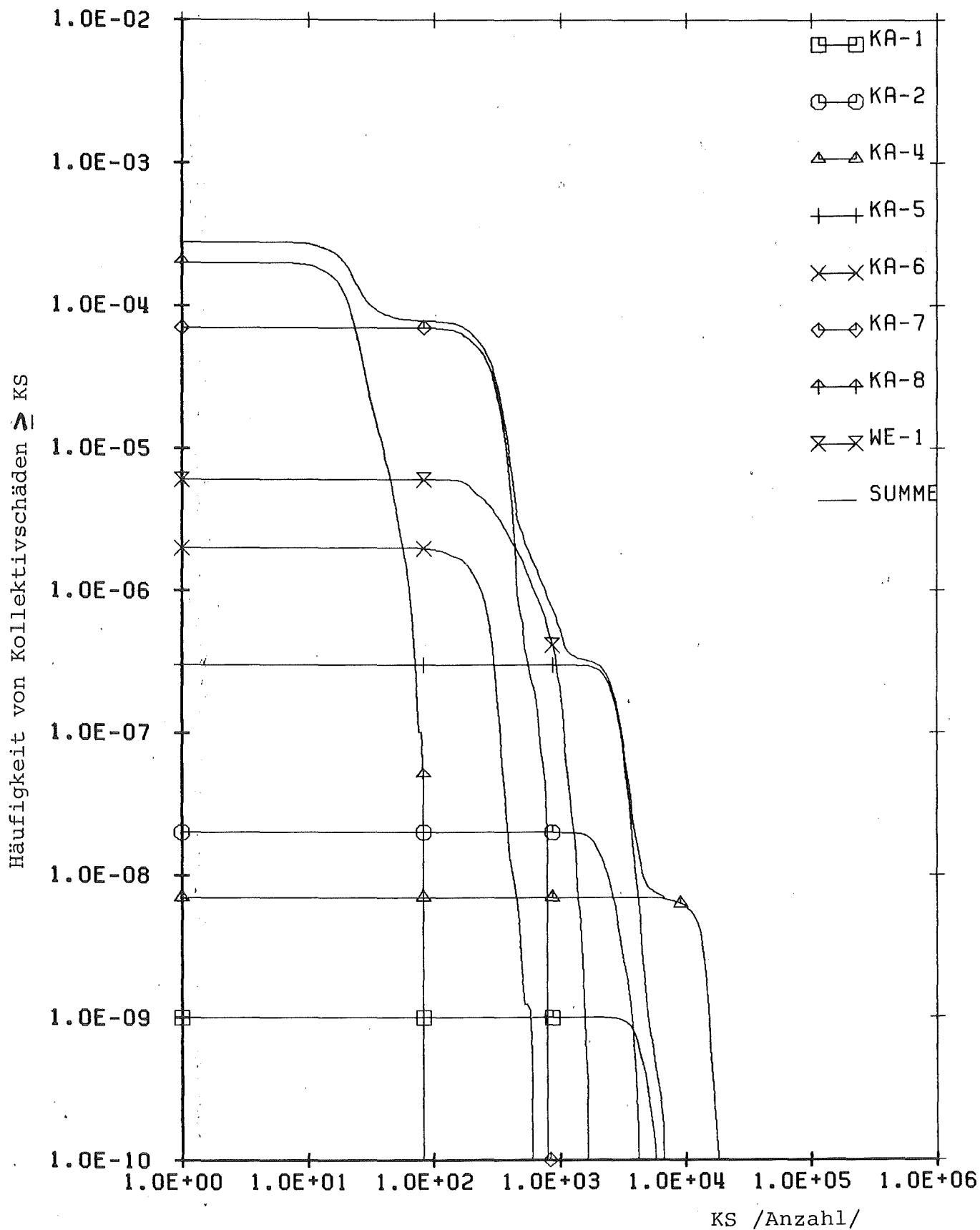


Abb. 7b Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Spätschäden bei geänderter Auslegung (alle Generationen AG)

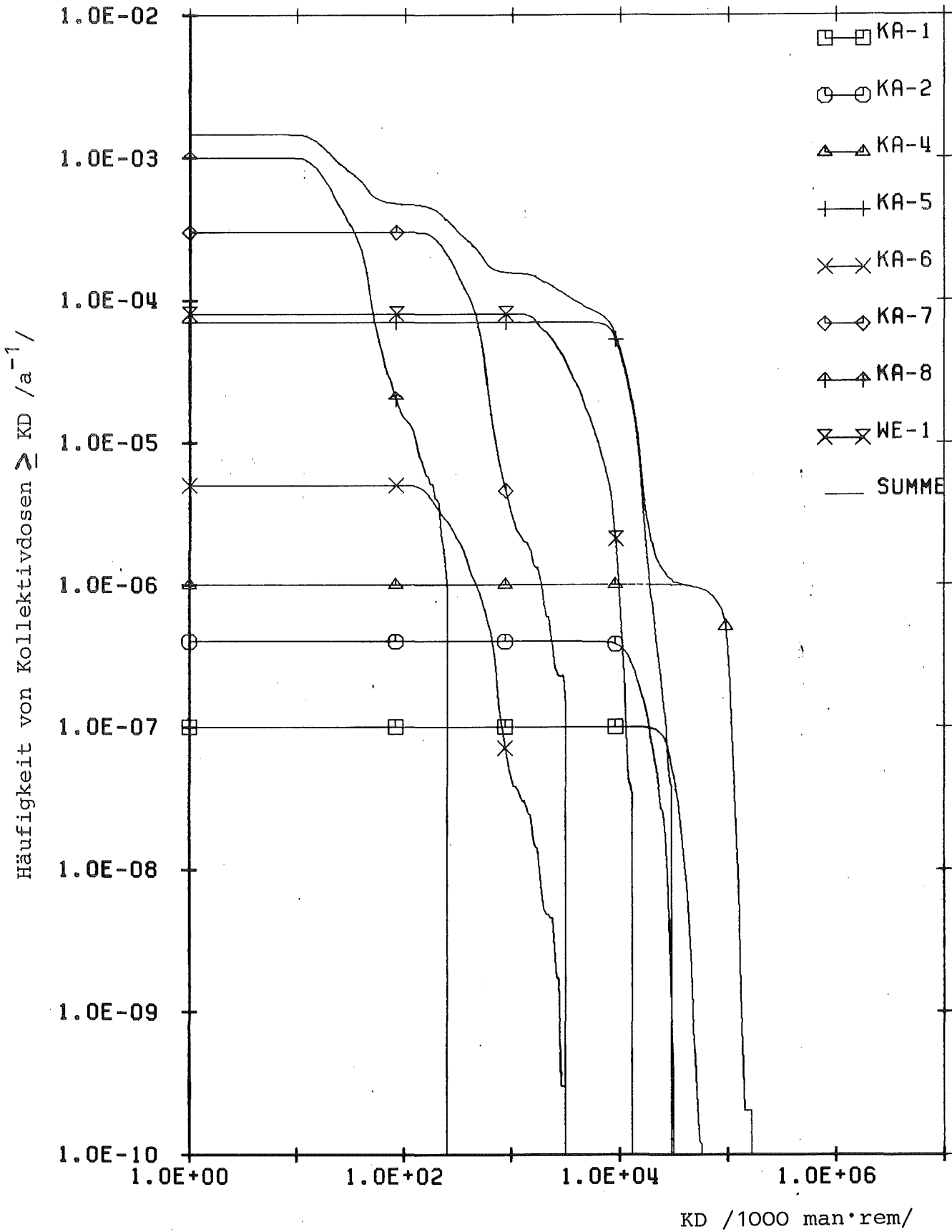


Abb. 8a Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der genetisch signifikanten Kollektivdosis bei ungeänderter Auslegung (alle Generationen AG)

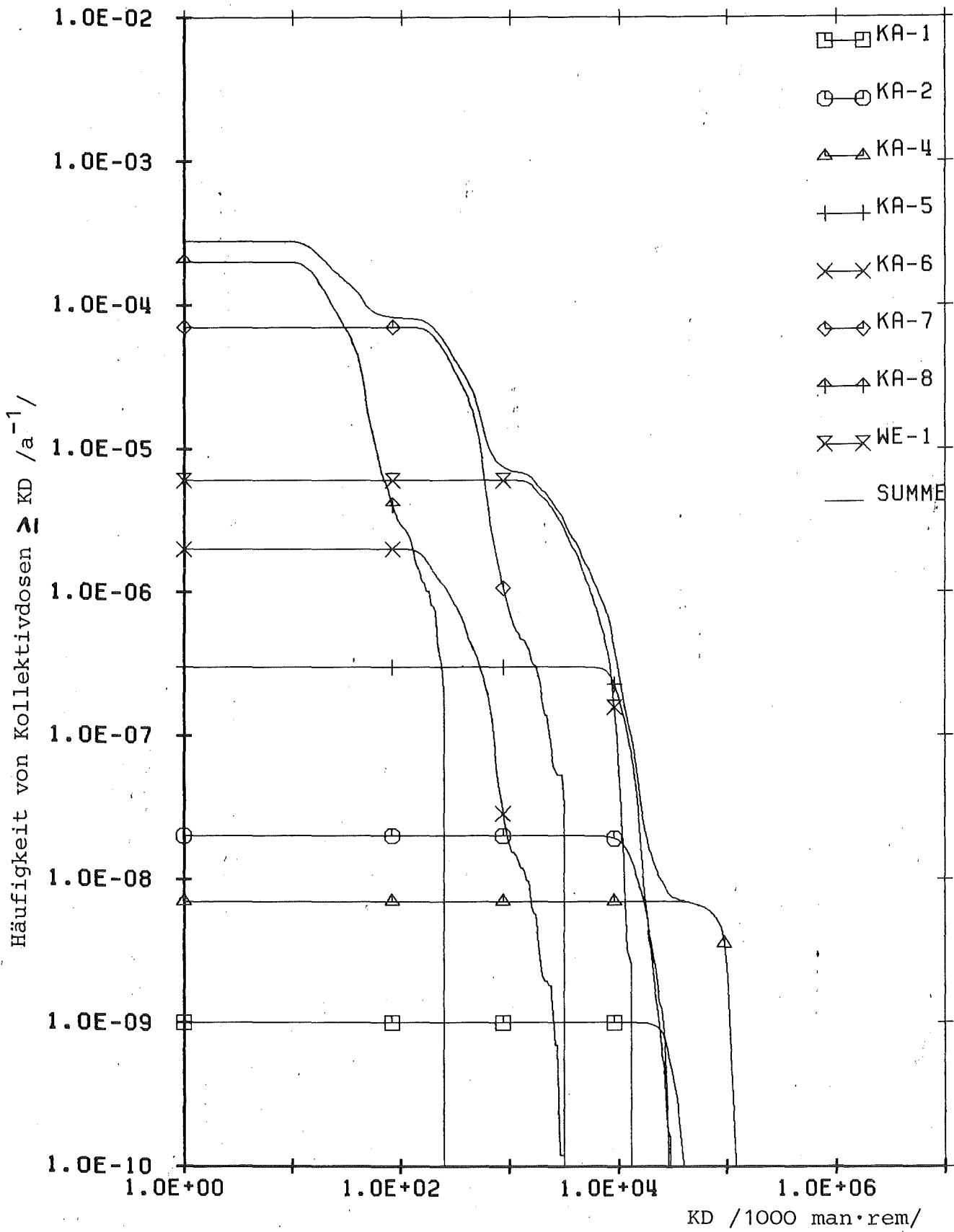


Abb. 8b Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der genetisch signifikanten Dosis bei geänderter Auslegung (alle Generationen AG)

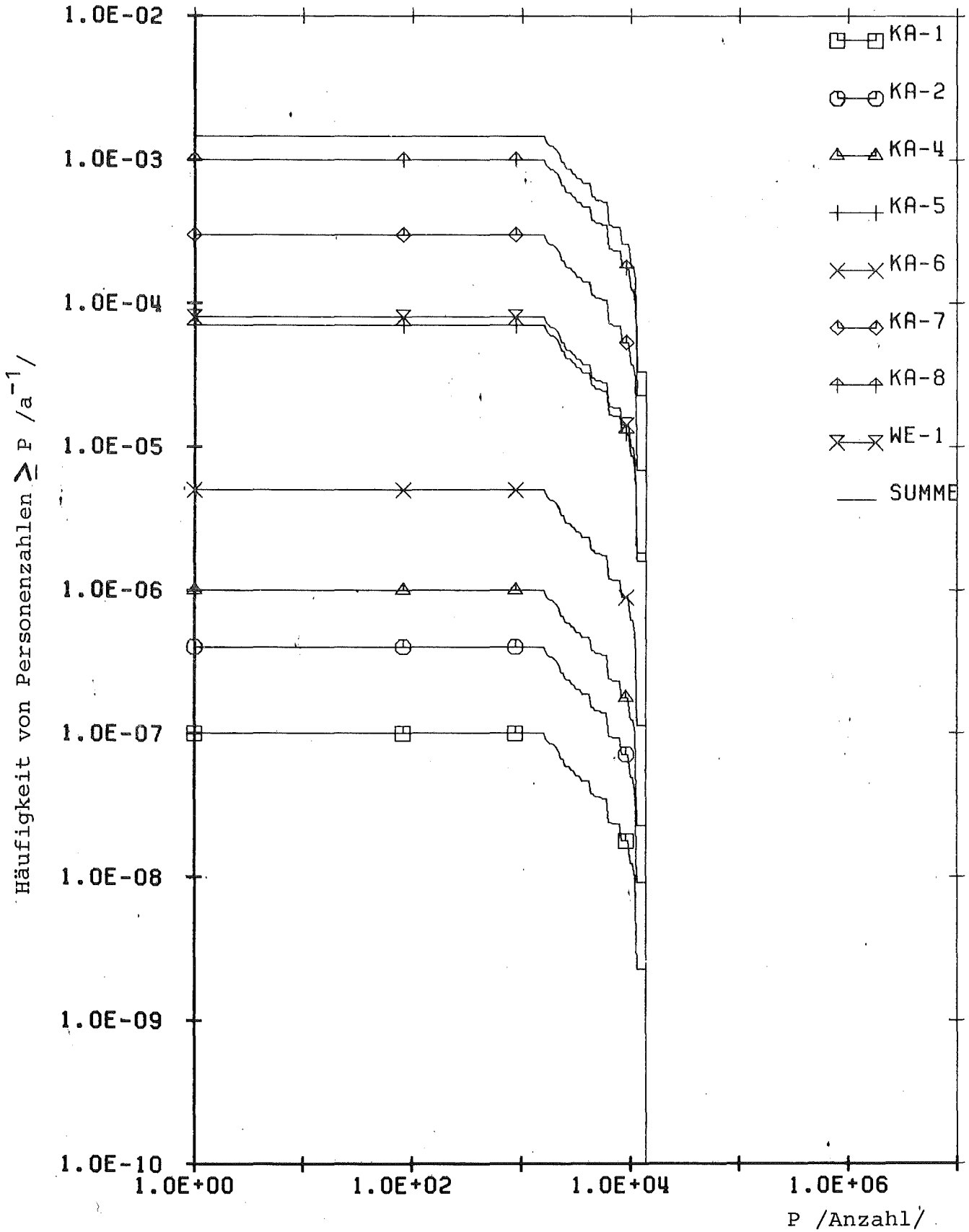


Abb. 9 Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Evakuierung" (Gebiet A) betroffenen Personen bei ungeänderter Auslegung

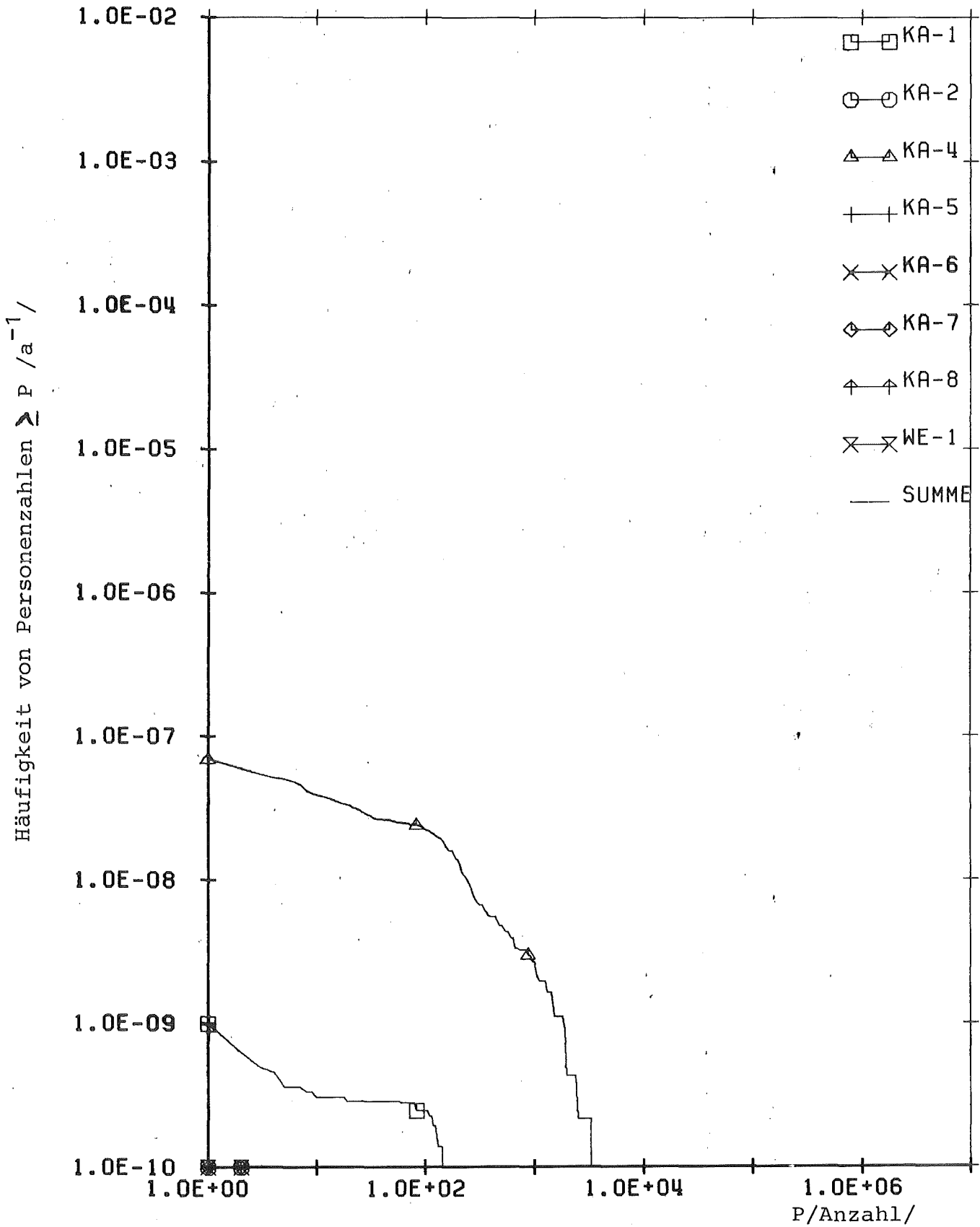


Abb. 10 Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Schnelle Umsiedlung" (Gebiet B) betroffenen Personen bei ungeänderter Auslegung

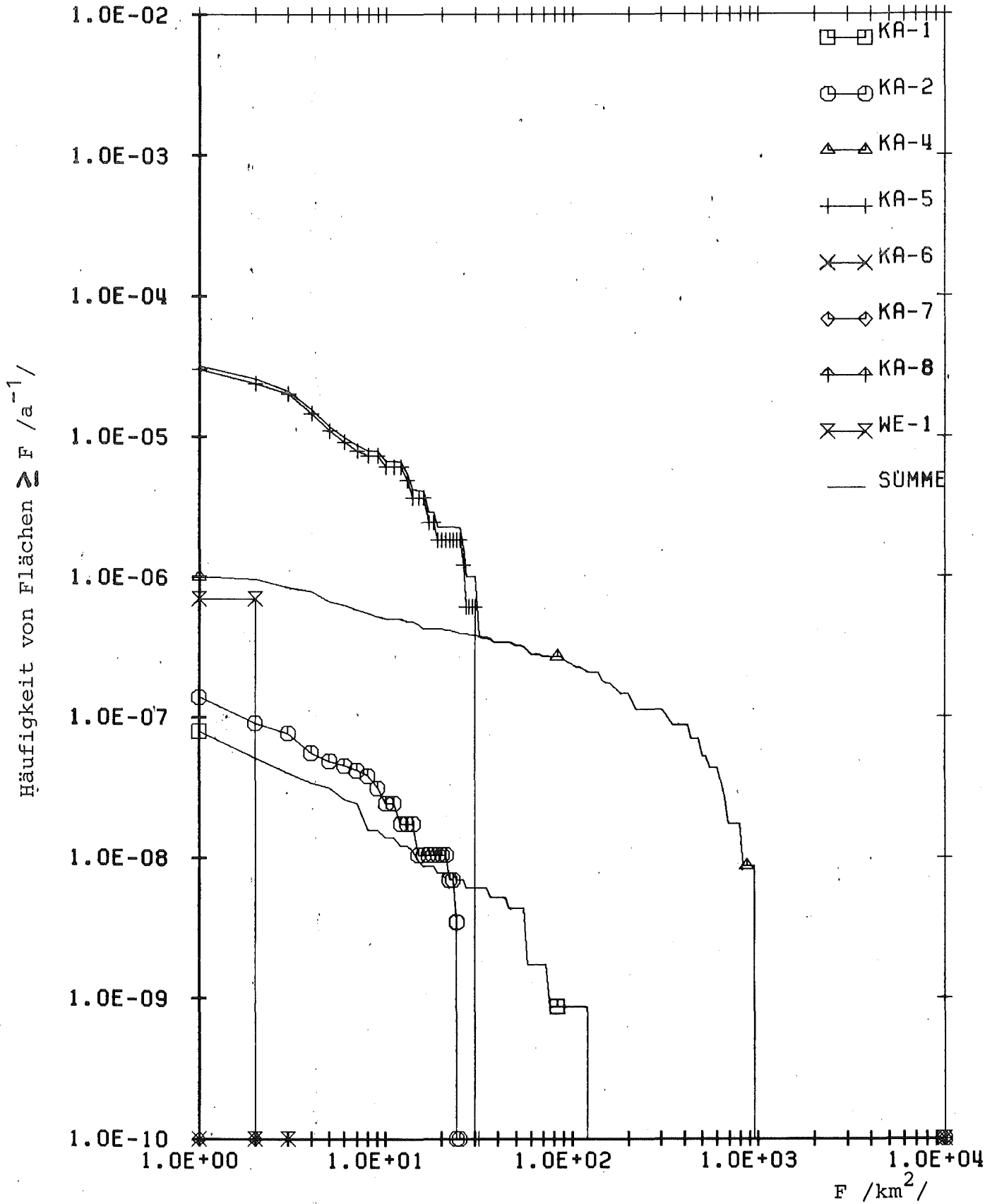


Abb. 11 Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Flächen bei ungeänderter Auslegung

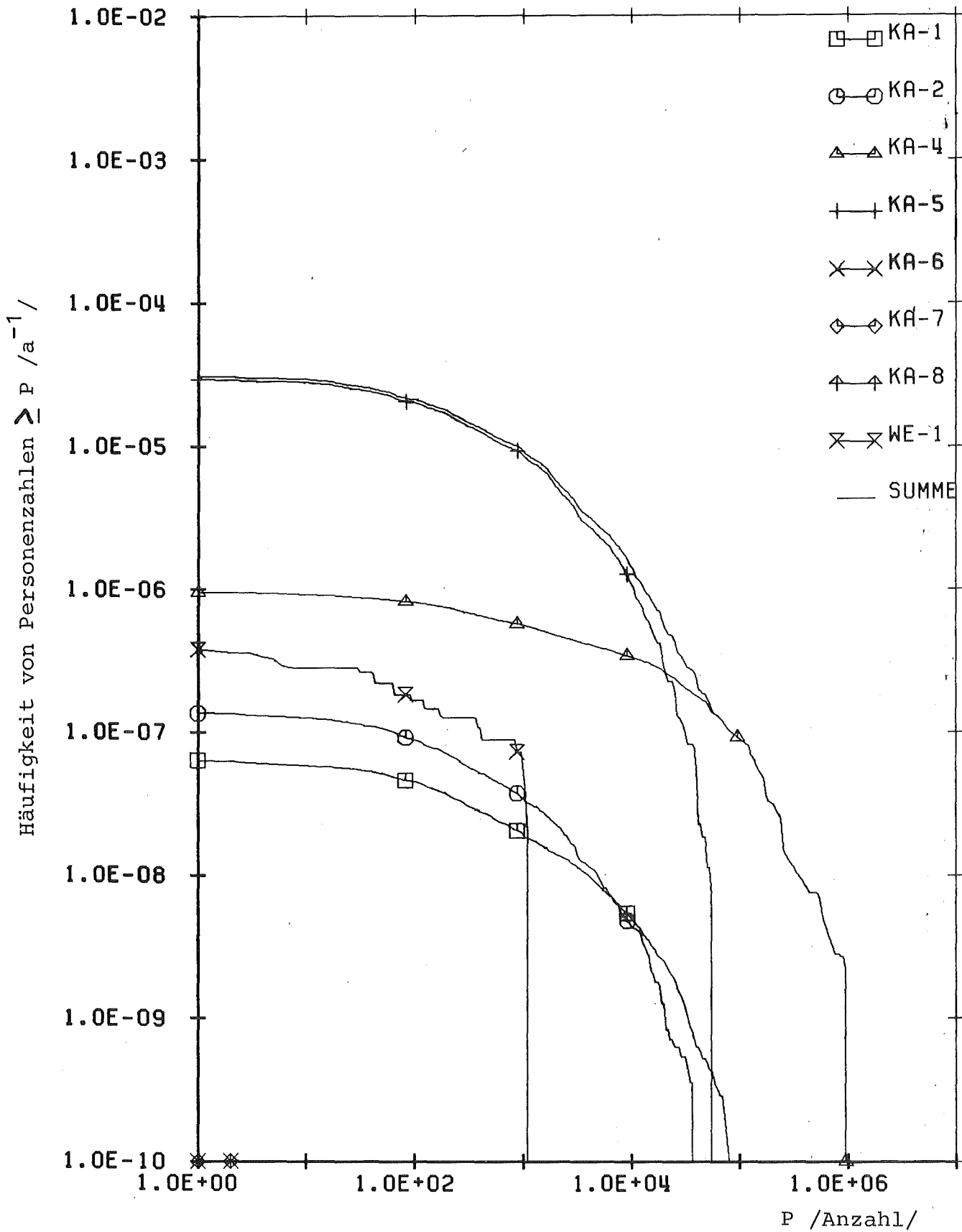


Abb. 12 Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der von der Schutz- und Gegenmaßnahme "Umsiedlung" (Gebiet C) betroffenen Personen bei ungeänderter Auslegung

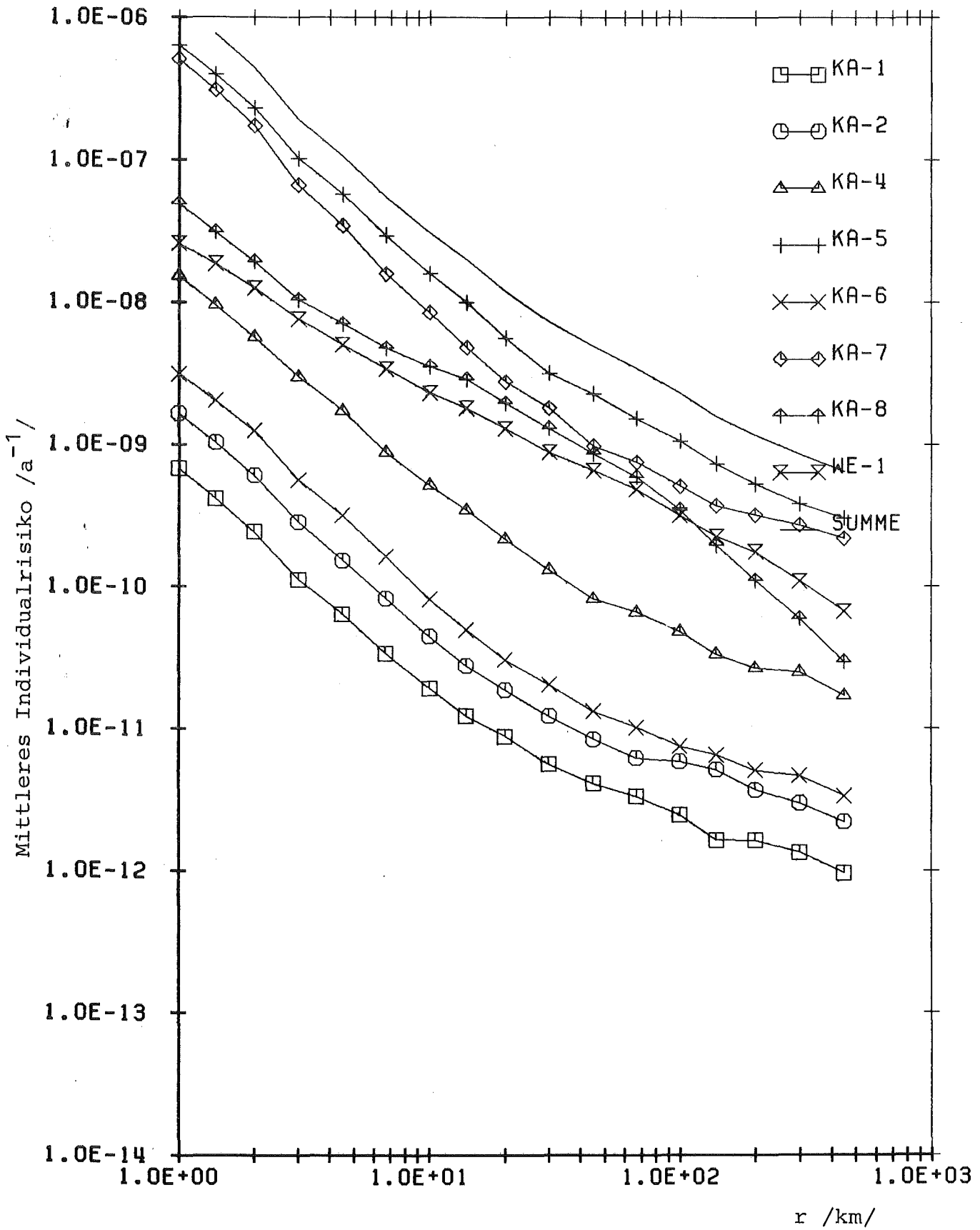


Abb. 13a Mittleres entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei ungeänderter Auslegung (lebende Generationen LG)

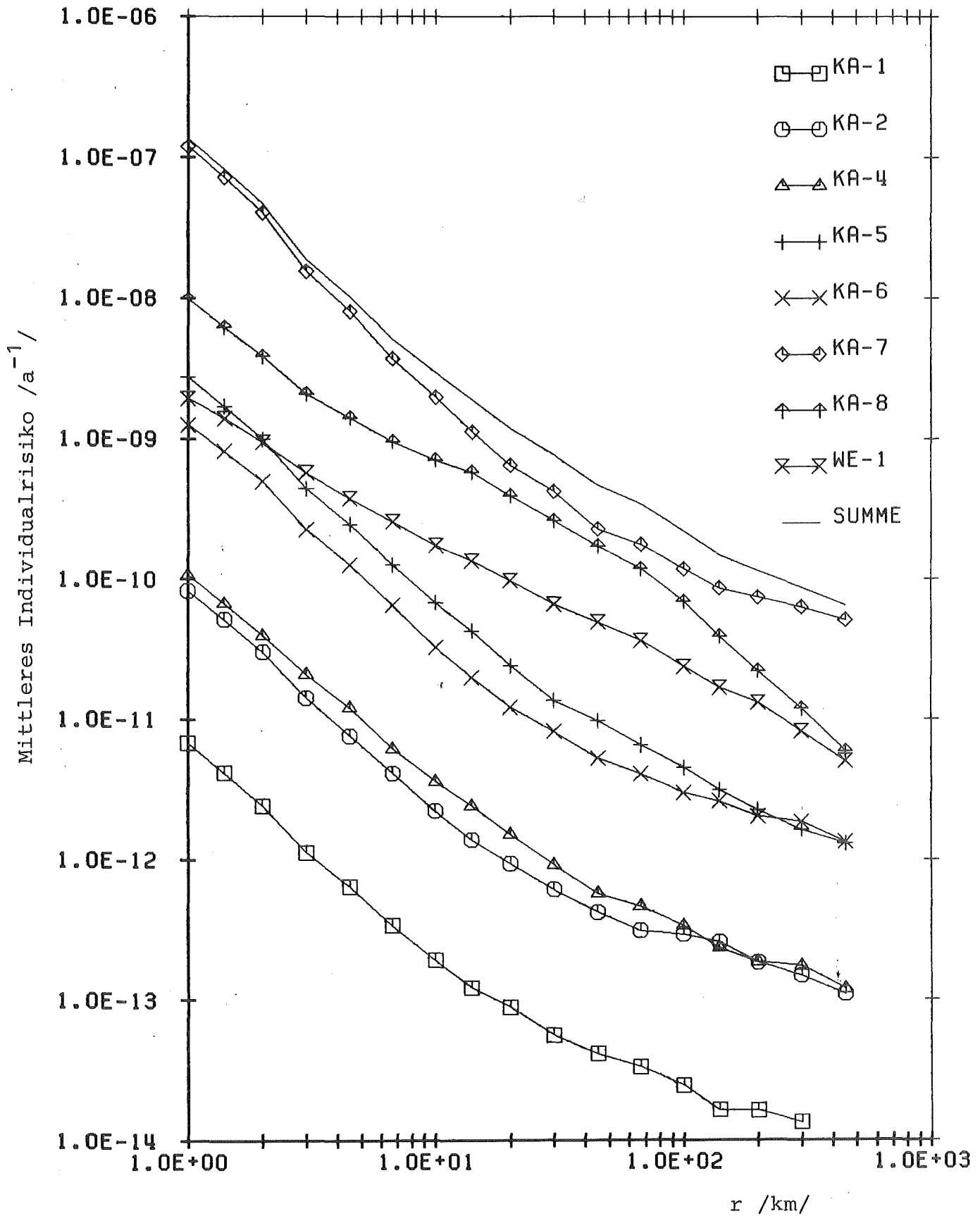


Abb. 13b Mittleres entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei geänderter Auslegung (lebende Generationen LG)

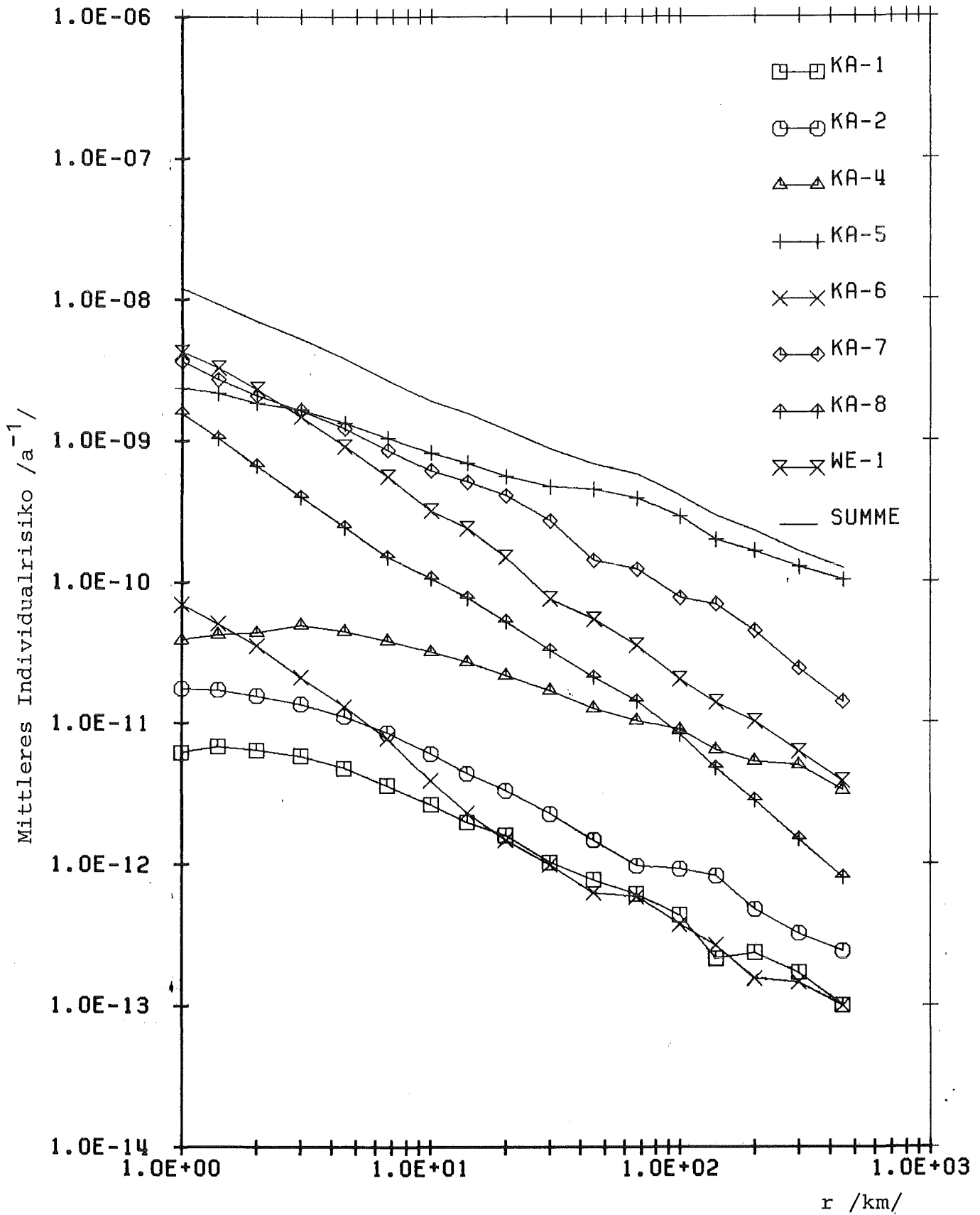


Abb. 14a Mittleres entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei ungeänderter Auslegung (folgende Generationen FG)

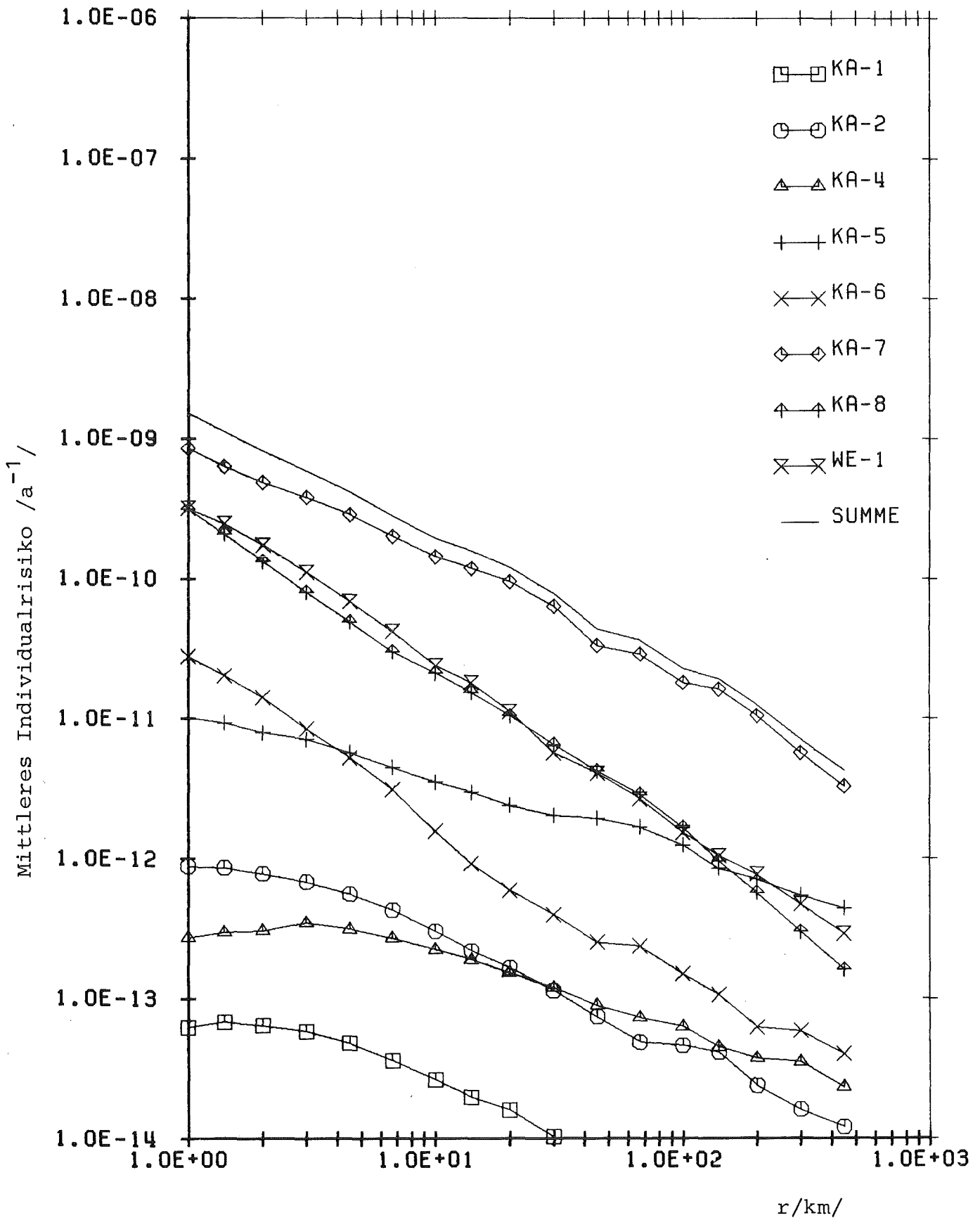


Abb. 14b Mittleres entfernungsabhängiges Individualrisiko für Spätschäden bei geänderter Auslegung (folgende Generation FG)