



Institut für Sicherheitsforschung
und Reaktortechnik

Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke

*K. Kugeler
Z. Alkan*

*P.-W. Phlippen
M. Kugeler*

Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke

*Kurt Kugeler
Zeynel Alkan*

*Peter-Wilhelm Phlippen
Manfred Kugeler*

Berichte des Forschungszentrums Jülich ; 3785

ISSN 0944-2952

Institut für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik Jül-3785

Zu beziehen durch: Forschungszentrum Jülich GmbH · Zentralbibliothek

D-52425 Jülich · Bundesrepublik Deutschland

☎ 02461/61-61 02 · Telefax: 02461/61-61 03 · e-mail: zb-publication@fz-juelich.de

Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke

Von
K. Kugeler, P.-W. Phlippen, Z. Alkan, M. Kugeler

Kurzfassung

Derzeit sind weltweit ca. 450 verschiedene zum Teil hochentwickelte Kernkraftwerke in Betrieb. Damit leistet die Kernenergie einen wichtigen Beitrag zur weltweiten Stromversorgung. Die Kapazität dieser Kernkraftwerke beträgt zur Zeit rund 360 GW_{el}; sie decken damit etwa 17% des Bedarfs an elektrischer Energie ab. Langfristig wird die Nutzung der Kernenergie weltweit zunehmend große Bedeutung erlangen, wenn Aspekte der Ressourcenschonung, der Wirtschaftlichkeit und der Umweltschonung, insbesondere der Reduktion von CO₂-Emissionen, ernst genommen werden. Allerdings müssen dann die Sicherheitsanforderungen beim Betrieb von Reaktoren, bei der Zwischenlagerung und Endlagerung sehr hoch sein.

Im Hinblick auf die Sicherheitsaspekte der zukünftigen Kernkraftwerke werden heute verschiedene Ansätze verfolgt. Ziel dieser neuen Sicherheitsqualität ist, daß die radioaktiven Spaltprodukte bei allen denkbaren Störereignissen innerhalb der Reaktoranlage verbleiben und damit keine katastrophalen Folgen außerhalb der Anlagenumgebung auftreten können. Diese Forderungen werden so z.B. vom modifizierten deutschen Atomgesetz (1994) vorgeschrieben.

In dem vorliegenden Bericht werden zunächst das bisherige Sicherheitskonzept und die Möglichkeit von Kernschmelzen sowie deren Folgen diskutiert. Darauf aufbauend werden die Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke definiert und konkretisiert. Einige Beispiele für bereits realisierte Lösungen, die dem Anspruch „katastrophenfreien Kerntechnik“ genügen, sind Gegenstand einer weiteren Betrachtung. Nach einer vertieften Diskussion der verschiedenen Konzepte zur Realisierung von Kernreaktoren mit neuen Sicherheitsanforderungen werden abschließend Detailfragen im Hinblick auf den Nachweis des Sicherheitsverhaltens von zukünftigen Kernreaktoren eingehend erläutert.

Requirements of Safety for Future Nuclear Power Plants

by
K. Kugeler, P.-W. Phlippen, Z. Alkan, M. Kugeler

Abstract

Presently, about 450 different nuclear power plants, partly highly developed, are operating worldwide. Thereby a great contribution to the worldwide current supply is made by nuclear energy. With a capacity amounting to 360 GW_{el}, these nuclear plants meet 17% of the total energy demand. The use of nuclear energy will become more and more important on a long-term basis, if attention is paid to aspects of resource saving, economic efficiency and care of the environment, with special regard to the reduction of CO₂ emissions. This, however, requires high safety demands concerning the operation of plants, the intermediate storage and the final storage.

Several approaches regarding the safety aspects of future nuclear plants are pursued today. The new safety quality has to ensure that radioactive fission products remain within the reactor plant in any case of failure and thus no catastrophic consequences can occur outside the plant. This is for instance provided by the modified German Atomic Law (1994).

In the following account, the safety concept and the possibilities of nuclear core meltdown so far as well as their consequences are discussed. Based on this, the safety demands for future power stations are defined and put in concrete terms. Some examples of solutions that have already been realised and which meet the requirement of being without any risk of catastrophe are presented in the following. Having discussed the different concepts of realising a core reactor with new safety requirements, details concerning the proof of the safety behaviour of future nuclear power stations are explained.

Inhaltsverzeichnis

0	Einleitung	1
1	Bisheriges Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke.....	3
1.1	Kernschmelzen und mögliche Folgen der Kernzerstörung	3
1.2	Ergebnisse von Risikostudien	11
1.3	Bisherige Bewertung von Risiken in der Kerntechnik.....	17
2	Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke	21
2.1	Allgemeine Anforderungen.....	21
2.2	Anforderungen von Reaktorsicherheitsgremien	22
2.3	Forderungen des modifizierten deutschen Atomgesetzes	23
3	Ansätze zur Konkretisierung der neuen Sicherheitsanforderungen.....	25
3.1	Übersicht über Anforderungen.....	25
3.2	Einordnung von kerntechnischen Schäden entsprechend der IAEA-Skala.....	27
3.3	Beurteilung entsprechend der notwendigen Umsiedlungs- und Evakuierungsfläche	28
3.4	Begrenzung der Anzahl von Früh- und Spätschäden nach kerntechnischen Unfällen.....	30
3.5	Begrenzung von monetären Schäden bei kerntechnischen Großschäden	32
3.6	Externe Kosten.....	35
3.7	Nachhaltigkeit bei der Kernenergienutzung.....	37
4	Beispiele für bereits realisierte Lösungen, die dem Anspruch „katastrophenfreie Kerntechnik“ genügen	40
4.1	Zwischenlagerung von hochaktiven radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung	40
4.2	Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen.....	44
4.3	Grenzen der Betrachtung.....	48
5	Denkbare Wege zur Realisierung von Reaktoren mit neuen Sicherheitsanforderungen	52
5.1	Übersicht über Wege.....	52
5.2	Konzept mit Beherrschung einer Kernschmelze.....	54
5.3	Konzept ohne Kernschmelzen	56

6	Nachweis des Sicherheitsverhaltens	58
6.1	Nachweis des Sicherheitsverhaltens für Zwischenlagerbehälter	58
6.2	Nachweis des Sicherheitsverhaltens von Reaktoren ohne Kernschmelzen	61
7	Zusammenfassung	67
8	Literaturverzeichnis.....	69
9	Verwendete Abkürzungen.....	73

0 Einleitung

Heute sind weltweit 450 Kernkraftwerke mit einer Kapazität von rund 360000 MW_{el} in Betrieb; sie decken etwa 17% des Bedarfs an elektrischer Energie ab.

Nachdem die Kernenergienutzung in den 70er Jahren weltweit deutlich an Bedeutung zugenommen hatte, ist der Zubau neuer Kernkraftwerke besonders nach den Unfällen in Three Mile Island und in Tschernobyl zumindest in den USA und in den meisten westeuropäischen Ländern ins Stocken geraten. Insbesondere der Unfall in Tschernobyl hat, obwohl bei den in Westeuropa üblichen Leichtwasserreaktoren ein derartiger Störfall nicht auftreten könnte, das Vertrauen in den meisten Ländern Westeuropas so stark beeinträchtigt, daß Ausstiegsszenarios diskutiert werden und die Zukunft der Kernenergienutzung ernsthaft in Frage gestellt wird.

Ohne Zweifel ist die Furcht vor schweren radiologischen Konsequenzen von Reaktorunfällen ein Grund für die gegenwärtige Stagnation. Der teils außerordentlich schlechte Zustand von nuklearen Anlagen in Osteuropa sowie in einigen weiteren Teilen der Welt ist inzwischen sehr deutlich geworden. Auch die Endlagerung radioaktiver Abfallstoffe wird zu einem ungelösten Problem deklariert, obwohl die Risiken dieses Prozeßschrittes ohne Zweifel ungleich kleiner als die eines schweren Reaktorunfalls sind. Viele Menschen halten auch die mißbräuchliche Verwendung von Spaltstoffen für ein Problem, welches einer weiteren Verwendung der Kernenergie im Wege stünde.

Es ist zu erwarten, daß trotz dieser Probleme in Zukunft die Kernenergie eine wesentliche Rolle in der weltweiten Energieversorgung spielen wird. So erwartet die Weltenergiekonferenz, daß schon etwa im Jahre 2020 eine Verdopplung der Energieerzeugung durch Kernenergieanlagen erreicht werden wird. Falls die CO₂-Frage wirklich so bedeutsam sein sollte wie dies heute von vielen Fachleuten eingeschätzt wird, müßte die Kernenergienutzung noch weiter verstärkt werden. Es wird damit offenbar in den nächsten Jahrzehnten weltweit einen erheblichen Ausbau der Kernenergie geben.

Es steht zu erwarten, daß die bei der Nutzung der Kernenergie erkannten Probleme in Zukunft noch besser als heute zu lösen sind. So werden zukünftig technische Lösungen verfügbar sein, die dem Anspruch einer katastrophenfreien Kerntechnik genügen. Hiermit ist gemeint, daß die radioaktiven Spaltprodukte bei allen denkbaren Störereignissen innerhalb der Reaktoranlage ver-

bleiben und daß keine radiologisch bedingten Störfallfolgen außerhalb der Anlage auftreten. Diese Forderung muß für alle Störereignisse, die aus inneren Ursachen oder aus absehbaren äußeren Ursachen auftreten können, erfüllt werden. Dies gilt sowohl für die Reaktoren selbst als auch für Zwischen- und Endlager.

Das modifizierte deutsche Atomgesetz für zukünftige Kernkraftwerke schreibt die vorhin erwähnten Anforderungen zwingend vor. Technische Lösungen, die diese Kriterien erfüllen können, sind absehbar; an der technischen Realisierung derartiger Systeme wird weltweit intensiv gearbeitet. Insgesamt ist die Entwicklung und Einführung einer im oben beschriebenen Sinne katastrophensicheren Kerntechnik notwendig und wahrscheinlich auch möglich. Ähnliche Anforderungen für die Sicherheit zukünftiger Reaktoren werden auch auf internationaler Ebene, z.B. von der Internationale Atomenergieorganisation (IAEA) gestellt.

Bei der weltweiten Entwicklung der Kernreaktoren werden heute mehrere Ansätze verfolgt, um die bereits genannten Anforderungen zu erfüllen. Auf der einen Seite werden Reaktorschutzbauwerke entwickelt, die eine eingetretene Kernschmelze bei Leichtwasserreaktoren zurückhalten sollen. Auf der anderen Seite sind technische Lösungen möglich, bei denen eine Kernschmelze naturgesetzlich ausgeschlossen werden kann und bei denen die radioaktiven Spaltprodukte bei allen Störfällen in den Brennelementen zurückgehalten werden. Diese Reaktorsysteme, als Beispiel sei hier der entsprechend gestaltete Hochtemperaturreaktor genannt, weisen unter allen Störfallbedingungen nukleare, thermische, chemische und mechanische Stabilität auf.

Die Aufgabe von Forschung und Entwicklung in der Kerntechnik der nächsten Jahre wird es sein, überzeugende Nachweise für die genannten Sicherheitseigenschaften innovativer Reaktoren zu erbringen und die notwendigen neuen Komponenten zu entwickeln. Wenn diese Nachweise (erwartungsgemäß) gelingen, werden kerntechnische Lösungen zur Verfügung stehen, die nachweisbar die zu fordernde neue Sicherheitsqualität besitzen und praktisch allen Bedürfnissen des Strom- und Wärmemarktes gerecht werden können. Die Akzeptanzfrage kann und muß dann neu gestellt werden: Kernenergie ist dann langfristig nicht nur notwendig, sondern auch sicherheitstechnisch vertretbar.

1. Bisheriges Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke

1.1 Kernschmelzen und mögliche Folgen der Kernzerstörung

Bei einem weltweiten vermehrten Einsatz der Kernenergie, zukünftig auch in Schwellenländern, werden die Fragen des Sicherheitsverhaltens der Reaktoren, der Endlagerung, der Reichweite der Spaltstoffvorräte, der Wirkung kleiner Dosen sowie der Proliferation neu diskutiert und geklärt werden müssen. Hier soll im wesentlichen die Frage der Reaktorsicherheit angesprochen werden.

Beim heutigen Konzept des Leichtwasserreaktors kann das Schmelzen des Reaktorkerns nicht ausgeschlossen werden, wenn es zum vollständigen Verlust des Kühlmittels kommt und die Systeme der Nachwärmeabfuhr versagen sollten. Die Nachwärme (Abb. 1.1) entsteht durch den β - und γ -Zerfall der radioaktiven Spaltprodukte auch noch nach dem Abschalten des Reaktors. Dies ist ein wesentlicher Unterschied der Wärmequelle Kernreaktor im Vergleich zum fossil befeuerten Kraftwerk, dessen Kessel nach Stoppen der Energiezufuhr sofort mit dem Abkühlen beginnt. Das Schmelzen des Reaktorkerns nach vollständigem Versagen der Nachwärmeabfuhr würde wegen der besonderen Bauweise und der hohen Kernleistungsdichte heutiger Reaktoren je nach Störfallablauf im Zeitraum von einer bis zu wenigen Stunden erfolgen (Abb. 1.2) [1.1, 1.2, 1.3].

In Abb. 1.2 sind Isothermen im Corebereich nach vollständigem Verlust der Kühlung beim Druckwasserreaktor dargestellt. Hieraus geht hervor, daß nach vollständigem Kühlmittelverlust und Ausfall der Kühlung nach rund 1,5 Stunden das Core eines Druckwasserreaktors vollständig zusammengeschmolzen sein würde. Während des Schmelzprozesses läuft gleichzeitig oberhalb einer Temperatur der Hüllrohre der Brennelemente von rund 1200 °C eine chemische Reaktion zwischen Zirkon und Wasserdampf mit Wasserstoffbildung mit hoher Reaktionsgeschwindigkeit ab. Diese exotherme Reaktion liefert zusätzlich Wärme und beschleunigt damit den Schmelzprozeß.

Natürlich sind für die zeitlichen Abläufe die Störfallannahmen entscheidend wichtig. Tab. 1.1 zeigt, daß hier je nach Störfallannahmen Karenzzeiten bis zur vollständigen Zerstörung des Kerns von 1 Stunde bis zu 7 Stunden denkbar sind. Die Karenzzeit Δt_K setzt sich dabei immer aus einem Zeitabschnitt Δt_1 , der durch die erste Phase des Störereignisses (z.B. Wasserausdamp-

fen) bestimmt ist und der eigentlichen Schmelzphase Δt_2 , in der die Versagensprozesse im Kern stattfinden, zusammen.

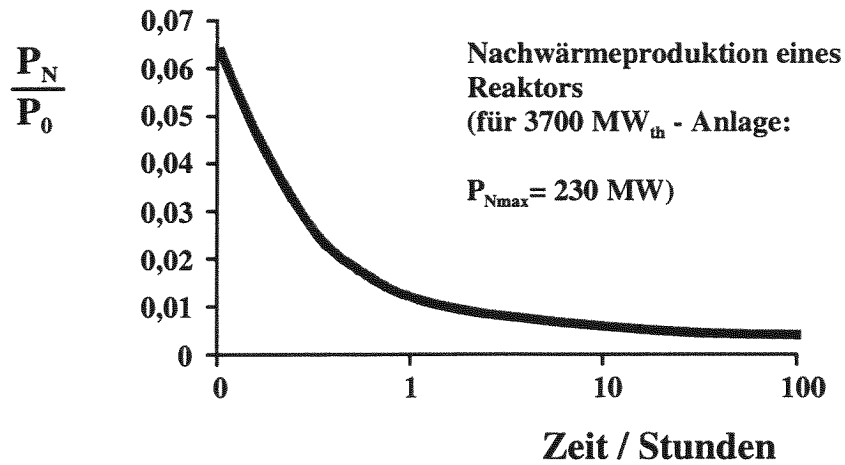


Abb. 1.1: Nachwärmeproduktion bei Kernreaktoren durch β^- - und γ -Zerfall der Spaltprodukte

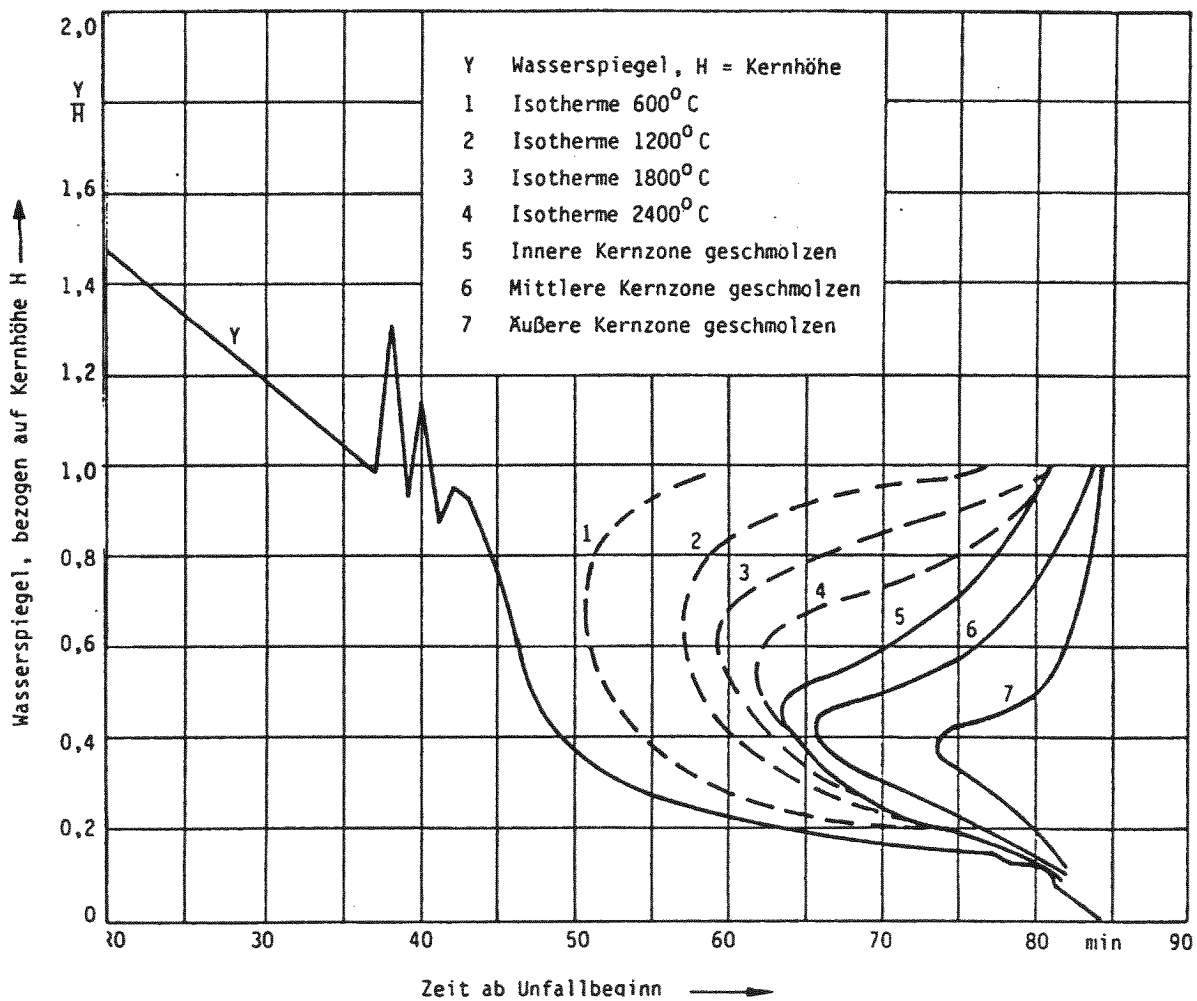


Abb. 1.2: Zeitverlauf beim Schmelzen des Kerns eines DWR nach totalem Kühlmittelverlust und Ausfall aller aktiven Nachwärmeabfuhrsysteme (Störfallannahmen: Bruch der Hauptkühlmittelleitung und Versagen der Notkühlung nach rund 30 min.)

Näherungsweise kann z.B. für die zweite Phase auf der Basis einfacher energetischer Bilanzierungen eine Abhängigkeit in folgender Form angegeben werden:

$$\Delta t_2 \approx \left| \frac{\sum_i m_i (c_{pi} \Delta T_i + \Delta h_{si}) + m_w \cdot r}{0,07 \cdot V_c \cdot \dot{q}'''} \right|^{1,25}$$

$\dot{q}'''$ steht dabei für die Kernleistungsdichte im Core, V_c für das Corevolumen, m_w für die im Core verfügbare Wassermenge, r ist die Verdampfungswärme. Der Summenterm beschreibt die speicherbare Wärme der Materialien im Kernbereich einschließlich der jeweiligen Schmelzwärmen.

Kernschmelzunfall	Beginn des Kernschmelzens (min)	Versagen des Reaktordruckbehälters (min)	Bemerkung
1) Niederdruckkernschmelzen	55	120	
2) Hochdruckkernschmelzen	110	140	
3) Niederdruckkernschmelzen	330	410	nach Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs
4) Kernschmelzen nach Dampferzeugerleck (12 cm ²)	540	710	nach Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs
5) Kernschmelzen nach nicht beherrschtem Bruch einer Nachkühlleitung im Ringraum	80	140	

Tab. 1.1: Karenzzeiten bis zum Schmelzen des Reaktorkerns bei verschiedenen Störereignissen (Beispiel DWR)

Nach Aufschmelzen des Kerns wird das geschmolzene Material den Boden des Reaktordruckbehälters in relativ kurzer Zeit durchdringen und in die Bodengrube des Containments fallen.

Als Folge von Kernschmelzunfällen können Beschädigungen des Reaktorschutzgebäudes und damit grundsätzlich die Freisetzung großer Mengen an radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung nicht ausgeschlossen werden. Abb.1.3 zeigt schematisch denkbare Effekte, die zum Versagen des Reaktorschutzgebäudes bei Leichtwasserreaktoren führen können. Durch die Installation vielfach redundanter und diversitärer Kühlsysteme wird dieser Fall zwar sehr unwahrscheinlich gemacht, er ist damit aber nicht grundsätzlich ausgeschlossen. Für das Eintreten eines Kernschmelzunfalls, der mit einer anschließenden katastrophalen Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung verbunden sein kann, werden je nach Konzept, Ausführung sowie Zustand der Anlagen heute weltweit Häufigkeiten zwischen $10^{-3}/a$ und $10^{-6}/a$ angegeben (Abb. 1.4). Diese Situation ist äußerst unbefriedigend und sicherlich keine gute Perspektive für eine zukünftige Nutzung der Kernenergie in größerem Umfang in Ländern mit teils sehr unterschiedlichem Stand der technischen Entwicklung.

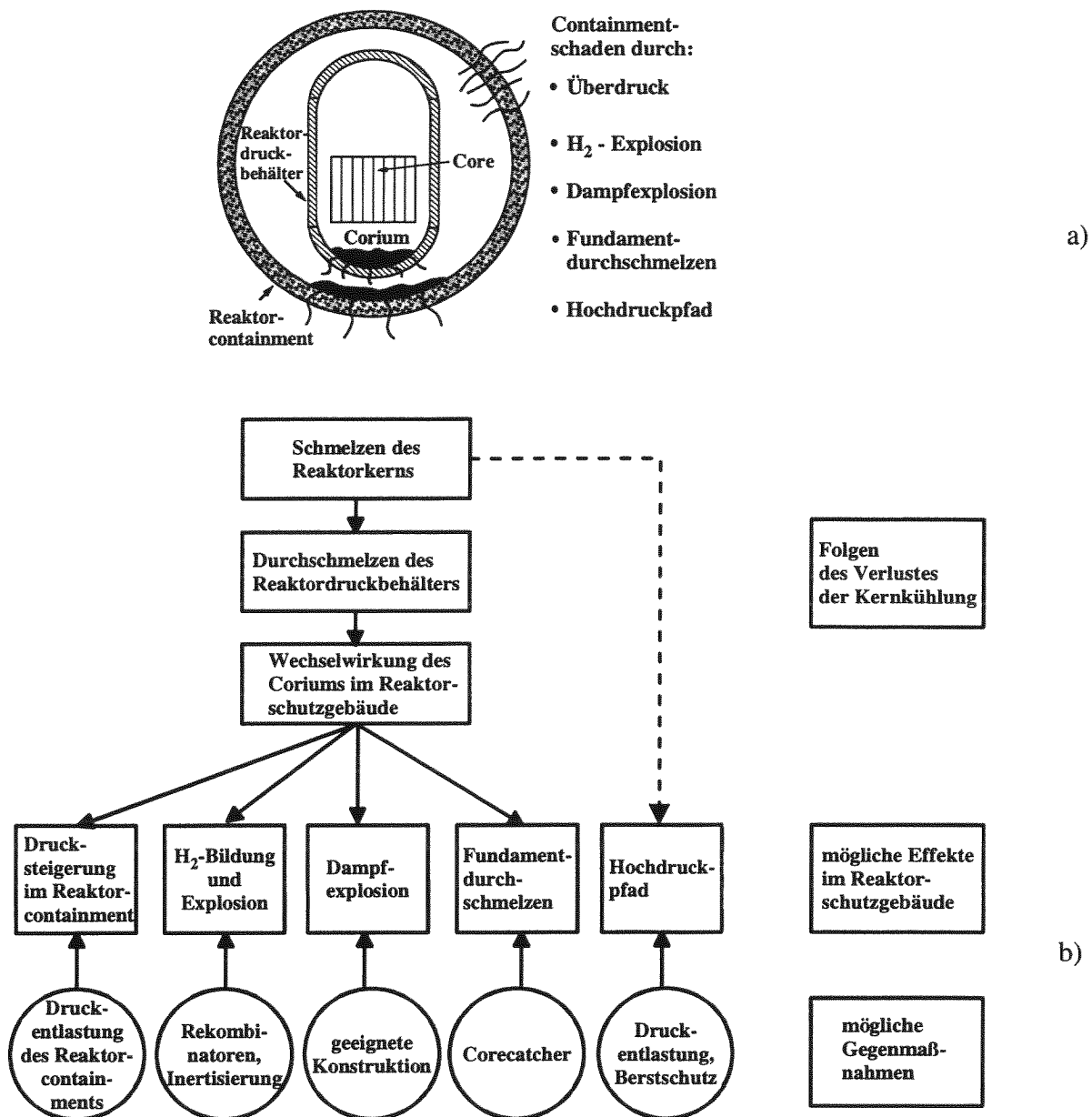


Abb. 1.3: Effekte und Beschädigungen des Reaktorschutzgebäudes als Folge von Kernschmelzereignissen sowie mögliche Gegenmaßnahmen

- a) schematische Darstellung zu denkbaren Beschädigungen des Containments
 b) Wirkungen von Kernschmelzunfällen und Übersicht über mögliche Gegenmaßnahmen

Ein vollständiges Zusammenschmelzen des Reaktorkerns ist bei Leichtwasserreaktoren noch nicht aufgetreten, wohl jedoch ist im Kernkraftwerk TMI (Three Miles Island, Harrisburg, USA) 1979 der Kern eines Druckwasserreaktors (900 MW_{el}) partiell, d.h. zu etwa 30 % des Corbereiches geschmolzen. Abb. 1.5 zeigt den Zustand der Anlage nach Beendigung des Störfalls. Durch rechtzeitige Wiedereinbetriebnahme der Kühleinrichtungen und aufgrund der Wirkung des Reaktorschutzgebäudes kam es nicht zu großen Freisetzungen von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung [1.5].

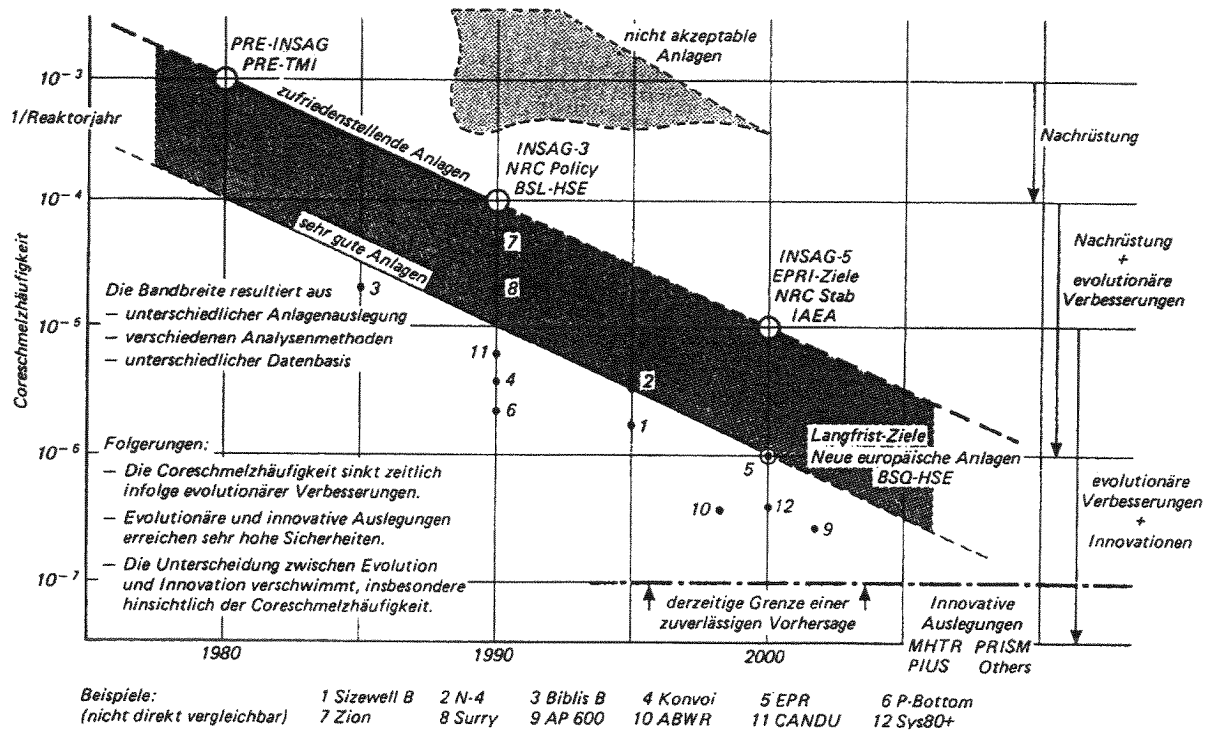


Abb. 1.4: Kernschmelzhäufigkeiten (1/a) für Reaktoren weltweit; zeitliche Entwicklung von Verbesserungen [1.4]

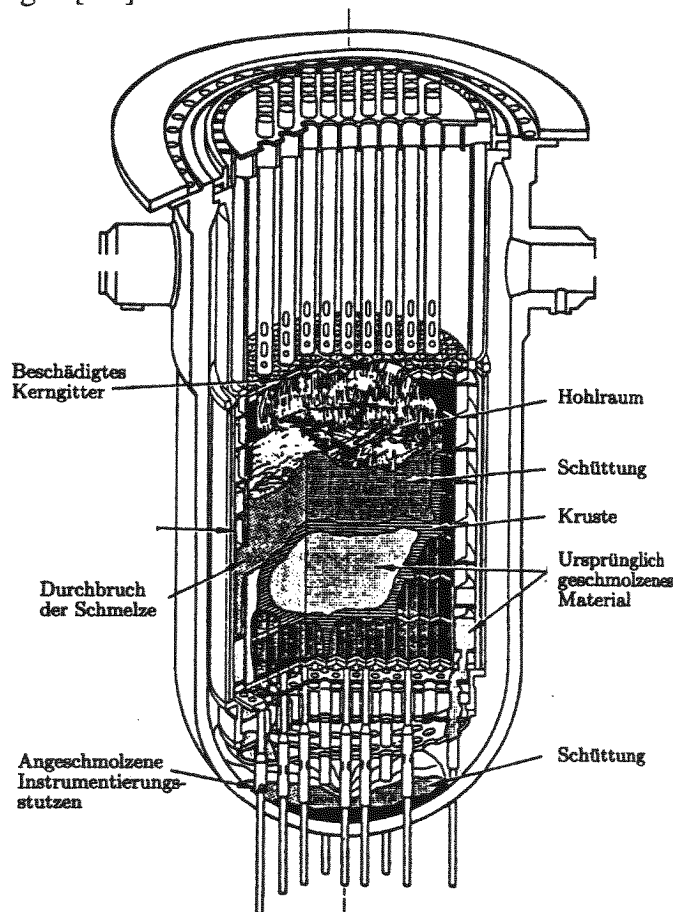


Abb. 1.5: Zustand des Kerns in der Anlage TMI in 1985 (Druckwasserreaktor, Three Mile Island, Harrisburg, USA - partielles Kernschmelzen 1979)

Spätere Ableitungen von gasförmigen radioaktiven Stoffen aus dem Containments blieben unterhalb radiologisch bedenklicher Werte. Bei diesem Störfall wurde die große Bedeutung eines wirksamen Reaktorcontainments deutlich. Der zerstörte Reaktorkern wurde inzwischen aus dem Reaktordruckbehälter entfernt.

Besonders die Möglichkeit, daß als Folge schwerer Unfälle, selbst wenn Evakuierungen rechtzeitig durchgeführt werden können, große Landflächen auf Dauer kontaminiert und nicht nutzbar werden können, spielt als Einwand gegen die heutige Kernenergienutzung eine große Rolle. Abb. 1.6 zeigt die radiologischen Langzeitwirkungen nach dem Unfall in Tschernobyl in der Umgebung der Anlage [1.6, 1.7]. Dargestellt sind die Land-Verseuchungen durch Cs-137 und Sr-90. Eine Flächenbelegung mit 550.000 Bq/m² z.B. durch Cs-137 bedeutet eine zusätzliche Jahresdosis von rund 600 mrem/a, d.h. es ist etwa der 5-fache Wert der natürlichen Umgebungsbelastung zu erwarten. Demnach wäre in der Umgebung der Anlage eine Fläche von rund 30.000 km² in dieser Höhe verseucht und für lange Zeiträume nicht mehr nutzbar. Hinzu kommen noch die Belastungen durch die anderen langlebigen Isotope.

Bekanntlich sind die in Osteuropa gebauten RBMK-Reaktoren nicht mit westlichen Druck- oder Siedewasserreaktoren vergleichbar, so daß zu Recht konstatiert wird, daß sich ein derartiger Unfallablauf bei den letztgenannten Reaktortypen nicht ereignen könnte. Dennoch weisen viele Risikostudien Wege auf, wie es zum Schmelzen des Reaktorkerns nach Versagen der Nachwärmefuhrsysteme kommen könnte [1.1, 1.2, 1.3].

Die denkbaren Wege zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung waren in Abb. 1.3 bereits angeführt, gleichzeitig sind hier mögliche Gegenmaßnahmen zur Abwendung oder zumindest zur Milderung der Unfallfolgen aufgeführt. Mit Nachweisen zur Wirksamkeit dieser angegebenen Maßnahmen befaßt sich derzeit weltweit ein großer Teil der Reaktorsicherheitsforschung.

Offenbar sind mit Verweis auf Abb. 1.4 diese Bemühungen auch sehr notwendig, da es nach wie vor sehr große Unterschiede in den Sicherheitsstandards, beispielhaft ausgedrückt durch die zu erwartende Kernschmelzwahrscheinlichkeit (1/a), in der Welt gibt. Seit Beginn der Kernenergienutzung haben sich in den verschiedenen Ländern der Welt sehr unterschiedliche Sicherheitsstandards entwickelt. Als Beispiel sei auf die verschiedenen Ausführungsformen des Reaktorcontainments bzw. die sicherheitstechnischen Anforderungen an diese Komponenten verwiesen.

Auch die Aufwendungen für die Nachwärmeabfuhrsysteme sind für die weltweit installierten Kernkraftwerke, auch entsprechend dem Zeitpunkt ihrer Inbetriebnahme, sehr unterschiedlich.

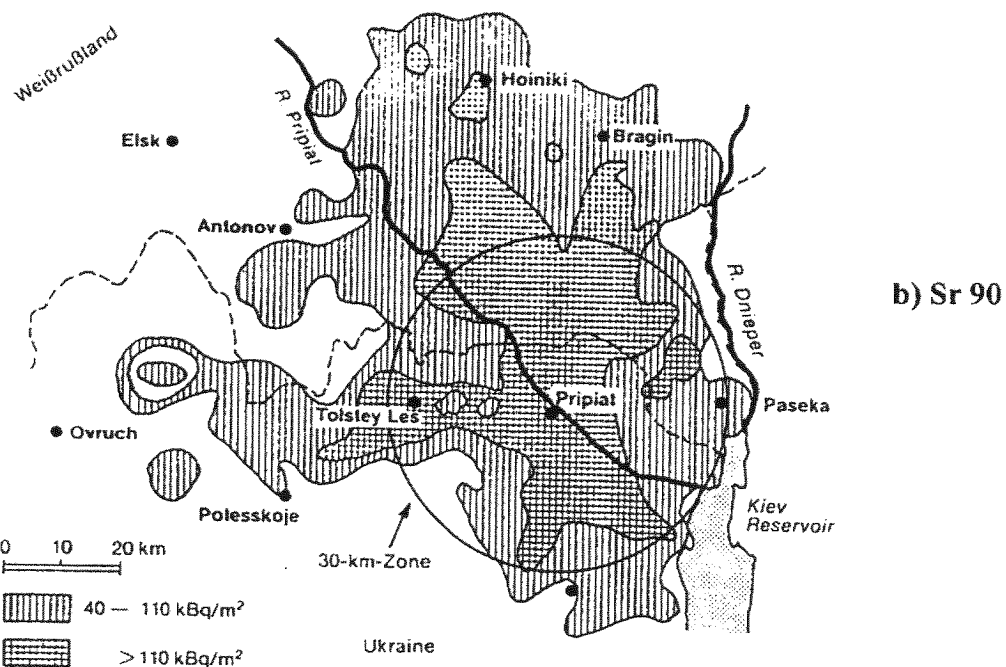
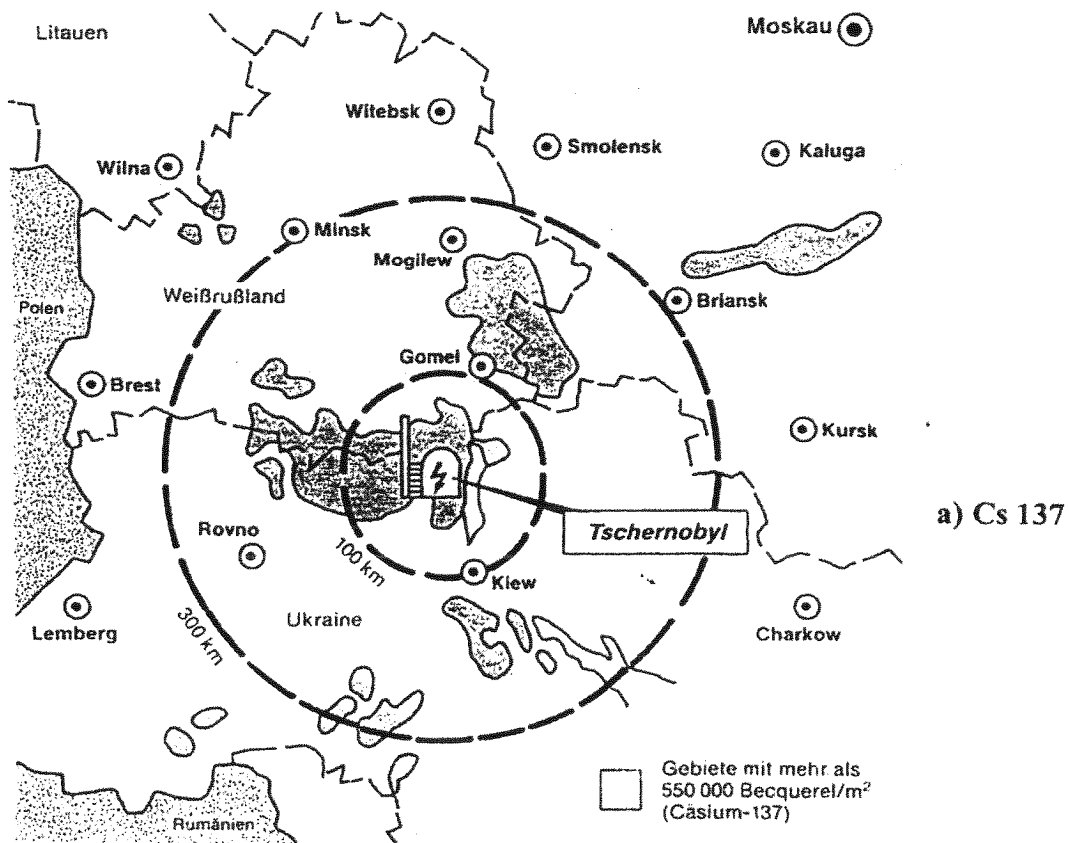


Abb. 1.6: Landkontamination nach dem Unfall in Tschernobyl in der Umgebung der Anlage
a) Cäsium 137, b) Strontium 90, [1.7]

Das Gesamtrisiko, daß weltweit ein Kernschmelzunfall und damit gegebenenfalls in großen Gebieten eine starke radiologische Belastung der Umwelt eintritt, wird bei dem Kollektiv aller vorhandenen Anlagen durch die Anlagen mit den höchsten Kernschmelzwahrscheinlichkeiten bestimmt. Abb. 1.7 gibt ein qualitatives Bild für die Zahl der weltweit vorhandenen Anlagen im Hinblick auf die Wahrscheinlichkeiten für Kernschmelzen wieder. Dieses Bild kann sich bei Alterung der Anlagen oder Erneuerung bzw. Nachrüstungen beständig verschieben. Grundsätzlich müßten hier auch fast alle älteren Forschungsreaktoren und Materialtestreaktoren mitgerechnet werden, da deren Kern bei schweren Störfällen in der Regel auch schmelzen kann und dadurch starke radiologische Auswirkungen auf die Umwelt auftreten können. Auch Einrichtungen des Brennstoffkreislaufs müssen in diese Betrachtungen mit einbezogen werden. Der Störfall in der Brennelementfabrik in Tokaimura in Japan hat jüngst bewußt gemacht, daß auch hier erhebliche Risiken zu beachten sind. Bei diesem Reaktivitätsunfall gab es bekanntlich zwei Todesopfer und es wurden bekanntlich erhebliche Mengen an radioaktiven Stoffen aus der Anlage freigesetzt.

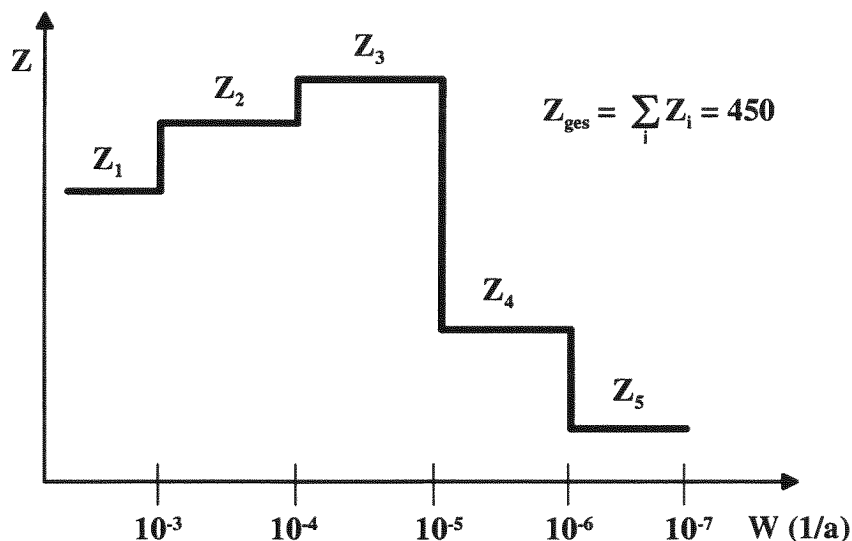


Abb. 1.7: Qualitative Darstellung für die Zahl der weltweit vorhandenen Anlagen mit bestimmten Kernschmelzwahrscheinlichkeiten

Die Stilllegung sicherheitstechnisch unzulänglicher Anlagen sowie die Nachrüstung bestehender Anlagen zwecks Verbesserung der Sicherheit sind sicherlich dringend notwendige Maßnahmen, die so schnell wie möglich durchgeführt werden müssen.

Die Einführung von neuen Kernkraftwerken, bei denen außerhalb der Anlagen bei allen Stö ereignissen nachweislich keine unzulässigen radiologischen Belastungen auftreten können, muß der konsequente Schritt in eine zukünftige Nutzung der Kernenergie sein. Die für zukünftige

Kernkraftwerke zu fordernden hohen Sicherheitsanforderungen müssen sicher auch für andere Stationen der Kette der Kernenergienutzung, d.h. bei Herstellung, Transport, Zwischenlagerung und Endlagerung abgebrannter Brennelemente bzw. anderer hochaktiver Abfallgebinde gelten.

1.2 Ergebnisse von Risikostudien

In der ersten umfassenden Risikostudie in den USA, der sog. Rasmussen Studie [1.1], wurden zu Beginn der 70er Jahre die Eintrittswahrscheinlichkeiten und die Folgen von Unfällen bei Leichtwasserreaktoren in den USA untersucht. Als wesentlicher Störfall verbunden mit großen Freisetzungen von radioaktiven Spaltprodukten in die Umgebung wurde hier der Kernschmelzunfall herausgestellt und analysiert.

Es wurden zahlreiche denkbare Störfallabläufe simuliert und sowohl ihre Eintrittswahrscheinlichkeit als auch die Störfallfolgen abgeschätzt. In die Untersuchungen wurden die Ausbreitungsbedingungen, die Zahl der strahlenexponierten Menschen in der Umgebung von Anlagen und Annahmen über die Wirkung von radioaktiver Strahlung auf Menschen einbezogen. Wesentliche Ergebnisse der Studie sind in Abb. 1.8 dargestellt.

Demnach war offenbar bei einem Kollektiv von 100 amerikanischen Anlagen (technischer Zustand 1974) als untere Grenze für das Risiko einmal in 20000 Jahren pro Reaktor mit einem Kernschmelzunfall zu rechnen. Dieser Kernschmelzunfall hätte jedoch keine Todesopfer, sondern lediglich Sachschäden verursacht. Als obere Grenze für das Risiko wurde ein Schaden angegeben, der 3300 Soforttote, 45000 Verletzte und 45000 zusätzliche Krebsfälle (Spättote verteilt über 30 Jahre) sowie einen Sachschaden von 14 Mrd. Dollar (Wert 1974) verursacht hätte. Die (komplementäre) Eintrittswahrscheinlichkeit hierfür wurde mit einmal in 10^9 Jahren pro Reaktor beziffert.

Um zu einer Bewertung des Risikos der Kernenergie zu gelangen, wurden Vergleiche zu anderen Risiken, mit denen der Mensch aufgrund von Naturereignissen leben muß bzw. mit denen er aufgrund seiner zivilisatorischen Tätigkeit bereit ist zu leben, gezogen. Hier zeigte sich recht deutlich, daß die möglichen Schäden durch Naturereignisse mit einer großen Zahl von mit einer Toten vergleichsweise hohen Wahrscheinlichkeit zu erwarten sind. Auch durch industrielle Anlagen verursachte Schäden können nach der vorliegenden Erfahrung zu zahlreichen Toten führen und haben dies in der Vergangenheit auch immer wieder getan.

Nach der Rasmussen-Studie waren die Risiken, die für die Menschen durch diese naturbedingten oder zivilisationsbedingten Ereignisse verursacht würden, ungleich größer als die, die durch Unfälle bei der Nutzung der Kernenergie zu erwarten wären.

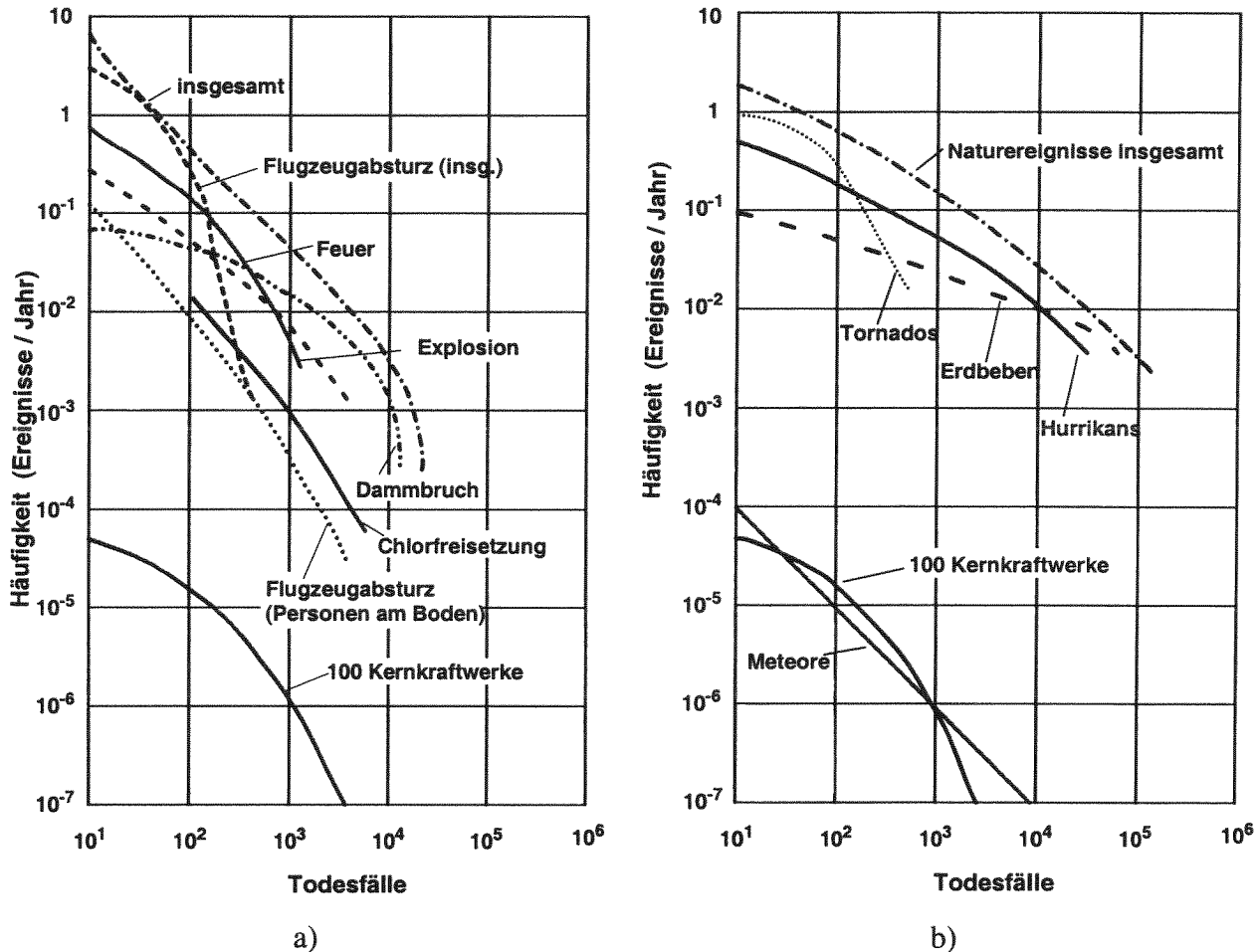


Abb. 1.8: Ergebnisse der amerikanischen Risikostudie (WASH 1400) [1.1]

- a) erwartete Häufigkeit (komplementäre) von Frühtoten durch Reaktorunfälle und durch industrielle Tätigkeiten des Menschen in den USA
- b) erwartete Häufigkeit (komplementäre) von Frühtoten durch Reaktorunfälle und Naturereignisse in den USA

Trotz dieser an sich beeindruckenden vergleichenden Darstellung ist es nicht gelungen, auf der Basis der Ergebnisse der Rasmussen-Studie in den USA und in anderen Ländern nachhaltige Akzeptanz für die Nutzung der Kernenergie zu erreichen. Sicherlich stellt diese Studie in methodischer Hinsicht einen wertvollen und wesentlichen Schritt bei der Bestimmung von Risiken dar. Notwendigerweise war die Datenbasis noch recht unzureichend und auch gewisse methodische Unzulänglichkeiten wurden des öfteren bemängelt. Insbesondere wurde das Fehlen von Fehlerbändern und der Ausweis von Unsicherheitsbereichen bei den wesentlichen Ergebnissen als verbesserungsbedürftig empfunden. Das Verdienst dieser Untersuchung bleibt, daß fundierte Beiträ-

ge zur Quantifizierung von Risiken erbracht und in der Folge weitere vertiefte Risikostudien ausgelöst und angeregt wurden.

Problematisch in der öffentlichen Diskussion war es allerdings, daß die Grenzen der Betrachtung nicht deutlich genug wurden und daß daher offenbar eine unzulässige Verwendung der Ergebnisse, die oft auf eine relativ unkritische Benutzung von Ergebnissen von Risikoberechnungen hinauslief, möglich wurde.

Praktisch jede Reaktoranlage ist an bestimmten Stellen individuell gestaltet bzw. ist durch besondere Standortbedingungen gekennzeichnet. So ist prinzipiell für jede Anlage eine Risikountersuchung notwendig, um eine Einschätzung vornehmen zu können. So wurde im Jahre 1979 die deutsche Risikostudie vorgestellt, in der das Risiko von 25 Leichtwasserreaktoren in der BRD abgeschätzt wurde [1.2]. Als Modellanlage wurde die Druckwasserreaktoranlage Biblis B herangezogen. Grundannahmen und Methoden der Rasmussen-Studie wurden weitgehend übernommen.

Auch in dieser Studie standen das Schmelzen des Reaktorkerns und daraus ableitbare radiologische Folgen im Mittelpunkt der Betrachtungen.

Die Studie beinhaltet: die Erörterung und Einordnung der auslösenden Ereignisse, die Durchführung einer Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse für die verschiedensten Störfallabläufe, Ermittlung der Aktivitätsfreisetzungen aus dem Reaktorschutzgebäude sowie die Berechnung der Unfallfolgen und schließlich die Ermittlung des Risikos. Auch Notfallschutzmaßnahmen, die risikomindernd wirken, wurden in die Betrachtungen einbezogen.

Es wurden insgesamt rund 100 Störfallabläufe untersucht, die zu Aktivitätsfreisetzungen führen könnten. Insgesamt wird die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen mit $9 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr oder mit rund einmal in 10000 Jahren angegeben. Ein großer Beitrag zum Risiko wurde für den Ausfall der Eigen- und Fremdstromversorgung (Notstromfall) bestimmt. An derartigen Stellen wurden dann im Verlauf von Nachrüstmaßnahmen auch Anlagenverbesserungen durchgeführt.

Im weiteren Verlauf der Risikoanalyse wurde das Verhalten des Reaktorschutzgebäudes nach Eintritt des Kernschmelzunfalls und das Versagen des Reaktordruckbehälters beurteilt. Infolge der schon vorher diskutierten Ereignisse kommt es gegebenenfalls zu Beschädigungen des Re-

aktorschutzgebäudes durch Überdruckversagen, Dampfexplosion, Wasserstoffdetonation oder Durchschmelzen des Fundamentes. In der Deutschen Risikostudie Phase A wurde errechnet, daß nur in 7 % der Fälle von Kernschmelzunfällen mit einem Versagen des RSG zu rechnen wäre, und daß nur in etwa 1 % der Fälle mit akuten Todesfällen zu rechnen sei. Hierfür waren dann Besonderheiten bei der Ausbreitung von Radioaktivität, in der Bevölkerungsverteilung sowie evtl. eingeleitete Notfallschutzmaßnahmen maßgeblich.

Ein wesentliches Resultat dieser Untersuchungen war damit, daß offenbar nur mit einer Häufigkeit von 10^{-6} pro Jahr größere Freisetzen nach außen auftreten würden. Bei 25 Anlagen sollten nach dieser Analyse nur einmal in 40000 Jahren Unfälle mit akuten Todesfällen zu erwarten sein. Im Bereich sehr geringer Wahrscheinlichkeiten, einmal in 2 Mrd. Jahren wurden 14.500 akute Todesfälle und 104000 Spätschäden prognostiziert (siehe Abb. 1.9).

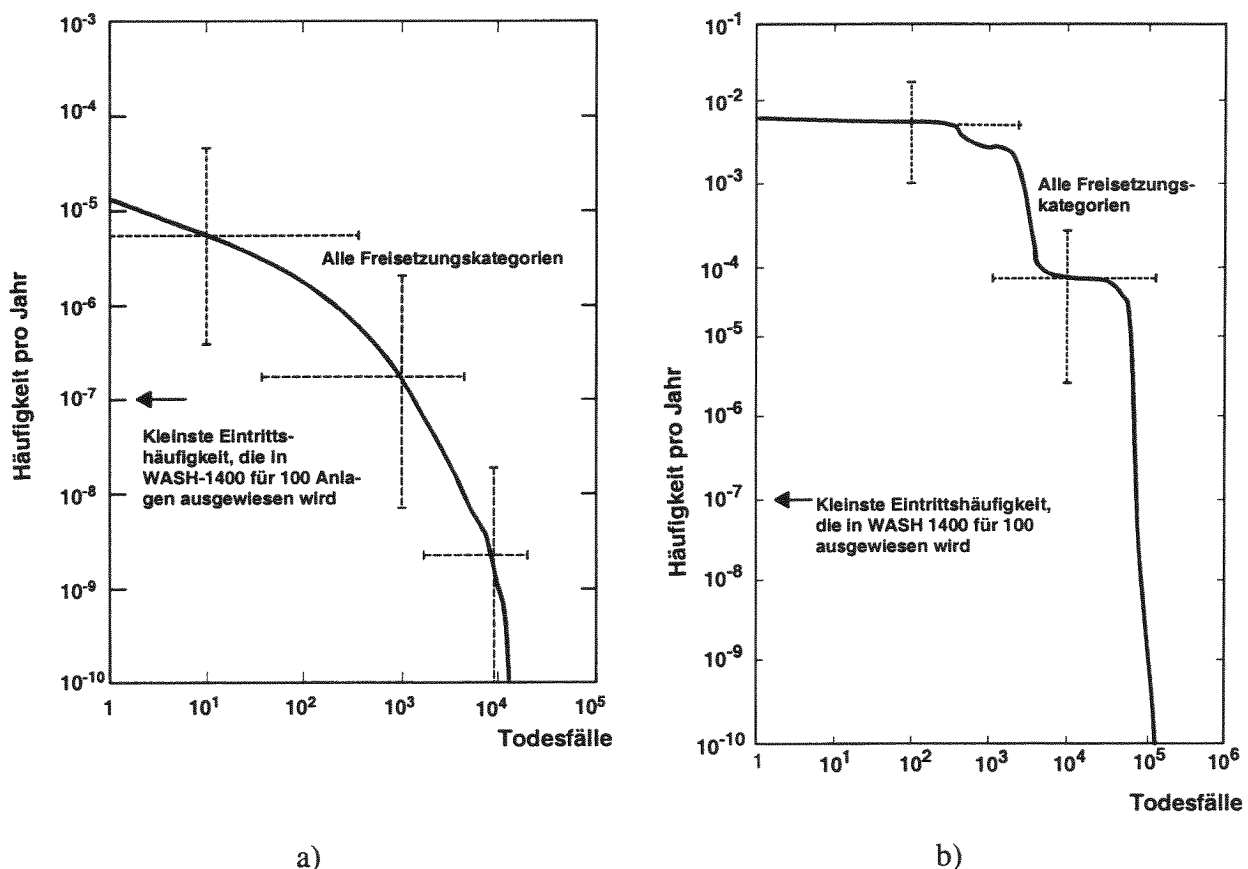


Abb. 1.9: Ergebnisse der deutschen Risikostudie Phase A [1.2]

- a): Komplementäre Häufigkeitsverteilung der frühen Todesfälle pro Jahr bei 25 Anlagen (gestrichelte Balken geben 90 %-Vertrauensbereich an)
- b): Komplementäre Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle pro Jahr bei 25 Anlagen (gestrichelte Balken geben 90 %-Vertrauensbereich an)

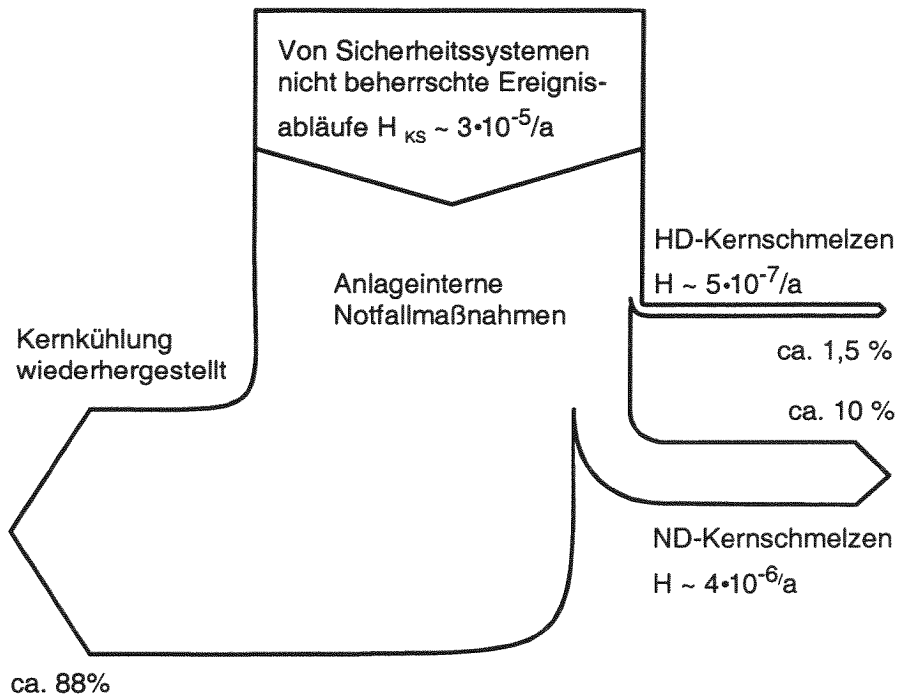
In der Tendenz sind die amerikanischen und die deutschen Ergebnisse vergleichbar, gewisse quantitative Unterschiede ergeben sich durch die unterschiedliche Anlagentechnik und durch größere Unterschiede bei der Bevölkerungsverteilung.

Im Jahre 1989 erschien Phase B der Deutschen Risikostudie für Druckwasserreaktoren [1.3]. Hier wurden Störfälle teils vertieft behandelt, teils wurden neuartige Störfälle in die Betrachtungen einbezogen. Insbesondere wurde auch die Wirkung und Bedeutung von anlageninternen Notfallmaßnahmen (Accident Management Maßnahmen) analysiert und bewertet.

In diesen Analysen konnte gezeigt werden, daß in vielen Störfällen Kernkraftwerke auch dann noch über Sicherheitsreserven verfügen können, wenn die vorgesehenen Sicherheitssysteme nicht funktionsgemäß eingegriffen haben und sicherheitstechnische Auslegungsgrenzen überschritten worden sind. So weist Abb. 1.10a aus, daß es offenbar gelingen könnte, in 88 % der Fälle, die zum Kernschmelzen führen würden, die Kernkühlung durch Notmaßnahmen wiederherzustellen. Ausgehend von einer hier insgesamt ermittelten Kernschmelzhäufigkeit von etwa $3 \cdot 10^{-5}$ 1/a (dieser Wert ist nur geringfügig niedriger als der in Phase A ($9 \cdot 10^{-5}$ 1/a ermittelte Wert)) sind Notfallmaßnahmen untersucht und eine Quantifizierung mit dem oben erwähnten Ergebnis versucht worden. So würde z.B. eine rechtzeitige Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufts oder des Sekundärsystems bzw. eine Notbespeisung primär- oder sekundärseitig in vielen Fällen ein Hochdruck-Kernschmelzen des Reaktorkerns vermeiden helfen.

Weiterhin wurden Verbesserungen der Datenbasis erreicht, Untersuchungen zu Common Cause Ausfällen (Ausfall aus gleicher Ursache bei redundanten Systemen) und Analysen zum Einfluß von menschlichen Handlungen durchgeführt. Insbesondere neu aufgenommen und vertieft behandelt wurde das schon erwähnte Hochdruck-Kernschmelzen.

Bei Verwirklichung der schon angeführten Accident Management Maßnahmen würde eine Reduktion der Kernschmelzhäufigkeit auf $3,5 \cdot 10^{-6}$ 1/a erreicht. Die Wahrscheinlichkeit für Kernschmelzen unter hohem Druck, welches ein sofortiges Versagen des Reaktorschutzgebäudes zur Folge haben könnte, betrüge dann $4,5 \cdot 10^{-7}$ 1/a. Die radiologischen Auswirkungen und die komplementären Wahrscheinlichkeiten für Früh- und Spätschäden unterscheiden sich dann nicht grundlegend von den in Phase A gewonnenen Werten.



a)

Ereignisgruppe	Beitrag zur HD-Kernschmelzhäufigkeit	Bemerkung
Lecks in einer Hauptkühlmitteleitung	 7,7%	Erwartete Häufigkeit aller Schadenszustände $2,9 \cdot 10^{-5}/a$
Lecks am Druckhalter bei Transienten und durch Fehlüffnen von Sicherheitsventil	 6,7%	Erwartete Häufigkeit aller Kernschmelzfälle (ND und ND* und HD): $3,6 \cdot 10^{-6}/a$
Betriebstransienten	 33%	Erwartete Häufigkeit aller Kernschmelzfälle unter hohem Druck: $4,5 \cdot 10^{-7}/a$
Transienten durch Frischdampfleitungslecks	 5,7%	
Anlagenexterne Ereignisse (Erdbeben und Flugzeugabsturz)	 41%	
Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung	 3,7%	

b)

Abb. 1.10: Ergebnisse der deutschen Risikostudie (Phase B), [1.3]:

- Wahrscheinlichkeit für Kernschmelzen bei modernen Druckwasserreaktoren: Einfluß von Accident Management Maßnahmen
- Beiträge einzelner Ereignisgruppen zur Häufigkeit von Hochdruck-Kernschmelzfällen (HD)

1.3 Bisherige Bewertung von Risiken in der Kerntechnik

Bislang wurden bekanntlich Ereignisse mit extremen radiologischen Störfallfolgen in den Bereich des hinzunehmenden Restrisikos eingeordnet. In Abb. 1.11 sind ausgehend vom Ansatz von Farmer [1.8] einige Sicherheitsziele im Hinblick auf die zulässige Strahlenbelastung bei Störereignissen in verschiedenen Ländern dargestellt. Bei den Farmer'schen Überlegungen (Abb. 1.11a) stand das Isotop Jod 131 ($T_{1/2} = 8,03 \text{ a}$, $E_{\beta} \equiv 0,6/0,8 \text{ MeV}$, γ) im Vordergrund der Überlegungen, da es in der ersten Zeitspanne nach der Freisetzung in die Umgebung für die Zahl der Strahlentoten ausschlaggebend sein kann, wenn nicht rechtzeitig Evakuierungen durchgeführt wurden. Entsprechend dieser Grenzkurve wurden Ereignisse oberhalb der Kurve als unzulässig eingestuft. Die Form der Kurve in doppellogarithmischer Darstellung entspricht schon in etwa der in späteren Jahren häufig benutzten Beziehung für das durch Nuklearanlagen R hervorgerufene Risiko: $R = S \cdot W$ mit S als Schadensumfang und W als Wahrscheinlichkeit für das Eintreten des Ereignisses.

In Anlehnung an die von Farmer vorgeschlagene Darstellung und in weiterer Ausgestaltung des Risikobegriffs sind dann in verschiedenen Ländern unterschiedliche Grenzkurven im Diagramm von Wahrscheinlichkeit und Schadensumfang eingeführt worden [1.9].

So wird in Frankreich (Abb. 1.11b) bei der Sicherheitsbeurteilung die Abszisse, die den Schaden charakterisiert, in vier Klassen von Auswirkungen unterteilt. Für die einzelnen Klassen, die durch die Begriffe: - normale Freisetzungen, zulässige Freisetzungen, maximal akzeptable Konsequenzen, Bewertung der Konsequenzen - charakterisiert werden, wurden anders als bei Farmer keine quantitativen Festlegungen im Hinblick auf die Freisetzungen getroffen. Es wird gefordert, daß Auslegungsstörfälle (mit einer Eintrittshäufigkeit $>10^{-6} \text{ a}^{-1}$) keine Evakuierungs- und Notfallschutzmaßnahmen notwendig machen. Eine Zunahme von Spätschäden wird dabei zugelassen. Für Unfälle (Eintrittshäufigkeit $<10^{-6} \text{ a}^{-1}$) wird gefordert, daß maximal ein Kollektivrisiko von 1 Mann rem pro Jahr und Anlage eingehalten werden muß. Es wird insgesamt erwartet, daß die wesentlichen Risiken für die Bevölkerung aus dem Normalbetrieb der Kernkraftwerke herrühren werden. In Abb. 1.11c ist eine Grenzkurve wiedergegeben, die in Argentinien definiert wurde. Hier wird die Störfallhäufigkeit mit maximal zulässigen Strahlendosen korreliert. Es ist hier erforderlich, nachzuweisen, daß denkbare Störereignisse unterhalb der Grenzkurve liegen.

Abb. 1.11d gibt die Festlegungen in der Schweiz wieder. Hier wird von einer Aufteilung auf der Ordinate, die die Wahrscheinlichkeit des Eintretens von Störereignissen charakterisiert ausgegangen: Es wird zwischen normalem Betrieb und Betriebsstörungen, Zwischenfällen (Störfällen) und Unfälle unterschieden. Es gelten folgende Werte:

- für Normalbetrieb und Betriebsstörungen (Eintrittshäufigkeit $>10^{-2} \text{ a}^{-1}$): 30 mrem;
- für Zwischenfälle (Eintrittshäufigkeit zwischen 10^{-2} a^{-1} und 10^{-4} a^{-1}): 100 mrem;
- für Unfälle (Eintrittshäufigkeit zwischen 10^{-4} a^{-1} und 10^{-6} a^{-1}): 10 rem;

Alle darüberliegenden Bereiche im W-S-Diagramm gelten als nicht akzeptierbar.

In den sicherheitstechnischen Vorgaben in Kanada (Abb. 1.11e) wurde ebenfalls der Schadensumfang durch die Ganzkörperdosen charakterisiert. Eine Eintrittshäufigkeit von 10^{-7} a^{-1} wird als unterer Wert für alle Betrachtungen gewählt. Eingezeichnet in die Abbildung sind noch Grenzen für Einzelfehler bzw. für Doppelfehler. Bei Einzelfehlern wird angenommen, daß ein normales Betriebssystem vollständig versagt, während beim Doppelfehler ein normales Betriebssystem versagt und gleichzeitig die Funktion eines Sicherheitssystems nicht gegeben ist. Ein Extrempunkt in Abb. 1.11e ist z.B. für eine Häufigkeit von 10^{-6} a^{-1} durch eine individuelle Ganzkörperdosis von 30 bis 100 rem gekennzeichnet.

Schließlich geht aus Abb. 1.11f das für Großbritannien festgelegte Konzept zur Sicherheitsbeurteilung hervor. Hier sind zunächst Korrelationen zwischen Eintrittswahrscheinlichkeiten und Dosen eingetragen. Die Grenzen sind wie folgt gezogen: einmal während der Anlagenlebensdauer (30 Jahre) ist eine Freisetzung in Höhe von 1/30 der jährlichen Dosisgrenzwerte (derzeit 500 mrem) zulässig, d.h. 17 mrem; der jährliche Dosisgrenzwert (500 mrem) ist mit einer Eintrittshäufigkeit zwischen 1/30 und 1/3000 a^{-1} zulässig; mit einer Eintrittshäufigkeit $<10^{-3} \text{ a}^{-1}$ sind Freisetzen in Höhe des Notfallrichtwertes (ERL = emergency reference level), der etwa 10 rem Ganzkörperdosis beträgt, zulässig.

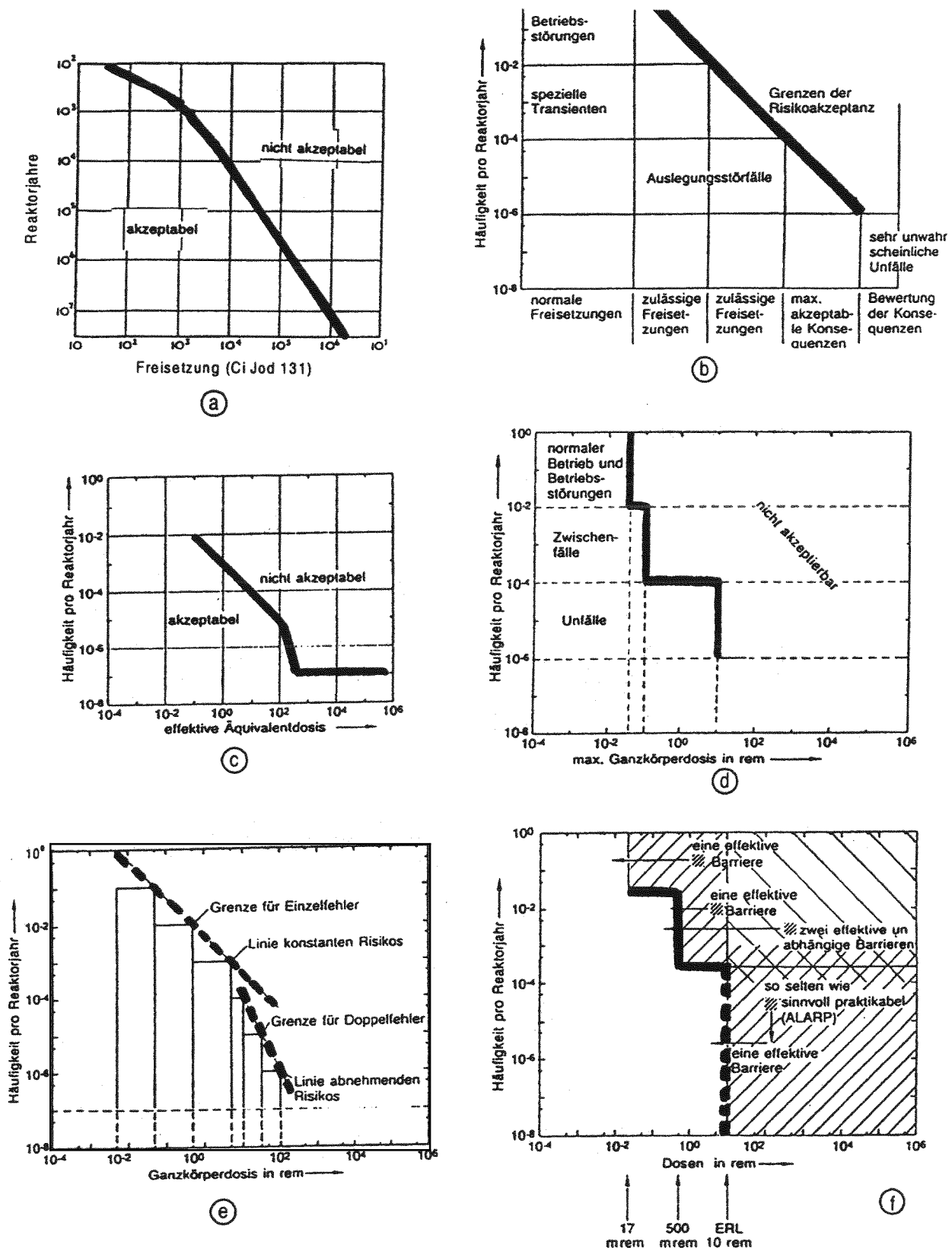


Abb. 1.11: Bisherige Konzepte zur Einordnung von Störereignissen in Anlehnung an [1.9]

- a) von Farmer vorgeschlagenes Kriterium zur Abgrenzung zulässiger und unzulässiger Freisetzungen [1.8]
- b) Einführung probabilistischer Risikoabschätzungen in die Sicherheitsanalyse (Frankreich)
- c) Grenzkurve der Comision Nacional de Energia Atomica Argentinien
- d) Probabilistische Sicherheitskriterien in der Schweiz
- e) Schadensumfang durch Grenzkörperdosis in Kanada
- f) „Assessment Reference Levels“ und das „Effektive Barrierenkonzept“ des NII, Großbritannien

Bei all diesen Einteilungen und Begriffsbildungen verbleibt ein Restrisiko, welches durch sehr kleine Wahrscheinlichkeiten und sehr hohe Schadensumfänge charakterisiert wird. Bislang wurde unterstellt, daß dieses Restrisiko von der Bevölkerung hinzunehmen ist. Durch den Unfall in Tschernobyl ist dieses Phänomen hoher Schadensumfänge allgemein bewußt geworden. Sicherlich hat hierin die Ablehnung der heutigen Form der Kernenergienutzung durch viele Menschen, insbesondere in westeuropäischen Ländern, ihre wesentliche Begründung.

Die Nutzung der Kernenergie wird wohl in Zukunft nur dann akzeptiert werden, wenn das erwähnte Restrisiko nachweislich äußerst gering ist und wenn der Nutzen der Kernenergie für die Energiewirtschaft hinreichend deutlich wird.

2 Sicherheitsanforderungen für zukünftige Kernkraftwerke

2.1 Allgemeine Anforderungen

Weiterentwicklungen der Kerntechnik gehen dahin, das Sicherheitsverhalten der Anlagen insbesondere auch bei extremen Störfällereignissen zu verbessern. Zu fordern ist für die Zukunft unter dem Aspekt einer umfangreichen weltweiten Nutzung der Kerntechnik eine sogenannte "katastrophenfreie Kerntechnik", d.h. eine Technik, bei der keine Katastrophenschutzpläne mehr erforderlich sind. Hierfür wurden bereits in der Vergangenheit Forderungen aufgestellt und Lösungsansätze untersucht.

In Veröffentlichungen der Kernforschungsanlage Jülich [2.1] und [2.2] wurde schon Anfang der 90iger Jahre eine neue Sicherheitsqualität für nukleare Anlagen formuliert:

„Eine langfristige weltweite Nutzung der Kernenergie in größerem Umfang setzt also eine neue Sicherheitsqualität voraus. Neue Sicherheitsqualität für nukleare Anlagen bedeutet, daß eine katastrophenfreie Kerntechnik entwickelt und realisiert werden muß. Der Begriff katastrophenfreie Kerntechnik impliziert, daß kein Katastrophenschutzplan mehr notwendig ist.

Bezogen auf sehr schwere Störfälle in der nuklearen Anlage bedeutet dies

- *keine Soforttoten außerhalb der Reaktoranlage als Folge eines kerntechnischen Unfalls.*
- *Spätfolgen außerhalb der Reaktoranlage für die Bevölkerung nicht nachweisbar.*
- *außerhalb der Reaktoranlage keine Landkontaminationen.*
- *keine Evakuierungen und Umsiedlungen der Bevölkerung.*
- *keine Änderung der Verzehrgewohnheiten nach einem kerntechnischen Unfall notwendig.*

Insgesamt ist die Forderung zu stellen, daß die Folgen eines Unfalls eindeutig auf die Anlage selbst beschränkt bleiben. Im Sinne der 1990 publizierten Ereignisskala der IAEA zur Einordnung von Störfällen und Unfällen, sollen Ereignisse der Kategorie 7 bei zukünftigen kerntechnischen Lösungen ausgeschlossen sein. Dieser Ausschluß soll nicht im probabilistischen Sinne gegeben, sondern muß deterministisch begründet und nachgewiesen sein. Eine Präzisierung des Begriffs katastrophenfreie Kerntechnik ist in folgender Weise möglich: Alle Störfälle, die aus inneren Eigenschaften der Anlage heraus ableitbar sind, dürfen nicht zu nennenswerten Schäden außerhalb der Anlage führen. Äußere Einwirkungen auf die Anlage, die aus der Erfahrung absehbar sind, dürfen ebenfalls nicht zu Schäden außerhalb der Anlage führen. Darüber hinausgehende Annahmen über äußere Einwirkungen (z.B. extreme Erdbeben, extreme terroristische und kriegerrische Einwirkungen) erfordern besondere Überlegungen“.

In einer Veröffentlichung der IAEA wird folgende Anforderung für die Sicherheit zukünftiger Kernkraftwerke formuliert [2.3]:

„Objectives Related to Enhancing Safety”

General Objective: *Advanced nuclear plants are expected to equal or enhance the safety characteristics of the best presently operating plants. In this regard, the general objective is to move the technology in the operation or as a result of an accident. Therefore, the goal of development programmes should be to attain improvements in the technology so as to provide a negligible radiological impact on the public in the environs of the plant who might be impacted by the broader dispersion of any released radioactive matter.*

Reducing off-site impacts of accidents: *The plant should be designed to have a minimal off-site impact as a result of accidents. The intent of development programmes related to this objective should be to re-examine each element of the defence in depth concept so as to enhance the capability to prevent, manage and mitigate accidents and reduce the off-site impact to an insignificant level, irrespective of the seriousness of the event. As such, considerations beyond those required up to now to obtain a license to construct and operate the plant may be necessary.*

For accidents considered within the licensing basis for the plant, the exposure level for any individual outside the plant boundary due to the release of radioactivity shall be less than specified by national authorities, who may wish to consider ICRP recommendations.

For all accidents, efforts should be made to design the plant so as to establish a technical basis for reducing the off-site impact of radioactivity releases to levels less than the levels which require the implementation of those aspects of emergency plans involving evacuation of the public and long term land contamination“.

Hier werden also ebenfalls bereits Anlagen gefordert, bei denen keine Katastrophenschutzpläne mehr notwendig sind.

2.2 Anforderungen von Reaktorsicherheitsgremien

Von französischen und deutschen Reaktorsicherheitsgremien wurde ein „GPR/RSK Proposal for a Common Safety approach for Future Pressurized Water Reactors“ im Mai 1993 veröffentlicht. Diese gemeinsamen Empfehlungen enthalten folgende übergeordneten Ziele [2.4]:

- „I Eine weitere Verringerung der globalen Kernschmelzhäufigkeit*
- II Praktische Eliminierung von Unfallsituationen, die frühzeitig zu großen Freisetzungen radioaktiver Stoffe führen. Wenn solche Situationen nicht als physikalisch unmöglich zu betrachten sind, müssen bei der Auslegung Vorkehrungen getroffen werden, um den praktischen Ausschluß zu erreichen.*
- III Begrenzung der radioaktiven Freisetzung nach schweren Unfällen mit Kernschäden derart, daß zeitlich und räumlich nur sehr begrenzte Maßnahmen des Katastrophenschutzes erforderlich werden (z.B. keine Evakuierung, keine Umsiedlung, zeitlich begrenztes Verbleiben in Häusern, keine langfristigen Einschränkungen beim Verzehr von Nahrungsmitteln.“*

Aufbauend auf diesen übergeordneten Zielen werden in der zitierten Publikation auch technische Prinzipien, die bei zukünftigen Leichtwasserreaktoren zu verwirklichen sind, angesprochen:

„Zum übergeordneten Ziel I:

- *Entsprechend hohe Qualität bei Auslegung, Bau und Betrieb (z.B. Bruchausschluß-Konzept)*
- *Reduzierung der Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse*
- *Verbessertes (trägeres) Anlagenverhalten*
- *Optimale Nutzung des Redundanz- und Diversitätsprinzips bei der Auslegung von Sicherheitssystemen*
- *Untersuchung eventueller Vorteile passiver Systeme*
- *Besondere Beachtung der Mensch-Maschine-Schnittstelle bei der Auslegung von Prozeduren.*

Zum übergeordneten Ziel II:

Praktisch auszuschließen sind folgende Unfallsituationen:

- *Kernschmelzunfälle mit Umgehung des Sicherheitsbehälters (Containment-Bypass-Sequenzen)*
- *Schnelle Einspeisung von großen Mengen von kaltem oder nicht boriertem Wasser in das Primärsystem (Vermeidung von Kritikalitätsunfällen)*
- *Vermeidung von Kernschmelzunfällen unter hohem Systemdruck, zuverlässige Druckabsenkung des Primärsystems, bevorzugt noch vor Beginn der Kernzerstörung*
- *Dampfexplosionen, welche die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden können*
- *Globale Wasserstoffdetonationen im Sicherheitsbehälter.*

Zum übergeordneten Ziel III:

Zur Begrenzung der radioaktiven Freisetzung sollen die folgenden Maßnahmen vorgesehen und untersucht werden:

- *Vermeiden direkter Leckagewege aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung*
- *Ständige Überwachung der Dichtigkeit des Sicherheitseinschlusses*
- *Verwendung eines inneren Liners (wenn er sich als vorteilhaft zur Verringerung der Leckrate erweist)*
- *Langfristige Abfuhr der Nachzerfallswärme ohne Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Ventile (venting)*
- *Möglichkeit, Belastungen des Sicherheitsbehälters aus globaler Wasserstoff- Deflagration und lokaler, schneller Deflagration ohne Beeinträchtigung der Dichtheitsfunktion abtragen zu können*
- *Verhinderung lokaler Wasserstoff-Detonationen und des Übergangs einer Deflagration in eine Detonation (DDT), die den Sicherheitsbehälter und die inneren Strukturen gefährden können*
- *Untersuchung aller Maßnahmen zur Begrenzung der Konzentration brennbarer Gase (Rekombinatoren, Zünder, ggf. Inertisierung)*
- *Verhinderung der Durchdringung der Bodenplatte durch geschmolzenes Kernmaterial.“*

An vielen dieser Aspekte wird heute weltweit zur Erhöhung der Sicherheit von wassergekühlten Reaktoren gearbeitet.

2.3 Forderungen des modifizierten deutschen Atomgesetzes

In Deutschland ist mit der Änderung des Atomgesetzes (im Jahre 1994) für zukünftige Anlagen der wohl weltweit höchste sicherheitstechnische Anspruch festgeschrieben. Im Gesetzestext (§7, Absatz 2a) heißt es hierzu [2.5]:

„In § 7 wird nach Absatz 2 folgender Absatz 2a eingefügt:

(2a) Bei Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen, die der Erzeugung von Elektrizität dienen, gilt Absatz 2 Nr. 3 mit der Maßgabe, daß zur weiteren Vorsorge gegen Risiken für die Allgemeinheit die Genehmigung nur erteilt werden darf, wenn auf Grund der Beschaffenheit und des Betriebs der Anlage auch Ereignisse, deren Eintritt durch die zu treffende Vorsorge gegen Schäden praktisch ausgeschlossen ist, einschneidende Maßnahmen zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen außerhalb des abgeschlossenen Geländes der Anlage nicht erforderlich machen würden; die bei der Auslegung der Anlage zugrunde zu legenden Ereignisse sind in Leitlinien näher zu bestimmen, die das für die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz zuständige Bundesministerium nach Anhörung der zuständigen obersten Landesbehörden im Bundesanzeiger veröffentlicht. Satz 1 gilt nicht für die Errichtung und den Betrieb von Anlagen, für die bis zum 31. Dezember 1993 eine Genehmigung oder Teilgenehmigung erteilt worden ist, sowie für wesentliche Veränderungen dieser Anlagen oder ihres Betriebes.“

In der Einzelbegründung der Vorlage für die parlamentarische Beratung werden Begriffe aus dem Text des Absatzes (2a) näher bestimmt. Es wird dort gefordert, daß „Unfälle mit Kernschmelze“ beherrscht werden und „Evakuierungen“ nicht notwendig sind. Die Schäden durch radioaktive Stoffe müssen damit auf den Bereich der Kraftwerksanlagen beschränkt bleiben (Abb. 2.1) [2.6].

Es ist deutlich darauf hinzuweisen, daß dieses Gesetz sich auf neue Kernkraftwerke bezieht, laufende Anlagen sind ausgenommen. Offenbar sind zunächst auch Forschungs- und Materialtestreaktoren ausgenommen, aber es ist sicherlich eine verständliche Forderung, daß auch derartige Anlagen in Zukunft höchste Sicherheitsanforderungen erfüllen müssen. Die neue Sicherheitsanforderung gilt offenbar unabhängig von Wahrscheinlichkeiten für das Auftreten der Störereignisse.

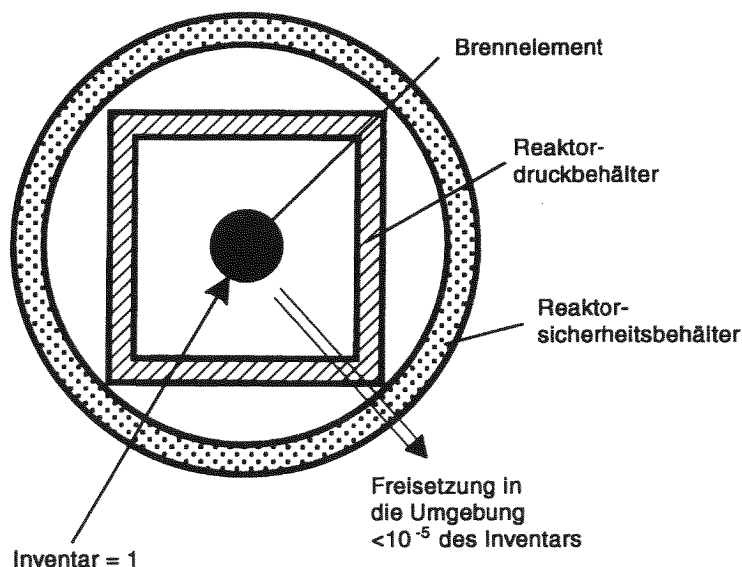


Abb. 2.1: Anforderungen des modifizierten deutschen Atomgesetzes im Hinblick auf die Rückhaltung der Spaltprodukte innerhalb der Anlage bei allen Unfällen

3 Ansätze zur Konkretisierung der neuen Sicherheitsanforderungen

3.1 Übersicht über Anforderungen

Im folgenden sollen verschiedene Ansätze zur Erläuterung der neuen Sicherheitsanforderungen und damit der Sicherheitseigenschaften zukünftiger kerntechnischer Anlagen, besonders zur Klärung der Begriffsbildung „katastrophenfreie Kernenergie“, diskutiert werden.

Als katastrophenfrei soll eine zukünftige Kerntechnik dann angesehen werden, wenn folgende Bedingungen erfüllt sind:

- Es darf keine Soforttoten außerhalb der kerntechnischen Anlage durch Einwirkung von radioaktiver Strahlung geben.
- Es darf keine Spättoten durch Krebserkrankungen in der Bevölkerung geben, bei denen sich die Erkrankung auf die Folgen eines kerntechnischen Unfalls zurückführen läßt.
- Evakuierungen der Bevölkerung dürfen nach Störereignissen in kerntechnischen Anlagen nicht notwendig sein.
- Kerntechnische Störereignisse dürfen keine Freisetzungen langlebiger radioaktiver Isotope in solcher Höhe verursachen, daß Umsiedlungen notwendig werden.
- Nach einem kerntechnischen Störereignis darf die Erzeugung von Nahrungsmitteln nicht wesentlich beeinträchtigt sein.

Der Geltungsbereich eines derartig weitgehenden Anspruchs muß definiert werden (Abb. 3.1).

Die angeführten Forderungen müssen danach zunächst für alle Störereignisse erfüllt werden, die sich aus inneren Ursachen innerhalb der Anlage, d.h. aus dem Funktionsprinzip der Anlage, ableiten lassen. Hier sind im wesentlichen Störungen der Neutronenbilanz, der Wärmebilanz des Reaktors sowie Komponentenschäden im Primärkreis zu berücksichtigen.

Die genannten Forderungen müssen auch für alle Störereignisse von außen erfüllt sein, die absehbar sind und schon heute im Genehmigungsverfahren behandelt werden. Hier dominieren mechanische Belastungen auf die Anlage aus Flugzeugabstürzen und Erdbeben.

Darüber hinaus werden immer wieder Störungen, die von außen auf die Anlage einwirken könnten und die weit über die Klasse der absehbaren Ereignisse hinausgehen, erörtert. Diese Kategorie umfaßt z.B. schwerwiegende Vorkommnisse wie Sabotage, kriegerische Einwirkung, extreme Erdbeben sowie Abstürze von Meteoriten.

Diese letztgenannte Kategorie umfaßt zum Teil Störereignisse, gegen die keinerlei Auslegung möglich sein wird, so z. B. der Absturz von größeren Meteoriten direkt auf die Reaktoranlage.

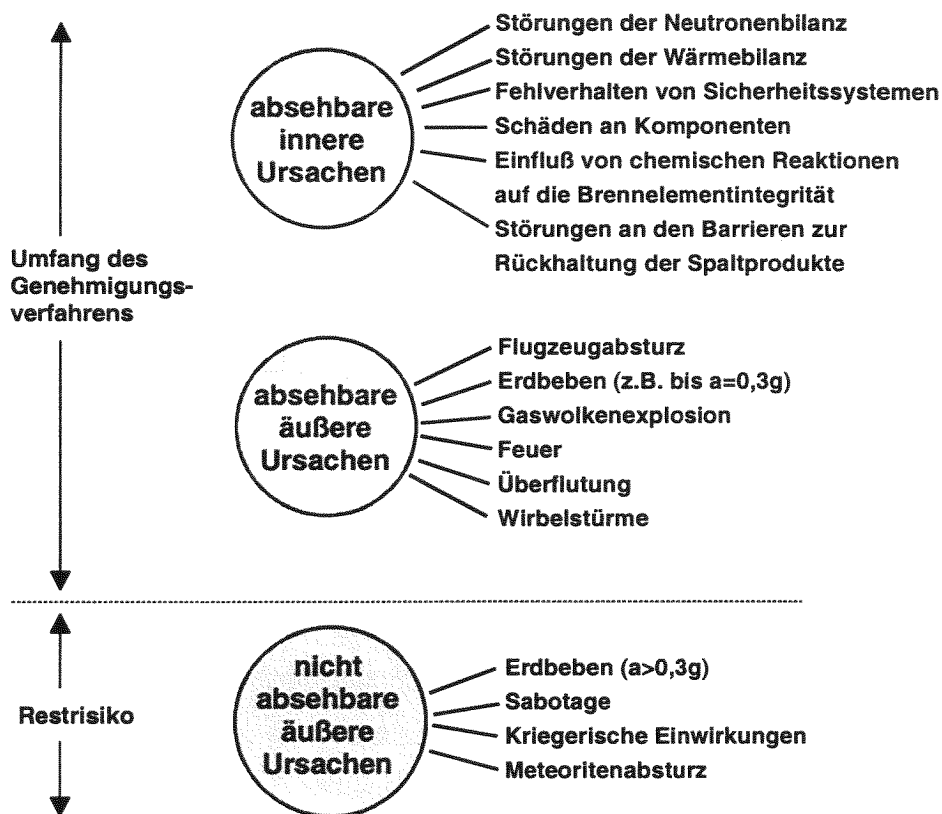


Abb. 3.1: Zum Geltungsbereich einer zukünftigen „katastrophenfreien“ Kerntechnik

Im folgenden wird mit verschiedenen Ansätzen versucht, die neuen Sicherheitsanforderungen zu konkretisieren oder gegen heutige Vorstellungen und Anforderungen auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit abzugrenzen. Folgende Ansätze werden diskutiert:

- Einordnung von kerntechnischen Störereignissen entsprechend der IAEA (INES = International Event Scale).
- Beurteilung entsprechend der notwendigen Umsiedlungsflächen, die sich aus Ergebnissen von Risikostudien ergeben.

- Eingrenzung von zulässigen Früh- und Spätschäden nach kerntechnischen Unfällen auf der Basis von Risikostudien.
- Begrenzung der gesamten durch kerntechnische Unfälle hervorgerufenen monetären Schäden sowie Versicherbarkeit von kerntechnischen Großschäden.
- Berechenbarkeit von externen Kosten.
- Nachhaltigkeit bei der Kernenergienutzung.

3.2 Einordnung von kerntechnischen Schäden entsprechend der IAEA-Skala

Von der IAEA wurde 1992 eine Skala eingeführt (INES) [3.1], nach der Störereignisse in Kernkraftwerken je nach der Höhe der radiologischen Auswirkungen eingeordnet werden können (s. Abb. 3.2). Demnach müssen Reaktoren in Zukunft, z. B. nach den Erfordernissen des deutschen Atomgesetzes für zukünftige Kernkraftwerke, so gestaltet sein, daß Ereignisse der Kategorie 4 bis 7 ausgeschlossen sind.

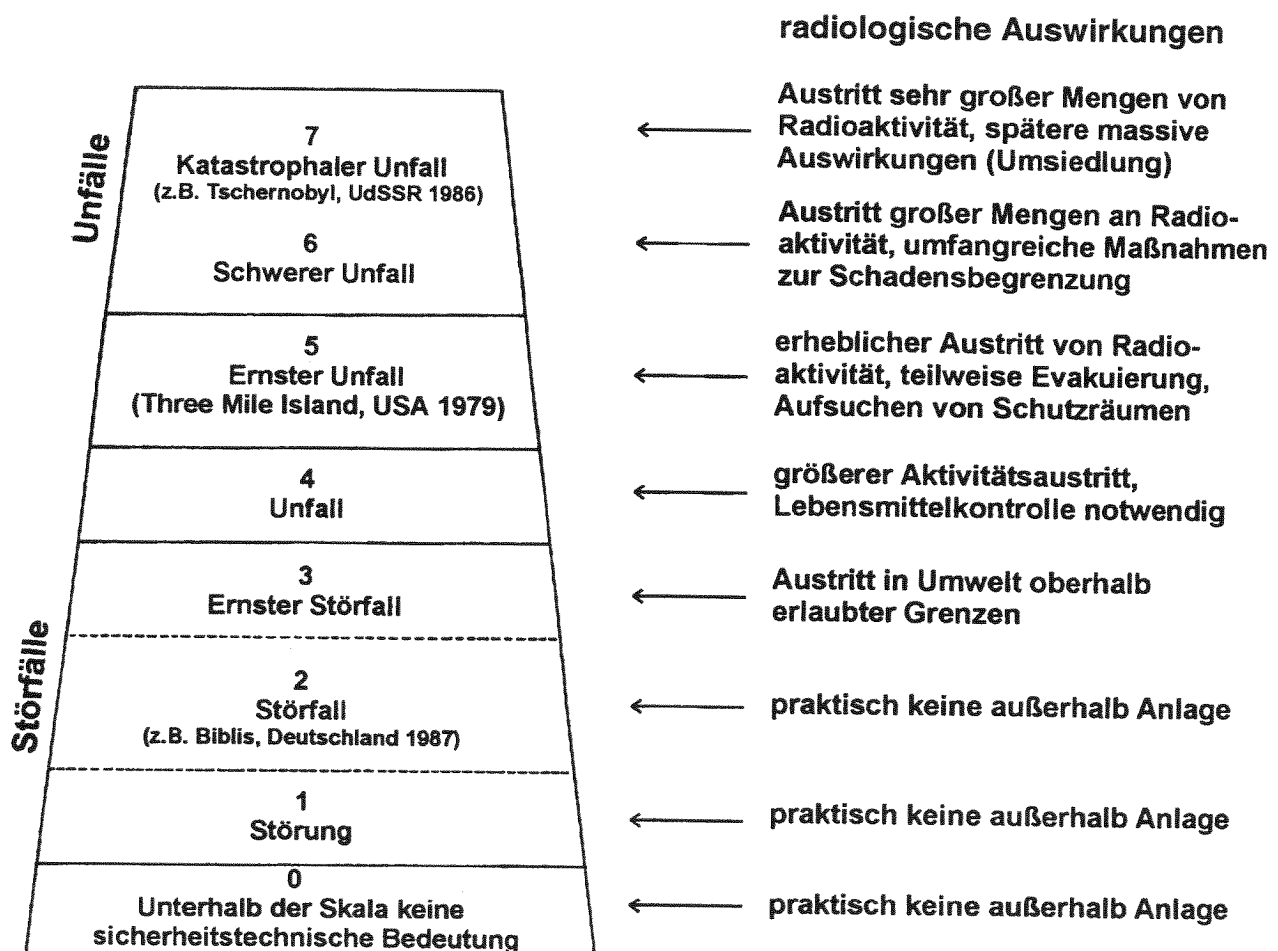


Abb. 3.2: Die Skala der IAEA: INES (International Event Scale, 1992)

Im Sinne dieser Skala war das Ereignis in Tschernobyl 1986 [3.2] eine Katastrophe und in die Kategorie 7 einzuordnen. Beim Kraftwerk TMI [3.3] kam es zwar aufgrund des partiellen Kernschmelzens zum Verlust der gesamten Anlage - einschließlich der danach notwendigen Aufwendungen für die Aufräumarbeiten war dies fast eine wirtschaftliche Katastrophe für den Betreiber, - jedoch waren die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung sehr gering und somit konnte das Ereignis in Kategorie 5 eingereiht werden. Fast alle in den letzten 10 Jahren in Deutschland bekannt gewordenen Vorfälle in Kernkraftwerken konnten in die Kategorie 1 oder darunter eingruppiert werden und wiesen danach praktisch keine radiologische Relevanz auf [3.4].

3.3 Beurteilung entsprechend der notwendigen Umsiedlungs- und Evakuierungsfläche

Eine Möglichkeit der Beurteilung von Langzeitkontaminationen von Land ergibt sich im Anschluß an die Ergebnisse von Risikostudien. Hier sei die deutsche Risikostudie als Beispiel [3.5] herangezogen. Die Langzeitfolgen der Deposition von langlebigen Isotopen (Cäsium, Strontium) werden im Hinblick auf notwendige Umsiedlungsmaßnahmen untersucht. Es ergibt sich z.B., daß bei vollständiger Freisetzung des gesamten Cäsium-137-Inventars einer 3800 MW_{th} Anlage unter Annahme der üblichen Ausbreitungsbedingungen in Deutschland nach einem gravierenden Kernschmelzunfall und nachfolgender Containmentbeschädigung bis zu 100000 km² Landfläche langfristig nicht nutzbar wären (s. Abb. 3.3). Das Inventar an Cs 137 in einem großen DWR beträgt rund 220 GBq ($6 \cdot 10^6$ Ci). Verteilt man diese Aktivität auf einer Fläche von 10^5 km², so resultiert eine spezifische Flächenbelegung von 250 Bq/cm². Für Cs 137 ($E_\gamma = 0,67$ MeV) bedeutet dies eine Dosisleistung von etwa 8 mSv/a. Dieser etwa 8-fache Wert der natürlichen Belastung macht das Land unter Beachtung zulässiger radiologischer Grenzwerte unbewohnbar.

Katastrophenfreie Kerntechnik bedeutet in Abb. 3.3, daß die radiologischen Schäden auf die Anlage selbst begrenzt bleiben, d.h. daß die kontaminierte Fläche kleiner als etwa 1 km² bleiben muß. Damit kommt man zum Schluß, daß nur rund 10^{-5} des Inventars an Cäsium 137 aus der Anlage freigesetzt werden dürfen. Natürlich hängt die Beurteilung noch vom gewählten Ausbreitungsverhalten der radioaktiven Isotope ab. Ähnliche Betrachtungen müssen weiterhin auch für die übrigen langlebigen Isotope (Strontium, Plutonium) angestellt werden, hierdurch verschärft sich die Bewertung noch weiter.

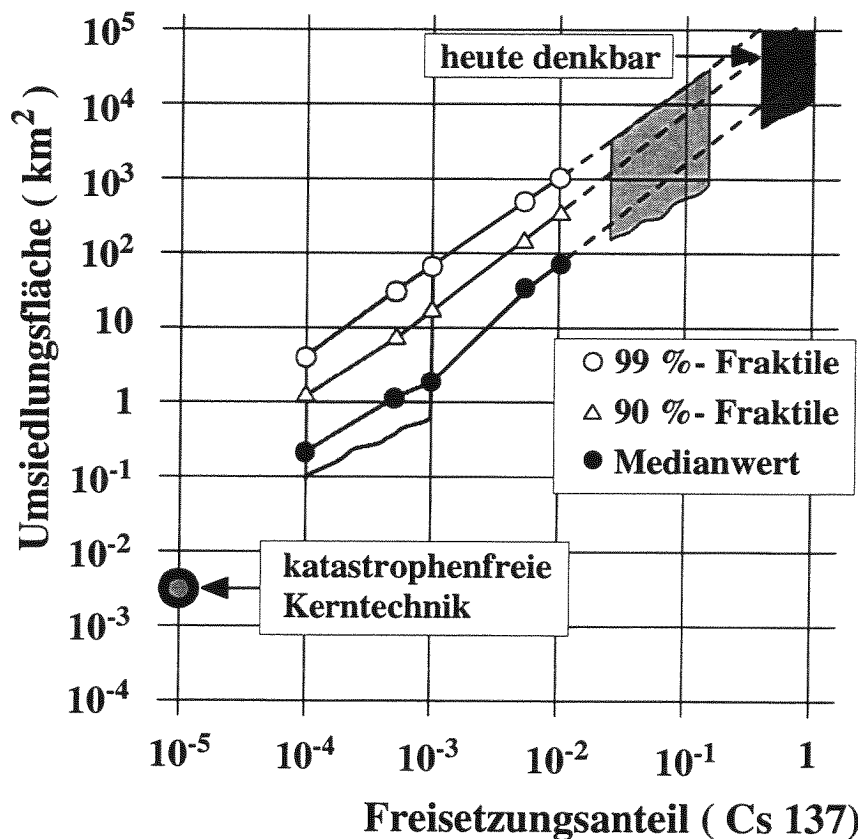


Abb. 3.3: Freisetzung von Cäsium 137 in die Umgebung und potentiell langfristig verseuchte Fläche in Deutschland (Leistung des Reaktors 3800 MW_{th}) [in Anlehnung an 3.6]

Auch eine Betrachtung der notwendigen Evakuierungsfläche, die in Risikostudien für sehr schwerwiegende Ereignisse ausgewiesen werden, ergibt eine ähnliche Größenordnung für erlaubte Freisetzungssanteile aus dem Core. Abb. 3.4 zeigt die relevanten Flächen in Abhängigkeit vom Freisetzungssanteil. Bei kleinen Freisetzungssanteilen ist insbesondere der Anteil der Edelgasfreisetzung von Bedeutung. Die Bedeutung einer Rückhaltung auch von Edelgasen für eine gewisse Zeit im Reaktorschutzgebäude wird hier deutlich.

Aus diesem Diagramm kann gefolgert werden, daß eine Begrenzung der integralen Freisetzung auf etwa 10⁻⁵ des Coreinventars bei Annahme der üblichen Ausbreitungsbedingungen eine Zwischenspeicherung der Edelgase erforderlich machen würde. So dürfte dann eine Beschränkung der Evakuierung auf den Anlagenbereich möglich werden.

Damit wäre insgesamt den Anforderungen des modifizierten deutschen Atomgesetzes für zukünftige Kernkraftwerke soweit Rechnung getragen, daß keine Evakuierungen und Umsiedlungen in zukünftig gebauten Kernkraftwerken notwendig sein dürfen.

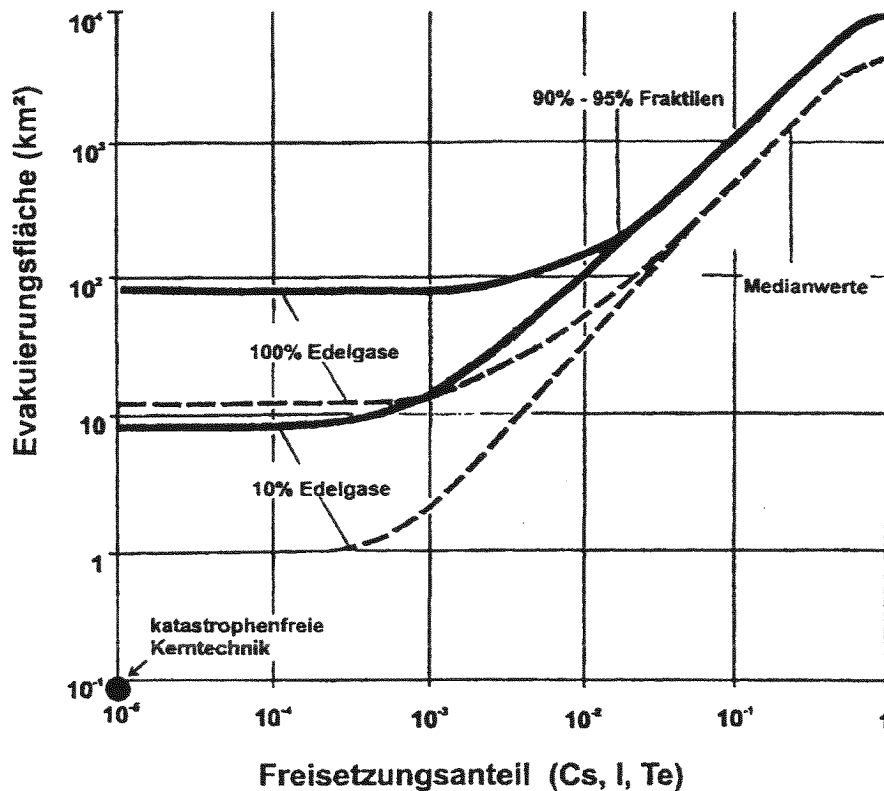


Abb. 3.4: Evakuierungsflächen in Abhängigkeit von der Höhe von Radionuklidfreisetzungen (Cs, I, Te sowie Edelgas-Freisetzungen bei einer 3800 MW_{th}-Anlage) [in Anlehnung an 3.7]

3.4 Begrenzung der Anzahl von Früh- und Spätschäden nach kerntechnischen Unfällen

Auch die Ergebnisse von Risikostudien, z.B. die der deutschen Risikostudie für Frühschäden und Spätschäden durch kerntechnische Unfälle in der Bevölkerung, eröffnen einen Weg zur Definition des Begriffs „katastrophenfreie Kerntechnik“. Abb. 3.5 zeigt die komplementären Häufigkeitsverteilungen für Früh- und Spätschäden als Ergebnisse der deutschen Risikostudie, Phase B [3.5].

Hohe Schadensumfänge, d.h. große Zahlen von Schäden in der Bevölkerung, wurden bislang aufgrund der sehr niedrigen Wahrscheinlichkeiten in das Gebiet des hinzunehmenden Restrisikos verwiesen.

Nach dem modifizierten deutschen Atomgesetz sind offenbar Ereignisse in den Gebieten innerhalb der Abbildungen 3.5, die sich rechts von den eingezeichneten vertikalen dicken Linien befinden, in Zukunft nicht zulässig. Vielleicht ist diese Trennlinie bei den Frühschäden bei etwa 10 Todesfällen zu ziehen, um die Beschränkung auf den Anlagenbereich zu charakterisieren, und

bei den Spätschäden bei rund 10^4 Todesfällen anzusetzen, um einen Wert einzuhalten, der kleiner als die statistische Schwankung in der Zahl der Krebstoten ist, die in der Bevölkerung in jedem Fall auch ohne Nutzung der Kernenergie auftreten. In jedem Fall verlieren in Zukunft die Wahrscheinlichkeiten bei der Bewertung der Schadensumfänge an Bedeutung, da hohe Schadensumfänge außerhalb der Reaktoranlage aufgrund der gesetzlichen Vorgaben auszuschließen sind.

Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen und probabilistische Analysen der Anlagen behalten allerdings ihre große Bedeutung im Hinblick auf das Auffinden von Schwachstellen, zur Gewinnung von Anlagen know-how und von Hinweisen zur Verbesserung der Anlagen sowie für sicherheitstechnische Vergleiche von Systemen.

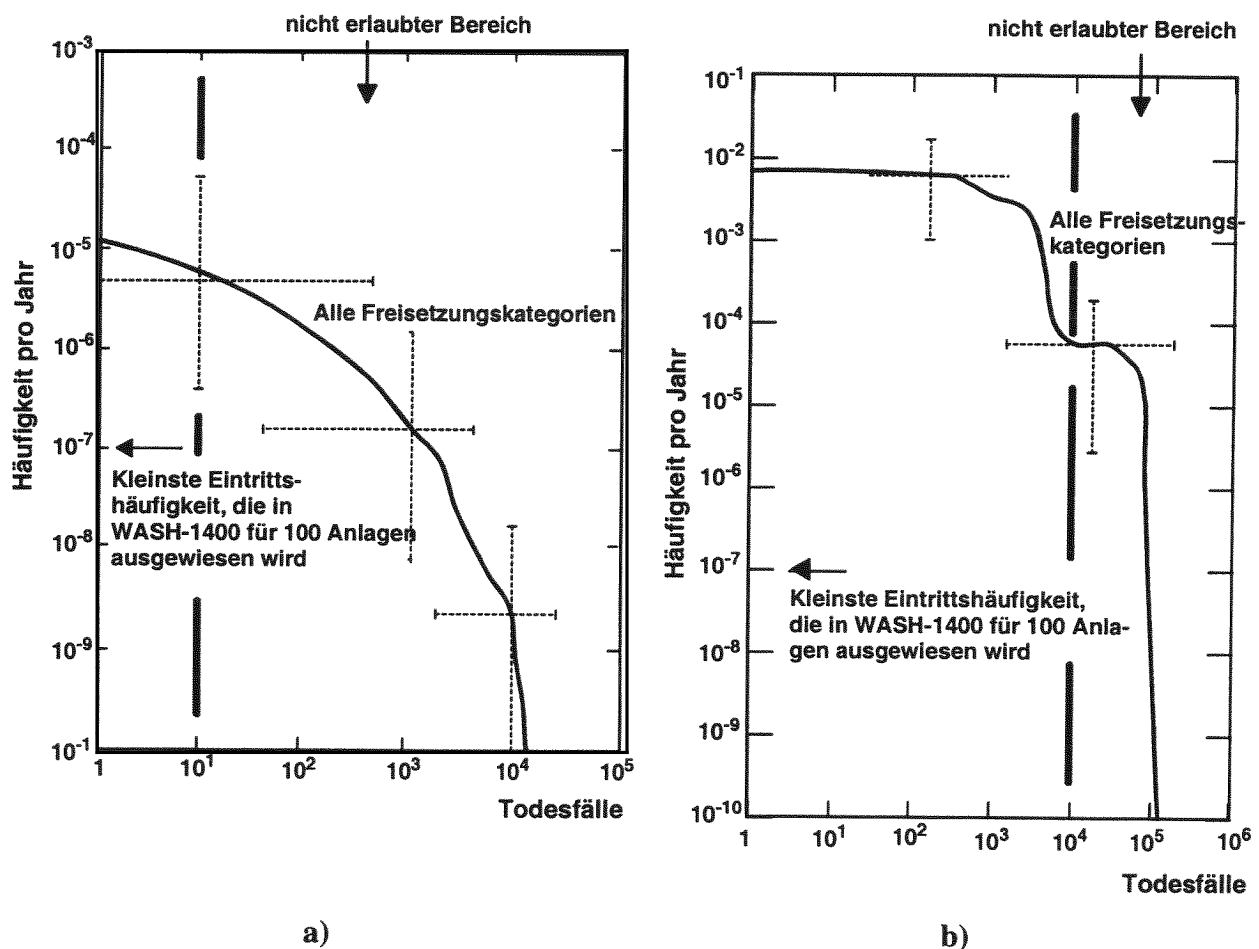


Abb. 3.5: Ergebnisse der Deutschen Risikostudie, Phase B [3.5]

- a) komplementäre Häufigkeitsverteilung der frühen Todesfälle pro Jahr bei 25 Anlagen (gestrichelte Balken geben 90%-Vertrauensbereich an)
- b) komplementäre Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle pro Jahr bei 25 Anlagen (gestrichelte Balken geben 90%-Vertrauensbereich an)

3.5 Begrenzung von monetären Schäden bei kerntechnischen Großschäden

Eine weitere Möglichkeit der Beurteilung, was unter „katastrophenfreier Kerntechnik“ zu verstehen ist, zeichnet sich mit Blick auf Abb. 3.6 ab. Hier sind die materiellen Gesamtschäden aufgetragen, die sich als Folge von schweren Reaktorunfällen ergeben könnten.

In einer Untersuchung der Prognos AG [3.7] wurden aufbauend auf den Ergebnissen der deutschen Risikostudie für einen besonders gravierenden Störfall (Hochdruck-Kernschmelzen beim Druckwasserreaktor, schnelles Versagen des Reaktorschutzgebäudes, großräumige Langzeitkontamination) die Unfallfolgen monetarisiert. Sowohl der Verlust an Menschen als auch an Gesundheit, charakterisiert durch Krebserkrankung, und Verluste an materiellen Ressourcen (Land, Investitionen sowohl in privaten und industriellen Besitz als auch in die Infrastruktur) wurden hier berücksichtigt (Tab. 3.1).

Schadensart	Personenanzahl	spezifische Kosten	Kosten
Personenschäden (Tod)	1,68 Mio Personen	6 Mio DM/Person	10 080 Mrd. DM
Personenschäden (Krebserkrankung)	0,773 Mio Personen	0,5 Mio DM/Person	386 Mrd. DM
Sachschäden			200 Mrd. DM
Gesamt			10 660 Mrd.DM

Tab. 3.1: Monetarisierung der Schäden bei einem extremen kerntechnischen Unfall in Deutschland [3.7] (Hochdruck-Kernschmelzen beim DWR, schnelles Versagen des Reaktorschutzgebäudes, großräumige Langzeitkontamination, radiologische Folgen nach DRS Phase B)

Die Autoren haben hierbei unterstellt, daß beim Reaktorunfall von Tschernobyl der Bevölkerung eine Kollektiv-Äquivalentdosis von 240 Mio. Personen-rem appliziert worden wäre. Sodann wurde diese Dosis mit einem Faktor 2 multipliziert, um der bei einem extremen Unfall an einem DWR zu erwartenden höheren Spaltproduktfreisetzung Rechnung zu tragen. Schließlich wurde noch mit einem Faktor 7 multipliziert, um der höheren Bevölkerungsdichte in einem 50 km Radius (245 Einwohner/km² in Deutschland anstelle von 35 Einwohner/km² in der Umgebung von Tschernobyl) um das Kernkraftwerk (in Deutschland) herum Rechnung zu tragen. Die so modifizierte Kollektivdosis (3360 Mio. Personen-rem) wurde dann zugrundegelegt, um mit Hilfe der von der Internationalen Strahlenschutzkommission festgelegten Risikokoeffizienten Personen-

schäden zu berechnen. Pro 1 Million Personen-rem sind nach dieser Festsetzung 500 tödlich verlaufende Strahlenkrebsschäden, 100 nicht-tödliche Krebsfälle und 130 schwere Erbschäden zu erwarten. Erbschäden werden monetär wie nicht tödliche Krankheiten bewertet (0,5 Mio. DM/Person), während Todesfälle mit 6 Mio. DM/Person in die Rechnung eingehen. Der hier ausgewiesene Gesamtschaden von 10660 Mrd. DM sowie die Methoden der Ermittlung haben natürlich sofort massive Widersprüche ausgelöst. So kommt eine anschließende Untersuchung [3.8], bei der die Tschernobyl-Kollektivdosis wesentlich niedriger angesetzt wurde (60 Mio. Personen-rem), der Bevölkerungsfaktor wegen des größeren Verteilungsgebietes niedriger (3,5 statt 7) sowie der Wert eines statistischen Menschenlebens niedriger (5,3 Mio. DM/Person) gewählt wurden, zu deutlich niedrigeren monetären Schäden. Hier wurde eine Gesamtschadenshöhe von etwa 1000 Mrd. DM ermittelt.

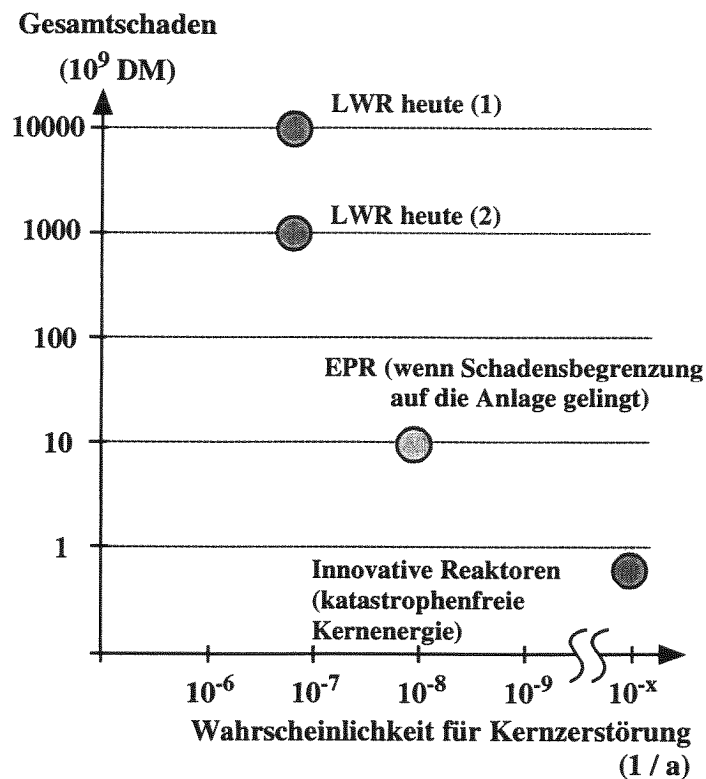


Abb. 3.6: Monetäre Schäden verursacht durch kerntechnische Unfälle in Abhängigkeit von der Wahrscheinlichkeit des Auftretens ① nach Studie von Ewers/Reining (Prognos) [3.7], ② nach Zahlen von Friedrich [3.8]

Beide Werte sind extrem hoch, wenn auch die Wahrscheinlichkeit des Eintretens eines derartigen Schadens als sehr niedrig ($<10^{-7}$ 1/a) angesehen wird. Die Erkenntnis, daß ein derartiges Vorkommnis für ein Land katastrophal wäre und nicht eintreten darf, war sicher ein wesentlicher

Anlaß für die Formulierung des modifizierten deutsche Atomgesetzes von 1994 für zukünftige Kernkraftwerke.

Eine etwas anders angelegte Betrachtung zu materiellen Schäden führt ebenfalls auf die vorher diskutierte Größenordnung der monetären Schäden: Ein lang andauernder Verlust von 10 % der Fläche in Deutschland durch Kontamination führt zu einer entsprechenden Reduktion des Bruttosozialprodukts. Ausgehend von einem Wert des Bruttosozialprodukts von derzeit rund 3000 Mrd. DM/a in Deutschland entspräche ein Verlust von 10 % der Fläche (und damit des Wirtschaftslebens) einem Wertverlust von 300 Mrd. DM/a. Kapitalisiert bedeutet dies dann ebenfalls eine Summe von rund 3000 Mrd. DM, d.h. einer Zahl, die in der zuvor abgeschätzten Größenordnung liegt.

Wenn die EPR-Entwicklung erfolgreich durchgeführt werden kann und der Nachweis der Begrenzung der Störfallfolgen auf die Anlage gelingt, wäre hier als denkbarer Schaden mit dem Verlust der Anlageninvestition und den Kosten für die Beseitigung der Kernschmelze zu rechnen. Hierfür könnte ein Betrag von 10 bis 20 Mrd. DM eine angemessene Schätzung sein. Ob eine Wahrscheinlichkeit von 10^{-8} a^{-1} , die als Grenze für dieses Sicherheitskonzept erwartet wird, akzeptabel sein wird, bleibt der Entwicklung der Zukunft vorbehalten.

Katastrophenfreie Kerntechnik bedeutet in diesem Bild eine Begrenzung der Schäden auf die Anlage und damit bei Anlagen kleiner Leistung auf den Verlust der Anlage mit einem Wert von unter 1 Mrd. DM. Diesem Ereignis wird hier eine Wahrscheinlichkeit 10^{-x} zugeordnet, wobei x eine sehr hohe Zahl sein sollte, um das wirtschaftliche Risiko des Betriebes zu reduzieren. Eine Gefährdung der Umgebung wird dadurch nicht beschrieben. Die Größe von x muß noch durch weiterführende Analysen bestimmt werden. Die Erhöhung dieser Zahl und die Nachweisführung zu ihrer Bestätigung ist die eigentliche Aufgabenstellung bei der Sicherheitsforschung für alle innovativen Reaktorsysteme für die zukünftige Nutzung der Kernenergie.

Die hohen Schadenssummen in Abb. 3.6 machen im übrigen noch einen weiteren Aspekt der Kerntechnik deutlich, der in Zukunft eine Lösung erfordert. Bei verstärkter und langfristiger Nutzung der Kernenergie muß das Risiko, welches durch die Anlagen der Allgemeinheit zugemutet wird, versicherbar sein. Es ist einleuchtend, daß für Anlagen mit dem ausgewiesenen sehr hohen Schadensumfang offenbar keine Versicherungen möglich sind. Es gibt derzeit nur eine Versicherung für Schäden, die dem Anlagenbetreiber an der Anlage selbst (Maschinenversicherung) ent-

stehen können und eine Haftung für eine vergleichsweise sehr niedrige Schadenssumme für Schäden, die durch die Anlage in der Umgebung angerichtet werden könnten. Es handelt sich um eine Größenordnung von 1 Mrd. DM, was angesichts der denkbaren Schadenshöhen völlig unzureichend ist. Schäden in der Größenordnung von 10 bis 20 Mrd. DM könnten in Zukunft evtl. versicherbar werden, wenn es einen größeren Pool von Anlagen gäbe, bei denen allerdings gleiche Sicherheitsqualität notwendig wäre. Schäden, die nachweisbar im Bereich um 1 Mrd. DM blieben, wie es der Fall der katastrophenf freien Kerntechnik mit sich brächte, wären in Zukunft versicherbar.

Zusammengefaßt bedeutet die Realisierung einer katastrophenf freien Kerntechnik, daß

- der monetäre Gesamtschaden auf die Anlage begrenzt bleibt (Verlust der Anlage und Entsorgungskosten) und vergleichsweise niedrig sein würde
- der Anlageverlust und geringfügige Schäden außerhalb versicherbar sind.

3.6 Externe Kosten

Ein weiterer Gesichtspunkt verdient im Zusammenhang mit neuen Sicherheitsanforderungen noch Beachtung: Externe Kosten, die zukünftig bei der Beurteilung der verschiedenen Optionen der Energiewirtschaft zunehmend eine Rolle spielen werden, müssen berechenbar werden. Alle Prozesse, insbesondere die hier in Diskussion stehenden Verfahren der Stromerzeugung, können mit einer Beeinträchtigung der menschlichen Gesundheit, der Schädigung von Tieren, Pflanzen sowie von Luft, Wasser, Boden und Klima verbunden sein. Die Folgen dieser Schädigungen sind von der Allgemeinheit zu tragen. Sie müssen in Zukunft monetarisiert und in Form von externen Kosten den Erzeugungskosten hinzugerechnet werden. Erkannte und durch technischen Mehraufwand bei der Stromerzeugung behobene Schäden sind teilweise inzwischen internalisiert (z.B. weitgehende Entstaubung, Entschwefelung und Entstickung der Rauchgase bei fossil befeuerten Kraftwerken). Insbesondere bei der Kernenergienutzung stellt sich seit langem die Frage, wie die Folgen von extremen Unfällen ökonomisch zu bewerten sind. Diese Frage wurde in der Vergangenheit zwischen Kernenergiebefürwortern und Gegnern dieser Technik sehr kontrovers diskutiert, wie die Zusammenstellung in Tab. 3.2 ausweist. Bislang wurde hier kein Konsens in der Bewertung erreicht.

In den externen Kosten werden im allgemeinen alle denkbaren Effekte erfaßt, die sich durch die Nutzung eines Energieträgers, hier speziell für die Stromerzeugung, für die Allgemeinheit ergeben. So werden Gesundheitsbeeinträchtigungen durch den Normalbetrieb, Schäden an Flora und Fauna, Schäden an Materialien und Bauten, Ressourcenverzehr, Aufwendungen für Forschung und Entwicklung und nicht zuletzt Schäden, die durch Unfälle bishin zu extremen Unfällen entstehen können, quantifiziert. Die Tabelle zeigt eine enorme Streubreite für Kohle- und Kernenergienutzung; dies liegt sicher heute noch daran, daß verschiedene Dosis-Wirkungsbeziehungen angesetzt werden und daß insbesondere die Kostenzuschläge für die Bewertung der Schäden aus extremen Unfällen bei Kernkraftwerken auf der Basis sehr unterschiedlicher Vorstellungen ermittelt werden. Die stark differierenden Zahlen von Friedrich/Voß (0,01...0,07 Dpf/kWh_{el}) und von Prognos, (Ewers/Reining) (4,3 Dpf/kWh_{el}) für Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren mögen hier als Beispiel herangezogen werden.

Basierend auf den Zahlen in Abschnitt 3.5 errechnen die Autoren Ewers und Renning z.B. gemäß der folgenden Formel: externe Kostenzuschläge ΔX für Kernkraftwerke in Deutschland:

$$\Delta X = \frac{S \cdot W \cdot Z}{A}$$

Mit S= Schadensumfang (10,66·10¹² DM), W = Wahrscheinlichkeit für schwere Unfälle (3·10⁻⁵ 1/a nach DRS Phase B), Z = Zahl der Anlagen in Betrieb (20), A = pro Jahr erzeugte elektrische Arbeit (150 TWh/a). Als Ergebnis resultieren 4,3 Dpf/kWh_{el}, wie in Tab. 3.2 ausgewiesen.

In der Arbeit von Friedrich/Voß wird dagegen mit S = 1·10¹² DM, W = 4·10⁻⁶ 1/a, Z = 20 und A= 150 TWh/a ein Wert von 0,07 Dpf/kWh_{el} berechnet. Hier wurde die verbesserte Technik der Konvoi-Anlagen unterstellt und der in Abschnitt 3.5 abgeschätzte verminderte monetäre Schaden berücksichtigt. Es wird angenommen, daß bei Berücksichtigung von Accident-Management-Maßnahmen die Wahrscheinlichkeit für einen schweren Unfall nochmals um einen Faktor 10 reduziert werden kann, daraus folgt dann ein Wert von 0,007 Dpf/kWh_{el} aufbauend auf den Zahlen in Tab. 3.2.

Eine Annäherung der Betrachtungen und allgemein akzeptierte Berechnungen der externen Kosten bei der Kernenergienutzung werden offenbar erst dann möglich sein, wenn katastrophale Freisetzungen von Radioaktivität aus der Anlage und damit die Begrenzung des Schadensumfangs auf die Anlagen nachweislich gelingen. Die dann zuzurechnenden externen Kosten werden

bei der Nutzung der Kernenergie vergleichsweise niedrig sein. Es wird sicherlich in Zukunft keine allgemein akzeptierte Lösung sein können, sehr große Schadensumfänge für Störfälle mit Hilfe sehr kleiner Wahrscheinlichkeiten zu monetarisieren und dann als externe Kosten, die relativ niedrig sind, den Stromerzeugungskosten hinzuzurechnen.

Autoren	Zeitpunkt der Veröffentlichung	Kernenergie		Kohle	
		alle Effekte	nur Unfälle	alle Effekte	nur Treibhauseffekt
Hohmeyer	1989	9,7...24,5	3,5...21	2,94...8,54 ¹⁾	
Friedrich/Voß	1989	0,5...0,6	0,017...0,07		
Ottinger et al.	1990	4,8	3,7	7 ¹⁾	2,3
Friedrich/Voß	1992	0,03...0,7	0,01...0,07	0,44...2,35	
Prognos (Ewers/Renning)	1992		4,3		
Pearce et al.	1992	0,13...0,75	0,05...0,67	2,1	0,85
OECD	1992	0,016...0,16	< 0,05	0,32...1	
US DOE/ORNL/RFF	1993	0,05...0,07	0,01...0,02		

Tab. 3.2: Externe Kosten für die Stromerzeugung in Dpf/kWh auf der Basis verschiedener Techniken, nach verschiedenen Autoren [3.8, 3.9, 3.10] ¹⁾ ohne REA und DENOX; Umrechnung amerikanischer bzw. britischer Ergebnisse: 1 ct $\equiv$ 1,6 Dpf, 1 pc $\equiv$ 2,5 Dpf)

3.7 Nachhaltigkeit bei der Kernenergienutzung

Heute wird von den verschiedenen Energieoptionen für die Zukunft die sog. Nachhaltigkeit gefordert. Wenn auch noch eine verbindliche Definition dieses Begriffs aussteht, so sind doch wesentliche Forderungen bereits erkennbar [3.11, 3.12, 3.13].

Generell ist zu konstatieren, daß die Kernenergienutzung erst dann allgemein akzeptiert werden kann und eine zukünftig wachsende Bedeutung erlangen kann, wenn sie auch „sustainable“, d.h. nachhaltig, erfolgt. Einige wesentliche Bedingungen hierfür sind offenbar:

- Minimierung der Freisetzungen von Radioaktivität im Normalbetrieb sowohl aus Kernkraftwerken als auch aus allen Stationen der Handhabung radioaktiver Stoffe.

- Realisierung einer katastrophenf freien Technik sowohl bei Reaktoren als auch bei den Anlagen der Brennstoffversorgung und Entsorgung abgebrannter Brennelemente und sonstiger radioaktiver Reststoffe.
- Langfristige Sicherstellung der Spaltstoffversorgung. Damit verbunden ist eine weitgehende Ressourcenschonung bei der Versorgung, d.h. Minimierung des Uran- und Thorium Einsatzes bis hin zu einem längerfristigen Einsatz zunächst von Nahebrütern und später von brutfähigen Systemen. Diese müssen dann auch die erwähnten Sicherheitseigenschaften aufweisen. >
- Entsorgung mit Minimierung der Entstehung hochradioaktiver Abfälle (z.B. durch hohe Wirkungsgrade bei der Stromerzeugung), bis hin zur Minimierung der langlebigen radioaktiven Reststoffe durch Transmutationsanlagen.
- Überwachung der Spaltstoffkreisläufe und des Spaltstoffverbleibs durch intensive internationale Kontrollen, um Mißbrauch zu verhindern. Der baldmögliche Einsatz aller im militärischen Besitz befindlicher Spaltstoffe zur Energieerzeugung und damit die Beseitigung der Waffenfähigkeit dieser Stoffe bis hin zur weitestgehenden Umwandlung des Plutoniums ist eine weitere zu erfüllende Forderung, um die Kernenergienutzung nachhaltig zu gestalten.
- Wirtschaftliche Konkurrenzfähigkeit von Kernenergieanlagen im Vergleich zu anderen Energieversorgungsoptionen. Diese Konkurrenzfähigkeit muß auch sehr langfristig gesichert sein.

Abb. 3.7 zeigt in einer vereinfachten Zusammenstellung die zu erfüllenden Anforderungen. Die Realisierung einer katastrophenf freien Kerntechnik ist sicherlich ein zentrales Element bei der Etablierung einer nachhaltigen Kernenergienutzung.

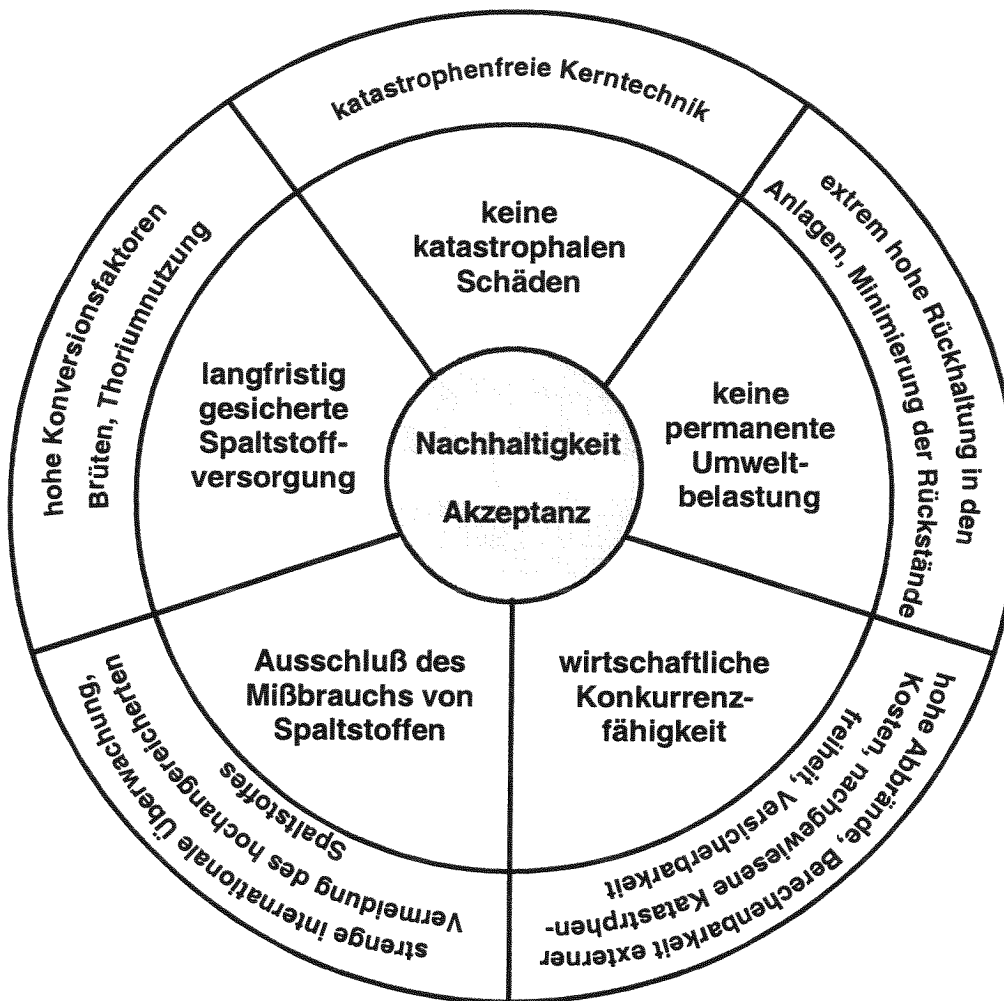


Abb. 3.7: Anforderungen sowie Maßnahmen, die bei der zukünftigen Kernenergienutzung im Sinne der Nachhaltigkeit erfüllt werden müssen.

4 Beispiele für bereits realisierte Lösungen, die dem Anspruch „katastrophenfreie Kerntechnik“ genügen

4.1 Zwischenlagerung von hochaktiven radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung

Insbesondere für einige Verfahren bei der nuklearen Entsorgung kann gezeigt werden, daß die in Kapitel 2 und 3 geforderten und beschriebenen neuen Sicherheitsanforderungen bereits heute in einigen Bereichen der Kerntechnik erfüllt sind und somit keine utopischen Vorstellungen widerspiegeln.

Für die Zwischenlagerung von hochradioaktiven wärmeerzeugenden Abfällen aus Wiederaufarbeitungsanlagen sind zwei grundsätzlich verschiedenartige Lagerkonzepte bekannt: Realisiert sind einerseits die Tanklagerung von flüssigen Lösungen, die Spaltprodukte und Spaltstoffe enthalten, mit aktiver Kühlung (Abb. 4.1a) durch Kühlloops und andererseits die Trockenlagerung von Glaskokillen, die mit Spaltprodukten beladen sind, in Gußbehältern (Abb. 4.1.b) mit selbsttätiger Kühlung allein durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion von Luft.

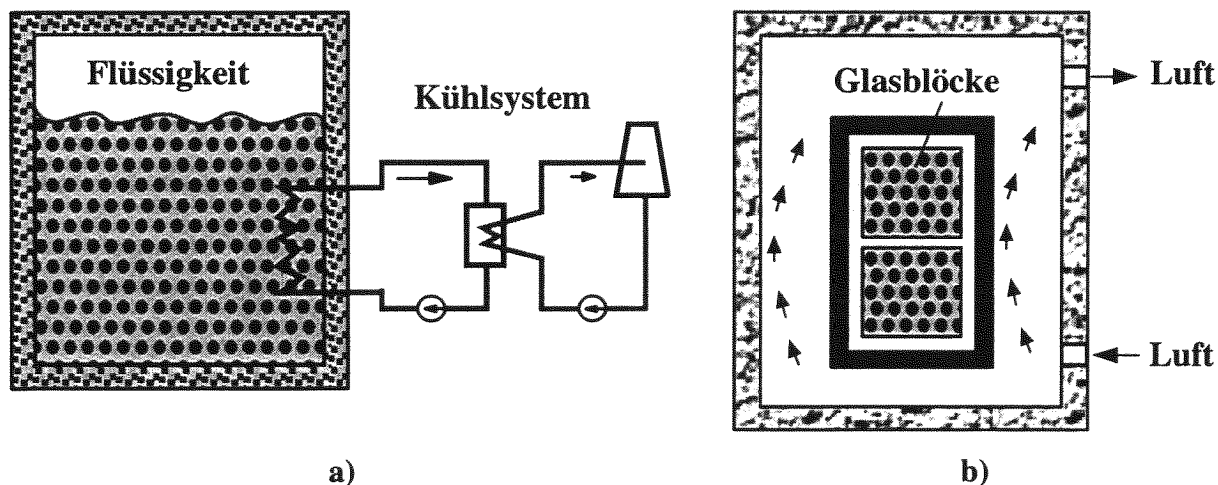


Abb. 4.1: Konzepte für die Zwischenlagerung von hochaktiven wärmeerzeugenden Abfällen aus Wiederaufarbeitungsanlagen

- a) Tanklagerung von flüssigen hochradioaktiven Abfällen
- b) Trockenlagerung von Glaskokillen mit Spaltproduktbeladung

Eine Darstellung ausgeführter technischer Anlagen findet sich in Abb. 4.2 für die Tanklagerung flüssiger Abfallmengen [4.1] und in Abb. 4.3 für die Trockenlagerung von Glaskokillen in dick-

wandigen Gußbehältern [4.2, 4.3]. Bei allen Lagerkonzepten sind eine ausreichende Kühlung, d.h. die gesicherte Abfuhr der Nachwärme, die Gewährleistung der Unterkritikalität sowie der sichere Einschluß der radioaktiven Stoffe innerhalb der Systembarrieren zu gewährleisten. Generell muß mit Hinweis auf Abb. 3.1 Sicherheit und damit Rückhaltung der radioaktiven Stoffe bei allen Störereignissen aus innerer Ursache und aus absehbaren äußeren Ursachen gewährleistet sein. Darüber hinausgehende extreme Einwirkungen von außen, die heute nicht im Genehmigungsverfahren erörtert werden, erfordern noch zusätzliche Betrachtungen und evtl. zusätzliche Maßnahmen.

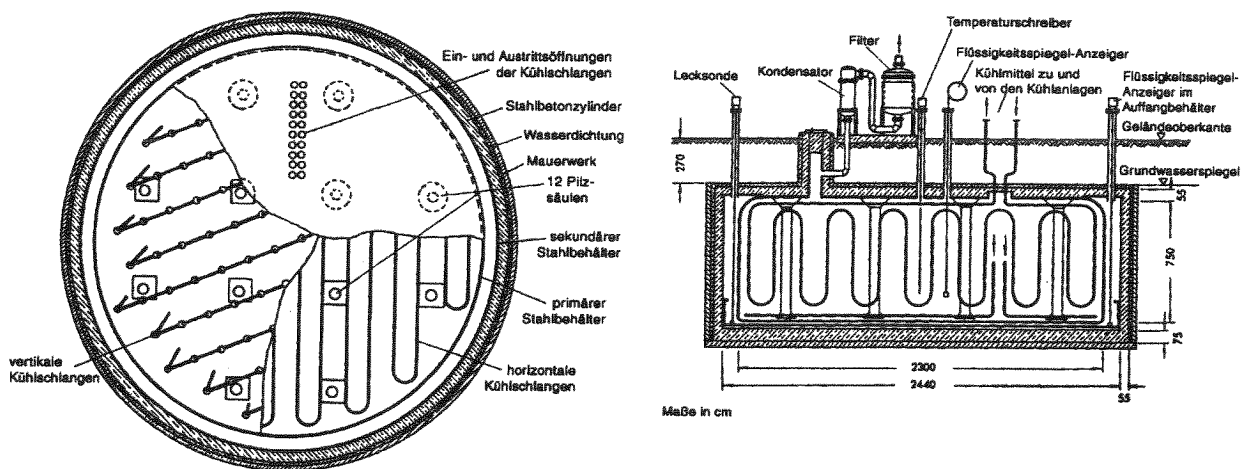


Abb. 4.2: Speicherbehälter mit innerem Kühlsystem für hochradioaktive Abfallflüssigkeiten (4050 m³ Fassungsvermögen) [4.1]

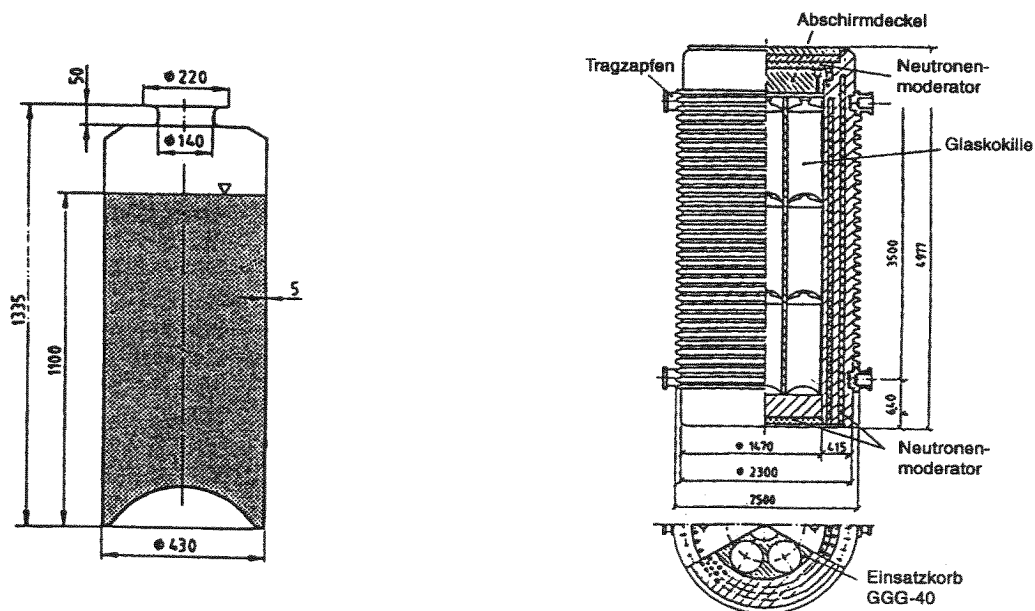


Abb. 4.3: Lagerbehälter zur Aufnahme von Glaskokillen beladen mit Spaltprodukten (21 Kokillen) [4.3]

Eine vergleichende sicherheitstechnische Bewertung der beiden prinzipiell in Abb. 4.1 dargestellten Verfahren liefert folgendes Ergebnis:

Bei der Tanklagerung von flüssigen Abfalllösungen ist eine aktive Kühlung des Tankinhalts notwendig (Abb. 4.1a). Die Kühlung erfolgt durch redundante Kühlloops, deren Ausfallrate trotz vielfältiger Aufwendungen im Hinblick auf Qualitätssicherung, Redundanz, Diversität und Überwachung größer als null ist. Der Tankinhalt ist oft korrosiv, so daß der Gewährleistung der Integrität des Behälterliners große Bedeutung zukommt. In besonderen Fällen mit relativ hohen Spaltstoffkonzentrationen im Tankvolumen muß für ein Einhalten der Unterkritikalität, z.B. in lokalen Bereichen, gesorgt werden. Wasserstoffbildung bei Verlust der Kühlung muß vermieden bzw. der bei der Lagerung entstehende Wasserstoff muß mitunter ständig rekombiniert werden. Schließlich muß das Lager gegen äußere Einwirkungen geschützt werden. Trotz hohen technischen Aufwandes ist die Versagenswahrscheinlichkeit für ein derartiges Konzept von endlicher Größe.

An einer derartigen Anlage hat sich 1957 ein schwerer Störfall ereignet. In Tscheljabinsk/ Rußland sind nach einem Kühlungsstörfall an einem Tank mit Wiederaufarbeitungsabfällen große Mengen an Radioaktivität ausgetreten und über eine große Fläche verteilt worden. Abb. 4.4 zeigt den heutigen Zustand der Verseuchung. Eine Kontamination von 74 kBq/m^2 die heute dort noch gemessen wird, entspricht einer zusätzlichen Jahresdosis für die Bevölkerung von etwa $0,6 \text{ mSv/a}$, dieser Wert liegt in der Größenordnung der Jahresdosis durch natürliche Belastung. Derartige Flächenbelastungen bedingen evtl. Umsiedlungen der Bewohner und führen dazu, daß auf diesen Flächen erzeugte Nahrungsmittel für lange Zeit nicht genutzt werden können.

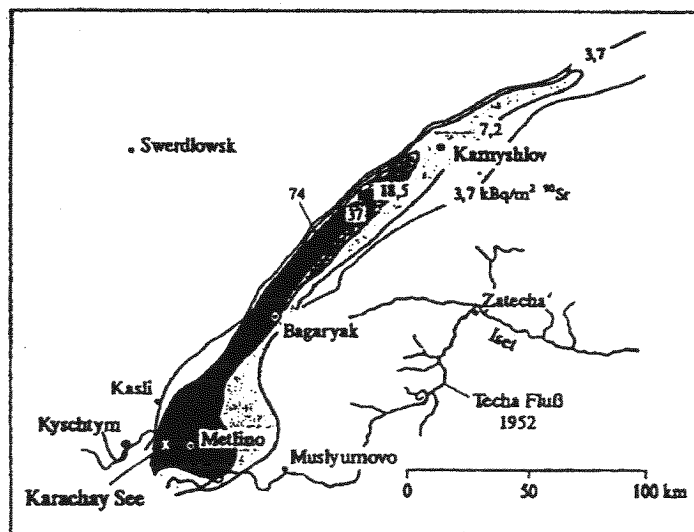


Abb. 4.4: Flächenkontamination in der Umgebung von Tscheljabinsk nach einem Unfall an einem Tank im Jahre 1957 (Strontium 90-Aktivität in kBq/m^2), [4.4]

Beim alternativen Konzept sind die Spaltprodukte in Glaskokillen eingebracht, diese sind umhüllt mit Edelstahllinern und in Gußbehältern angeordnet (4.1b). Die Wärmeabfuhr erfolgt hier allein durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion durch Luft von der Oberfläche des Behälters. Die maximale Glaskokillentemperatur bleibt hierbei unter einem Wert von 400 °C und die maximale Oberflächentemperatur des Behälters liegt stets unterhalb von 100 °C. Dieses Kühlkonzept ist ohne den Einsatz von Maschinen realisiert, die Nachwärmeabfuhr erfolgt selbsttätig. Die Glaskokillen enthalten praktisch keinen Spaltstoff, so daß das Prinzip der nuklearen Stabilität unter allen Umständen erfüllt ist, Störungen der Reaktivitätsbilanz sind nicht möglich. Die Gültigkeit der Prinzipien der thermischen, chemischen und mechanischen Stabilität bei allen denkbaren Störereignissen muß entsprechend der Störfallliste in Abb. 4.5 nachgewiesen werden. So wären z.B. im extremen Bereich Störungen der Kühlung des Behälters durch partielle Überdeckung mit Bauschutt (z.B. nach extremer äußerer Einwirkung und Zerstörung der Lagerhalle) für mehrere Wochen tolerabel, ohne daß es zu unzulässigen Aufheizungen der Glaskokillen käme. Der Gußbehälter wird ohne Innendruck betrieben, so daß mechanische Schäden aus innerer Ursache völlig ausgeschlossen sind.

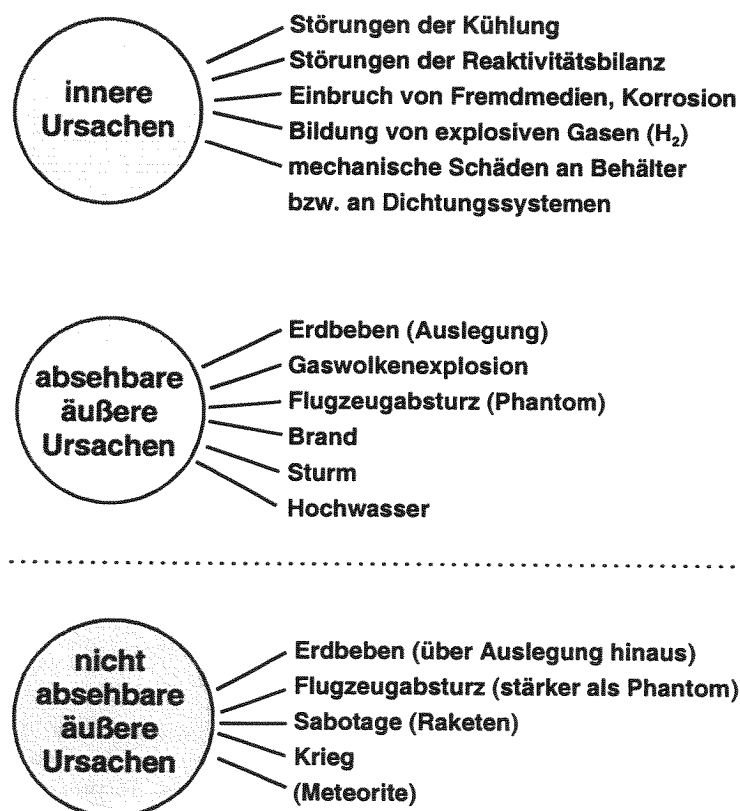


Abb. 4.5: Annahmen für Störungen an einem Zwischenlager für hochradioaktive Abfälle (Glaskokillen) aufgeteilt nach unterschiedlichen Ursachen

Gegen Störereignisse aus absehbarer äußerer Ursache ist der Behälter ausgelegt, so z.B. gegen Erdbeben (bis $a \approx 0,3 \text{ g}$), gegen Brand (0,5 Stunden mit maximaler Flammtemperatur von rund $800 \text{ }^\circ\text{C}$) und gegen Flugzeugabsturz (Phantom-Maschinen).

Gegen alle diese Störereignisse ist die Lösung b) in Abb. 4.1 inhärent sicher ausgelegt, während bei der Lösung a) Wahrscheinlichkeiten bestimmend sind. Die Kategorie „Störungen aus nicht absehbaren äußeren Ursachen“ erfordert jeweils gesonderte Betrachtungen. Einige Hinweise zu diesem Problemkreis finden sich im Abschnitt 4.3.

4.2 Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen

Abgebrannte Brennelemente enthalten ein großes radioaktives Inventar und noch relativ viel Spaltstoff. Sie erzeugen für lange Zeit beträchtliche Mengen an Nachwärme (Abb. 4.6).

Bei der Zwischenlagerung muß die Integrität der Brennelemente und damit einer wichtigen Barriere für die Spaltproduktrückhaltung über lange Zeit gewährleistet sein. Die abgebrannten Brennelemente müssen nach der Entnahme aus dem Reaktor für mehrere Jahrzehnte sicher zwischengelagert werden. In der Regel verbleiben sie zunächst für etwa 3 Jahre in einem Wasserbecken im Reaktorcontainment, in dem sie sich in einer sehr kompakten Anordnung befinden (Kompaktlager) [4.5]. Danach werden die Brennelemente zumindest in Deutschland in Trockenlagerbehälter [4.6, 4.7] eingebracht, in denen sie mehrere Jahrzehnte zwischengelagert werden. In vielen Ländern sind für die Langzeitzwischenlagerung auch noch große Wasserbecken mit aktiven Kühlsystemen in Gebrauch, die sicherheitstechnisch ähnlich zu beurteilen sind wie die Kompaktlager zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente im Reaktorschutzgebäude.

Die verschiedenen Varianten der Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente können ebenfalls als ein sehr anschauliches Beispiel für die Realisierung eines typisch probabilistischen Konzepts und alternativ als eine realisierte Lösung im Sinne der katastrophenfreien Kerntechnik herangezogen werden. In Abb. 4.7a ist zunächst das Prinzip der Kompaktlagerung abgebrannter Brennelemente in einem Wasserbecken im Reaktorschutzgebäude dargestellt, während Abb. 4.7b das Prinzip der trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in Trockenlagerbehältern wiedergibt.

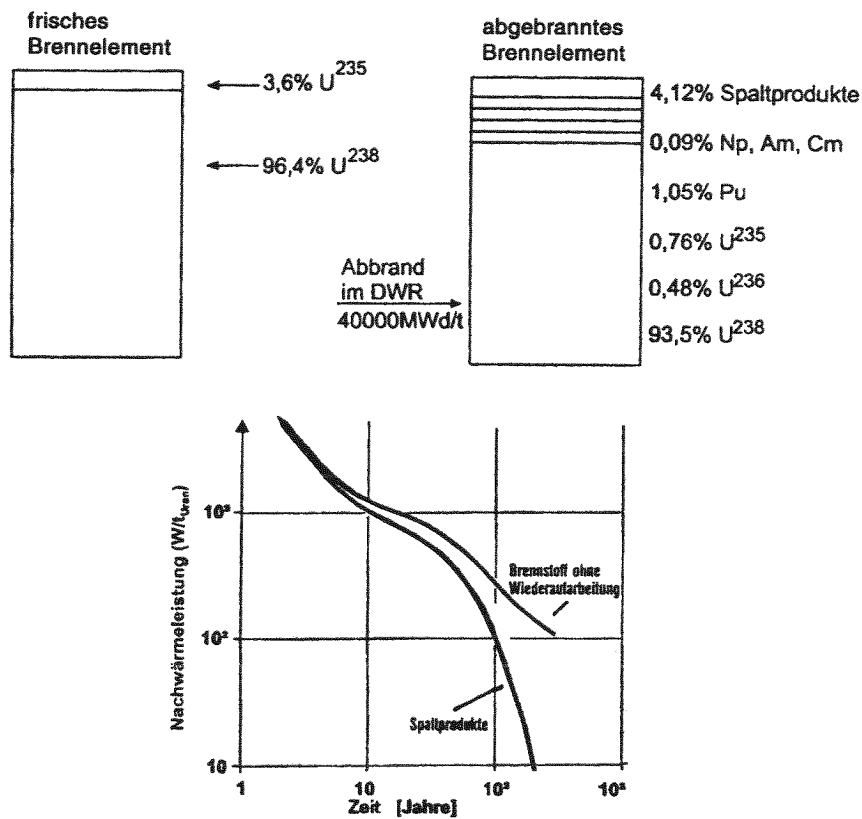


Abb. 4.6: Daten von abgebrannten Brennelementen von Leichtwasserreaktoren

- Zusammensetzung von frischen und abgebrannten Brennelementen (DWR, Abbrand: 40000 MWd/tU)
- Nachwärmeleistung abgebrannter Brennelemente in Abhängigkeit von der Zeit

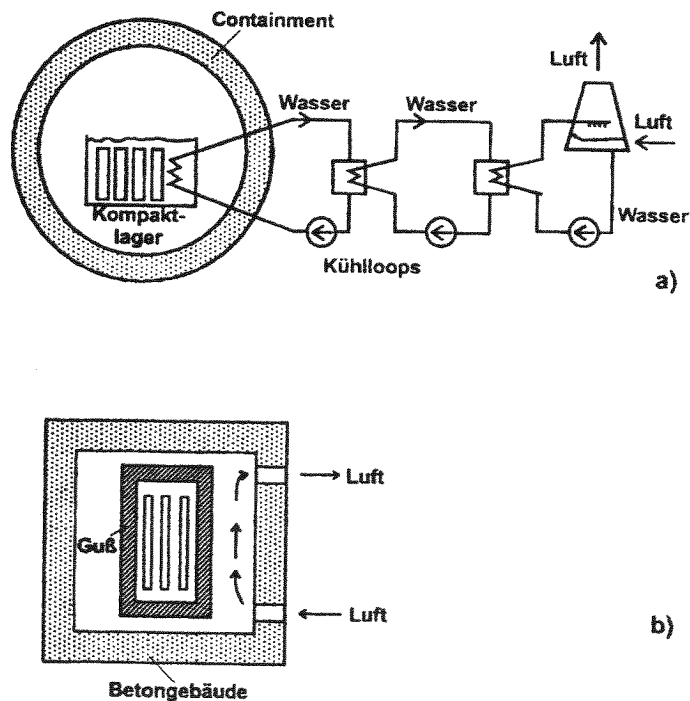


Abb. 4.7: Konzepte zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente beim LWR

- Kompaktlagerung im Reaktorschutzgebäude - Kühlung durch Kühlloops
- Lagerung in Trockenlagerbehältern (Castoren) - Kühlung durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und Naturkonvektion von Luft

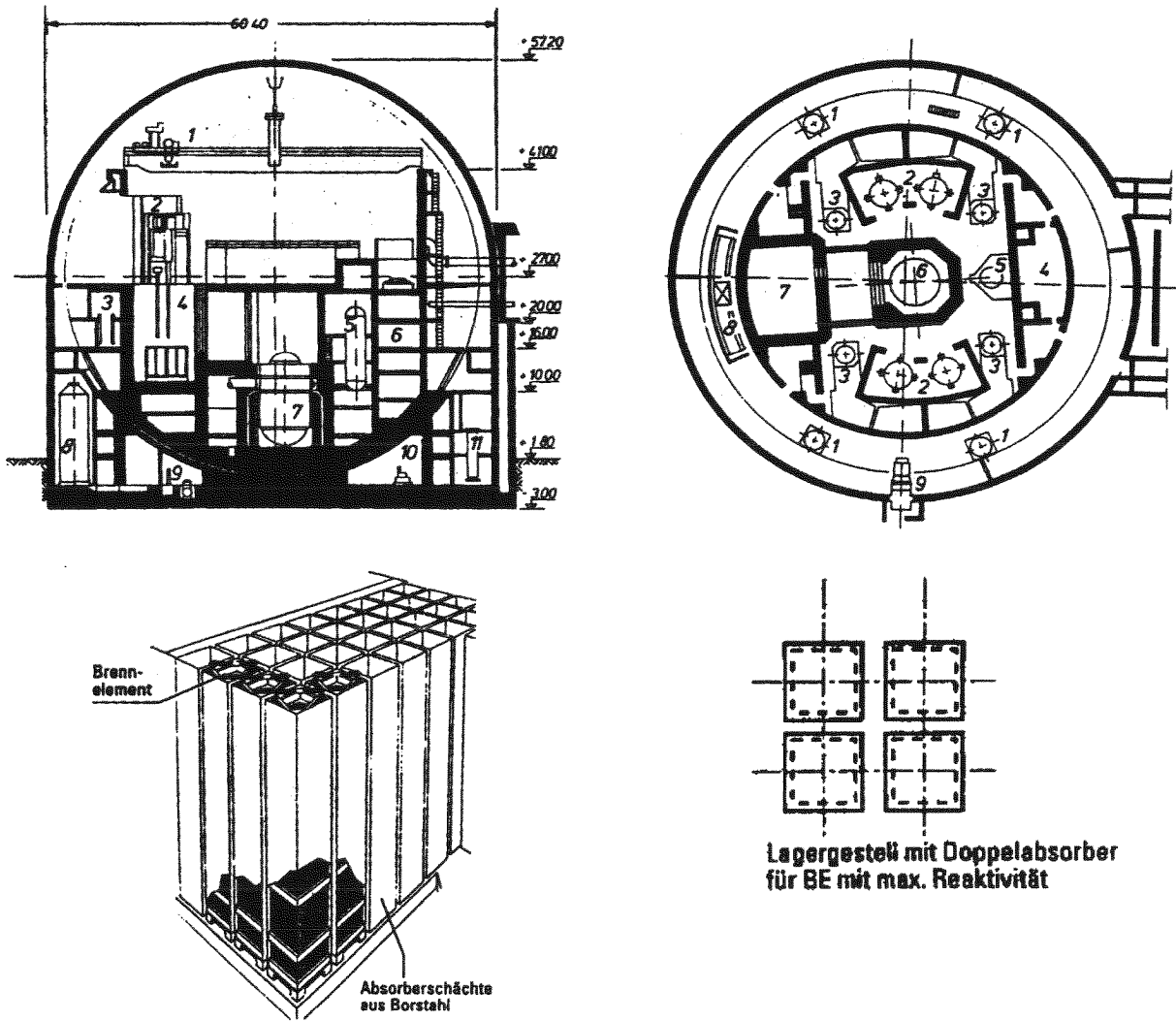


Abb. 4.8: Kompaktlagerung abgebrannter Leichtwasserreaktor-Brennelemente in Wasserbecken im Reaktorschutzgebäude

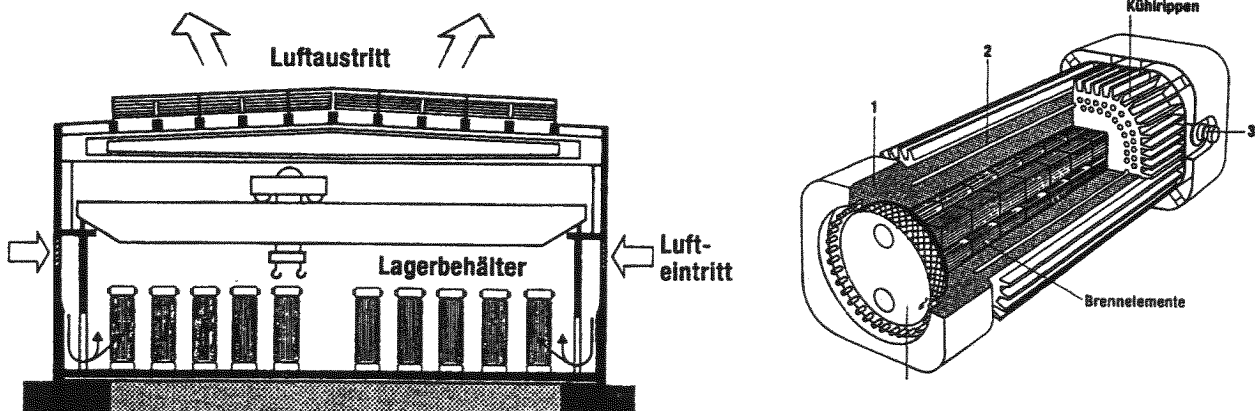


Abb. 4.9: Trockenlagerung abgebrannter Leichtwasserreaktor-Brennelemente in Gußbehältern (Castorbehälter) 1 Behälterkörper, 2 Moderatorstäbe, 3 Tragzapfen

Die technische Ausführung eines modernen Kompaktlagers geht aus Abb. 4.8 hervor, während Abb. 4.9 einen Trockenlagerbehälter sowie eine zugehörige Lagerhalle zeigt. Eine vergleichende Betrachtung zum Sicherheitsverhalten kann anhand der Darstellungen in Abb. 4.8 und 4.9 durchgeführt werden.

In der ersten Phase, die in der Regel bis zu 3 Jahre lange dauert, lagern die abgebrannten Brennelemente von Leichtwasserreaktoren nach Entnahme aus dem Core heute in Kompaktlagern im Reaktorschutzgebäude. Die Nachwärmeproduktion ist zu Anfang der Lagerung noch sehr hoch, sie beträgt rund 20 kW/Brennelement, daher ist eine wirksame Kühlung durch Wasser notwendig. Die Brennelemente werden in Wasserbecken in Kompaktlagergestelle eingesetzt und mit Hilfe von Kühlloops (Wasserkreisläufen) gekühlt. Die Stahlstrukturen des Kompaktlagers enthalten genügend Bor, um Unterkritikalität im Lager ($k_{eff} < 0,95$) zu gewährleisten. Als Barrieren gegen den Austritt von Spaltprodukten in die Umwelt sind die Brennstabhüllen und das Reaktorschutzgebäude anzusehen. Bei Revisionsarbeiten ist allerdings die letztgenannte Barriere zeitweise nicht so hoch zu bewerten

Der Schutz gegen äußere Einwirkungen ist durch das Reaktorschutzgebäude gewährleistet. Die Kühlung des Lagerbeckens wird mehrfach redundant und mit großer Zuverlässigkeit ausgeführt, trotzdem wird eine gewisse Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Kühlung mit anschließender Verdampfung des Beckenwassers und Aufheizung des Brennstoffs bis hin zum Schmelzen von Brennstäben vorhanden sein. Die Möglichkeit, rechtzeitig Wasser in das Kompaktlager nachfüllen zu können, wird die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten dieses Ereignisses sehr klein machen. Insgesamt stellt die Zwischenlagerung im Kompaktlager ein typisches Konzept dar, das vom zuverlässigen Wirken von Maschinen und von der zuverlässigen Arbeit von Menschen abhängt. Bei Ausfall aller aktiven Kühlsysteme im Kompaktlager verbleibt eine Karenzzeit von rund 20 h bis zum Auftreten von ersten Hüllrohrschäden und von rund 3 Tagen bis zum Beginn des Schmelzens des Brennstoffs. In dieser Zeit muß die Intervention zur Kühlung erfolgen.

Die alternative Lagerung von abgebrannten Brennelementen in Trockenlagern (Abb. 4.9) gestaltet sich folgendermaßen: Nach Entnahme aus dem Kompaktlager werden die Brennelemente in Trockenlagerbehälter eingesetzt und diese in Lagern außerhalb des Reaktorschutzgebäudes allein durch natürliche Prozesse - Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion von Luft an der Behälteroberfläche - gekühlt. Diese Kette der Abfuhr der Nachwärme aus den Brennelementen an die Umgebung ist selbsttätig, sie benötigt keine Maschinen, insbesondere auch keine

Energieversorgung für Pumpen oder Gebläse. Sie kann folglich nicht aus denkbaren inneren Ursachen versagen. Auch die absehbaren äußeren Ursachen - Flugzeugabsturz, Gaswolkenexplosion, Brände oder Erdbeben - können aufgrund der Auslegung der Behälter dieses Kühlprinzips niemals infrage stellen. So wird z.B. auch bei einer partiellen Überdeckung der Oberfläche mit Isoliermaterialien, die bei einer Zerstörung der Lagerhalle vorstellbar wäre, eine unzulässige Aufheizung des Brennstoffs infolge der behinderten Wärmeabfuhr von der Behälteroberfläche für mehr als 100 Stunden nicht eintreten.

Auch sind aus den inneren Eigenschaften des Lagersystems heraus keine Störfälle vorstellbar, bei denen Rekritikalität aufträte oder ein Druckaufbau im Lagerbehälter bzw. extreme Korrosionsvorgänge an den Oberflächen der Brennelemente zu erwarten wären.

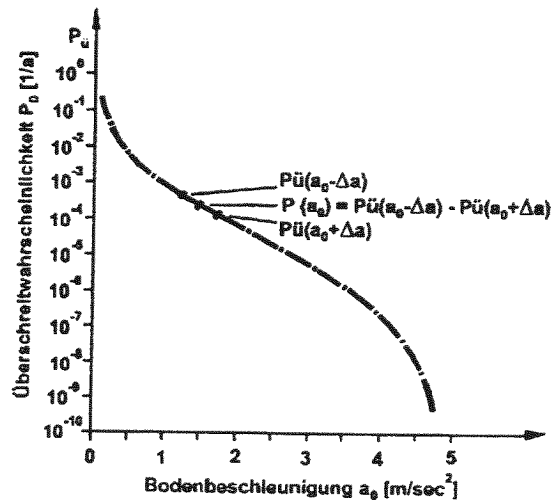
Insgesamt lassen sich für diese Trockenlagersysteme keine Störfälle aus inneren oder absehbaren äußeren Ursachen angeben, die zu unzulässigen Spaltproduktfreisetzungen aus den Behältern und als Folge davon zu unzulässigen radiologischen Belastungen der Bevölkerung führen können.

4.3 Grenzen der Betrachtung

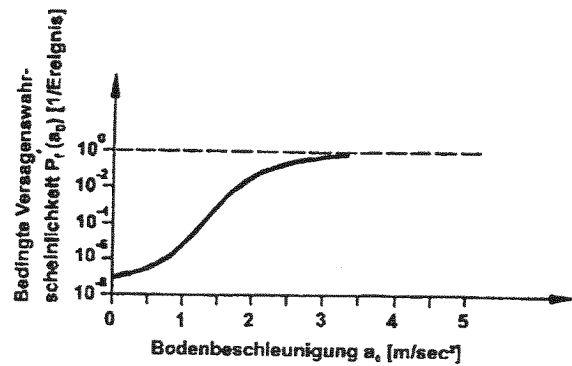
Bei den hier beschriebenen beiden Systemen zur trockenen Zwischenlagerung radioaktiver Abfallstoffe können auch die Grenzen des Definitionsbereiches der katastrophenfreien Kerntechnik sehr anschaulich deutlich gemacht werden.

Wenn etwa als Folge eines extremen Erdbebens die Lagerhalle vollständig zerstört würde und die Lagerbehälter verschüttet oder gar ins Erdreich eindringen würden, ändern sich die Bedingungen für die selbsttätige Nachwärmeabfuhr erheblich: Erdreich nimmt nur sehr langsam die von der Behälteroberfläche abgegebene Wärme auf, zumindest für einige spezielle Böden trifft das zu. Die Brennstofftemperatur steigt als Folge der behinderten Wärmeabgabe des Behälters langsam an. Bei einer mittleren Beladung des Behälters, z.B. mit Brennelementen mit einer Nachwärmeproduktion von 5 kW/t Uran, ist eine Steigerung der mittleren Brennstofftemperatur von rund 5 °C/Tag zu erwarten. Nach einigen Monaten muß also die Oberfläche der Behälter wieder freigelegt werden, um die ursprünglichen Kühlbedingungen wiederherzustellen.

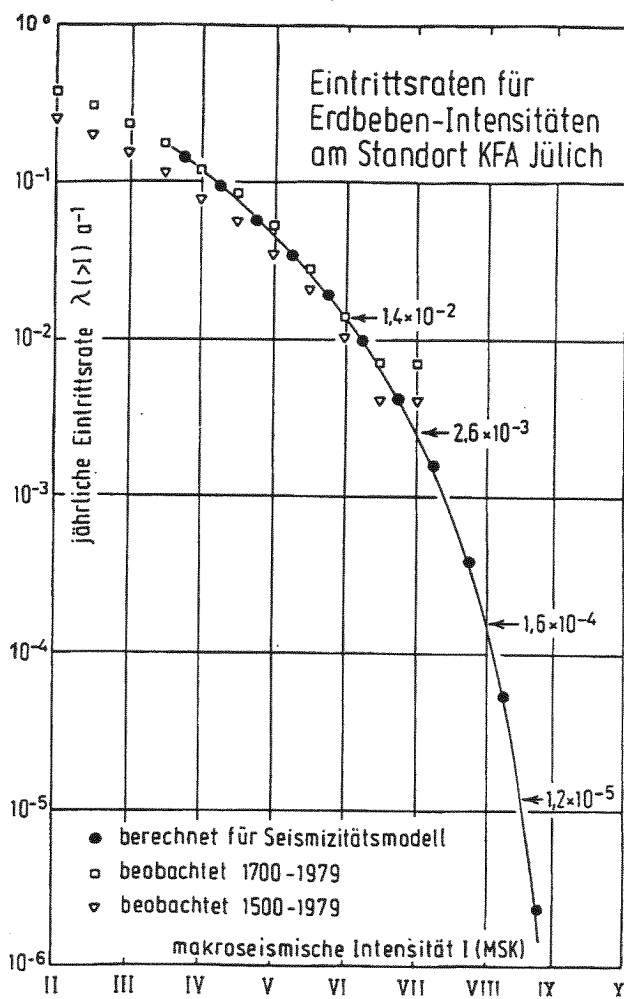
Das Versagen der Lagerhalle ist natürlich entsprechend probabilistischen Analysen zu beurteilen. Diese Zusammenhänge sind in Abb. 4.10 angedeutet.



a)



b)



c)

Intensität I	Wirkung	maximale Beschleunigung
1	nicht fühlbar	
2	vereinzelt fühlbar	
3	in Häusern gefühlt	0.003 - 0.007g
4	in Häusern allg. gefühlt, Fenster klirren	0.007 - 0.015g
5	im Freien gefühlt, Lampen pendeln	0.015 - 0.03g
6	allg. mit Schrecken gefühlt	0.03 - 0.09g
7	Stehen fällt schwer, Gegenstände fallen um, im fahrenden Kraftwagen gefühlt	0.07 - 0.22g
8	Steuern von Kraftwagen beeinträchtigt	0.15 - 0.3g
9	allg. Panik, Zerstörung an Rohrleitungen	0.3 - 0.7g
10	große Erdrutsche	0.45 - 1.5g
11	Gleise verbogen, Rohrleitungen vollständig zerstört	0.5 - 3.0g
12	nichts hält stand	0.5 - 7.0g

d)

Abb. 4.10: Aspekte des strukturellen Versagens von Komponenten oder Anlagen (z.B. Lagerhalle) in Abhängigkeit von der Erdbebenstärke [4.8]

a) Überschreitenswahrscheinlichkeit für eine bestimmte Bebenstärke

b) Bedingte Schadenswahrscheinlichkeit für eine Komponente (z.B. Lagerhalle) in Abhängigkeit von der Bebenstärke

c) Eintrittsraten für Erdbeben-Intensitäten am Standort FZ Jülich

d) Erdbeben-Intensitäten und ihre Wirkung

So weist etwa die Überschreitenswahrscheinlichkeit für eine bestimmte Erdbebenstärke (z.B. $a > 0,3 \text{ g}$) an einem deutschen Standort einen Wert von rund 10^{-6} pro Jahr (Abb. 4.10a) auf. Nimmt man an, daß entsprechend der Schadenskurve in Abb. 4.10b die Wahrscheinlichkeit für die Gebäudezerstörung verläuft, so wird z.B. bei einem Erdbeben der Stärke $a \approx 0,3 \text{ g}$ mit einer Hallenzerstörung im Bereich 10^{-1} 1/a zu rechnen sein. Dann treten die vorher erörterten erschwerenden Kühlbedingungen mit einer Wahrscheinlichkeit von ca. $10^{-7}/\text{a}$ ein. In jedem Fall verbleibt allerdings sehr viel Zeit, um die Kühlungsbedingungen für die selbsttätige Nachwärmeabfuhr wiederherzustellen.

Die Grenzen des Konzepts der katastrophenfreien Kerntechnik werden auch im Falle von Sabotageakten deutlich. Raketen könnten Behälterwandungen von rund 400 mm Guß, die heute für Lagerbehälter eingeführt sind, durchdringen; als Folgeereignis würden dabei Brennelemente zerstört und Spaltprodukte in die Umgebung freigesetzt. Dieses ist ein Ereignis, welches den Definitionsbereich für die katastrophenfreie Kernenergie überschreitet; es handelt sich um ein nicht abschbares Ereignis mit äußerer Ursache.

Wenn gegen derartige Ereignisse auch noch Vorsorge getroffen werden soll, ist z.B. eine unterirdische Bauweise des Lagergebäudes oder eine Überdeckung mit hinreichend dicken Schichten aus Gestein und Erdreich notwendig und wirksam. Schon einige Meter Felsgestein würden ein Eindringen der meisten Geschosse unmöglich machen. Insbesondere auch im Hinblick auf die voraussichtlich sehr lange Zwischenlagerzeit und die Unsicherheit, mit welchen äußeren Ereignissen in Zukunft zu rechnen sein wird, ist diese Variante interessant und zukünftig auch noch verbesserungsfähig.

Eine derartige zusätzliche Schicht Erdreich oder Gestein kann auch als zusätzliche Barriere für die Ausbreitung von Spaltprodukten angesehen werden. Materialien, wie Sand und Ton, haben für viele feste Spaltprodukte und für Aerosole eine stark verzögernde Wirkung bei der Migration. Damit könnte eine dritte Barriere für die zumindest partielle Rückhaltung der Spaltprodukte in diesen extremen Situationen geschaffen werden (s. Abb. 4.11).

Bislang wurde die Frage der Notwendigkeit, derartige zusätzliche Sicherheitsmaßnahmen zu ergreifen, auch schon unter dem Aspekt, ein ausgewogenes Verhältnis zwischen Kosten und denkbaren Schäden realisieren zu können, betrachtet. Unter dem Gesichtspunkt der Internalisierung externer Kosten wird wohl in Zukunft eine Bewertung auch extrem unwahrscheinlicher Ereignis-

se mit einbezogen werden müssen und so eine neue Optimierung im Hinblick auf die Berücksichtigung interner und externer Kosten notwendig sein (Abb. 4.12).

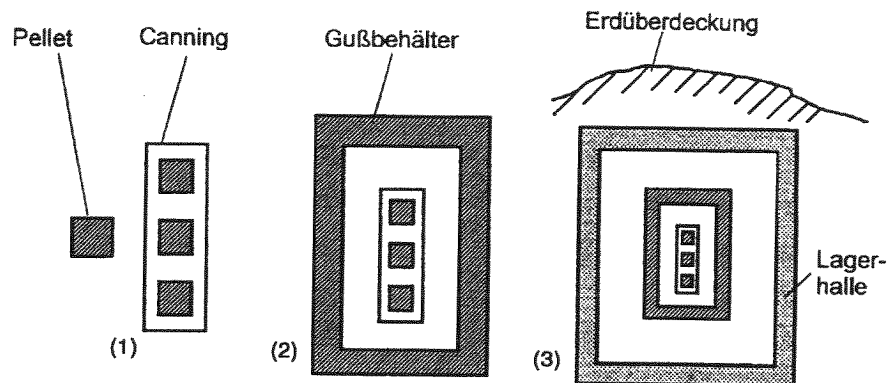


Abb. 4.11: Barrierenkonzept bei der Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen mit erhöhtem Schutz gegen äußere Einwirkungen ((1) BE-Canning, (2) Lagerbehälter, (3) Kaverne mit Erdüberdeckung)

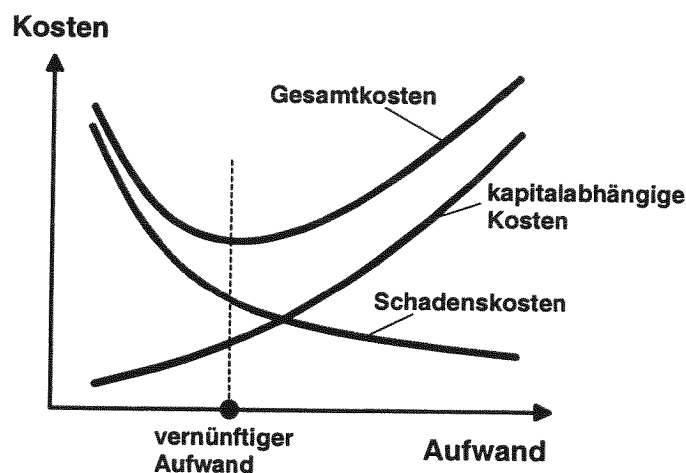


Abb. 4.12: Prinzipielle Überlegung zur Optimierung von Zwischenlagern im Hinblick auf einen vernünftigen technischen Aufwand

Mit steigendem Aufwand zur Erhöhung der Sicherheit z.B. durch zusätzlichen Schutz gegen extreme äußere Einwirkungen steigen naturgemäß die kapitalabhängigen Kosten beim Lagersystem, auf der anderen Seite werden denkbare Kosten durch Schäden an der Umgebung vermieden. Bei einem vernünftigen Aufwand wird offenbar ein Minimum der Gesamtkosten erreicht. Allerdings ist zu bedenken, daß im Laufe einer sehr langen Zwischenlagerzeit z.B. die äußeren Einwirkungen in ihrer Stärke ansteigen könnten und daß damit eventuelle Nachrüstungen notwendig würden. Derartige Effekte können im Rahmen einer dynamischen Kostenanalyse über die gesamte Betriebszeit berücksichtigt werden.

5 Denkbare Wege zur Realisierung von Reaktoren mit neuen Sicherheitsanforderungen

5.1 Übersicht über Wege

Der Anspruch, eine weitestgehende Rückhaltung der radioaktiven Stoffe in der Reaktoranlage zu gewährleisten, kann evtl. wie dies in der Technik üblich ist, auf verschiedene Art und Weise erfüllt werden. Abb. 5.1 zeigt zwei grundsätzliche Wege auf:

- a) Reaktoren, deren Kern bei extremen Störereignissen schmelzen könnte und bei denen dann die Rückhaltung der radioaktiven Stoffe durch das Reaktorschutzgebäude erfolgen muß; diese Lösung wird bei neuen Druckwasserreaktoren (EPR) durch Einbau eines Corecatchers im Containment zum Auffangen und Kühlen der Kernschmelze sowie durch Verwendung eines verbesserten zweischaligen Reaktorschutzgebäudes verfolgt. Naturgemäß muß diese Konstruktion so ausgeführt werden, daß das Containment alle Belastungen, die aus einer Kernschmelze herrühren, aufnehmen kann und daß es für lange Zeit integral dicht im Hinblick auf den Austritt von Spaltprodukten bleibt.
- b) Weiterhin gibt es Reaktoren, deren Kern niemals schmelzen kann und bei denen die Rückhaltung der Spaltprodukte weitestgehend schon in den Brennelementen erfolgt. Ein Beispiel hierfür ist der Hochtemperaturreaktor. Hier muß dann die Kernausslegung und Brennelementgestaltung so erfolgen, daß niemals im heißesten Bereich des Reaktorkerns eine unzulässig hohe Temperatur erreicht wird. Bei heutigem Stand der Brennstofftechnik (coated particles) ist dies ein Grenzwert von 1600 °C. Die Nachwärmeabfuhr aus der Reaktoranlage erfolgt selbsttätig nur durch Wärmeleitung, Wärmestrahlung und Naturkonvektion.

Neben diesen beiden prinzipiellen Möglichkeiten der sicherheitstechnischen Lösung für die gestellte neue Aufgabe gibt es natürlich weitere Varianten, deren Machbarkeit weltweit geprüft wird. Hierzu zählt unter anderem der verbesserte Siedewasserreaktor, bei dem sehr große Wassermengen im Reaktorschutzgebäude die Coreschmelzwahrscheinlichkeit noch weiter reduzieren sollen oder auch der PIUS-Reaktor, bei dem das Core in einem sehr großen Wasserpool eingebettet würde.

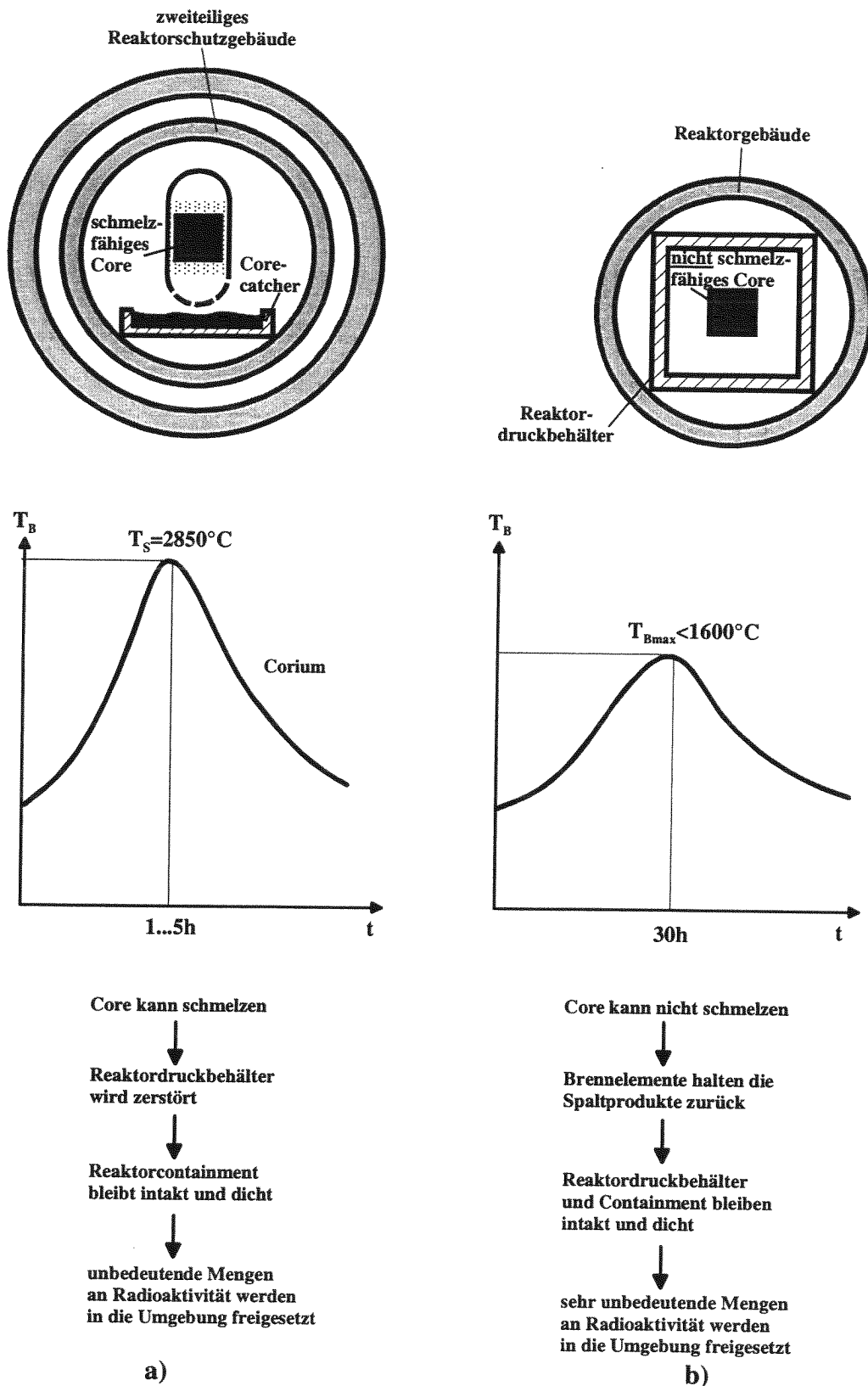


Abb. 5.1: Wege zur Erreichung einer weitestgehenden Spaltproduktückhaltung in der Reaktoranlage

- Reaktoren mit Beherrschung einer Kernschmelze sowie qualitativer Verlauf der Brennstoff- bzw. Coriumtemperatur (z.B. DWR) nach Kernschmelzen
- Reaktoren ohne Kernschmelzen sowie qualitativer Verlauf der Brennstofftemperatur im heißesten Corebereich (z.B. HTR-Modul) nach vollständigem Verlust des Kühlmittels und der aktiven Nachwärmeabfuhr

5.2 Konzept mit Beherrschung einer Kernschmelze

Abb. 5.2 zeigt das derzeitige Konzept des EPR (European Pressurized Water Reactor, 1500...1800 MW_{el}). Diese Reaktoranlage basiert auf der Technik der bei Druckwasserreaktoren bewährten Konvoi- bzw. N4-Anlagen. Neu hinzugekommen sind ein doppelschaliges Containment, eine Auffangvorrichtung für eine evtl. eintretende Kernschmelze (Corecatcher) sowie eine Verlegung des Brennelement-Kompaktlagers aus dem Reaktorschutzgebäude nach außen [5.1, 5.2, 5.3]. Abb. 5.3 erläutert das Prinzip des Corecatchers. Hier soll sich die Coreschmelze (rund 150 bis 200 t Material mit einer Temperatur von 2000 bis 2500 °C) auf einer Fläche von 150 bis 200 m² ausbreiten und dort intensiv gekühlt werden. Hier wird zwar nach wie vor ein Kernschmelzen in Kauf genommen, allerdings wird versucht, mit Hilfe geeigneter technischer Einrichtungen die Coreschmelze aufzufangen (Corecatcher), zu kühlen und das Reaktorschutzgebäude insgesamt gegen die Folgen eines Kernschmelzereignisse auszulegen. Für den Druckwasserreaktor wird diese Entwicklungslinie von Siemens/Framatome verfolgt. Diese Entwicklung, bei der das Problem Kernschmelzen (und als Folge davon möglicherweise große Spaltproduktfreisetzungen in die Umgebung) durch Vorsorgemaßnahmen gelöst werden soll, wird die Durchführung umfangreicher Nachweisarbeiten erfordern. Für die Fragestellungen, die bereits in der Deutschen Risikostudie als mögliche Auslöser für katastrophale Spaltproduktfreisetzungen untersucht wurden, müssen hier allgemein überzeugende Antworten gegeben werden.

So müssen die Nachweise geführt werden, daß der Corecatcher unter allen Störfallbedingungen wärmetechnisch und im Hinblick auf die Haltbarkeit der Werkstoffe funktioniert, und daß das Wasserstoffproblem, die Dampfexplosion, das Behälterbersten und der sogenannte Hochdruckpfad (Kernschmelzen unter hohem Druck mit interner Wasserstoffbildung) beherrscht werden können. Auch wird es notwendig sein, eine weitestgehende integrale Dichtigkeit des Reaktorschutzgebäudes über lange Zeiträume zu erreichen. Entsprechend den Ausführungen in Abschnitt 3.3 darf nur integral ein Anteil von rund 10^{-5} des Spaltproduktinventars aus der Anlage freigesetzt werden. Hierzu ist die doppelschalige Ausführung mit speziellen Konstruktionen für alle Durchführungen ein möglicher Weg. In Abschnitt 2.2 waren bereits eine ganze Reihe spezieller Merkmale, die die Sicherheit eines zukünftigen EPR betreffen, diskutiert und Nachweisanforderungen deutlich gemacht worden. Wenn derartige Nachweise erbracht werden können, daß eine Coreschmelze und damit die radioaktiven Spaltprodukte im Reaktorschutzgebäude zurückgehalten werden können, würde es sich im Sinne der eingangs angeführten Begriffsbildung um die Realisierung einer katastrophenf freien Kerntechnik handeln.

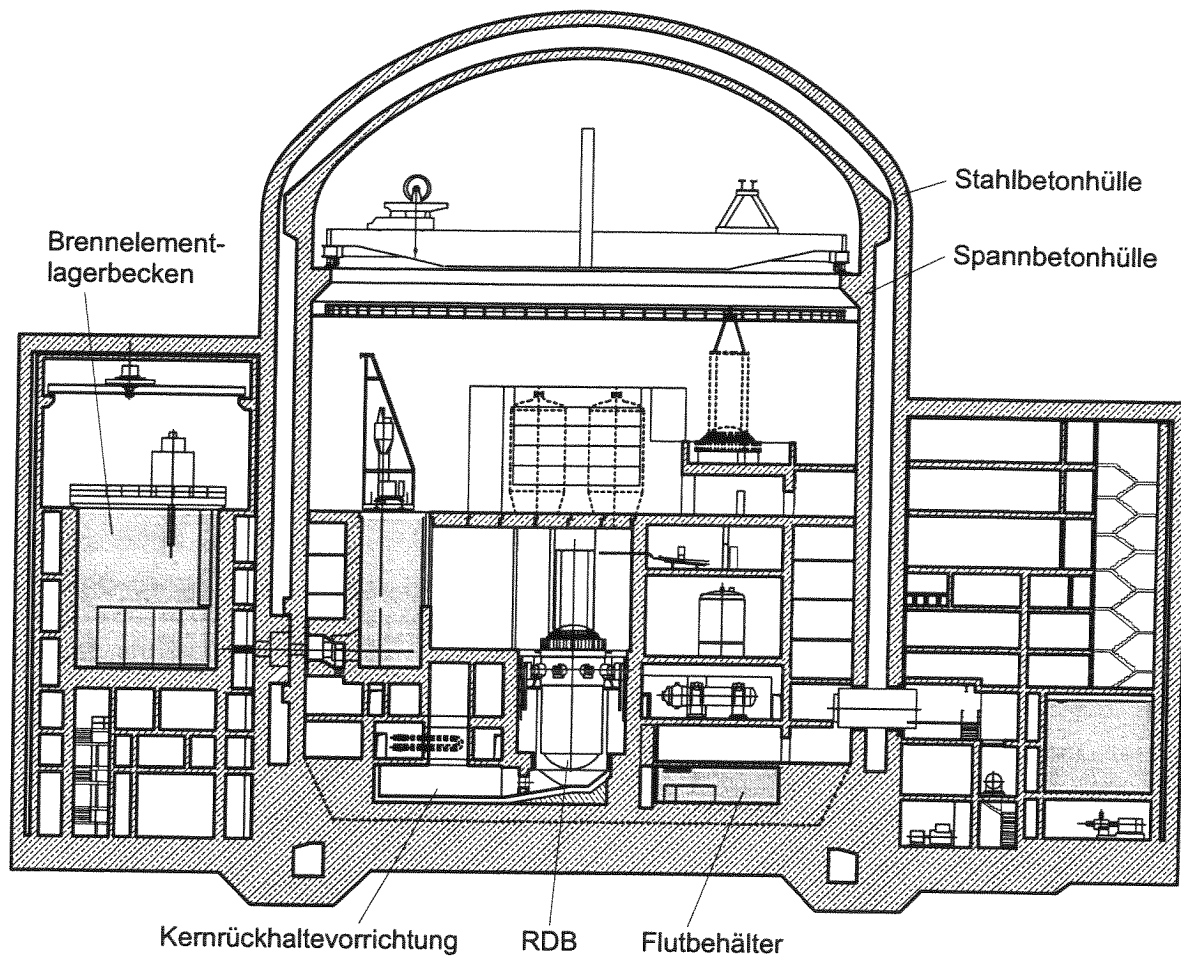


Abb. 5.2: Konzept des EPR (European Pressurized Water Reactor, 1500...1800 MW_{el})

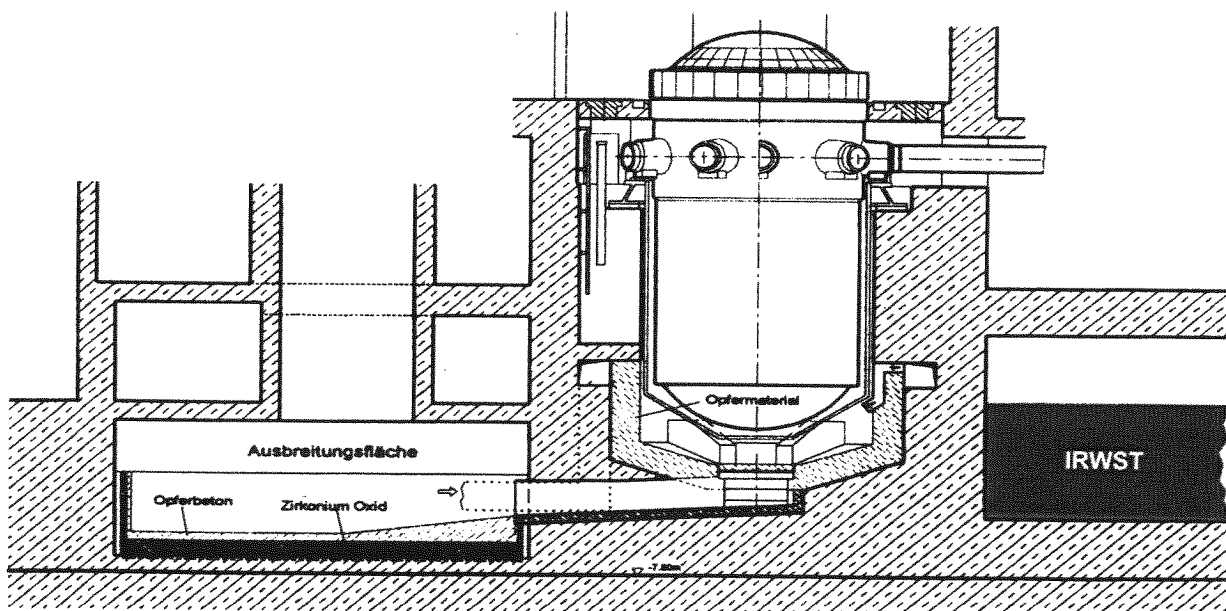


Abb. 5.3: Konzept der Corecatchereinrichtung beim EPR [5.7]

5.3 Konzept ohne Kernschmelzen

Es kann auch der Weg beschritten werden, Anlagen zu realisieren, bei denen ein Schmelzen der Brennelemente naturgesetzlich unmöglich ist. Durch geeignete Auslegung und Gestaltung der Brennelemente und des Reaktorkerns kann ausgeschlossen werden, daß es jemals zu einer unzulässigen Überhitzung oder gar zum Schmelzen der Brennelemente kommen kann. Dies ist beim Hochtemperaturreaktor der Fall [5.4, 5.5, 5.6]. Die Nachwärme wird selbsttätig ohne die aktive Wirkung jeder Maschine und menschlicher Angriffe auch nach Verlust des Kühlmittels aus dem Core und aus der Reaktoranlage abgeführt. Wichtige Voraussetzungen, dieses Ziel zu erreichen, sind niedrige Kernleistungsdichten, effektiver Wärmetransport im Core, kurze Wärmetransportwege im Core, große permanente Wärmekapazitäten im Reaktorcore, hochtemperaturfeste Materialien (Keramiken), sicherer Einschluß der Spaltprodukte in den Brennelementen bis zu den maximal möglichen Störfalltemperaturen. Die im Hinblick auf eine zuverlässige Rückhaltung der Spaltprodukte zulässigen Brennstofftemperaturen dürfen auch nicht bei zusätzlichen nuklearen Leistungstransienten oder als Folge von chemischen Reaktionen im Core überschritten werden.

Folgende Forderungen sind damit für Brennelemente und Core zu erfüllen, damit die Brennelemente nicht zerstört werden können und damit keine unzulässige Mengen an Spaltprodukten freigesetzt werden können:

- **Nukleare Stabilität** - die nukleare Leistung und die Brennelementtemperaturen werden stets selbsttätig auf zulässige Werte begrenzt.
- **Thermische Stabilität** - die Nachwärme wird stets selbsttätig aus dem Core und der Reaktoranlage abgeführt, ohne daß zulässige Brennstofftemperaturen (derzeit 1600°C) überschritten werden.
- **Chemische Stabilität** - die Brennelemente werden nicht durch die Einwirkung von Fremdmedien im Core bei Störfällen zerstört.
- **Mechanische Stabilität** - das Core wird in seinen Dimensionen und in seiner Zusammensetzung nicht durch mechanische Einwirkungen unzulässig verändert, so daß es zu Schäden an Brennelementen oder unzulässigen Aufheizungen kommen könnte.

Derartig hohe Anforderungen können von einem geeignet gestalteten und ausgelegten Hochtemperaturreaktor erfüllt werden. Abb. 5.4 zeigt das Konzept eines Hochtemperaturreaktors mit

Dampfturbinenprozeß. Nukleare und thermische Stabilität lassen sich durch geeignete Auslegung und Dimensionierung der Brennelemente und des Reaktorkerns realisieren. Es wird erwartet, daß die genannten Forderungen nach chemischer und mechanischer Stabilität bei Verwendung von korrosionsfesten (mit Siliziumkarbid beschichteten) Brennelementen in Verbindung mit Vorrichtungen zur Vermeidung von Luftdurchzug durch das Core [6.6], sowie beim Einsatz von berstsicheren Reaktordruckbehältern oder Berstschutzeinrichtungen [6.5], erfüllt werden können. Die Nachweise für das Sicherheitsverhalten der Brennelemente selbst sind geführt worden.

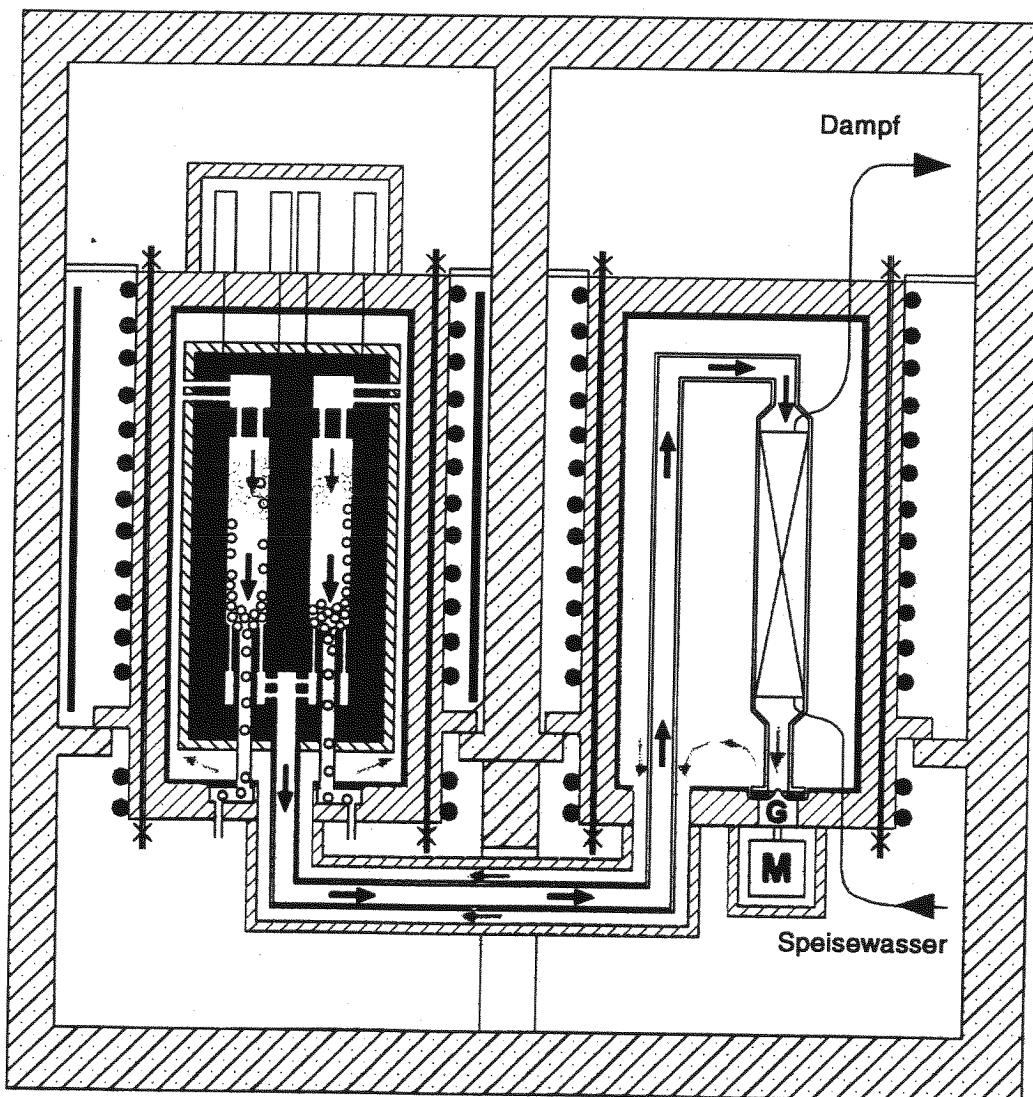


Abb. 5.4: Konzept eines modularen Hochtemperaturreaktors mit Dampfturbinenprozeß und inhärenter Sicherheit (thermische Leistung: 300 MW, Ringcore, berstsicherer vorge-spannter Primärkreiseinschluß, innere Betonzelle)

Es bestehen insgesamt begründete Aussichten, daß die angesprochenen Nachweise für ein HTR-Konzept integral geführt werden können und daß damit eine technische Lösung verfügbar wird, die dem Anspruch „katastrophenfreie Kernenergie“ genügen kann.

6 Nachweis des Sicherheitsverhaltens

6.1 Nachweis des Sicherheitsverhaltens für Zwischenlagerbehälter

Die selbsttätige Sicherheit kerntechnischer Anlagen muß realitätsnah und möglichst integral nachgewiesen werden. Am Beispiel der Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente ist dies weitgehend geschehen, bzw. kann für die Störungen, die sich aus inneren oder absehbaren äußeren Ursachen ergeben, durchgeführt werden. Die Bedingungen für die selbsttätige Abfuhr der Nachwärme aus Trockenlagerbehältern gehen aus Abb. 6.1 hervor. Nur Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion werden ausgenutzt, um die Brennstofftemperaturen auf zulässige Werte zu begrenzen.

Die thermische Stabilität, also die selbsttätige Abfuhr der Nachwärme, wird durch Temperaturmessung an den entscheidenden Stellen, hier sind dies der heißeste zentrale Stab im Lagerbehälter und die Behälteroberfläche, belegt; die Begrenzung der Temperaturen auf zulässige Werte (für LWR-Brennstäbe $T < 370\text{ °C}$) [6.1] wird nachgewiesen (Abb. 6.2). Auch das Verhalten des Systems bei Behinderung der Wärmeabfuhr durch extreme Ereignisse (z.B. partielle Überdeckung und Isolation der Behälteroberfläche als Folge eines extremen Erdbebens) kann hier geprüft werden. Es können Karenzzeiten von rund einer Woche bis zum Eintreten unzulässiger Temperaturzustände ermittelt werden.

Die Einhaltung der nuklearen Stabilität ist bei diesem Konzept in einfacher Weise durch Bestimmung des Wertes der unterkritischen Neutronenvermehrungskonstante nachweisbar. Auch Störungen, die hier durch Verfüllen des Lagerbehälters mit Wasser denkbar wären, führen nicht zu Zuständen mit $k_{\text{eff}} = 1$, auch dies ist meßbar.

Im Lagerbehälter besteht im Normalbetrieb kein Innendruck, so daß die Behälterwandungen nicht durch mechanische Spannungen belastet sind. Es sind aus innerer Ursache keine nennenswerten Drucksteigerungen vorstellbar. Das Verhalten des Lagerbehälters bis zu erhöhten Druckwerten, die allerdings nicht zu begründen sind, könnte messend verfolgt werden.

Korrosionseffekte, die die chemische Stabilität infrage stellen könnten, sind im Bereich der normalen Auslegung nicht bekannt. Tests mit extremen Beanspruchungen, z.B. Angriff von Luft auf

aufgeheizte Zirkonhüllen, können mit geheizten Stabanordnungen, die die Brennstäbe simulieren, durchgeführt werden. Auch die verschiedenen im Einsatz befindlichen Dichtungssysteme für die Behälterdeckel können bishin zu extremen Störfallbedingungen getestet werden.

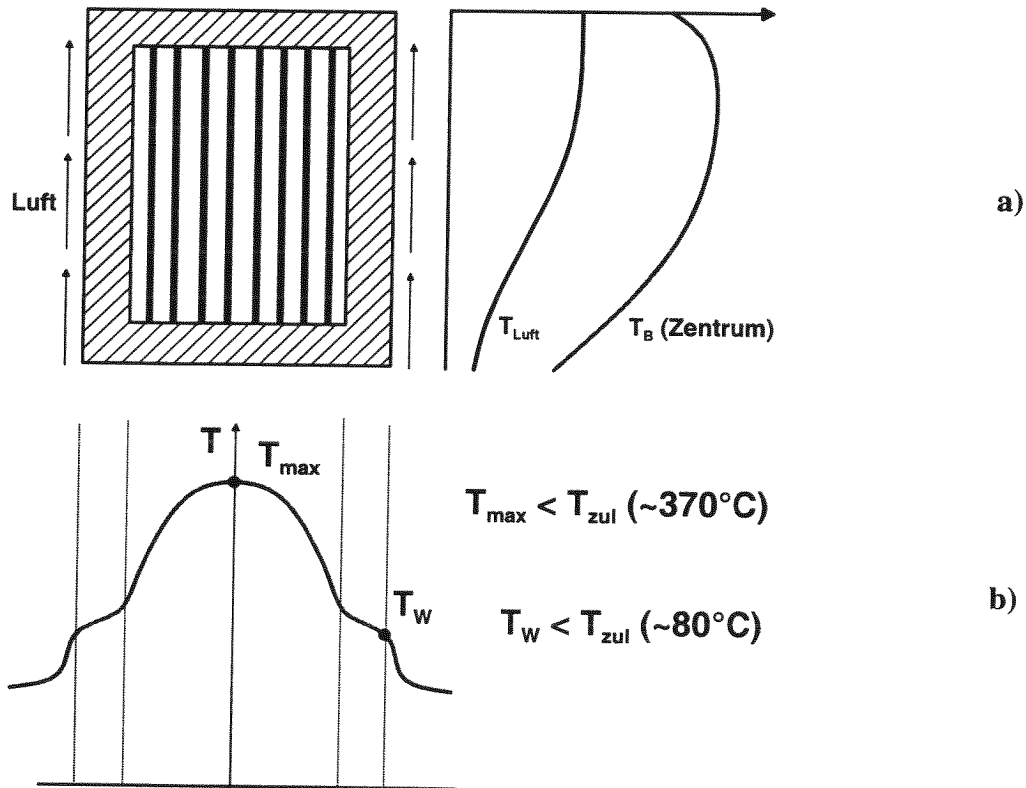


Abb. 6.1: Qualitative Temperaturverteilungen in Zwischenlagerbehältern für abgebrannte LWR-Brennelemente: a) axiales Profil, b) radiales Profil

Äußere Einwirkungen auf Lagerbehälter sind ebenfalls bereits in umfangreichen Tests simuliert worden [6.1]. Feuertests in Flammen von 800°C über eine Dauer von 30 Minuten wurden durchgeführt, ohne daß Undichtigkeiten am Lagerbehälter aufgetreten sind. Fallversuche aus 10 m Höhe auf Betonplatten oder auf Stahldorne haben derartige Behälter unbeschädigt überstanden. Auch Beschußversuche zur Simulation des Verhaltens bei Flugzeugabsturz sind unter realitätsnahen Bedingungen durchgeführt worden und haben die Unverletzbarkeit der Barriere Behälter bewiesen.

Man kann also mit guter Begründung feststellen, daß die Sicherheit des Konzepts „Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente“ unter realen Bedingungen innerhalb des Geltungsbereichs der katastrophenfreien Kerntechnik für alle Störfälle aus inneren oder absehbaren äußeren Ursachen nachgewiesen worden ist.

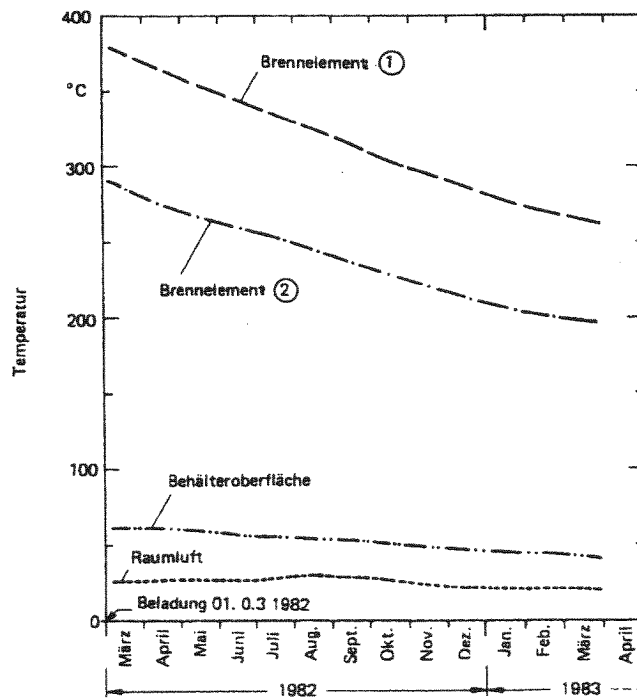
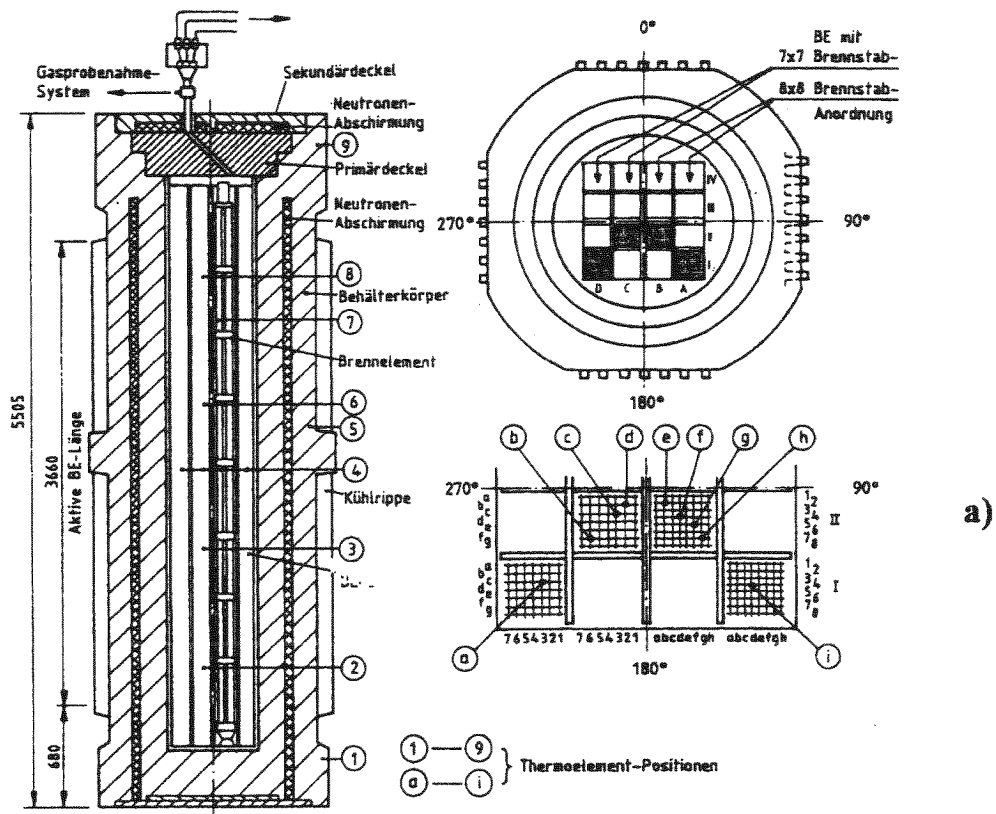


Abb. 6.2: Meßergebnisse zum thermischen Verhalten von CASTOR-Behältern
(Abbrand: 27 GWd/tU, 16 SWR-BE, 1 Jahr Abklingzeit)

a) Prinzip des Behälters und Meßstellen

b) Zeitlicher Verlauf gemessener Temperaturen

Grundsätzlich sind Tests für Annahmen über äußere Einwirkungen, die weit über die im Genehmigungsverfahren hinausgehen (nicht absehbare äußere Ereignisse) möglich und würden die notwendigen Rückschlüsse auf das dann zu erwartende Systemverhalten zulassen. Es würden z.B. Karenzzeiten bis zum Versagen von Spaltproduktbarrieren ermittelt. So könnten auch die Wirksamkeiten und Dringlichkeiten von möglichen Gegenmaßnahmen bei extremen Störereignissen untersucht werden. Auch der Einfluß der unterirdischen Anordnung eines Brennelementzwischenlagers auf die Rückhaltung von Spaltprodukten bei extremen Störereignissen könnte realitätsnah geprüft werden.

6.2 Nachweis des Sicherheitsverhaltens von Reaktoren ohne Kernschmelzen

Auch für Reaktoren muß entsprechend den Anforderungen für zukünftige Kernkraftwerke eine Nachweisführung zum Sicherheitsverhalten möglich sein. Am Beispiel der Nachwärmeabfuhr bei nichtschmelzenden Reaktoren möge der Nachweis dieses besonderen Sicherheitsverhaltens erläutert werden. Im einzelnen werden Versuche, die für Hochtemperaturreaktoren zu diesem Aspekt bereits durchgeführt worden bzw. in Zukunft durchführbar sein werden, erläutert.

Beim AVR wurde gezeigt [6.2], daß bei einem geeignet ausgelegten und dimensionierten Hochtemperaturreaktor die aktive Nachwärmeabfuhr abgeschaltet werden und das Prinzip der selbsttätigen Nachwärmeabfuhr real demonstriert werden kann. Die Temperaturverteilungen in den Reflektorstrukturen und am Reaktordruckbehälter konnten gemessen werden. Die Einhaltung maximaler Brennstofftemperaturen in dem Bereich, der während des Störfallablaufs entsprechend der räumlichen Verteilung der Leistungsdichte am heißesten wird, kann ggf. durch Schmelzkörper, die in Brennelementen eingebaut sind, später nach Entnahme überprüft werden. Abb. 6.3 zeigt Messungen der Temperaturen in den AVR-Kerneinbauten für den Störfall „Ausfall der Gebläse“ und „Versagen der Zwangskühlung“, allerdings für den Fall, daß das Reaktorsystem unter Betriebsdruck bleibt. Die maximalen gemessenen Temperaturen blieben unterhalb von Werten von 900 °C. Die Brennelementtemperaturen in heißen Bereichen des Cores blieben bei diesem Störfall (Reaktor unter Druck ohne Zwangskühlung) nach Rechnung unterhalb 1000 °C (Abb. 6.4) [6.3].

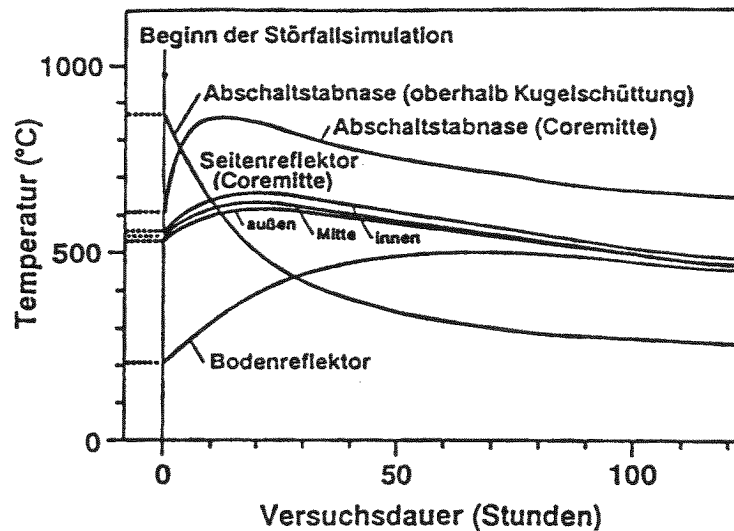


Abb. 6.3: Meßergebnisse am AVR-Reaktor für den Störfallversuch: „Ausfall der Zwangskühlung, Reaktor unter Druck“ [6.2]

Ein entsprechender Versuch am AVR ohne Kühlgas war bereits genehmigt, ist jedoch nicht mehr durchgeführt worden [6.2, 6.3]. Hier wurde eine maximale Brennstofftemperatur für das drucklose Reaktorcore von unter 1300 °C erwartet (Abb. 6.5).

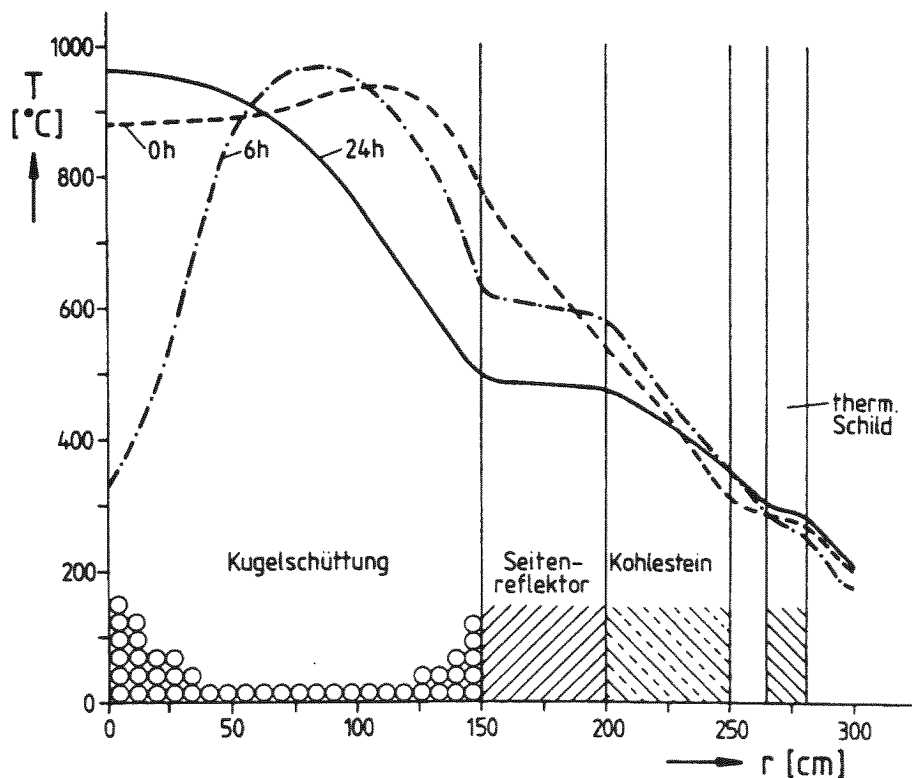


Abb. 6.4: Berechnete Brennelementtemperaturen im AVR-Core beim Störfallversuch: „Ausfall der Zwangskühlung, Reaktor unter Druck“ [6.3]

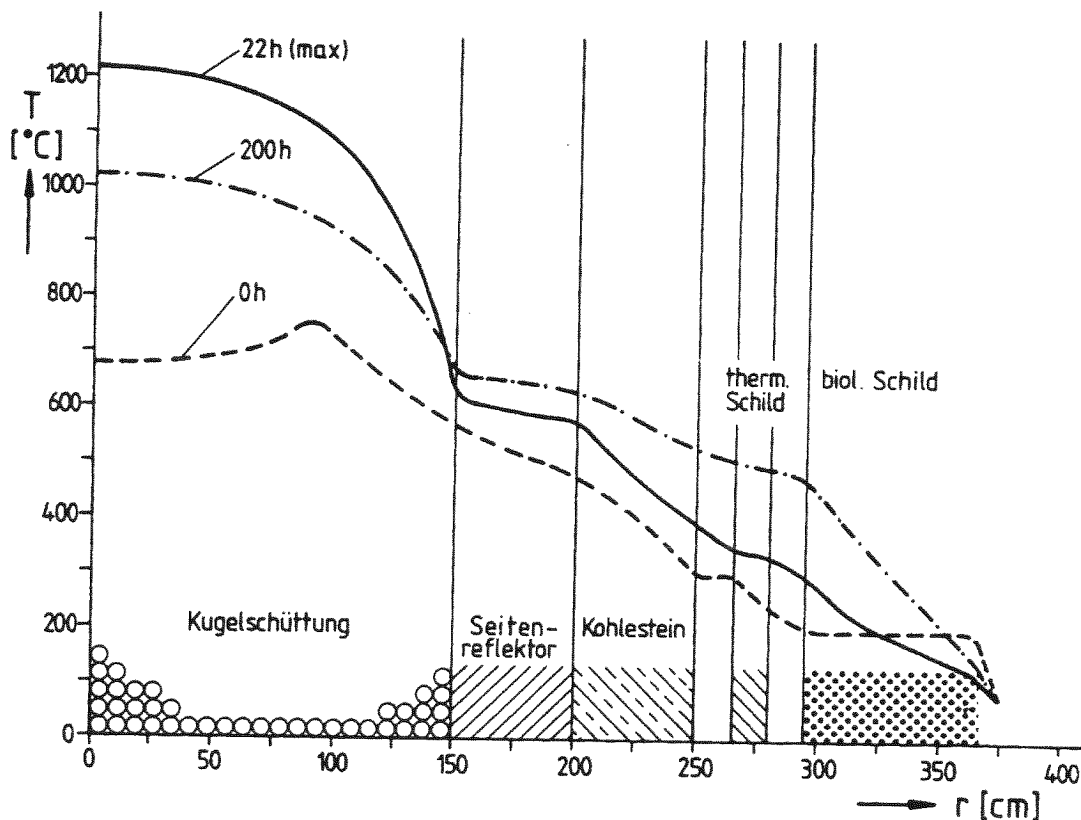
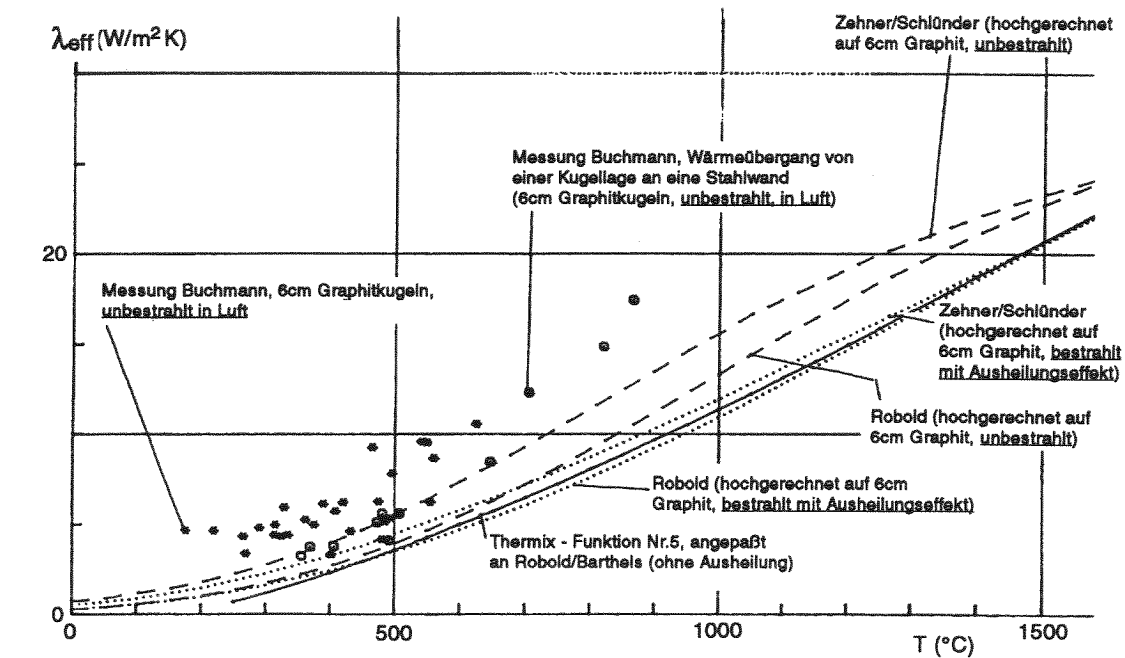


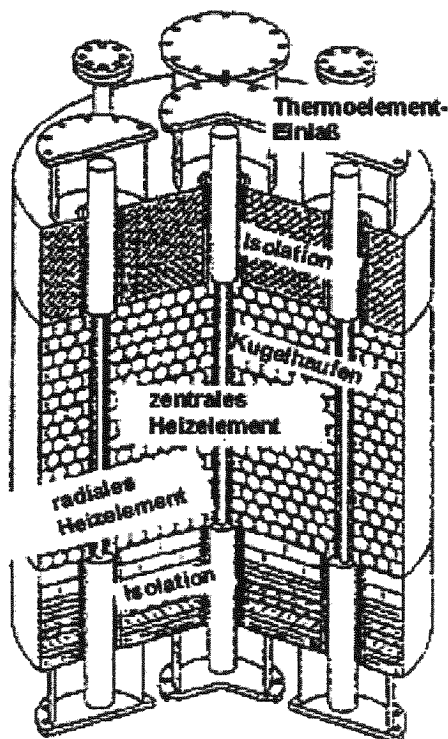
Abb. 6.5: Berechnete radiale Temperaturprofile im AVR (Druckentlastungsstörfall) [6.3]

Wesentlich für die Höhe der Temperatur und ihre Verteilungen im Core und insbesondere für die maximale Störfalltemperatur in den Brennelementen ist die effektive Wärmeleitung im Corebereich, d.h. in der Kugelschüttung, wenn nur Wärmeleitung, Wärmestrahlung und freie Konvektion wirksam sind. Diese Größe ist in verschiedenen Meßeinrichtungen, zuletzt in einer großen Graphitkugelschüttung [6.9, 6.10] gemessen worden. Abb. 6.6 zeigt in einer Zusammenstellung heute verfügbare Meßwerte für die effektive Wärmeleitfähigkeit in einem Kugelhaufencore in Abhängigkeit von der Temperatur.

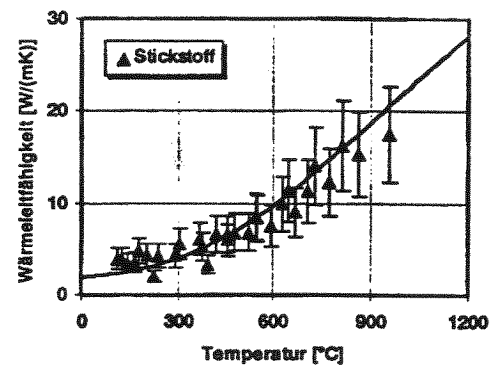
Umfangreiche Messungen im Experiment SANA [6.9, 6.10], einer Kugelschüttung mit 2000 Graphitkugeln (6 cm Durchmesser), die auf max. 1200 °C elektrisch geheizt wurde, ermöglichten die Bestimmung der effektiven Wärmeleitfähigkeit λ_{eff} im Corebereich in Abhängigkeit von der Temperatur. Die für die Rechnungen genutzten Beziehungen für λ_{eff} konnten durch die Messungen voll bestätigt werden.



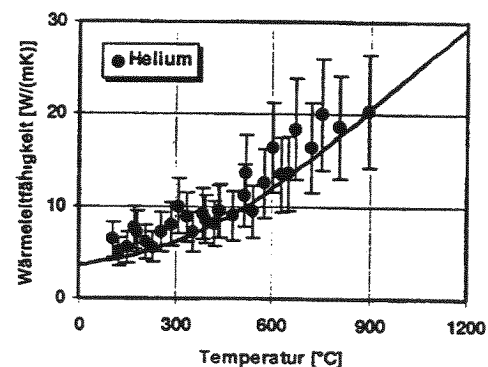
a)



b)



c)



d)

Abb. 6.6: Messungen der effektiven Wärmeleitfähigkeit in Graphitkugelschüttungen in Abhängigkeit von der Temperatur: a) λ_{eff} nach verschiedenen Autoren, b) Versuchsstand SANA, c) Messung von $\lambda_{\text{eff}}(T)$ in N₂ in SANA, d) Messung von $\lambda_{\text{eff}}(T)$ in Helium in SANA [6.7, 6.8.]

Wie Abb. 6.6c und 6.6d zeigen, ist die effektive Wärmeleitfähigkeit im Core für eine Füllung mit Helium etwas höher als Stickstoff, im praktischen Falle eines Störfalls wird mit einer Mischung beider Gase im Corebereich zu rechnen sein. Der Bestrahlungszustand der Graphitkugeln wird deren Leitfähigkeit ebenfalls beeinflussen, dabei wird entsprechend den Kurven in Abb. 6.6a mit insgesamt reduzierter effektiven Wärmeleitfähigkeit in den Auslegungsprogrammen gerechnet.

Das Konzept der selbsttätigen Nachwärmeabfuhr eines HTR kann auch durch einen 1/1-Modellversuch getestet werden. Mit vergleichsweise geringem Aufwand kann die Nachwärme z.B. bei einer 200 MW_{th}-Anlage in einer Höhe von 1 MW durch elektrische Widerstandsheizung simuliert werden. Die räumlich-zeitlichen Temperaturprofile können recht genau bestimmt werden und lassen eine 1/1-Überprüfung des Nachwärmeabfuhrkonzepts zu.

Mit Hilfe dieses 1/1-Modells (Abb. 6.7) können die wesentlichen weiteren Störfälle bei einem HTR untersucht und deren Beherrschung bewiesen werden:

- Druckentlastung des Primärkreises über verschieden große Leckquerschnitte mit unterschiedlichen Leckorten
- Selbsttätige Nachwärmeabfuhr unter vollem Systemdruck
- Selbsttätige Nachwärmeabfuhr bei Normaldruck
- Selbsttätige Nachwärmeabfuhr bei ausgefallenem äußeren Flächenkühler
- Lufteinbruch in den Reaktor mit verschiedenen großen Strömungsquerschnitten; Nachweis der selbsttätigen Unterbrechung des Luftzutritts zum Core (bei bestimmten technischen Vorkehrungen)
- Schnelles Austreiben von Elementen des 1. Abschaltsystems bei Schäden am Reaktordruckbehälter (mechanisches Verhalten)
- Schnelles Austreiben von Elementen des 2. Abschaltsystems bei Schäden am Reaktordruckbehälter (mechanisches Verhalten)
- Belastungen von Coreeinbauten und thermischem Schild bei angenommenen sehr schnellen Druckentlastungen
- Simulation von massiven Behälterschäden (z.B. Kabelversagen)

Lediglich die Integrität der coated particles bei sehr schnellen nuklearen Transienten im angenommenen prompt-überkritischen Bereich muß in separaten Versuchseinrichtungen (z.B. denkbar in der Versuchsanlage Hydra in GUS) [6.4] gezeigt werden.

Insgesamt ist so für einen richtig ausgelegten und gestalteten modularen Hochtemperaturreaktor eine praktisch vollständige Nachweisführung zum Sicherheitsverhalten möglich.

Die besondere Bedeutung von Weiterentwicklungen bei der Systemtechnik wie die von vorgespannten berstsicheren Reaktordruckbehältern oder Berstschutzeinrichtungen für Stahldruckbehälter [6.5] sowie die Entwicklung korrosionsgeschützter Brennelemente [6.6] (sofern nicht der gesamte Primärkreis in berstsicheren Behältern untergebracht ist) werden hier deutlich.

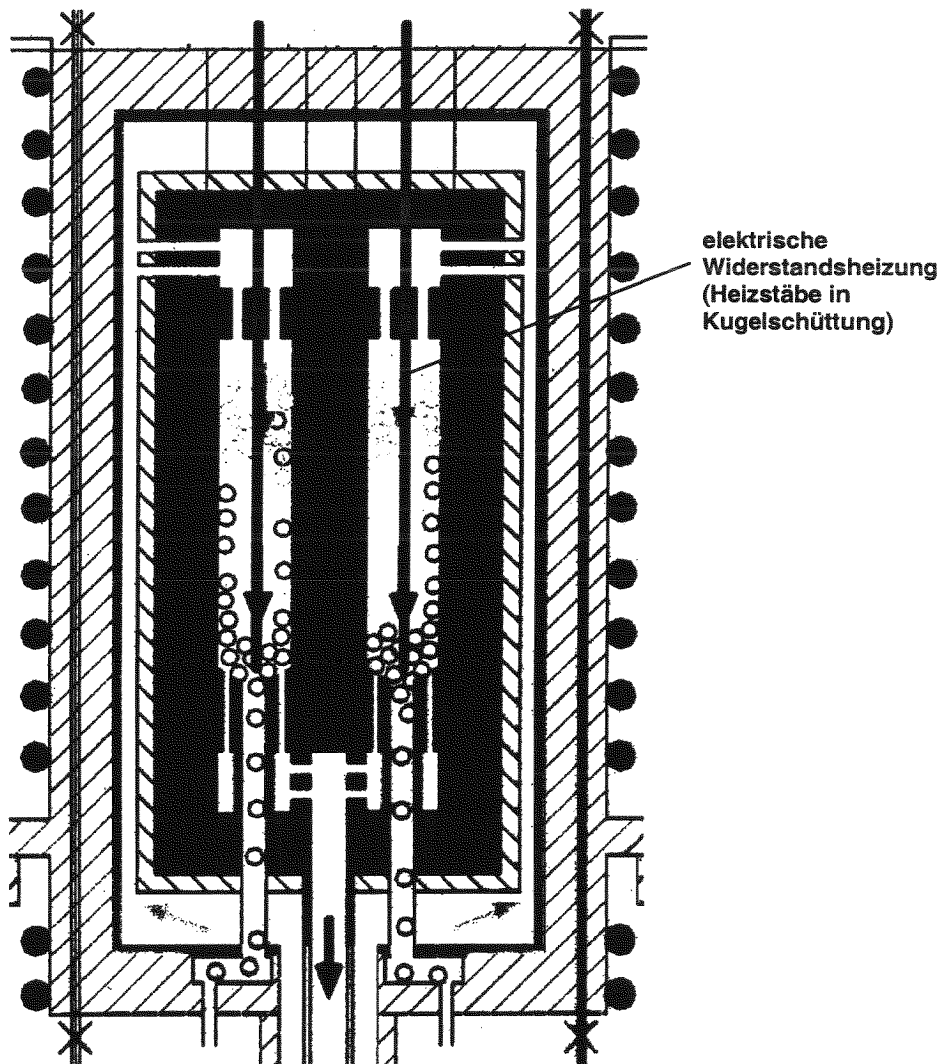


Abb. 6.7: 1/1-Modell zum Nachweis des Sicherheitsverhaltens eines inhärent sicheren HTR-Modulreaktors mit vorgespannten berstsicheren Primärkreiseinschluß

Basierend auf dem heute bereits erreichten Stand der Kenntnisse wird es insgesamt möglich sein, das im Sinne des deutschen Atomgesetzes für zukünftige Anlagen geforderte Sicherheitsverhalten - keine katastrophalen Folgen durch Radioaktivitätsfreisetzungen außerhalb der Anlage zuzulassen - nachzuweisen und damit einen wesentlichen Beitrag zur zukünftigen Akzeptanz der Kernenergie zu leisten.

7 Zusammenfassung

Die wachsende Weltbevölkerung und die Steigerung des Lebensstandards in heutigen Entwicklungs- und Schwellenländern führt künftig zu einer stetig steigenden Nachfrage von Nutzenergie, im wesentlichen von elektrischer Energie. Dieser Bedarf muß aus Gründen des Klimaschutzes weitgehend aus CO₂-freien Primärenergieträgern bereitgestellt werden. Die Nutzung der Kernenergie ist derzeit neben der Wasserkraft die einzige technisch-wirtschaftlich verfügbare Energiequelle, um die immensen zukünftigen Anforderungen zu befriedigen.

Allerdings setzt ein weiterer Ausbau der Kernenergienutzung die Wiederherstellung ihrer gesellschaftlichen Akzeptanz voraus. Dies ist gleichbedeutend mit der sicheren Vermeidung katastrophaler Freisetzungen radioaktiver Stoffe infolge von Unfällen. Mit diesem Ziel werden weltweit verschiedene Ansätze zur sicherheitstechnischen Lösungen verfolgt, von denen hier über zwei grundsätzliche Wege berichtet wird. Hierzu zählen zum einen Reaktorkonzepte, die sich mit der Beherrschung von Kernschmelzen befassen und zum anderen Reaktorkonzepte, die eine Kernschmelze naturgesetzlich ausschließen.

Zu der erstgenannten Entwicklung gehört das Reaktorkonzept EPR, welches eine Weiterentwicklung heutiger Druckwasserreaktoren (Konvoi- bzw. N4-Anlagen) darstellt, mit einem doppelschaligen Containment versehen ist und mit einer Coreauffangeinrichtung ausgestattet ist, die ein Versagen des Sicherheitsbehälters infolge einer Coreschmelze vermeiden soll. Hierzu muß die Stabilität des Corecatchers unter allen Störfallbedingungen nachgewiesen werden. Auch Nachweise zur Beherrschung des Wasserstoffproblems, des Behälterberstens und der Dampfexplosion müssen geführt werden. Wenn derartige Nachweise bei diesem Reaktorkonzept erbracht werden können, daß eine Coreschmelze und damit die radioaktiven Spaltprodukte in Reaktorschutzgebäude zurückgehalten werden können, so würde es sich um die Realisierung einer katastrophenf freien Kerntechnik handeln.

Die oben genannte zweite Entwicklungsrichtung wird beim Hochtemperaturreaktor verfolgt. Dieser kann aufgrund seines keramischen Coreaufbaus bei zweckmäßiger Auslegung nicht schmelzen. Bleiben die Brennstofftemperaturen bei allen Störfällen auf unter 1600 °C begrenzt, so gewährleisten sie eine ausreichende Rückhaltung der radioaktiven Spaltprodukte in den Brennelementen. Es gelangen lediglich radiologisch unbedeutende Mengen an Spaltprodukten

aus den Brennelementen in die Umgebung. Es sind keine Störfälle aus innerer oder absehbarer äußerer Ursache erkennbar, die dieses Sicherheitsprinzip infrage stellen. Auf dieser Basis ist bereits eine Kernenergienutzung, die dem Anspruch der "Katastrophenfreiheit" genügt, demonstriert und mit hinreichend vielen experimentellen Ergebnissen belegt, beispielsweise durch den langjährigen Betrieb des AVR Reaktors. Der HTR wird damit in der Lage sein, die Bedingungen des novellierten deutschen Atomgesetzes zu erfüllen.

Aufgabe der Forschung und Entwicklung der nächsten Jahre wird es sein, überzeugende Nachweise für die genannten Sicherheitseigenschaften zukünftiger Reaktoren zu erbringen und die notwendigen neuen Komponenten zu entwickeln.

Wenn die bereits erwähnten Nachweise zum Sicherheitsverhalten obengenannter innovativer Reaktoren gelingen, wird die Akzeptanz der Kernenergie wieder gewonnen werden können.

8 Literaturverzeichnis

- [1.1] N.C. Rasmussen: Reactor Study - An Assessment of Accident Risks in US-Commercial Nuclear Power Plants; United States Nuclear Regulatory Commission, WASH 1400/NUREG75/014, Oct. 1975
 - [1.2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A: Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle verursachten Risiko; Verlag TÜV-Verlag Rheinland, Köln, 1980
 - [1.3] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B: Eine zusammenfassende Darstellung; GRS-72, Juni 1989
 - [1.4] C.A.Götzmann: On Safety Principles for Future Reactors - A contribution to the current discussion Nuclear Power Technology Development Section Division of Nuclear Power, IAEA, December 1993
 - [1.5] OECD-NEA: TMI-2 Examination results from the OECD-CSNI-program, Vol. 1, April 1992 A(CSNI/R)91)9
 - [1.6] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)mbH: Tschernobyl - Zehn Jahre danach, GRS-121, Februar 1996
 - [1.7] H.W. Levi: Der Reaktorunfall von Tschernobyl - Eine Bilanz der Folgen, VGB- Kraftwerkstechnik 71, 1991, Heft 12
 - [1.8] F.R. Farmer: Siting Criteria - a new approach; Paper SM-89/34, Proceedings of a Symposium, Vienna, 3./7. April 1967, IAEA: Containment and Siting of nuclear power plants
 - [1.9] U. Hauptmanns, M. Herttrich, W. Werner: Technische Risiken-Ermittlung und Beurteilung, Springer-Verlag, 1987
-
- [2.1] K. Kugeler: Principles of decay heat removal in reactor technology - present status and future prospects, IAEA-TECDOC-757: Decay heat removal and Heat transfer under normal and accident conditions in gas-cooled reactors, Jülich, 6-8 July 1992.
 - [2.2] K. Kugeler, R. Schulten: Überlegungen zu den sicherheitstechnischen Prinzipien der Kerntechnik, Jül-2720, Jan. 1993
 - [2.3] Objectives for the development of advanced nuclear plants, IAEA, Jan. 1993, IAEA-TECDOC-682
 - [2.4] GRS-Jahresbericht 1993/94: Entwicklung gemeinsamer deutsch-französischer Sicherheitsziele und -anforderungen für zukünftige Reaktoren, München 1995

- [2.5] Bundesgesetzblatt Nr. 46, 1994: Gesetz zur Sicherung des Einsatzes von Steinkohle in der Verstromung und zur Änderung des Atomgesetzes und des Stromeinspeisegesetzes, Bonn, 28.7.1994
- [2.6] Deutscher Bundestag, 12. Wahlperiode, Sachgebiet 750, Gesetzentwurf der Bundesregierung, C. Kernenergie, Einzelbegründung zu Artikel 5 (Siebentes Gesetz zur Änderung des Atomgesetzes) Zu Nummer 1 (§ 7 Abs. 2a) Drucksache 12/6908, 25.02.1994
-
- [3.1] Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in Kernkraftwerken, IAEA, 1990
- [3.2] H.W. Levi: Der Reaktorunfall von Tschernobyl - Eine Bilanz der Folgen, VGB-Kraftwerkstechnik 71, 1991, Heft 12
- [3.3] OECD-NEA: TMI-2 Examination results from the OECD-CSNI-program, Vol. 1, April 1992 A (CSNI/R) 91) 9
- [3.4] Betriebsergebnisse deutscher Kernkraftwerke 1996; Jahrbuch der -Atomwirtschaft 1998, Handelsblatt Fachverlag
- [3.5] GRS-Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, 1989, TÜV-Verlag Rheinland
- [3.6] G. Keßler, D. Faude, J. Ehrhardt: Sicherheitskonzept gegenwärtiger Druckwasserreaktoren, KfK-Nachrichten, 25, 1993, No. 1
- [3.7] H.J. Ewers, K.Rennings: Abschätzung der Schäden durch einen sog. „Super Gau“ in: Prognos-Schriftenreihe: Identifizierung und Internalisierung externer Kosten der Energieversorgung, Band 2, Prognos, Basel, 1992
- [3.8] R. Friedrich: Externe Kosten der Stromerzeugung, VDI-Berichte 1250, Düsseldorf, 1996
- [3.9] IER (Univ.Stuttgart) Internes Papier: Externe Kosten der Stromerzeugung in Kernkraftwerken und Steinkohlekraftwerken, 1993
- [3.10] Analysen, Stellungnahme des Arbeitskreises 1 „Technik und Industrie“ des Deutschen Atomforums e.V.: Externe Kosten - was wissen wir heute? Am Beispiel der Elektrizitätserzeugung, Bonn, Mai, 1995
- [3.11] H.W. Levi: Nachhaltige Entwicklung und Energieversorgung, Atomwirtschaft, 42. Jahrg. 1997, Heft 1, Jan.
- [3.12] G. Keßler, B. Kuczera: Nachhaltige Energieversorgung, Atomwirtschaft, 43. Jahrg. 1998, Heft 11, Nov.
- [3.13] J. Huber: Nachhaltige Entwicklung - Strategien für eine ökologische und soziale Erdpolitik, Berlin 1995
-

- [4.1] Th. Jaeger: Grundzüge der Strahlenschutztechnik, Springer-Verlag, 1960
- [4.2] R. Schönfeld, H.J. Dorst: Thermodynamik eines naturzuggekühlten Behälterlagers für radioaktive Materialien, Brennstoff-Wärme-Kraft 34, 1982, Nr. 11.
- [4.3] H. Spielker: Naturzugkühlung wärmeerzeugender radioaktiver Abfälle in Transport- und Lagerbehältern, Kerntechnik 54, 1989.
- [4.4] M.M. Kosenko et al: Leukemia Risk Estimate on the Basis of Nuclear Incidents in the Southern Urals, Cheljabinsk Branch Office of Institute of the USSR Ministry of Health, 1991
- [4.5] KWU-Prospekt 15516 PA 07795: Kompaktlagerung abgebrannter Brennelemente in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Sept. 1978
- [4.6] Firmenschrift der DWK und STEAG Kernenergie GmbH: Beschreibung des geplanten Brennelement-Zwischenlagers Ahaus, Aug. 1982
- [4.7] W. von Heesen et al.: Heat transfer from transport cask storage facilities for spent fuel elements, Nuclear Technology, Vol. 62, July 1983
- [4.8] Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke (Phase A), Verlag TÜV Rheinland, 1979
-
- [5.1] W. Bürkle: Weiterentwicklung von Leichtwasserreaktoren, Atomwirtschaft, Aug./Sept. 1992
- [5.2] A. Hüttl: Ein deutsch-französisches Kernkraftwerk für Europa und den Weltmarkt, Wintertagung des Deutschen Atomforums 1992, Bonn, Inforum-Verlag - und Verwaltungsgesellschaft mbH
- [5.3] U. Fischer, F. Bouteille: the EPR Nuclear Island, Atomwirtschaft 12, 1988
- [5.4] Siemens/Interatom: Hochtemperaturreaktor-Modul-Kraftwerksanlage, Sicherheitsbericht, Nov. 1988, Bd 1-3,
- [5.5] H. Reutler, G.H. Lohnert: Der modulare HTR - ein neues Konzept für den Kugelhaufenreaktor, Atomwirtschaft 27, Januar 1982
- [5.6] K. Kugeler, R. Schulten: Hochtemperaturreaktortechnik, Springer Verlag, 1989
- [5.7] H. U. Fabian, H. Teichel: Der Europäische Druckwasserreaktor (EPR) –Stand und Ausblick, Atomwirtschaft 44. Jg. (1999) 2
-
- [6.1] Firmenschrift der DWK und STEAG Kernenergie GmbH: Beschreibung des geplanten Brennelement-Zwischenlagers Ahaus, Aug. 1982

- [6.2] N. Kirch, G. Ivens: Ergebnisse der Versuche mit dem AVR, VDI-Berichte Nr. 729, 1989
- [6.3] K. Petersen: Zur Sicherheitskonzeption des Hochtemperaturreaktors mit natürlicher Wärmeableitung aus dem Kern im Störfall, JÜL-1972-Okt. 1983
- [6.4] Kurchatov Institute: Analysis of transient tests on HTR-fuel at Hydra and IGR, Studie Moscow, 1994
- [6.5] K.H. Hammelmann, M. Kugeler, W. Fröhling: Experiment zum vorgespannten Stahlgußbehälter - Abschlußbericht über die warmgehenden Versuche zum VGSD, KFA-IRE-IB-1/89, März 1987
- [6.6] W. Fröhling et al.: Zur chemischen Stabilität bei innovativen Kernreaktoren, KFA-Bericht, Jül-3118, September 1995
- [6.7] M. Lange: Experimente zur selbsttätigen Abfuhr der Nachwärme bei Hochtemperaturreaktoren, Dissertation RWTH Aachen, Jül-3012, Januar 1995
- [6.8] B. Stöcker: Untersuchungen zur selbsttätigen Nachwärmeabfuhr bei Hochtemperaturreaktoren unter besonderer Berücksichtigung der Naturkonvektion, Dissertation RWTH Aachen, Jül-3504, Februar 1998

9 Verwendete Abkürzungen

DWR	Druckwasserreaktor
TMI	Three Miles Island, Harrisburg, USA
N-4	Französische Druckwasserreaktor der 4. Generation
EPR	European Pressurized Reactor
AP 600	Advanced Passive Pressurized Reactor 600 MW _{el}
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor
CANDU	Canadian-Deuterium-Uranium Reactor, Druckröhrenreaktor
Sys80+	Sidewasserreaktor mit verbesserten Sicherheitseigenschaften
RBMK	Russischer Reaktortyp mit Siedewasserkühlung und Graphitmoderierung
IAEA	International Atomic Energy Agency, Wien
ICRP	International Commission for Radiological Protection
INES	International Event Scale der IAEA
HD	Hochdruck
ERL	Emergency Reference Level
GPR	Group Permanent Reactors
RSK	Reaktorsicherheitskommission
DRS	Deutsche Risiko-Studie
LWR	Leichtwasserreaktor
REA	Rauchgasentschwefelungsanlage
DENOX	Rauchgasentstickungsanlage
PIUS	Process Inherent Ultimate Safety Reactor
HTR	Hochtemperaturreaktor
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (Jülich).

Forschungszentrum Jülich



Jül-3785
Juli 2000
ISSN 0944-2952