

Nutzung der Kernenergie

**Zusammenfassung der Ergebnisse des
Studienkomplexes A.4**

**Lothar Hahn
ÖKO-Institut e.V.
Freiburg i. Br./Darmstadt**

**Alfred Voß
Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE)
Stuttgart**

Inhaltsverzeichnis

Vorwort

- 1 Einleitung und Aufgabenstellung

- 2 Stand der Technik und Entwicklungsperspektiven der Kernenergie
 - 2.1 Leichtwasserreaktoren (LWR)
 - Druckwasserreaktoren
 - Siedewasserreaktoren
 - Weiterentwicklungen des LWR
 - 2.2 Hochtemperaturreaktoren (HTR)
 - Weiterentwicklungen des Hochtemperaturreaktors (HTR)
 - 2.3 Schneller Brutreaktor (SBR)
 - Weiterentwicklungen des Schnellen Brutreaktors
 - 2.4 Heizreaktoren
 - 2.5 Nutzungs- und Anwendungsmöglichkeiten der Kernenergie
 - 2.6 Kernfusion

- 3 Mögliche Beiträge der Kernenergie zur Minderung klimarelevanter Spurengasemissionen in der Bundesrepublik Deutschland
 - 3.1 Kosten und Wirtschaftlichkeitsaspekte der Kernenergie
 - Leichtwasserreaktoren
 - HTR, Schneller Brüter und Heizreaktoren
 - 3.2 Technische Reduktionspotentiale
 - Stromerzeugung
 - Fernwärmeversorgung
 - Veredlung fossiler Energie
 - Industrielle Prozeßdampf- und Prozeßwärmeerzeugung
 - Wasserstofferzeugung aus Elektrolyse
 - Tertiäre Erdölförderung
 - 3.3 Kosten und Aufwand der Spurengasreduktion durch Kernenergie
 - Stromerzeugung
 - Fernwärmeerzeugung

Veredelung fossiler Energie
 Prozeßdampf- und Prozeßwärmeerzeugung
 Wasserstofferzeugung
 Tertiäre Erdölförderung

4. Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekte der Kernenergienutzung
 - 4.1 Einleitung
 - 4.2 Überblick über mögliche Risiken, Umweltauswirkungen und sonstige Auswirkungen der Kernenergienutzung
 - 4.3 Sicherheit und Risiken von Kernkraftwerken
 - 4.3.1 Grundzüge des Sicherheitskonzeptes bei Kernkraftwerken
 - 4.3.2 Unfallrisiken
 - 4.3.3 Perspektiven neuer Reaktorlinien und Kernenergiekonzepte aus sicherheitstechnischer Sicht
 - 4.4 Umwelt-, Sicherheits- und Risikoaspekte der Brennstoffver-, und -entsorgung
 - 4.4.1 Einleitung
 - 4.4.2 Versorgung mit Brennstoff
 - 4.4.3 Entsorgung
 - 4.5. Wirkung ionisierender Strahlung und radioaktive Emissionen aus Kernkraftwerken
 - 4.6 Klimaaspekte radioaktiver Spurengase
 - 4.7 Mögliche Auswirkungen nichtradiologischer Art
 - 4.8 Proliferationsaspekte
 - 4.9 Integrale und vergleichende Risikobetrachtungen
 - 4.10 Akzeptanzaspekte und weitere Hemmnisse

5. Stellungnahme von L. Hahn zu den Kapiteln 2 und 3
 - 5.1 Stellungnahme von L. Hahn zu den Kapiteln 2.1. - 2.4.
 - 5.2 Stellungnahme von L. Hahn zum Kapitel 3.1
 - 5.3 Stellungnahme von L. Hahn zu Kapitel 3.2
 - 5.4 Stellungnahme von L. Hahn zu Kapitel 3.3

6. Stellungnahme von A. Voß zu den Kapiteln 4 und 5
 - 6.1 Stellungnahme von A. Voß zu Kapitel 4
 - 6.1.1 Stellungnahme zu Kap. 4.3.1 "Grundzüge des Sicherheitskonzeptes bei Kernkraftwerken"
 - 6.1.2 Stellungnahme zu Kap. 4.3.2 "Unfallrisiken"
 - 6.1.3 Stellungnahme zu Kap. 4.4.3 "Perspektiven neuer Reaktorlinien und Kernenergiekonzepte aus sicherheitstechnischer Sicht"
 - 6.1.4 Stellungnahme zu Kap. 4.4 "Umwelt-, Sicherheits- und Risikoaspekte der Brennstoffver- und -entsorgung"
 - 6.1.5 Stellungnahme zu Kap. 4.5 "Wirkung ionisierender Strahlung und radioaktive Emissionen aus Kernkraftwerken"
 - 6.1.6 Stellungnahme zu Kapitel 4.6 "Klimaaspekte radioaktiver Spurengase"
 - 6.1.7 Stellungnahme zu Kap. 4.9 "Integrale und vergleichende Risikobetrachtungen"
 - 6.1.8 Stellungnahme zu Kap. 4.10 "Akzeptanzaspekte und weitere Hemmnisse"

Studienverzeichnis zu Studienkomplex A.4

Vorwort

Der vorliegende Bericht beinhaltet die Zusammenfassung der Koordinatoren des Studienkomplexes 4 (Nutzung der Kernenergie). Die im Rahmen dieses Studienkomplexes durchgeführten Arbeiten sind im Studienverzeichnis am Ende dieses Berichtes aufgeführt. In diesen Arbeiten sollte der aktuelle Wissensstand bezüglich

- des Standes und der Entwicklungsmöglichkeiten von Kernspaltungsreaktoren,
- der technischen und wirtschaftlichen Potentiale des Beitrags zur Energieversorgung und zur Minderung klimarelevanter Spurengase durch Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland,
- der Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekte der Kernenergienutzung,
- der Perspektiven der Kernfusion

dargestellt werden.

In diesen Darstellungen und insbesondere auch in der Zusammenfassung der wesentlichen Ergebnisse durch die Koordinatoren kann nicht ignoriert werden, daß mit dem derzeitigen Wissensstand in vielen der genannten Bereiche untrennbare kontroverse Einschätzungen hinsichtlich Angemessenheit, Genauigkeit, Vollständigkeit und Gültigkeit der Arbeitsergebnisse und ihrer Schlußfolgerungen verbunden sind. Es liegt auf der Hand, daß diese Kontroversen im Rahmen der Arbeiten des Studienkomplexes A.4 nicht aufgelöst werden konnten, weder in den Einzelbeiträgen noch in der Zusammenfassung der Koordinatoren. Dies war auch nicht Aufgabe der Bearbeiter und der Koordinatoren.

Bezüglich wesentlicher Ergebnisse des Studienkomplexes konnte zwischen den Koordinatoren kein Konsens erzielt werden. Um dennoch zu einem gemeinsamen Bericht zu kommen, wurde folgende Form der Ergebnisdarstellung gewählt: im Anschluß an eine gemeinsame Einleitung werden in den von A. Voss verfaßten Kapiteln 2 und 3 der Stand der Technik und die Entwicklungsmöglichkeiten der Kernenergie (Kapitel 2) sowie mögliche Beiträge der Kernenergie zur Minderung klimarelevanter Spurengasemissionen in der Bundesrepublik Deutschland (Kapitel 3) beschrieben. In dem von L. Hahn verfaßten Kapitel 4 werden die Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekte der Kernenergie dargestellt. Die Entwürfe zu diesen Kapiteln wurden in einem mehrstufigen Prozeß wechselseitig kommentiert und gemeinsam diskutiert. Dabei wurden viele Anmerkungen und Vorschläge aufgenommen und eingearbeitet. In zahlreichen anderen, wichtigen Punkten kam keine Annäherung der Standpunkte zustande. Die verbleibenden Kontroversen wurden daher in den Kapiteln 5 und 6 in Form von Stellungnahmen dargestellt. Kapitel 5 enthält

Stellungnahmen von L. Hahn zu verschiedenen Aussagen der Kapitel 2 und 3 von A. Voss. Umgekehrt nimmt A. Voss in Kapitel 6 zu aus seiner Sicht nicht konsensfähigen Aussagen des Kapitels 4 von L. Hahn Stellung.

Mit dieser Vorgehensweise haben die Koordinatoren versucht sicherzustellen, daß die Bandbreite der Auffassungen und der abzuleitenden Schlußfolgerungen dargestellt wird und zentrale Kontroversen der Diskussion um die Kernenergie dokumentiert sind. Dem Leser soll damit das Nachvollziehen der gesicherten Erkenntnisse und der Grundlinien der Dissense erleichtert werden.

Darmstadt/Stuttgart, Mai 1990

Lothar Hahn

Alfred Voss

1 Einleitung und Aufgabenstellung

Die Kernenergie ist neben den erneuerbaren Energieströmen eine weitere uns heute zur Verfügung stehende Energiequelle, deren Nutzung nicht mit der Emission von Spurengasen verbunden ist, die gegenwärtig, wie das CO₂, maßgeblich am sogenannten Treibhauseffekt beteiligt sind. Die Substitution CO₂-behafteter Energieerzeugung durch Kernenergie kann somit zur Minderung klimarelevanter Spurengase beitragen. Die Rolle der Kernenergie für die zukünftige Energieversorgung, auch im Hinblick auf die Minderung klimarelevanter Spurengase, wird sehr unterschiedlich beurteilt.

Um die Klimaveränderungen auf ein tolerierbares Maß zu begrenzen, sind die energiebedingten Treibhausgasemissionen innerhalb weniger Jahrzehnte drastisch - in der Bundesrepublik Deutschland ggf. um mehr als 90% - zu reduzieren, was eine grundlegende Umstrukturierung unserer vornehmlich fossile Energieträger nutzende Energieversorgung erforderlich macht. Angesichts der Dimension dieser Herausforderung sind alle Möglichkeiten, auch die Energieerzeugung mittels Kernenergie, hinsichtlich ihres nach heutigem Kenntnisstand möglichen Beitrags zur Eingrenzung anthropogener Klimaveränderungen zu untersuchen. Dies schließt die Analyse und Darstellung anderer Effekte, die mit der Nutzung einer Energiequelle oder Energietechnik verbunden sind, ausdrücklich mit ein.

Ziel der Arbeiten zum Studienkomplex A.4 ist es, den möglichen Beitrag der Kernenergie zur Energieversorgung und zur Reduktion der klimarelevanten Spurengasemissionen in der Bundesrepublik Deutschland darzustellen. Zu erfassen sind dabei, neben dem Bereich der Stromerzeugung, auch die Möglichkeiten der Erzeugung anderer Sekundärenergieträger sowie die Bereitstellung von Prozeß-, Fern- und Nahwärme mittels Kernenergie. Ausgehend vom gegenwärtigen Stand und den Weiterentwicklungsmöglichkeiten der kerntechnischen Anlagen sind die aus technischer Sicht erschließbaren Potentiale der Kernenergie zur Minderung klimarelevanter Spurengase im Zeitablauf zu ermitteln und die Kosten bzw. der Aufwand der Reduktion klimarelevanter Spurengase durch Kernenergie zu quantifizieren. Der gegenwärtige nationale und internationale Wissensstand zu den Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekten der Kernenergienutzung ist darzustellen, ebenso wie der bezüglich integraler und vergleichender Risikobetrachtungen von Energiesystemen.

Die im folgenden erläuterten Ergebnisse, insbesondere die abgeschätzten technischen und wirtschaftlichen CO₂-Minderungspotentiale sind nicht isoliert, sondern im Kontext der Ergebnisse der entsprechenden Abschätzungen der anderen Studienkomplexe zu beurteilen, um daraus robuste

Entscheidungen für eine effiziente Strategie zur Minderung klimarelevanter Spurengasemissionen für die Bundesrepublik Deutschland abzuleiten.

Die Bearbeiter und Koordinatoren des Studienkomplexes A.4 "Nutzung der Kernenergie" haben ihre Aufgabe dahingehend verstanden, aufbauend auf dem gegenwärtigen Stand des Wissens, sachgerechte Entscheidungshilfen für die Energie- und Umweltpolitik bereitzustellen, um heute diejenigen Entscheidungen zu identifizieren bzw. Entwicklungen einleiten zu können, die zu einer klimaverträglichen Energieversorgung führen. Wissenschaftliche Politikberatung kann, nach ihrem Verständnis, dies nur erreichen, wenn sie zwischen wissenschaftlicher Aussage und politischer Bewertung, zwischen Fakten und ihrer subjektiven Wertung klar und eindeutig trennt. Dies ist versucht worden.

Die Nutzung von Kernenergie kann in verschiedenen Bereichen zur Minderung von CO₂-Emissionen beitragen. Dies sind die Stromerzeugung und der Bereich der Fern- und Nahwärmeversorgung sowie durch die Bereitstellung von industrieller Prozeßwärme bzw. von Prozeßdampf. Des weiteren sind in diesem Zusammenhang die Erzeugung synthetischer Kohlenwasserstoffe mittels nuklearer Wärme sowie die Erzeugung neuer Sekundärenergieträger z.B. von Wasserstoff, zu nennen. In der Tab. 1.1 sind die CO₂-Emissionen durch Energienutzung nach verschiedenen Bereichen für das Jahr 1987 aufgeschlüsselt.

Tabelle 1.1

**CO₂-Emissionen durch Energienutzung in verschiedenen Bereichen
im Jahr 1987**

Umwandlungssektor	285 Mio t CO ₂ /a
davon	
Elektrizitätserzeugung	232 Mio t CO ₂ /a
Fernwärmeerzeugung	18 Mio t CO ₂ /a
Industrie	114 Mio t CO ₂ /a
davon	
Prozeßwärme- und Prozeßdampf	97 Mio t CO ₂ /a
Haushalte	113 Mio t CO ₂ /a
davon	
Wärmeversorgung	104 Mio t CO ₂ /a
Kleinverbraucher	64 Mio t CO ₂ /a
davon	
Wärmeversorgung	40 Mio t CO ₂ /a
Verkehr	131 Mio t CO ₂ /a
=====	
gesamt	706 Mio t CO ₂ /a

2 Stand der Technik und Entwicklungsperspektiven der Kernenergie

(Autor: A. Voß)

Mitte 1989 waren weltweit 429 Kernkraftwerksblöcke mit einer Gesamtnettoleistung von 325400 MW_e in Betrieb, weitere 110 Kernkraftwerke mit einer Leistung von 95400 MW_e befinden sich im Bau. Die Kernkraftwerke trugen 1988 zu rund 17 % zur weltweiten Stromerzeugung bei. In einigen Ländern entfallen mehr als 70 % der gesamten Stromerzeugung auf Kernenergie. In der Bundesrepublik Deutschland wurden im Jahr 1988 145 TWh Elektrizität in Kernkraftwerken erzeugt, dies entspricht 33 % der gesamten Brutto-Stromerzeugung. Die installierte Nettoleistung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland beträgt Mitte 1989 22400 MW_e und verteilt sich auf 21 Anlagen.

Die weltweite Betriebserfahrung, ausgedrückt in Reaktorbetriebsjahren, hat die 5000 Jahre-Marke überschritten. Von den 429 weltweit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerksblöcken sind 328 Leichtwasserreaktoren, davon 242 mit einem Druckwasserreaktor (DWR) und 86 mit einem Siedewasserreaktor (SWR) ausgerüstet. Alle in der Bundesrepublik Deutschland derzeit in Betrieb befindlichen Leistungsreaktoren sind Leichtwasserreaktoren.

Neben den Leichtwasserreaktoren (Druck- und Siedewasserreaktoren) werden im folgenden noch der Hochtemperaturreaktor (HTR), der Schnelle Brutreaktor (SBR) sowie Heizreaktoren für die Niedertemperaturwärmeerzeugung behandelt. Entwicklungsstand sowie Entwicklungsperspektiven der einzelnen Reaktortypen werden zunächst beschrieben.

2.1 Leichtwasserreaktoren (LWR)

Leichtwasserreaktoren (LWR) sind mit leichtem Wasser gekühlte und moderierte Reaktoren. Als Kernbrennstoff wird leicht angereichertes Uran in Form von keramischen Urandioxid-Tabletten eingesetzt. Die Brennstofftabletten befinden sich in Hüllrohren aus Zirkaloy, die zu Brennstoffbündeln zusammengefaßt sind. Beim LWR wirkt der negative Reaktivitätskoeffizient einer Leistungserhöhung (aufgrund physikalischer Gegebenheiten) entgegen. Dies ist eine wichtige inhärente Sicherheitseigenschaft zur Verhinderung unkontrollierter Leistungsexkursionen.

Mit den Erfahrungen aus dem Betrieb und aus Störfällen, durch ein umfangreiches Forschungs- und Entwicklungsprogramm, sowie aufgrund detaillierter Risikoanalysen konnten LWR-Anlagen bezüglich ihrer Sicherheit, Verfügbarkeit, Betriebseigenschaften, der Strahlenbelastung des Betriebspersonals sowie der Abgabe von Radioaktivität (bis auf Tritium) an die Umgebung ständig

weiterentwickelt werden. Leichtwasserreaktoren werden als Druckwasserreaktoren (Zweikreisanlagen) und als Siedewasserreaktoren (Einkreisanlagen) ausgeführt.

Druckwasserreaktoren

Den gegenwärtigen Stand der Druckwasserreaktorentwicklung in der Bundesrepublik Deutschland stellen die sogenannten Konvoi-Anlagen Isar-2 (KKI-2), Emsland (KKE) und Neckarwestheim-2 (GKN 2) dar. Sie haben eine Leistung von rund 1300 MW_e. Der prinzipielle Aufbau eines Konvoi-DWR ist aus Abbildung 2.1 ersichtlich. Die Spaltzone besteht aus 193 Brennelementen mit einer aktiven Länge von 3,9 m und 61 Kontrollelementen. Jedes Brennelement enthält 300 Brennstäbe in einem 18 x 18 Gitter. 24 Positionen sind für die Steuerstabfinger freigehalten. In einzelnen Stäben ist dem Brennstoff Gadolinium als abbrennbares Neutronengift zugemischt. Die Kontrollelemente werden elektrisch angetrieben. Bei einer Schnellabschaltung klinkt der Antrieb aus und die Stäbe fahren durch Schwerkraft ein. DWR-Anlagen haben einen geschlossenen Kühlkreislauf, der für einen Betriebsdruck von ca. 15 MPa ausgelegt ist. Das Kühlmittel wird von externen Pumpen durch die Spaltzone gepumpt und transportiert die Energie zu den Dampferzeugern, die sie an den Turbinenkreislauf übertragen. Das Reaktordruckgefäß, das den Reaktorkern umschließt, hat einen Innendurchmesser von 5 m und eine Höhe von rund 12 m. Es besteht aus geschmiedeten Stahlringen ohne longitudinale Schweißnähte. Die Wärmeabfuhr aus dem Kern erfolgt über vier parallele Stränge und Dampferzeuger mit je 27 % Vollastkapazität.

Der Sicherheitsbehälter ist kugelförmig und aus Stahl geschweißt. Er umschließt alle Primärkreis-komponenten, einschließlich der Absperrarmaturen der Frischdampfleitungen. Sein Durchmesser ist 56 m. Nach einem Reaktorunfall ist eine kontrollierte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (Containments) möglich. In einigen Anlagen sind die entsprechenden Vorrichtungen bereits installiert. Dabei werden die Gas- und Dampfströme über Venturi-Wäscher und eingebaute Filterstrecken geleitet, sodaß die Spaltprodukte weitgehend zurückgehalten werden. Das Not- und Nachkühlssystem besteht aus vier getrennten Strängen mit einer eigenen Notstromversorgung. Jeder Strang hat eine Hoch- und Niederdruckpumpe, einen Wärmetauscher, zwei Druckspeicher und ein Borwasserbecken. Bei Kühlmittelverlust wird Borwasser aus dem Borflutbecken in das Reaktorkühlsystem gepumpt. Bei einem Druck von 2,5 MPa beginnen die Druckspeicher Wasser einzuspeisen. Die langfristige Abfuhr der Nachzerfallswärme übernehmen die Niederdruckpumpen. Sobald das Borwasserbecken leer ist, wird auf Sumpfbetrieb zur Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern umgeschaltet. Die Speisewasserversorgung der Dampferzeuger besteht aus drei Strängen mit je 50 % Leistung und zwei notstromgesicherten An- und Abfahrpumpen mit je 100 % Kapazität. Unabhängig davon ist ein viersträngiges Notspeisewassersystem mit autarkem Dieselantrieb vorhanden.

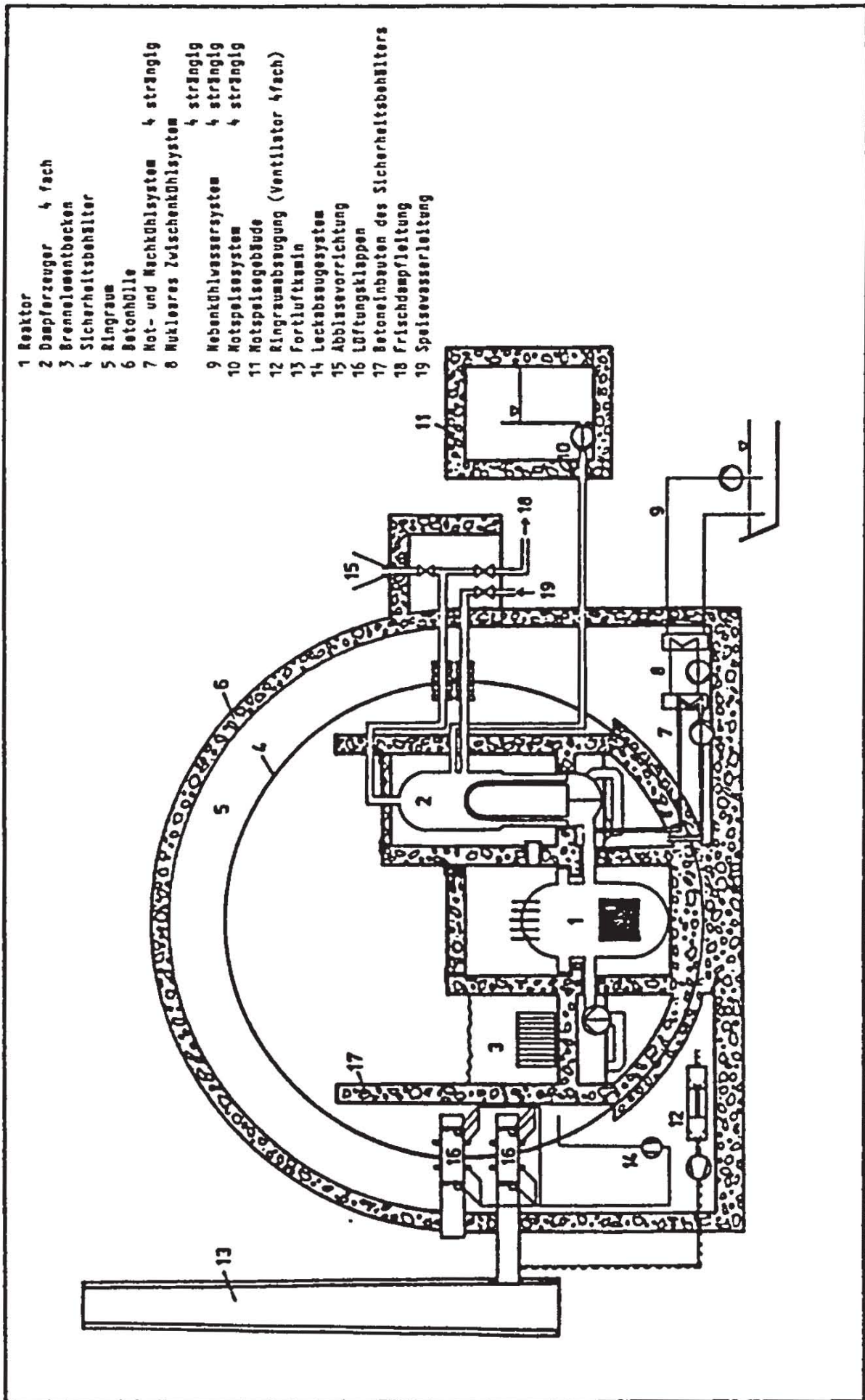


Abbildung 2.1: Druckwasserreaktoren

Die Anlagen sind mit einem dreistufigen Kontroll- und Schutzsystem zur Überwachung der Betriebsparameter, die kontinuierlich und redundant gemessen werden, ausgestattet. Durch die betrieblichen Regelsysteme werden die Parameter in einem vorgegebenen Regelband gehalten. Bei einer Überschreitung werden von dem Begrenzungssystem Gegenmaßnahmen eingeleitet, die die Größen wieder auf den Sollwert zurückbringen. Erst wenn dies nicht gelingt und ein Parameter seinen zulässigen Grenzwert überschreitet, tritt das Reaktorschutzsystem in Aktion und veranlaßt Gegenmaßnahmen, z.B. die Reaktorabschaltung.

Auch bei Annahme eines Versagens der oben beschriebenen Sicherheitssysteme können noch Maßnahmen ergriffen werden, um ein Kernschmelzen zu verhindern oder seine Auswirkungen zu begrenzen. Die zur Durchführung derartiger anlageninterner Notfallmaßnahmen, wie z.B. die Kühlung des Reaktorkerns durch Verdampfen von Kühlmittel (bleed and feed) auf der Primär- und der Sekundärseite, notwendigen technischen Änderungen an der Anlage, sind bei den Konvoi-Anlagen ohne größeren finanziellen Aufwand möglich.

Die Einzelheiten zu verschiedenen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, die mit ihnen verbundenen Prozeduren und Anweisungen an das Betriebspersonal werden zur Zeit ausgearbeitet und festgelegt. An Maßnahmen zur Vermeidung von Wasserstoffdetonationen, die die Integrität des Containments nach einer Kernschmelze gefährden können, wird gearbeitet.

Druckwasserreaktoren haben eine hohe Lastwechselfähigkeit. Sie können nicht nur Tageszyklen fahren, sondern lassen sich auch zur automatischen Frequenzstützung heranziehen. Die Auslegung der Brennelemente erlaubt hohe Entladeabbrände (ca. 40 MWd/kg U), so daß Brennelementwechselzyklen von 18 Monaten erreicht werden. Eine Auskopplung von Wärme zur Fernwärmeversorgung bis 500 MW_e ist ohne Änderungen an der Turbine möglich. Bei den Konvoi-Anlagen sind die notwendigen Anzapfstutzen an der Turbine zur Entnahme einer Leistung von maximal 500 MW_e bereits vorhanden.

Siedewasserreaktoren

In der Bundesrepublik Deutschland sind sieben Siedewassereaktoren mit einer Nettoleistung von 6885 MW_e in Betrieb. Siedewasserreaktoren (SWR) sind Einkreisanlagen. Der im Reaktorkern erzeugte Dampf wird in Wasserabscheidern getrocknet und direkt zur Turbine geführt. Die neueren Anlagen der "Baulinie 72", die Kernkraftwerke Gundremmingen B und C, haben interne Kühlmittelpumpen, Feinantriebe für die Steuerstäbe und einen Sicherheitsbehälter aus Spannbeton. Sie haben eine Leistung von 1240 MW_e. Der Reaktorkern besteht aus 784 Brennelementen, wobei die Brennstäbe in einem 8 x 8 oder 9 x 9 Gitter angeordnet sind. Die Abschaltung und die

Regelung der Reaktivität sowie der Leistung bzw. Leistungsverteilung erfolgt mit 193 kreuzförmigen Steuerelementen, deren Blätter vertikale, mit Borkabid gefüllte Röhrchen enthalten. Sie sind zur Abbrandkompensation und Leistungsregelung durch einen elektrischen Antrieb kontinuierlich verstellbar. Die Schnellabschaltung erfolgt hydraulisch durch, unter hohem Druck stehendem Wasser, das die Abschaltstäbe von unten in den Kern schiebt. Der Reaktordruckbehälter hat eine Höhe von 22,35 m und einen Innendurchmesser von 6,62 m.

Der Sicherheitsbehälter besteht aus Spannbeton und ist auf der Innenseite mit einer Stahlblechhaut abgedichtet. Er enthält den Reaktordruckbehälter und alle primärkühlmittelführenden Rohrleitungen bis zur ersten Absperrarmatur. Er ist als Druckkammer ausgelegt und enthält eine große, tiefliegende, ringförmige Kondensationskammer mit der zur Dampfkondensation erforderlichen Wasservorlage. Bei eventuellen Rohrleitungsbrüchen wird der freigesetzte Dampf durch vertikale Rohre aus der Druckkammer in die Wasservorlage geleitet und kondensiert. Dadurch soll ein unzulässiger Druckanstieg verhindert werden. Neben dieser Funktion dient das Wasser in der Kondensationskammer als Ersatzwärmesenke bei Ausfall der Hauptwärmesenke und ist gleichzeitig passiver Bestandteil der Notkühleinrichtungen. Eine Druckentlastung des Sicherheitsbehälters (Containments) mit nachgeschalteten Wäschern und Filterstrecken ist möglich bzw. schon realisiert.

Das Not- und Nachkühlssystem besteht aus drei räumlich getrennten, voneinander unabhängigen 100 %-Strängen mit Wärmetauscher, Nieder- und Hochdruckpumpe. Bei Unterschreitung eines vorgegebenen Wasserstandes im Reaktordruckbehälter erfolgt die Reaktorschnellabschaltung und der Start der notstromversorgten oder dampfbetriebenen Hochdruckeinspeisung. Versagen beide Systeme, wird die automatische Druckentlastung ausgelöst, bei der der Reaktordruck innerhalb von Minuten durch Abblasen von Dampf in die Wasservorlage der Kondensationskammer auf 0,5 MPa abgebaut wird. Danach übernehmen die Niederdrucksysteme die Kernkühlung.

Das Schnellabschaltsystem besteht aus sechs Tanks, die mit Wasser und Stickstoff unter 16 MPa Druck gefüllt sind. Sie stehen außerhalb des Sicherheitsbehälters. Jeder Tank stellt die Energie zum Einfahren von 50 % der Steuerstäbe bereit. Die Anlage enthält ein Wasserstoff-Überwachungs- und Abbausystem. Das Reaktorgebäude ist bei den neuen Anlagen gemäß den gegenwärtig im Regelwerk festgelegten Anforderungen gegen Flugzeugabsturz und Erdbeben ausgelegt. Siedewasserreaktoren haben ein hohes Lastfolgevermögen und können auch im Mittellastbetrieb gefahren werden. Eine Auskopplung von Dampf im Temperaturbereich zwischen 100 und 200 °C ist möglich.

Weiterentwicklungen des LWR

Ausgehend vom erreichten technologischen Stand werden weltweit erhebliche Anstrengungen zur Weiterentwicklung der Leichtwasserreakorteknik unternommen. Die wichtigsten Ziele sind dabei:

- Verbesserung der Sicherheit (Reduktion der Kernschmelzhäufigkeit, Erhöhung der zur Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen verfügbaren Zeiträume, Verbesserung des Containments zur Begrenzung der Auswirkungen von Unfällen auf die Anlage selbst, Verwendung von mehr oder ausschließlich passiven Sicherheitseinrichtungen)
- Reduktion der Anlagekosten (Standardisierung, Verkürzung der Bau- und Genehmigungszeiten, Verbesserung und Vereinfachung von technischen Komponenten und Systemen, Rationalisierung bei der Fertigung und Errichtung der Anlage)
- Reduktion der Brennstoffkreislaufkosten (Erhöhung des Entladeabbrandes, Verbesserung der Brennstoffausnutzung, verbesserte Neutronenökonomie)
- Erhöhung der Anlagenverfügbarkeit (längere Brennelementwechselintervalle, kürzere Brennelementwechselzeiten, vereinfachte Wartung)
- Reduktion der Strahlenbelastung des Betriebspersonals und der Abgabe radioaktiver Stoffe (bessere Zugänglichkeit und Instandhaltungsfreundlichkeit, verbesserte Abschirmungen, weniger kobalthaltige Stähle)

Die verschiedenen derzeit laufenden Weiterentwicklungen lassen sich vereinfacht in zwei Entwicklungslinien einteilen. Einmal in eine mehr evolutionäre Weiterentwicklung der Anlagenkonzepte heutiger Bauart und zum anderen in die Entwicklung neuer Konzepte mit weitergehenden "inhärenten" Sicherheitseigenschaften und einer weitergehenden Anwendung passiver anstelle aktiver Komponenten, insbesondere bei Anlagen kleiner und mittlerer Leistungsgröße.

Einige der Weiterentwicklungen ließen sich bereits in den nächsten, zu bauenden Anlagen realisieren, während für die Konzepte, die weitgehend auf passiven Sicherheitseinrichtungen aufbauen, gegebenenfalls noch Demonstrationsanlagen gebaut werden müssen, bevor die Erfahrungen für eine Markteinführung ausreichen.

2.2 Hochtemperaturreaktoren (HTR)

Der Hochtemperaturreaktor gehört zur Familie der gasgekühlten Reaktoren. Diese ist zu etwa 10 % an der bisherigen Stromerzeugung durch nukleare Anlagen beteiligt. Gegenüber den gasgekühlten Reaktoren der ersten Generation unterscheidet sich der Hochtemperaturreaktor durch einige wichtige Merkmale. Als Wärmeübertragungsmittel wird Helium statt Kohlendioxid und statt der

metallischen oder oxidischen stabförmigen Brennelemente werden keramisch umhüllte Partikel verwendet. Damit sind hohe Temperaturen für die Realisierung von hohen Wirkungsgraden bei der Stromerzeugung und die Erzeugung von Prozesswärme möglich. Die Brennelemente weisen besonders günstige Eigenschaften im Hinblick auf die Rückhaltung von Spaltprodukten bei Normalbetrieb und Störungen auf. Aus der Physik der Hochtemperaturreaktoren ergibt sich eine kleine Leistungsdichte, d. h. der Reaktorkern ist relativ groß und hat eine sehr große Wärmekapazität. Die letztere ist eine, aus Sicht der Sicherheit, positive Eigenschaft.

In den sechziger Jahren wurden eine Reihe von Pilot-Anlagen gebaut: In den USA der Peach-Bottom-Reaktor, in England der Testreaktor Dragon und in der Bundesrepublik Deutschland der AVR in Jülich. Der AVR konnte dabei über Jahre mit einer nachträglich erhöhten Austrittstemperatur von 950 °C betrieben werden und lieferte wichtige Kenntnisse über das sicherheitsrelevante Verhalten von Hochtemperaturreaktoren.

Im Jahr 1986 wurde der THTR-300 als Prototyp für einen großen HTR-Kugelhaufenreaktor in Betrieb genommen. In Abbildung 2.2 ist der Aufbau des THTR dargestellt. Der Reaktorkern (CORE) (1), gebildet aus ca. 670000 keramischen, kugelförmigen Brennelementen hoher Hitzebeständigkeit, ist von den Graphitreflektoren (2), (3) und (4) umgeben. Seitlich zum Reaktor sind 6 Dampferzeuger angeordnet (6). Die Brennelemente werden kontinuierlich während des Betriebs oben in den Reaktorkern (14) zugegeben, durch das Kugelabzugrohr (7) und durch die Brennelemententnahmeeinrichtung entnommen (13) und gegebenenfalls zurückgespeist. Das Wärmeübertragungsmittel Helium, unter einem Druck von 40 bar, durchströmt den Reaktorkern und wird auf 750 °C erhitzt. Es gelangt durch 6 Heißgaskanäle (6) in die Dampferzeuger (5), wird dort auf 270 °C abgekühlt und von den Gebläsen (9) wieder zum oberen Teil des Reaktors zurückbefördert, wobei es die seitlichen Teile des Reaktors abkühlt. Der Reaktor wird mit Absorberstäben (8) und (10), teils im Reflektor, teils in der Kugelschüttung beweglich, geregelt bzw. abgeschaltet. Das gesamte System wird von einem Spannbetonbehälter (11) eingeschlossen, der nach innen hin isoliert (12) und über Wasserrohre im Beton gekühlt wird.

Die physikalischen und technischen Auslegungen des Reaktorkerns und seiner Hilfseinrichtungen wurden bei der Inbetriebnahme und durch den Betrieb bestätigt. Insbesondere ergab sich, ähnlich wie bei dem Betrieb des AVR-Reaktors, ein sehr niedriger Radioaktivitätspegel im Primärkreislauf.

Neben diesen positiven Ergebnissen gab es auch prototypspezifische Probleme, z. B. die vermutlich aus Sonderbedingungen während der Inbetriebnahme resultierende erhöhte Kugelbruchrate, eine anfänglich unzureichende Kugelabzugsrate bei hohem Kühlgasdurchsatz und eine Beschädigung

an einigen Befestigungselementen der Wärmeisolierung in den Heißgaskanälen. Diese Mängel sind zwischenzeitlich entweder behoben worden oder würden einen Weiterbetrieb des THTR nicht in Frage stellen.

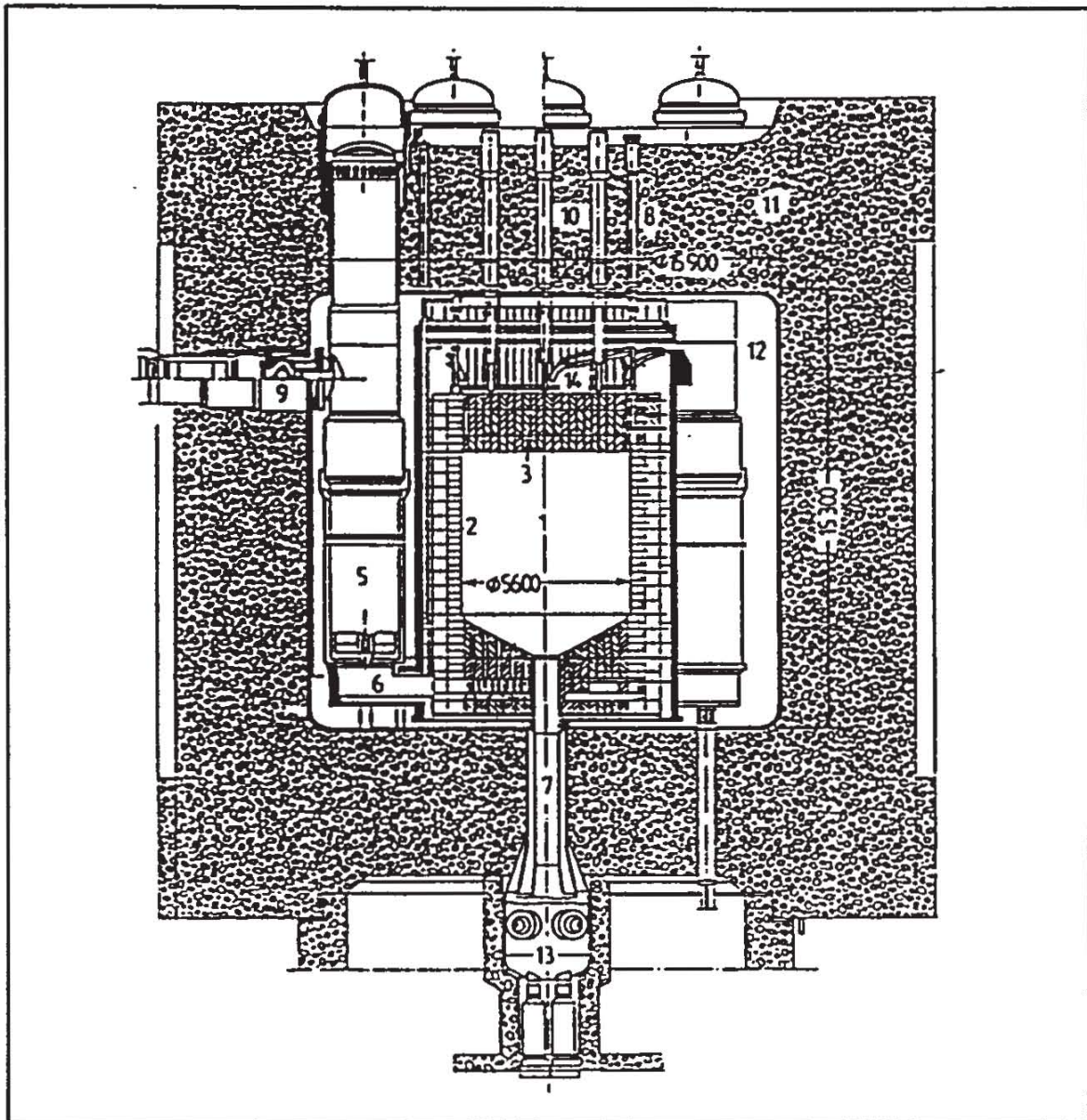


Abbildung 2.2: Vertikalschnitt durch den THTR-Reaktor

Beim THTR wurde ein als berstsicher geltender Spannbetonbehälter mit dünnen Anschlußleitungen angewendet, um den Luftzutritt nach Druckentlastung ausreichend zu begrenzen. Die keramischen Materialien bedeuten für den Reaktorkern des Hochtemperaturreaktors eine hohe Temperaturbeständigkeit und eine nahezu vollständige Rückhaltefähigkeit für Spaltprodukte bis zu Temperaturen von etwa 1600 °C. Bei Störfällen mit Kernaufheizung steht eine Eingriffszeit von mehreren Stunden

zur Verfügung, um eventuell auftretendes Nichtfunktionieren der Komponenten, z.B. Kühlmittelgebläse, von Hand zu korrigieren.

Im Sommer 1989 wurde die Stilllegung des THTR beschlossen, wobei dem Weiterbetrieb der Anlage nach Ansicht von Betreiber, RSK und Sachverständigen aus sicherheitstechnischer Sicht möglich gewesen wäre.

Weiterentwicklungen des Hochtemperaturreaktors (HTR)

Die Weiterentwicklungen des Hochtemperaturreaktors zielen einmal auf einen Reaktor mit einer Leistung von 550 MW_e (HTR-500) zur Stromerzeugung und gekoppelten Kraft-Wärme-Erzeugung und zum anderen auf die Entwicklung von Anlagen kleiner Leistung bis 300 MW_e für die Stromerzeugung sowie zur Prozeßdampf-, Fern- und Nahwärmebereitstellung ab.

Der HTR-500 baut auf den Erfahrungen mit dem THTR auf und hat wie dieser einen Spannbetonbehälter. Der HTR-Modul mit einem Druckbehälter aus Stahl und einer thermischen Leistung von 200 bis 300 MW_e ist durch eine sehr niedrige Leistungsdichte (3 MW_e/m³) und eine schlanke Bauart gekennzeichnet. Damit wird eine passive Abführung der Nachzerfallswärme möglich, mit der die Brennelementtemperaturen unterhalb eines Grenzwertes bleiben, der ihre Spaltproduktückhaltefähigkeit praktisch nicht beeinträchtigt.

Die Regelung und Abschaltung des Reaktors erfolgt über Absorberstäbe, die in den Seitenreflektor einfahren. Als zweites Abschaltssystem dienen Kleinabsorberkugeln.

Steigt die Temperatur des Reaktorkerns über die Betriebstemperatur an, so verarmt die nukleare Kettenreaktion aus physikalischen Gründen. Wegen des negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität wird der Reaktor unterkritisch, d.h. er schaltet sich ohne Hilfsmittel selbsttätig ab.

Die Korrosion der Brennelemente beim Eintritt von Dampf und Luft bei Störfällen soll durch basissichere Behälter mit dünnen Anschlußleitungen bzw. durch eine Begrenzung der Wasser- und Dampfzufuhr bei Lecks im Dampferzeuger auf tolerierbare Werte begrenzt werden.

Die Weiterentwicklungen der verschiedenen HTR-Linien sind auf Verbesserungen der Wirtschaftlichkeit und Weiterentwicklungen der Sicherheit gerichtet. In dieser Hinsicht zeichnen sich große Vorteile eines neuartigen korrosionsgeschützten Brennelements ab. Die kugelförmigen Brennelemente sollen mit einer Schicht aus Siliziumkarbid versehen und damit widerstandsfähig gegenüber Dampf, Wasser und Luft werden. Bei unbestrahlten Brennelementen wurde nachgewiesen, daß bis

1600 °C keine Korrosion durch Luft erfolgt. Entsprechende Untersuchungen für bestrahlte Brennelemente werden zur Zeit durchgeführt. Sollte sich die erwartete Korrosionsresistenz der mit Siliziumkarbid beschichteten Brennelemente durch die Experimente bestätigen, so würde dies eine einfachere Beherrschung der Störfälle mit Eindringen von Luft und Dampf in das Reaktorsystem bedeuten.

Ferner soll durch diese Maßnahme, die schon geringe Kontamination des Primärkreises des HTR soweit reduziert werden, daß die Zugänglichkeit der Anlage weiter erleichtert und die direkte Verbindung eines Hochtemperaturreaktors mit einer Gasturbine möglich würde. Die Vereinfachungen, vor allem der Wegfall spezieller Sicherheitskomponenten, würden eine Reduzierung der Anlagekosten erlauben.

2.3 Schneller Brutreaktor (SBR)

Die energiewirtschaftliche Bedeutung von Schnellen Brütern liegt darin, daß sie das Natururan bis zum 60-fachen besser als die herkömmlichen Leichtwasserreaktoren ausnutzen können und damit von einer äußeren Spaltstoffquelle nahezu unabhängig sind. Durch die Verwendung schneller Neutronen für den Kernspaltungsprozeß und von Plutonium als Spaltmaterial kann die Erzeugungsrate von Spaltstoff eines solchen Reaktors auf über eins ansteigen, d.h. Brüter erzeugen dann mehr Spaltstoff, als sie im Betrieb verbrauchen. Auf dem Umweg über Plutonium sind Brüter damit in der Lage, das reichlich vorhandene, direkt nur schwer spaltbare Uran-238 für die Energieerzeugung nutzbar zu machen. Dies erfordert allerdings zwingend eine Wiederaufbereitung der abgebrannten Brennelemente, um das erbrütete Plutonium wiederverwenden zu können.

Der erreichte Entwicklungsstand der Brutreaktoren ist durch den Betrieb einer Reihe von Versuchs-, Prototyp- bzw. Großbrüterkernkraftwerken (siehe Tabelle 2.1) gekennzeichnet.

Die hohe Volumenleistung im Brüter-Reaktorkern muß durch ein geeignetes Wärmeübertragungsmittel aus dem Reaktorkern in die Dampferzeuger abgeführt werden. In sämtlichen heute betriebenen Brüterreaktoren der Welt wird als Wärmeübertragungsmittel flüssiges Natrium benutzt. Natrium bremst Neutronen kaum ab, hat eine hervorragende Wärmeleitfähigkeit und erfordert keinen wesentlichen Betriebsdruck.

Das "primäre" Natrium, das im Reaktorkern zwischen den Brenn- und Brutstäben aufgeheizt wird, gibt seine Wärme zunächst über Zwischenwärmetauscher an Natrium in "sekundären" Kreisläufen ab, und erst das sekundäre Natrium heizt die Dampferzeuger. Dieses aufwendige Konzept wird aus Sicherheitsgründen gewählt.

Für die Anordnungen der Komponenten im Primär-Natriumsystem gibt es grundsätzlich zwei Konfigurationen: die Pool- und die Loop-Version. In beiden Fällen benötigt man u.a. Reaktorkern, Pumpen und Zwischenwärmetauscher. Im Fall der Pool-Version befinden sich Pumpen und Zwischenwärmetauscher zusammen mit dem Reaktorkern integriert im Reaktortank; bei der Loop-Version sind sie außerhalb des Tanks angeordnet. Für das deutsch-belgisch-niederländische Brüterkraftwerk SNR-300 in Kalkar ist die Loop-Anordnung gewählt worden, und Japan baut seinen Brüter-Prototyp "Monju" nach Kalkar-Vorbild. Demgegenüber verfolgen Frankreich, England und die Sowjetunion das Pool-Prinzip. Für den geplanten European Fast Reactor ist die Pool-Anordnung vorgesehen.

Land	Anlage	Leistung	In Betrieb seit	Pool/Loop
F	RAPSODIE	40 MWth	1967 (-1982)	L
	PHENIX	250 MWe	1974	P
	SUPERPHENIX	1200 MWe	1986	P
GB	DFR	15 MWe	1959 (-1977)	L
	PFR	250 MWe	1975	P
SU	BR5/BR10	5/10 MWth	1959	L
	BOR 60	60 MWth	1970	L
	BN 350	125 MWe (+ 80 000 t/d Süsswasser)	1975	L
	BN 600	600 MWe	1980	P
	BN 800	800 MWe	1985 ?	P
USA	EBR-II	20 MWe	1964	P
	FFTF	400 MWth	1980	L
D O/B/PL	KNK II	20 MWe	1979	L
	SNR 300	300 MWe	?	L
J	JOYO	100 MWth	1978	L
	MONJU	300 MWe	1992	L
IND	FBTR	15 MWe	1989	L

Tabelle 2.1: Schnelle Leistungsreaktoren der Welt

In Frankreich, Großbritannien und der Sowjetunion erzeugen die Prototypen Phénix, PFR und BN-350 seit etwa 15 Jahren Energie. Der BN-350 liefert nicht nur Strom ins Netz, sondern benutzt einen Teil seiner Wärme unmittelbar zur Entsalzung von täglich 80000 t Wasser des Kaspischen

Meeres. Der Sowjetische BN-600 ist seit 1980 ohne größere Störungen im Betrieb, für den BN-800 wird an demselben Standort der Bau vorbereitet. Der Demonstrationsbrüter Superphenix mit 1200 MW_e Leistung war 1973 gemeinsam von Elektrizitätsversorgungsunternehmen Frankreichs, Italiens, Deutschlands, Belgiens und der Niederlande in Auftrag gegeben worden. Superphenix erlitt im März 1987 einen beträchtlichen Schaden am Brennelementlagertank, ist seit April 1989 aber wieder am Netz.

Allgemein zeigen bisherige Erfahrungen aus über 200 Reaktorbetriebsjahren: natriumgekühlte Brüter im Prototypmaßstab sind technisch realisierbar. Insbesondere ist es beim Betrieb von insgesamt über 300000 Brüterbrennstäben trotz der hohen Belastungen und erreichten Abbrände nur vereinzelt in den letzten 23 Jahren zu kleinen Schäden gekommen. Erfahrungen aus früheren Brennelementstörfällen waren seinerzeit konstruktiv ausgewertet worden.

Schwierigkeiten sind in den letzten Jahren fast nur außerhalb des Reaktorkerns im nicht-nuklearen Anlagenbereich, insbesondere an Na/Na-Zwischen-Wärmetauschern, Lagertanks und Dampferzeugern, aufgetreten; sie haben sich als überwindbar erwiesen, z.B. beim britischen PFR, der nach Bruch von 40 Rohren in einem Überhitzer wieder in Betrieb ist.

Das Sicherheitskonzept des Schnellen Brutreaktors weist viele Gemeinsamkeiten mit den thermischen Reaktoren auf, aber auch einige brüterspezifische Sicherheitsaspekte, die mit dem Kühlmittel Natrium zusammenhängen. Als Sicherheitsvorteile des Natriums sind seine nahezu drucklose Verwendung, der hohe Siedepunkt (900 °C) und die hohe Wärmeleitfähigkeit zu nennen. Natrium ermöglicht die Nachwärmeabfuhr durch Naturumlauf, wie durch spezielle Versuche z.B. in den schnellen Reaktoren Phenix und Superphenix nachgewiesen wurde.

Andererseits bringt die Verwendung von Natrium Nachteile und Probleme mit sich; Natrium reagiert chemisch unter Energiefreisetzung mit Wasser (Dampferzeuger, Beton) und Luft. Kommt es gleichzeitig zu Kühlungsverlust des Reaktorkerns und Ausfall sämtlicher Abschaltssysteme, so ist aufgrund des positiven "Na-Void-Koeffizienten" eine Reaktivitätssteigerung und Leistungsexkursion mit Zerstörung des Reaktorkerns nicht auszuschließen. Für diesen sogenannte Bethe-Tait-Störfall muß das Containmentsystem ausgelegt werden, wenn seine Folgen innerhalb der Reaktoranlage beherrscht werden sollen.

Weiterentwicklungen des Schnellen Brutreaktors

Die internationalen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten richten sich in den letzten Jahren zunehmend auf Kostenreduktion und auf Ausnutzung von Sicherheitsmerkmalen der Natriumküh-

lung aus, wie z.B. die Möglichkeit einer passiven Nachwärmeabfuhr. Die westeuropäischen Anstrengungen sind auf die Entwicklung des European Fast Reactor (EFR) mit einer Leistung von 1520 MW_e ausgerichtet, dessen Nachwärme mittels Naturkonvektion abgeführt werden soll.

In den Vereinigten Staaten von Amerika steht die Entwicklung eines modular aufgebauten schnellen Brutreaktors PRISM (Power Reactor Innovative Safe Module) im Vordergrund. Der gesamte Reaktor soll aus drei Blöcken mit jeweils einer Leistung von 465 MW_e bestehen. Jeder dieser Blöcke wiederum setzt sich aus drei Reaktormodulen mit je einer thermischen Leistung von ca. 470 MW_{th} zusammen. Es soll ein metallischer Brennstoff verwendet werden, und die Wiederaufarbeitung ist mittels eines pyrometallurgischen Verfahrens innerhalb der Reaktoranlage vorgesehen.

In Japan wird u.a. die Verwendung Schneller Brutreaktoren zur Umwandlung von langlebigen Aktiniden wie Np-237, Am-241 und Am-243 untersucht. Hierdurch ließe sich die Radiotoxizität der endzulagernden hochaktiven Abfälle, soweit sie auf Alphastrahlung zurückzuführen ist, etwa um den Faktor 200 reduzieren. Der Bau eines Testreaktors ist geplant.

2.4 Heizreaktoren

Im In- und Ausland wurden in den letzten Jahren verschiedene Konzepte für Heizreaktoren mit einem thermischen Leistungsbereich von 10 bis 500 MW_{th} entwickelt. Diese vergleichsweise kleinen Reaktoren dienen ausschließlich der Wärmeerzeugung bis ca. 170 °C für die Versorgung von Nah- und Fernwärmenetzen.

In der UdSSR befinden sich zwei Heizreaktoren vom Typ AST-500 für die Fernwärmeversorgung der Städte Gorki und Voronesch in Bau. In China wurde 1986 mit dem Bau eines 5 MW-Prototyp-Heizreaktors begonnen und in Kanada befindet sich ein Demonstrationsheizreaktor vom Typ "Slowpoke" in der Erprobungsphase.

Die wichtigsten Heizreaktorkonzepte mit ihren typischen Leistungsgrößen sind nachfolgend aufgelistet:

UdSSR	AST	500 MW	(DWR, Naturumlauf, im Bau)
ABB	SECURE-H	400 MW	(PWR, PIUS-Konzept)
Siemens/KWU	HR	200 MW	(SWR, Naturumlaufkühlung)
ABB	GHR	10 MW	(gasgekühlter Heizreaktor)
PSI	SHR	10 MW	(SWR, Naturumlaufkühlung)
Kanada	SLOWPOKE	10 MW	(LWR bei Umgebungsdruck, Demonstrationsanlage im Test)

Weitere Konzepte wurden in Frankreich (Thermos) und USA (TRIGA) verfolgt. Die nuklearen Heizwerke unterscheiden sich in der Regel in folgenden Punkten von großen Kernkraftwerken:

- * niedrige thermische Leistung bzw. Leistungsdichte,
- * niedrige Kühlmitteltemperatur (< 200 °C) und niedriges Druckniveau (Faktor 10 kleiner als bei einem DWR),
- * konservative Kernausslegung, lange Betriebszyklen (bis 15 Jahre),
- * passive Systeme zur Abfuhr der Wärme und Nachwärme,
- * hohe inhärente Sicherheitseigenschaften, hohe Karenzzeiten,
- * kleine Abmessungen, damit ist z.B. Untergrundbauweise zum Schutz vor Einwirkungen von außen ohne großen Aufwand möglich.

Die grundsätzlichen sicherheitstechnischen Anforderungen an Heizreaktoren sind für die Verhältnisse der Bundesrepublik Deutschland und der Schweiz formuliert worden. Die bisher vorliegenden Analysen zeigen, daß die Heizreaktorkonzepte (HR, GHR, SHR) diesen grundsätzlichen sicherheitstechnischen Anforderungen bzw. Schutzziele, auch im Hinblick auf einen siedlungsnahen Standort, genügen. Ein Genehmigungsverfahren ist aber noch nicht durchgeführt worden. Um in größerem Umfang Anlagen einzusetzen, müßten Erfahrungen mit Prototypanlagen vorliegen.

2.5 Nutzungs- und Anwendungsmöglichkeiten der Kernenergie

Zum gegenwärtigen Zeitpunkt wird die Kernenergie fast ausschließlich zur Stromerzeugung eingesetzt. Neben dem Sekundärenergieträger Strom tragen viele andere Energieträger zur Deckung des Energiebedarfs in den verschiedenen Bereichen bei. Im Jahr 1987 war in der Bundesrepublik Deutschland Strom zu etwa 17 % an der Deckung des Endenergieverbrauchs beteiligt. Die Einsatz- und Verwendungsbereiche der nicht-elektrischen Energieträger sind allerdings sehr vielgestaltig und heterogen; dies gilt insbesondere für den Wärmemarkt.

Neben der Stromerzeugung kann Kernenergie in einer Vielzahl von weiteren Energiewandlungsprozessen genutzt werden, weil die primäre Energieumwandlung in Kernreaktoren die Produktion von Wärmeenergie ist. Allerdings herrschen auf dem nicht-elektrischen Energiemarkt andere Bedingungen, und die Wettbewerbsfähigkeit ist schwieriger zu erreichen. Aus diesen Gründen und aus technischer Sicht ist nach dem Temperaturniveau der im Kernreaktor primär erzeugten Wärmeenergie zu differenzieren: Wassergekühlte Kernreaktoren bieten Wärmeenergie im Temperaturbereich bis zu 300 °C, flüssigmetallgekühlte Kernreaktoren erreichen Werte bis zu 500 °C und gasgekühlte Kernreaktoren, insbesondere der Hochtemperaturreaktor, produzieren Wärmeenergie im Temperaturbereich bis zu 950 °C.

Die verschiedenen Anwendungsmöglichkeiten der Kernenergie sind die folgenden; sie sind - bis auf die Erzeugung von Strom- und Elektrolysewasserstoff - im wesentlichen nach der erforderlichen Temperatur der bei der Anwendung umgewandelten Wärmeenergie geordnet:

- Erzeugung von Strom
- Erzeugung von Wasserstoff
- Erzeugung von Fernwärme und Nahwärme
- Erzeugung von Prozeßwärme und -dampf
- Erzeugung von Fernenergie (chemische Energie in Form von Synthesegas)
- Veredelung fossiler Energieträger

Die Techniken zur Erzeugung dieser Sekundärenergieträger mittels nuklearer Wärme sind weitgehend entwickelt, aber nur im Fall der Stromerzeugung auch in den Markt eingeführt.

2.6 Kernfusion

Unter dem Begriff der Kernfusion wird der kontrollierte Prozeß der Verschmelzung leichter Kerne zu Helium unter Freisetzung von Energie verstanden. Die Fusionsforschung versucht, die aus den thermonuklearen Prozessen in der Sonne vertraute exotherme Natur der Fusionsprozesse leichter Kerne in kontrollierter Form einer praktischen Nutzung zuzuführen. Unter der Vielfalt von Fusionsprozessen kommt für die praktische Anwendung in absehbarer Zeit nur die Verschmelzung der Wasserstoffisotope Deuterium (D, schwerer Wasserstoff) und Tritium (T, überschwerer Wasserstoff) zu Helium (He) in Frage.

Es gibt verschiedene Techniken den Fusionsprozeß einzuleiten, z. B. über einen Trägheitseinschluß oder einen magnetischen Einschluß des Plasmas. Letztere ist die Fusionstechnologie, die in Europa in großem Maßstab zur Energiegewinnung entwickelt wird. Die physikalisch-techni-

sch= 1e Aufgabe bei der Kernfusion mit magnetischem Einschluß ist es, ein Plasma aus einem Deuterium-Tritium-Gemisch auf mehr als 100 Mio K aufzuheizen und stabil und ausreichend wärmeisoliert durch Magnetfelder einzuschließen. Gelingt dies, so laufen mit einer für die Energiegewinnung ausreichenden Rate Verschmelzungsprozesse ab. Die bei der Fusion entstehenden energiereichen Neutronen werden aus dem Plasma transportiert und erzeugen in einem sog. "blanket", das Lithiumverbindungen enthält, Tritium. Die im "blanket" entstehende Wärme wird durch Wasser- oder Heliumkühlung abgeführt und zur Stromerzeugung verwendet. Die Energie der im Plasma verbleibenden Heliumkerne dient dem Ausgleich der Wärmeverluste des Plasmas und damit der Aufrechterhaltung seiner Temperatur. Zur Aufrechterhaltung der Fusionsbedingungen müssen die drei Schlüsselgrößen Temperatur, Plasmadichte und Wärmeisolation (charakterisiert durch die Einschlußzeit) bestimmte Mindestwerte erreichen.

Aus den verschiedenen im Laufe der Jahre verfolgten Konzepten des magnetischen Plasmaeinschlusses hat sich eine toroidale Konfiguration (Form eines Autoreifens) des Plasmas durchgesetzt. In Deutschland werden die Tokamak- und die Stellaratorlinie verfolgt, wobei der Tokamak den Zielparametern für einen Fusionsreaktor bislang am nächsten kommt. Mit den zur Zeit verfolgten Großexperimenten z. B. des JET (Joint European Torus) versucht man die sogenannten "breakeven" Bedingungen (Verhältnis der α -Teilchenheizleistung zur Zusatzheizung = 1), eine Vorstufe für die "Zündung" des Plasmas, zu erreichen. Über eine weitere Stufe (Großexperimente NET oder ITER) sollen dann die notwendigen plasmaphysikalischen und technischen Kenntnisse zur Auslegung und zum Bau eines Demonstrationsreaktors gewonnen werden.

Obwohl die plasmaphysikalischen Bedingungen für die "Zündung" des Plasmas in den bisherigen Experimenten noch nicht erreicht wurden, lassen sich aus bisher durchgeführten Reaktorordesignstudien bereits Aussagen zur Umweltbelastung und Sicherheit von Fusionsreaktoren ableiten.

Eine Emission klimarelevanter Spurengase erfolgt nicht. Beim Fusionsreaktor auf der Basis der D-T-Fusionsreaktion bedürfen vor allem das Tritium im Brennstoffkreislauf, die Aktivierung der das Reaktionsvolumen umgebenden Materialien durch die Fusionsneutronen und die mit der Prozeßführung verknüpften nuklearen, chemischen und magnetischen Energien besondere Aufmerksamkeit.

- * Beim Betrieb des Fusionsreaktors wird der "Brennstoff", das Deuterium-Tritium Gemisch, kontinuierlich in die Brennkammer eingebracht, um das brennende Plasma aufrechtzuerhalten. Bei Unterbrechung der Brennstoffzufuhr erlischt die Reaktion. Ein unkontrollierter Leistungsanstieg ist nicht möglich.

- Nach heutiger Kenntnis kann davon ausgegangen werden, daß keine der in einem Fusionsreaktor freisetzbaren Energien (Nachwärme, Brutmaterialbrand, Kühlwasserdruckbehälterversagen, Verdampfen von Helium oder Freisetzung von magnetischer, Fusions- oder thermischer Energie) zur Zerstörung der Sicherheitshülle führen.
- Der Brennstoff Deuterium ist, ebenso wie das Reaktionsprodukt Helium, nicht radioaktiv. Dagegen ist die Brennstoffkomponente Tritium radioaktiv. Tritium ist flüchtig, und sein Gesamtinventar im Kraftwerk wird maximal 10 kg betragen. Das Tritium wird im Fusionsreaktor erbrütet, und die gesamte Aufbereitung findet im Reaktorgebäude statt. Nach der Erstbeschickung des Reaktors mit Tritium ist kein weiterer Tritiumtransport außerhalb des Reaktorgeländes notwendig.
- Die Ergebnisse zahlreicher Studien zeigen, daß für einen Fusionsreaktor im Normalbetrieb Tritium-Abgaben von einigen g pro Jahr an die Atmosphäre nicht überschritten werden. Dieses würde im ungünstigsten Fall für die am meisten belastete Person, die sich ständig in einem Kilometer Entfernung vom Fusionsreaktor aufhält, zu einer maximalen Dosis von etwa 40 μSv pro Jahr führen. Dieser Wert liegt deutlich unterhalb der Dosischwankung der natürlichen Radioaktivität von Ort zu Ort (Dosis-Mittelwert der Bundesrepublik Deutschland ist 1,1 mSv).
- Da innerhalb der biologischen Abschirmung des Fusionsreaktors durch Neutronenaktivierung der Luft die Radionuklide ^{14}C und ^{39}Ar erzeugt werden, müssen diese am Entweichen gehindert werden.
- Bei Verwendung heutiger konventioneller Stähle in Fusionsreaktoren sind die Radioaktivitätsinventare (gemessen in Bq, d. h. der Anzahl der radioaktiven Zerfälle pro Zeiteinheit) von Leichtwasser-, schnellen Brut- und Fusionsreaktoren gleicher Leistung nach längerem Betrieb in etwa gleich. Wegen der Verschiedenheit der radioaktiven Isotope ist die biologische Wirksamkeit des Radioaktivitätsinventars im Fusionsreaktor anfänglich um mindestens eine Größenordnung niedriger als im Spaltungsreaktoren und fällt später deutlich schneller ab. Insbesondere sind im Fusionsreaktor keine Alphastrahler vorhanden, die das aktivierte Inventar eines Spaltungsreaktors dominieren. Außerdem liegen die aktivierten Materialien im Fusionsreaktor als Festkörper vor. Langfristig kann es möglich werden, das Inventar durch neue Strukturmaterialien erheblich weiter zu vermindern und für schnelleren Zerfall auszulegen.

- Das Volumen des durch Reparaturen, Wartung und Außerbetriebnahme eines Fusionsreaktors anfallenden aktivierten Materials ist etwas größer als das eines vergleichbaren Leichtwasserreaktors. Die Toxizität ist allerdings viel geringer. Außerdem gibt es kein Kritikalitätsproblem und kein Kühlproblem bei der Lagerung. Die Verringerung der Abfallmengen durch Verwendung von für Fusionsreaktorbedingungen optimierten Materialien ("Low Activation Materials"), deren Entwicklung im Anlaufen ist, und die Wiederverwendung bereits gebrauchter Materialien ist ein großes Potential des Fusionsreaktor-Konzeptes. Das Gefährdungspotential von Fusionsreaktor-Abfällen, die über mehrere hundert Jahre gelagert werden, ist erheblich geringer als das der Aktinidenabfälle aus Spaltungsreaktoren.
- Die mit der Fusion mit magnetischem Einschluß verknüpften elektromagnetischen Felder könnten eine geringe Auswirkung auf das Bedienungspersonal, nicht jedoch auf die Öffentlichkeit haben. Die Auslegung einer Fusionsanlage erfolgt derart, daß zum Beispiel die magnetische Flußdichte am Zaun der Anlage die Dichte des Erdmagnetfeldes, die zwischen 30 und 50 mikro Tesla schwankt, nicht wesentlich überschreitet.
- Von dem im Fusionsreaktor vorhandenen Tritium sind etwa 200 g in mobilisierbarer Position, so daß nach heutigem Kenntnisstand bei dem denkbar schwersten Störfall Tritium als HT (tritiertes Wasser) in die Reaktorhalle hinein freigesetzt werden könnte. Ursachen für einen derartigen Unfall könnten das Versagen von Komponenten des Brennstoffsystems oder des Plasmagefäßes sein. Da die Tritiuminventare teilweise miteinander in Verbindung stehen werden, kann die tatsächliche Freisetzungsmenge nur auf der Basis einer detaillierten Konstruktion bestimmt werden. Da ein Fusionsreaktor nach heutiger Kenntnis keine Energiequellen enthält, die die Sicherheitshülle sprengen könnten, hätte ein solcher Unfall geringe Auswirkungen nach außen. Selbst wenn man ein Versagen der Sicherheitshülle annehmen würde, hätte die Freisetzung einer Tritiummenge von 200 g aus 20 m Höhe in ihrer gefährlichsten Form, als HTO, Dosiswerte durch Inhalation und externe Exposition der Haut für das am meisten exponierte Individuum unter den ungünstigsten Bedingungen nur etwa 40 mSv nach Vorbeizug der HTO-Wolke (nach etwa 2 Minuten) und etwa 120 mSv nach 5 Tagen Aufenthalt (an derselben ungünstigsten Stelle) zur Folge. Bei Freisetzung des T als HT und nachfolgender Konversion zu HTO durch Bakterien wären die Dosen um etwa zwei Größenordnungen niedriger. In keinem Falle wird außerhalb des Reaktorgeländes eine Evakuierung der Bevölkerung, eine Gebietssperrung oder ein Bodenaustausch notwendig. Ein selbständiger Brand des Brutmaterials kann ausgeschlossen werden, wenn das Brutmaterial Lithium nicht in metallisch reiner sondern - wie es die europäische

Fusionstechnologie vorsieht - in chemisch inaktiver Form als Lithiumkeramik verwendet wird.

Primäre Brennstoffe für den D-T-Fusionsreaktor sind Deuterium und Lithium. In den meisten Reaktorkonzepten wird zur Neutronenmultiplikation im "blanket" außerdem Beryllium oder Blei benötigt.

Deuterium und Lithium sind weltweit (geographisch relativ gleichmäßig verfügbar) in großen Mengen vorhanden. Deuterium wird durch Elektrolyse aus natürlichem Wasser gewonnen, in dem es zu $3,34 \times 10^{-3}$ Gewichtsprozent vorkommt. Der Vorrat in den Weltmeeren beträgt insgesamt etwa $4,6 \times 10^{13}$ t.

Lithium wird derzeit aus pegmatitischen Gesteinen und aus der Sole von Salzseen gewonnen. Die in der Landmasse der Erde vorhandenen Lithiumvorräte liegen zwischen 10^7 und 10^8 t, die im Meerwasser (mit dem mittleren Lithiumgehalt von 0,1 ppm) bei etwa 10^{11} t. Dort könnte Lithium zum Beispiel der Bitterlauge entzogen werden, die bei der Trinkwassergewinnung aus dem Meer abfällt.

Die insgesamt gewinnbare Bruttoenergiemenge wird durch den Gesamtvorrat an Lithium, nicht jedoch durch die verfügbaren Deuteriummengen begrenzt. Die - insbesondere im Meer vorhandenen - Lithiumvorräte haben ein Energieäquivalent von etwa 5 Mrd EJ = $5 \cdot 10^{27}$ J, also etwa mehr als das 10 Millionenfache des derzeitigen Weltenergiebedarfs von 350 EJ/a.

Die gegenwärtig bekannten Weltvorräte an Beryllium könnten bei einer umfangreichen Nutzung der Kernfusion eine Begrenzung darstellen, wenn nicht weitere Vorräte gefunden werden.

Eine realistische Abschätzung der Stromerzeugungskosten von Fusionsreaktoren ist zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht möglich. Es gibt jedoch Untersuchungen, die darauf hindeuten, daß trotz der hohen Investitionskosten (wegen der Komplexität der Anlage) die niedrigen Brennstoffkosten akzeptable Stromerzeugungskosten ermöglichen sollten. Danach läßt der derzeitige Stand der Kostenanalyse nicht erkennen, daß Fusionsenergie im nächsten Jahrhundert mit anderen Energieerzeugungssystemen nicht konkurrieren könnte.

Die physikalische und technische Machbarkeit der Fusion sowie ihre Wirtschaftlichkeit wird sich erst im Verlauf der langfristig angelegten Entwicklungsschritte herausstellen können. Zur Zeit rechnet man beim magnetischen Einschluß (Tokamak) damit, daß bis zum Ende von JET (Mitte der neunziger Jahre) alle wesentlichen plasmaphysikalischen Fragestellungen eines Reaktors

beantwortet sind und Plasmen mit wesentlicher α -Teilchenheizung untersucht wurden. Bis etwa 2020 sollte die technologische Durchführbarkeit eines Reaktors mit den Erfahrungen von NET bzw. ITER beurteilt werden können. Eine abschließende Beurteilung der technischen und wirtschaftlichen Aspekte der Kernfusion wird erst ab etwa 2050 mit den Erfahrungen eines Demonstrationsreaktors möglich sein, dessen Bau ca. 2010 beginnen könnte. Vor dem Hintergrund dieses Entwicklungshorizontes ist die Kernfusion als Option für eine Minderung der CO₂-Emissionen in der ersten Hälfte des nächsten Jahrhunderts nicht weiter zu diskutieren.

3 Mögliche Beiträge der Kernenergie zur Minderung klimarelevanter Spurengasemissionen in der Bundesrepublik Deutschland

(Autor: A. Voß)

Im folgenden werden die Möglichkeiten der Minderung von energiebedingten CO₂-Emissionen durch den Einsatz von Kernenergie im Rahmen der Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland aufgezeigt. Dabei werden die folgenden sechs Einsatzmöglichkeiten betrachtet, mittels denen Kernenergie zur CO₂-Emissionsminderung durch direkte oder indirekte Substitution fossiler Energieerzeugung beitragen kann:

- Elektrizitätserzeugung
- Fern- und Nahwärmeerzeugung
- Veredelung fossiler Energieträger
- Industrielle Prozeßdampf- und Prozeßwärmeerzeugung
- Wasserstofferzeugung
- Tertiäre Erdölförderung

Die CO₂-Minderungspotentiale der verschiedenen Einsatzmöglichkeiten der Kernenergie werden für unterschiedliche Zeitpunkte soweit möglich quantitativ ermittelt und die Kosten der CO₂-Vermeidung durch Kernenergie werden abgeschätzt. Untersucht werden einmal die Minderungsmöglichkeiten, die sofort wirksam werden könnten. Weiterhin werden die CO₂-Minderungspotentiale für die nahe Zukunft, mit dem Bezugsjahr 2005, und für die ferne Zukunft, mit dem Bezugsjahr 2050, betrachtet. In einem ersten Schritt werden zunächst die technischen CO₂-Minderungspotentiale abgeschätzt, worunter die unter Außerachtlassung von Wirtschaftlichkeitsaspekten und Hemmnissen maximal technisch mögliche Reduktion von CO₂-Emissionen zu verstehen ist. In einem zweiten Schritt werden dann die Kosten der CO₂-Minderung ermittelt, um die jeweilige CO₂-Minderungsmaßnahme hinsichtlich ihrer Effizienz bewerten zu können.

Dies ermöglicht dann auch Aussagen zum wirtschaftlichen Potential der CO₂-Minderung, das alle im Rahmen der Annahmen wirtschaftlich konkurrenzfähige Maßnahmen umfaßt. Einer Ausschöpfung dieser Potentiale können dann noch Hemmnisse entgegenstehen.

Für die quantitative Abschätzung zukünftiger CO₂-Reduktionsmöglichkeiten ist es erforderlich, von einer Bezugsbasis auszugehen, die die Entwicklung der Energieträgernachfrage und ihre Deckung unter status-quo Bedingungen, d.h. insbesondere ohne Maßnahmen zur Reduktion klimarelevanter

Spurengase beschreibt. Entsprechend den Vorgaben des gemeinsamen Analyserasters wird als Referenzentwicklung zur Quantifizierung der CO₂-Minderungspotentiale das PROGNOS-Referenzszenario /PROGNOS, 1987/ benutzt. Die anhand dieser Bezugsbasis quantifizierten Potentialwerte sind nicht als exakte Angaben der erreichbaren Minderungen oder gar als Prognose der tatsächlichen CO₂-Reduktionen zu verstehen, sondern sollen nur eine quantitative Vorstellung der erzielbaren CO₂-Minderungen vermitteln.

Für die Ermittlung der Minderungskosten einzelner Maßnahmen werden die Preisentwicklungen für die fossilen Energieträger aus dem gemeinsamen Analyseraster des Studienprogramms zugrunde gelegt. Alle Kostenangaben basieren auf dem Geldwert des Jahres 1987.

In Tabelle 3.1 ist die hier unterstellte Entwicklung der Energieträgerpreise einiger ausgewählter Energieträger dargestellt.

Tabelle 3.1:

**Entwicklung der Energieträgerpreise (im Geldwert des Jahres 1987
für Großabnehmer) im Referenzfall [DM₈₇/GJ]**

	1987	2000	2005	2010
Importkohle	3,0	4,2	4,7	5,3
heimische Kohle	9,8	10,2	10,5	11,0
Braunkohle	3,6	3,4	3,5	3,7
Heizöl, S	5,8	7,2	8,8	11,2
Heizöl, EL	9,3	11,9	14,4	17,9
Erdgas	7,1	7,3	9,1	11,8

Soweit neue Wirtschaftlichkeitsrechnungen durchgeführt wurden, wurden entsprechend den Vorgaben des gemeinsamen Analyserasters aus volkswirtschaftlicher Sicht finanzmathematische Durchschnittskosten aufgrund der dynamischen Annuitäten- oder Barwertmethode ermittelt. Für den Fall, daß Kostenangaben gemacht werden, die nach einer anderen Wirtschaftlichkeitsrechnungsmethode ermittelt wurden, ist darauf zu achten, daß die Ergebnisse nur bedingt vergleichbar sind. Dies gilt insbesondere für Kostenangaben, die für das erste Betriebsjahr der Anlage und eine Abschreibungszeit von 20 Jahren gemacht wurden.

Im Gegensatz zur Nutzung der Kernenergie zur Stromerzeugung, bei der weitgehend bekannte und erprobte Reaktorkonzepte eingesetzt werden, ist die Nutzung der Kernenergie für die Bereitstellung von Nah- und Fernwärme, Prozeßdampf und Prozeßwärme nicht auf dem Markt eingeführt. Es kann somit nicht auf Erfahrungen mit realisierten Anlagen zurückgegriffen werden. Die bei der modellhaften Wirtschaftlichkeitsrechnung verwendeten Kostendaten für Heizreaktoren und Hochtemperaturreaktoren unterstellen, daß es sich um Serienanlagen handelt, die gegenüber dem Prototyp und den ersten Nachfolgeanlagen geringere Investitionskosten aufweisen. Diese Annahme beruht auf der Fertigung größerer Stückzahlen, die notwendig wäre, wenn auch nur ein Teil der technischen Potentiale ausgeschöpft werden sollen.

Das als Bezugsbasis verwendete "PROGNOS-Referenzszenario" ist durch einen rückläufigen Endenergieverbrauch gekennzeichnet (siehe Tabelle 3.2). Die gesamten energiebedingten CO₂-Emissionen sind demnach im Jahr 2005 mit 743 Mio t etwas höher als im Jahr 1987 (706 Mio t).

Tabelle 3.2:

**Entwicklung des Endenergieverbrauchs im Referenzszenario:
gesamt und nach Sektoren [PJ]**

Sektor	1987	1995	2005
Industrie	2198,8	2459,2	2537,3
Verkehr	1868,8	1753,9	1631,4
Haushalte	2160,9	1986,9	1754,3
Kleinverbraucher	1295,2	1202,3	1150,6
Insgesamt	7523,7	7402,3	7073,6

Der Stromverbrauch nimmt im Referenzfall von 332,9 TWh im Jahr 1987 auf 461,8 TWh im Jahr 2005 zu. Dies entspricht einer durchschnittlichen Zuwachsrate von 1,5 %/a. Die installierte Kraftwerksleistung steigt im Referenzfall von 101,6 GW_a (1987) auf 109,9 GW_a im Jahr 2005 an

(siehe auch Tabelle 3.3). Entsprechend der in Abbildung 3.1 dargestellten Bruttostromerzeugung nach Energieträgern erhöhen sich die CO₂-Emissionen der Stromerzeugung von 231,6 Mio t CO₂ im Jahr 1987 auf 326,8 Mio t CO₂ im Jahr 2005.

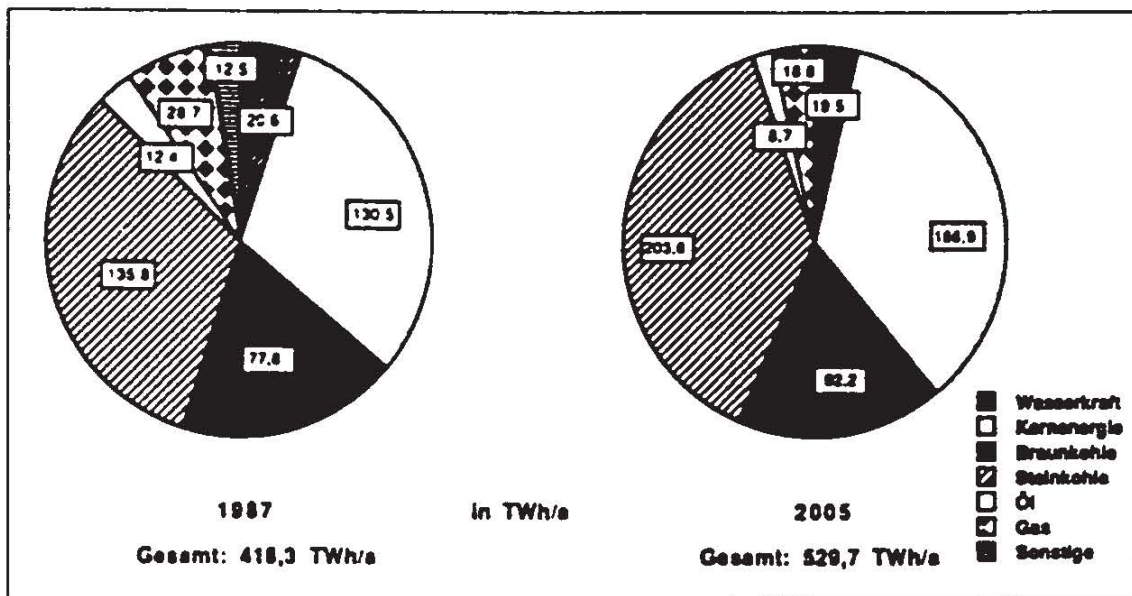


Abbildung 3.1: Bruttostromerzeugung nach Energieträgern im Jahr 1987 und im Jahr 2005 nach/PROGNOS, 1987/ (Referenzentwicklung)

Tabelle 3.3:

**Installierte Kraftwerksleistung im Referenzfall nach
/PROGNOS, 1987/ im Jahr 1987 und im Jahr 2005**

	1987		2005	
	MW _e	%	MW _e	%
Wasserkraft	6744	6,7	6740	6,1
Braunkohle	13517	13,4	13760	12,5
Steinkohle	33974	33,6	46060	41,9
Kernenergie	19993	19,7	28764	26,2
Heizöl	10149	10,0	5254	4,8
Gas	15667	15,5	9400	8,6
übrige	1040	1,1	----	---
gesamt	101024	100,0	109900	100,0

Die ermittelten CO₂-Minderungspotentiale sind im Hinblick auf ihre Abhängigkeit von der unterstellten Referenzentwicklung zu untersuchen.

3.1 Kosten und Wirtschaftlichkeitsaspekte der Kernenergie

Die Kosten und damit die Wirtschaftlichkeit der Energieerzeugung mittels Kernenergie werden im wesentlichen bestimmt durch die Anlagekosten, die Brennstoffkreislaufkosten, die die Kosten der Entsorgung enthalten, und die sonstigen Betriebs- bzw. Wartungskosten des Kraftwerks.

Im Rahmen einer umfassenden Wirtschaftlichkeitsbetrachtung aus gesellschaftlicher Sicht, sind auch die sogenannten externen Kosten, z. B. die Umwelt- und Gesundheitsschäden, die vom Betrieb und von Störfällen energietechnischer Anlagen ausgehen, einzubeziehen. Externe Kosten, deren Quantifizierung einige Probleme aufwirft, werden bei allen Energietechniken, die im Studienkomplex A betrachtet werden, nicht erfaßt. An späterer Stelle wird auf den Problemkomplex der externen Kosten noch einmal eingegangen.

Durch den Bau und Betrieb einer großen Zahl von Kernkraftwerken sowie von Anlagen des Brennstoffkreislaufs, angefangen von der Urangewinnung über die Konversion, die Anreicherung, die Brennelementfertigung bis zur Wiederaufarbeitung, liegen für wesentliche Kostenelemente der nuklearen Energieerzeugung umfangreiche reale Kostendaten vor. Für neue noch nicht realisierte Reaktorkonzepte und für die Endlagerung nukleare Abfälle stehen nur Kostenabschätzungen zur Verfügung, die ebenso wie die Kostenangaben von weiterentwickelten, heute genutzten Kernreaktortypen, durch einen höheren Unsicherheitsfaktor gekennzeichnet sind.

Leichtwasserreaktoren

Die spezifischen Anlagekosten von Leichtwasserreaktoren konnten bis zu Beginn der siebziger Jahre durch das Anwachsen der Anlagengröße (bis auf 1300 MW_e) zunächst gesenkt werden. Durch aufwendigere Genehmigungsverfahren, Konzeptänderungen, Modifikationen während der Bauphase verlängerten sich die Bauzeiten und die spezifischen Anlagenkosten der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland stiegen ab Mitte der 70er Jahre stark an.

Erst bei den drei 1988/89 fertiggestellten Konvoi-Anlagen, bei welchen Standardisierungen und eine Umlage von nicht projektspezifischen Aufwendungen auf mehrere Anlagen sowie ein beschleunigtes Genehmigungsverfahren möglich waren, konnte dieser Kostenanstieg gebremst werden. Die spezifischen Kosten einer Konvoi-Anlage mit 1258 MW_e-Nettoleistung lagen bei 3340 ± 160 DM/kW_e (ohne Erstkern, Bauzinsen und Steuern). Vergleicht man diese Kosten mit

spezifischen Anlagekosten in anderen Ländern, so kann man feststellen, daß in der Bundesrepublik Deutschland die Kosten um ca. 40 % höher als in Frankreich, vergleichbar mit denen in Japan, jedoch wesentlich niedriger als in USA sind. Ein wesentlicher Grund für die kostengünstigen französischen Anlagen liegt in den großen Serien.

Aus den bei der Errichtung von Konvoi-Anlagen gemachten Erfahrungen kann, nach Angaben von Herstellern und Betreibern, erwartet werden, daß durch optimierte Planungs-, Bau- und Montageabläufe, durch weitere technische Verbesserungen, wie z.B. fortschrittliche elektro- und leittechnische Systeme sowie technische Systemänderungen, wie Erhöhung der Loop-Leistung und kompaktere Anordnung, die Anlagekosten für ein 1300 MW_e-Kraftwerk noch um ca. 10 - 15 % gesenkt werden können. Eine weitere Senkung der spezifischen Anlagekosten von 5 - 10 % kann bei Doppelanlagen (2 x 1300 MW_e an einem Standort) sowie durch eine Leistungserhöhung auf ca. 1450 MW_e erreicht werden. Für die nahe Zukunft dürfte deshalb die Annahme einer Senkung der Anlagekosten bei großen Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik um 10 % auf rd. 3000 DM/kW_e und für die fernere Zukunft auf rd. 2680 DM/kW_e realistisch sein, sofern LWR-Kraftwerke in Zukunft in einem gewissen Umfang zugebaut werden.

Diese geschätzten Kosten beinhalten die heute ins Auge gefasste sicherheitstechnische Weiterentwicklung der Leichtwasserreaktoren, nicht aber die eventuell höheren Kosten von aufwendigen Änderungen des Sicherheitskonzept, wie z.B. die Ausstattung mit einem kernschmelzfesten Containment.

Die größten Kostensenkungsmöglichkeiten werden bei den Entwicklungen in den USA durch vereinfachte Systeme und standardisierte Genehmigungsverfahren sowie eine rationelle Fertigung gesehen. Für Anlagen mittlerer Leistung (600 MW_e) werden spezifische Anlagekosten von 1500 \$/kW_e genannt.

Die Brennstoffkreislaufkosten¹ umfassen die Kosten der Brennstoffversorgung und der Entsorgung. Die wesentlichen Stufen sind Uranerzgewinnung, Konversion von Urankonzentrat, Anreicherung, Brennelementherstellung, Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente, Wiederaufarbeitung und Plutoniumrückführung sowie Endlagerung der dabei entstehenden Abfälle oder direkte Endlagerung der konditionierten Brennelemente. Dazu kommen Transporte zwischen den einzelnen Stufen.

¹ hier wird der Begriff verwendet, obwohl es sich auch bei einer Wiederaufbereitung nicht im strengen Sinne um einen Kreislauf handelt.

Die Preise für Natururan, Konversion, Trennarbeit usw. hängen von der jeweiligen Marktsituation, also von Angebot und Nachfrage ab. Langfristig ist jedoch nur beim Natururan mit einem realen Preisanstieg zu rechnen.

Die Entsorgung abgebrannter Brennelemente kann auf zwei Wegen erfolgen. Einmal durch direkte Endlagerung (nach einer Konditionierung) oder durch Wiederaufarbeitung und Endlagerung der dabei separierten Abfallstoffe. Untersuchungen zur Wirtschaftlichkeit der beiden Entsorgungswege zeigen, daß die direkte Endlagerung mit Kosten zwischen 900 und 1220 DM/kg SM kostengünstiger als die Wiederaufarbeitung mit Endlagerung ist (Kosten 1990 bis 2500 DM/kg SM). Um bei der Abschätzung der Brennstoffkreislaufkosten auf der sicheren Seite zu liegen, werden die Kosten für die Entsorgung mit 4000 DM/kg SM angesetzt (siehe Tab. 3.4). Mit den anderen in dieser Tabelle aufgelisteten Kostenansätzen, errechnen sich die Brennstoffkreislaufkosten für einen großen Leichtwasserreaktor zu 2,6 Dpf/kWh_e.

Tab. 3.4: Annahmen für die Berechnung der Brennstoffkreislaufkosten

Wechselkurs	2 DM/US\$
Urankonzentrat	30 \$/lbU ₃ O ₈
Konversion	6,5 \$/kg UTA
Fertigung	550 DM/kg U
Entsorgung	4000 DM/kg SM

Die gesamten Stromerzeugungskosten für LWR, einschließlich der Abrißkosten, errechnen sich bei einer gesamtwirtschaftlichen Betrachtungsweise (Wirtschaftlichkeitsrechnung gemäß Analyseraster in realen Preisen und unter Zugrundelegung der technischen Nutzungsdauer) für eine Auslastung von 6500 h/a (Grundlaststromerzeugung) für eine Anlage, die in naher Zukunft in Betrieb geht, zu 7,6 Dpf/kWh_e (3000 DM/kW_e spezifische Anlagekosten, 35 Jahre Lebensdauer).

In Abb. 3.2 ist die Abhängigkeit der Stromgestehungskosten von Veränderungen wichtiger die Kosten bestimmender Parameter dargestellt.

HTR, Schneller Brüter und Heizreaktoren

Von den herstellenden Firmen und den Betreibern künftiger Hochtemperatur-Reaktoranlagen werden für den HTR-500 direkte Anlagekosten von etwa 3.500,- DM/kW_e angegeben.

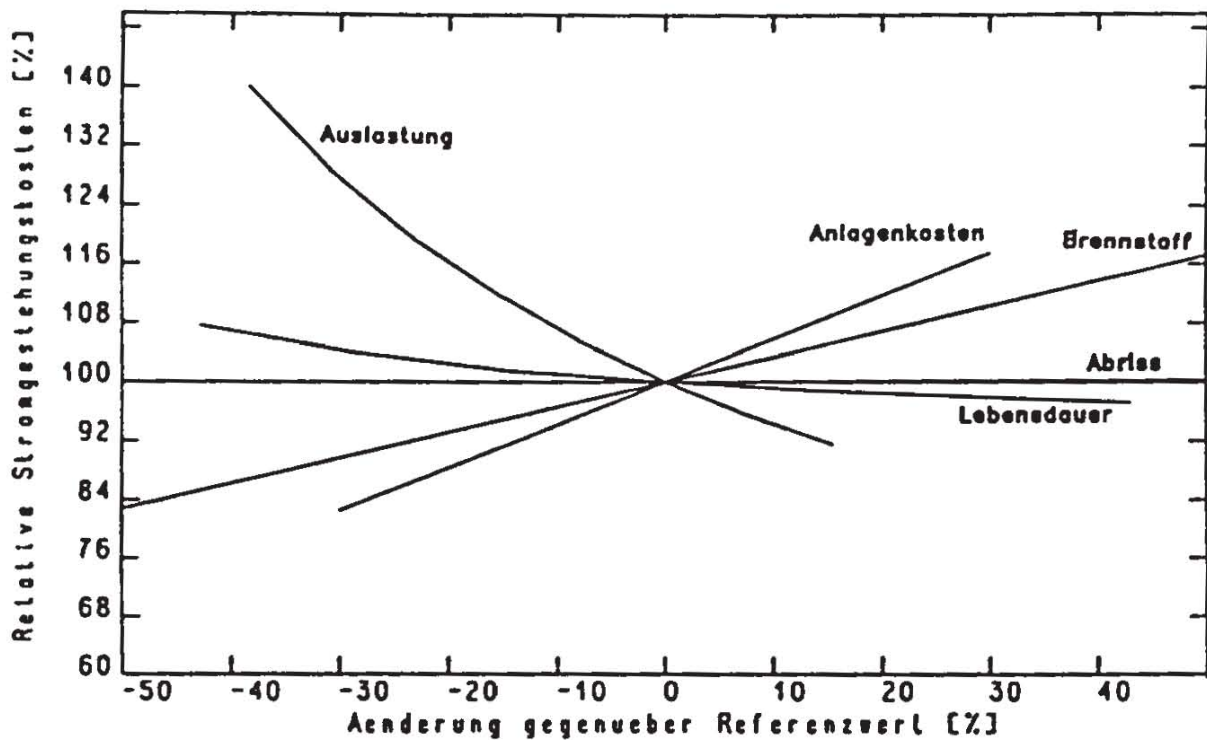


Abbildung 3.2: Abhängigkeit der Stromgestehungskosten von Veränderungen verschiedener Parameter

Diese Kostenhöhe entspricht in etwa den heutigen Anlagekosten von großen Leichtwasser-Reaktoren. Für die MODUL-Anlagen mit je 4 MODUL-Reaktoren wurden von den Herstellern und den Betreibern direkte Anlagekosten von ca. 5200,- DM/kW_e ermittelt. Mit diesen Anlagekosten ergeben sich Stromerzeugungskosten nach dem volkswirtschaftlichen Kostenkalkül für den HTR-500 von 8,3 Dpf/kWh_e bzw. für den HTR-4-MODUL-Reaktor von 9,6 Dpf/kWh_e.

Eine nennenswerte Kostenreduzierung wird in der Zukunft aus verschiedenen Gründen für möglich gehalten. Einmal wäre durch die Herstellung von Serien, vor allen Dingen bei kleinen Reaktoren, eine Kostenreduktion möglich. Darüber hinaus wird erwartet, daß die Einführung von Siliziumkarbid-geschützten Brennelementen die Anlagen wesentlich vereinfachen wird und es ermöglicht, die Leistung pro Reaktoreinheit anzuheben. Es wird abgeschätzt, daß die Anlagekosten etwa um 20 bis 30 % gegenüber dem heutigen Stand gesenkt werden können.

Brüterkraftwerke sind bisher wirtschaftlich mit Leichtwasserreaktoren noch nicht konkurrenzfähig. Senkungen der Anlagekosten werden u.a. durch kompaktere Bauweise und passiv funktionierende Nachwärmeabfuhr, die der Betriebskosten u.a. durch noch längere Standzeiten wichtiger Komponenten, insbesondere der Brennelemente, gesehen. Darüber hinaus werden der Bau einer größeren Anzahl von Anlagen und eine längerfristig zu erwartende Verteuerung des Natururans die Wettbewerbsfähigkeit der Brüter verbessern. Britische, französische und deutsche Wirtschaftlichkeitsstudien und die Konzepte künftiger Anlagen begründen diese Bewertung.

Obwohl Heizreaktoren verglichen mit großen Kernkraftwerken sehr niedrige thermische Leistungen aufweisen, sollen durch erhebliche Vereinfachungen der Anlagen die spezifischen Investitionskosten (bezogen auf thermische Leistung) niedrig gehalten werden können. Die in der Literatur und von Herstellern gemachten wichtigen wirtschaftlichen Daten für vier angebotsreif entwickelte Konzepte sowie die damit errechneten Wärmeerzeugungskosten frei Heizwerk (gesamtwirtschaftliche Betrachtung) sind in Tabelle 3.5 angegeben.

Tabelle 3.5: Wärmeerzeugungskosten von Heizreaktoren

	HR-200 (Siemens KWU) 200 MW	SECURE-P (ABB) 500 MW	SHR (Schweiz) 10 MW	GHR (HTR) 10 MW
spez Investitionskosten DM/kW _{th}	1000 1)	750 1)	2250 1)	2250 1)
Brennstoffzykluskosten Pf/kWh _{th}	1,0	1,0	1,2	1,6
spez. Wärmeerzeugungskosten Pf/kWh _{th} (4000 h/a)	3,94	3,24	6,90 2) 9,74 3)	7,32 2) 9,65 3)
1) ohne Zinsen und Steuern während der Bauzeit 2) unbemannte Anlage 3) bemannte Anlage				

3.2 Technische Reduktionspotentiale

Stromerzeugung

Im Bereich der Elektrizitätserzeugung und -anwendung kann Kernenergie einmal durch die Substitution CO₂-behafteter Stromerzeugung mittels fossiler Energieträger und zum anderen indirekt über eine Substitution fossiler Brennstoffe beim Endverbraucher durch in Kernkraftwerken erzeugten Strom zur Minderung von CO₂-Emissionen beitragen.

Der Energieträgereinsatz zur Deckung der Stromnachfrage betrug im Jahr 1987 3897 PJ. Rund 51,8 % entfiel auf Stein- und Braunkohle, gut 8,7 % auf Öl und Gas und 34,8 % machten die CO₂-freien Energieträger Kernenergie und Wasserkraft aus. Mit 231,6 Mio t CO₂ hatte die Stromerzeugung einen Anteil von 32,8 % an den gesamten energiebedingten CO₂-Emissionen.

Als einzige, ohne lange Vorlaufzeiten realisierbare Maßnahme zur Minderung von CO₂-Emissionen durch Kernenergie, kommt eine Erhöhung der Stromerzeugung in bestehenden Kernkraftwerken in Betracht. Begrenzt wird eine Strommehrerzeugung durch Auslastungserhöhung im wesentlichen durch die Lastcharakteristik der Stromnachfrage und die erreichbare Arbeitsausnutzung der Kernkraftwerke. Einer technisch möglichen Strommehrproduktion können gegebenenfalls auch die Kohleabnahmeverpflichtungen des Jahrhundertvertrages entgegenstehen.

Die Zeit- und Arbeitsverfügbarkeit der LWR-Kernkraftwerke konnte in den achtziger Jahren deutlich erhöht werden. Die Zeitverfügbarkeit lag dabei in dem Zeitraum von 1984 und 1988 zwischen 83,6 und 89,2 %.

Für den Fall, daß die bestehenden Kernkraftwerke einen möglichst großen Beitrag zur Minderung von CO₂-Emissionen leisten sollen, ist es aufgrund der bisherigen Betriebserfahrungen denkbar, daß sie mit einer Arbeitsausnutzung von bis zu 85 % betrieben werden können, wenn eine gemeinsame, an der Minderung von CO₂-Emissionen orientierte Einsatzplanung der Kernkraftwerke erfolgt und auf einen Stretch-Out-Betrieb verzichtet wird.

Orientiert man sich an den Arbeitsausnutzungen der Jahre 1987 und 1988, so kann man für die Abschätzung des sofort realisierbaren CO₂-Minderungspotentials eine Erhöhung der Arbeitsausnutzung um 6 bis 8 %-Punkte ansetzen.

Bei der Ende 1988 installierten Kernkraftwerksleistung entspräche dies einer Bruttostromerzeugung von 11,7 bis 15,6 TWh/a. Je nachdem, ob damit eine Stromerzeugung aus Stein- oder Braunkohlekraftwerken vermieden wird, ergibt sich eine CO₂-Minderemission von rund 10 bis 17,7 Mio t CO₂, entsprechend 4,3 bis 7,6 % der CO₂-Emissionen der Stromerzeugung im Jahr 1987. Mit der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Neckarwestheim 2 (GKN-2) Anfang 1989 hat sich die installierte Kernkraftwerksleistung auf 23,6 GW_a, brutto erhöht. Das Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich (KMK) erzeugt zur Zeit aufgrund eines behördlich angeordneten Stillstandes wegen Aufhebung der 1. Teilerrichtungsgenehmigung durch das Bundesverwaltungsgericht keinen Strom. Bei Ausschöpfung der vollen Stromerzeugungsmöglichkeit der derzeitigen Kernkraftwerkskapazität könnten in den nächsten Jahren rd. 21 bis 25 TWh Strom pro Jahr mehr erzeugt werden als 1989, womit CO₂-Emissionen in Höhe von rd. 18 bis 27 Mio t/a aus fossilen Kraftwerken vermieden werden könnten.

Betrachtet man weiter in der Zukunft liegende Zeitpunkte, so ermöglicht ein verstärkter Zubau von Kernkraftwerken die Minderung von CO₂-Emissionen aus der Stromerzeugung. Für die Abschätzung des technisch möglichen CO₂-Minderungspotentials im Bezugszeitpunkt 2005 (nahe Zukunft) wird von einem gegenüber dem Referenzfall verstärkten Ausbau der Kernenergie ausgegangen, der den im Zeitraum bis 2005 unterstellten Zubau neuer Braun- bzw. Steinkohlekraftwerken ganz oder teilweise ersetzen soll, wobei der Ausbau der Kernkraftwerkskapazität auf 1 bzw. 2 Kernkraftwerke je Jahr, beginnend im Jahr 1997, begrenzt ist. In einer weiteren Variante wird dann noch ein CO₂-emissionsminimierender Betrieb des gesamten Kraftwerksparks unterstellt, der die Stromerzeugung aus Kernkraftwerken, soweit betriebstechnisch und vom Lastgang der Stromnachfrage möglich, maximiert. In Tabelle 3.6 sind die sich so ergebenden technischen CO₂-Minderungspotentiale zusammengestellt.

Bei der Beschränkung des Zubaus neuer Kernkraftwerke auf eine Anlage pro Jahr beginnend 1997 und einer Verwendung der dadurch gegenüber der Referenzentwicklung möglichen Stromerzeugung in Kernkraftwerken als Ersatz für eine Stromerzeugung in Braunkohlekraftwerken ergibt sich je nach dem, ob die Kernkraftwerke normal ausgelastet werden oder ein CO₂-minimierender Betrieb des gesamten Kraftwerkssystems erfolgt, ein CO₂-Minderungspotential in der Größenordnung von 50 - 88 Mio t CO₂ im Jahr 2005. Wird unter sonst gleichen Bedingungen nicht Braunkohle sondern Steinkohlekraftwerkskapazität und Steinkohlestrom ersetzt, so liegt das Minderungspotential im Bereich von 24 bis 95 Mio t CO₂/a.

Wird anstelle des im Referenzfall angenommenen Zubaus von Stein- und Braunkohlekraftwerken (Ersatz- und Erweiterungskapazitäten) der Zubau von Kernkraftwerken (max. 2 Anlagen ab 1997) unterstellt, so ergäbe sich im Jahr 2005 eine Kernkraftwerksleistung von rd. 45000 MW_a, was

einem Anteil von 41,5 % an der gesamten installierten Kraftwerksengpaßleistung entspräche. Bei einem an der Vermeidung klimarelevanter Spurengasemissionen orientierten Betrieb des gesamten Kraftwerksparks ließe sich eine CO₂-Minderung gegenüber dem Referenzfall von rd. 145 Mio t CO₂/a erreichen. Dies ist die Größenordnung des maximal technisch möglichen CO₂-Minderungspotentials durch Kernenergie in der Stromerzeugung. Eine Ausschöpfung dieses technischen Minderungspotentials würde, bezogen auf das Jahr 2005, eine Reduktion der CO₂-Emissionen der Stromerzeugung um rd. 44 % bedeuten und entspricht rd. 63 % der CO₂-Emissionen der Stromerzeugung im Jahr 1987.

Tabelle 3.6: Technische CO₂-Minderungspotentiale durch Kernenergie in der Stromerzeugung im Jahr 2005

	Technisches CO ₂ -Minderungspotential [Mio t CO ₂ /a]
• Zubau 1 KKW/a (maximal)	
- Ersatz von Braunkohle normale/CO ₂ -minimierende Auslastung	49 - 88
- Ersatz von Steinkohle normale/CO ₂ -minimierende Auslastung	24 - 95
• Zubau 2 KKW/a (maximal)	
- Ersatz von Braunkohle ¹⁾ normale/CO ₂ -minimierende Auslastung	88 - 149
- Ersatz von Steinkohle ¹⁾ normale/CO ₂ -minimierende Auslastung	63 - 143

¹⁾ gegebenenfalls wird auch noch Steinkohle bzw. Braunkohle substituiert

Die zuvor erläuterten technischen CO₂-Minderungspotentiale sind anhand der unterstellten Referenzentwicklung ermittelt worden. Die Zugrundelegung anderer Bezugsentwicklungen, wie etwa die Projektion der Stromerzeugung des Studienkomplexes A.1 oder die von /PROGNOS 89/ würde natürlich zu zahlenmäßig anderen, höheren bzw. niedrigeren Potentialwerten führen, die Größenordnung des technischen Minderungspotentials aber nicht verändern.

Eine Ausschöpfung der maximalen technischen Potentiale würde erhebliche Anstrengungen voraussetzen und wäre nur möglich, wenn keinerlei Verzögerungen beim Bau der Kernkraftwerke auftreten.

Fernwärmeversorgung

Im Bereich der Fernwärmeversorgung existieren zwei technische Varianten der CO₂-Minderung durch nukleare Wärme. Einmal die Substitution von fossil erzeugter Fernwärme durch Wärme, die aus großen Kernkraftwerken ausgekoppelt (Kernkraftwerke mit Kraft-Wärme-Kopplung) und in bestehende Fernwärmenetze eingespeist wird und zum anderen durch Wärme, die in kleinen Kernheizwerken erzeugt wird.

Die CO₂-Emissionen, die der Fernwärmeerzeugung zuzurechnen sind, betragen im Jahr 1987 etwa 14 Mio t CO₂, also knapp 2 % der CO₂-Emissionen in der Bundesrepublik Deutschland. Entsprechend der zugrunde gelegten Referenzentwicklung würden sie auf 17,8 Mio t CO₂ im Jahr 2005 ansteigen. Betrachtet man zusätzlich noch den Brennstoffeinsatz zur Koppelstromproduktion in Heizkraftwerken, so belaufen sich die CO₂-Emissionen aus Heizwerken und Heizkraftwerken der öffentlichen Fernwärmeversorgung auf 27,5 Mio t im Jahr 1987 bzw. auf 35 Mio t im Jahr 2005, entsprechend der im Referenzfall unterstellten Zunahme des Endenergieverbrauchs an Fernwärme um 27 %.

Die Fernwärmeauskopplung aus bestehenden Kernkraftwerken ist technisch möglich, sie kann aber wegen der zum Bau der Auskopplungseinrichtungen und Fernwärmetransportleitungen notwendigen Zeit, genau wie die Heizreaktoren, keinen kurzfristig realisierbaren Beitrag zur CO₂-Minderung leisten.

Für die Abschätzung des Minderungspotentials im Jahr 2005 wird davon ausgegangen, daß die Leistung der Fernwärmeeinspeisung aus Kernkraftwerken maximal 60 % der Höchstlast des entsprechenden Fernwärmenetzes beträgt. Dies bedeutet, daß die Deckung der Spitzenlast und die Reservehaltung weiterhin von den verbleibenden fossilen Heiz- bzw. Heizkraftwerken übernommen wird. Die in Kernenergieanlagen erzeugte Wärme ersetzt damit im wesentlichen fossile Fernwärmeerzeugung in Grundlastanlagen. Die Abschätzungen der CO₂-Reduktionspotentiale basiert auf der Substitution von Fernwärme aus fossil gefeuerten Kraft-Wärme-Kopplungsanlagen, mit einem Brennstoffverbrauch von 0,67 kWh_{th}/kWh_{FW}.

Für die Auskopplung von Fernwärme aus Kernkraftwerken (nukleare Kraft-Wärme-Kopplung) ergibt sich ein maximales technisches CO₂-Minderungspotential von rd. 5 Mio t CO₂ im Jahr 2005, wenn man nur den der Fernwärmeerzeugung zuzurechnenden fossilen Brennstoffeinsatz zugrunde legt. Wird auch die Stromerzeugung der fossilen Kraft-Wärme-Kopplungsanlagen

substituiert und die entsprechende Strommenge CO₂-frei erzeugt, dann liegt die technisch mögliche CO₂-Minderung bei fast 13 Mio t CO₂/a.

Alternativ bzw. ergänzend zur Auskopplung von Fernwärme aus Kernkraftwerken können Kernheizwerke zur Substitution fossil erzeugter Fernwärme beitragen. Ihr technisches Minderungspotential wurde zu 6,6 Mio t CO₂ im Jahr 2005 ermittelt, wenn man nur den Brennstoffeinsatz, der der Fernwärmeerzeugung zuzurechnen ist, berücksichtigt. 16,5 Mio t CO₂/a würden dagegen nicht emittiert, wenn die Strom- und Wärmeerzeugung der Heizkraftwerke CO₂-frei ersetzt wird.

Die aus technischer Sicht maximale CO₂-Reduktion durch Kernenergie im Bereich der Fernwärmeerzeugung liegt für die nahe Zukunft bei 7 bzw. 16,5 Mio t CO₂/a. Bezogen auf die gesamten energiebedingten CO₂-Emissionen des Jahres 1987 sind dies ca. 3 bis 7 %. Bei einem stärkeren Ausbau der Fern- und Nahwärmeversorgung, als im Referenzszenario unterstellt, würde das CO₂-Minderungspotential der Kernenergie entsprechend zunehmen.

Veredlung fossiler Energie

Flüssige und gasförmige Kohlenwasserstoffe sind aufgrund ihres spezifischen Energieinhalts, ihrer guten Transportier- und Speicherbarkeit die derzeit wichtigsten Energieträger. Kohle hingegen kann eigentlich nur auf die letzte dieser Eigenschaften verweisen. Es liegt also nahe, den Primärenergieträger Kohle, einen "Kohlenwasserstoff" mit einem H/C-Verhältnis von nur 0,8, mit Wasserstoff anzureichern und ihn in einen gasförmigen oder flüssigen Kohlenwasserstoff umzuwandeln, d.h. ihn zu veredeln.

Die für diese Veredlung notwendige Energie wird bei den konventionellen (autothermen) Kohleveredlungsverfahren durch eine Teilverbrennung der Kohle selbst aufgebracht. Sie kann aber auch durch einen Hochtemperaturreaktor bereitgestellt werden (allotherme Kohleveredlung).

Die nukleare Veredlung von Stein- bzw. Braunkohle ermöglicht die Herstellung von Stadtgas, Wasserstoff, synthetischem Erdgas, Methanol sowie Benzin. Weiterhin ist noch die Wasserstoffherzeugung aus Erdgas mittels nuklearer Wärme als Veredlung fossiler Energie zu betrachten.

Der verfahrensspezifische Vergleich der CO₂-Emissionen zeigt, daß eine nennenswerte CO₂-Reduktion nur dann zu erreichen ist, wenn die bei der Umwandlung anfallenden CO₂-Mengen deponiert werden können. Dann könnten einige der Verfahren zur Konzentrierung des CO₂ für eine "Deponierung" beitragen.

Die erzeugten Produkte synthetisches Erdgas, H_2 , Methanol und Stadtgas sind technisch geeignet, die heute verwendeten festen und flüssigen Endenergieträger zu ersetzen. Insofern ist ihr energetisches Substitutionspotential sehr groß. Ein CO_2 -Minderungspotential für das Jahr 2005 läßt sich gegenwärtig nicht angeben, da es davon abhängt, ob die bei der Umwandlung anfallenden CO_2 -Mengen klimaunschädlich deponiert werden können.

Den Verfahren der nuklearen Kohleveredlung kann unter Klima- bzw. CO_2 -Vermeidungsgesichtspunkten gegebenenfalls eine Bedeutung zukommen, wenn, aus energiepolitischen Gründen, auch weiterhin eine gewisse Menge an heimischer Kohle gefördert und verwendet werden soll. Hier eröffnet die Methanol- bzw. Benzinerzeugung aus Kohle mittels nuklearer Wärme die Möglichkeit, ölstämmige Kraftstoffe im Verkehrsbereich zu ersetzen und zur Reduktion der CO_2 -Emissionen durch Nichtverstromung dieser Kohlemengen beizutragen, wenn der Strom anderweitig CO_2 -frei erzeugt werden kann.

Industrielle Prozeßdampf- und Prozeßwärmeezeugung

Die Erzeugung von Prozeßdampf- und Prozeßwärme für die Industrie mittels Kernreaktoren ist eine weitere Möglichkeit, über eine Substitution fossiler Energien zur CO_2 -Minderung beizutragen. Für die Prozeßwärmeezeugung wird der HTR-Modulreaktor mit einer Blockgröße von 150 bis 200 MW_e als Referenzanlage gewählt.

Anhand einer Analyse des industriellen Brennstoffverbrauches, gegliedert nach Sektoren, Verwendungszwecken und unter Berücksichtigung der Dampfkesselstruktur läßt sich ermitteln, an welchen Standorten und in welchen Industriesektoren die notwendigen Voraussetzungen gegeben sind, um die bisherige Eigenerzeugung an Dampf, Wärme und Strom auf Basis Kohle, Öl und Gas durch nukleare Anlagen ersetzen zu können. Insbesondere aus Gründen der Reservevorhaltung sowie der Wartung wird ein technisches Potential ermittelt, das den Einsatz von mindestens 2 HTR-Modulen je Standort voraussetzt. Die mit dem Marktbedarf korrespondierende Kenngröße - der industrielle Prozeßdampfbedarf - hat dann eine Mindestschwelle von 200 - 400 t/h. Ein darüber hinausgehender Bedarf wird durch modularen Zubau weiterer Anlagen realisiert. Es existieren rund 30 Industriestandorte, die diesen Bedingungen genügen, wobei ein deutlicher Schwerpunkt bei der chemischen Industrie liegt.

Das technische CO_2 -Minderungspotential der nuklearen Prozeßdampfversorgung ergibt sich zu etwa 30 Mio t CO_2 /a. Berücksichtigt man darüberhinaus auch noch den Kernenergieeinsatz zur Prozeßwärmeezeugung, so erhöht sich das technische Minderungspotential auf insgesamt rund 35 Mio t CO_2 /a. Dies entspricht rund 5 % der energiebedingten CO_2 -Gesamtemissionen im Jahr 1987.

Die Ausschöpfung dieser maximalen technischen Potentiale bis zum Jahr 2005 wäre nur unter besonderen Anstrengungen erreichbar.

Wasserstofferzeugung aus Elektrolyse

Die Wasserstofferzeugung aus Elektrolyse mit Kernenergiestrom ist CO₂ frei. Das prinzipiell vorhandene CO₂-Minderungspotential umfaßt den gesamten Einsatzbereich von festen, flüssigen und gasförmigen Endenergieträgern, die fossilen Ursprungs sind. Ein technisches CO₂-Minderungspotential für das Bezugsjahr 2005 ist in den Untersuchungen nicht quantifiziert worden.

Tertiäre Erdölförderung

Eine weitere Möglichkeit der Anwendung des HTR-Modulreaktors besteht in der Dampferzeugung für die tertiäre Erdölförderung. Hierbei wird der benötigte Dampf mit einer Temperatur von etwa 340 °C und unter einem Druck von 140 bar in HTR-Modulanlagen erzeugt. Die Anlagenkonzepte sind vergleichbar denen für die Energieversorgung der Industrie. Die Kernenergie substituiert Erdgas und Heizöl. In der Bundesrepublik Deutschland gibt es nur im Inland Lagerstätten, die für das Dampflluten geeignet sind. Die technische Analyse des Einsatzpotentials weist die Möglichkeit aus, zwei HTR-Anlagen einzusetzen. Dies führt zu einer CO₂-Reduktion von etwa 1 bis 1,5 Mio t CO₂/a.

In der Tab. 3.7 sind die zuvor diskutierten technischen CO₂-Reduktionspotentiale der Kernenergie für den Bezugszeitpunkt 2005 noch einmal zusammengefaßt aufgeführt. Die unterschiedlichen Potentialangaben bei einzelnen Anwendungsbereichen der Kernenergie sind dabei z.T. als alternative Angaben zu verstehen, die nicht zu einem Gesamtpotential aufsummiert werden können. Weiterhin ist anzumerken, daß eine Ausschöpfung aller maximalen technischen Einzelpotentiale bis zum Jahr 2005 unter anderem aufgrund industrieller Fertigungskapazitätsgrenzen nicht möglich sein dürfte.

Abschließend sei noch eine Anmerkung zu den CO₂-Minderungspotentialen durch Kernenergie in der fernen Zukunft (Bezugsjahr 2050) gemacht.

Tabelle 3.7:

**Techn. CO₂-Minderungspotential der
Kernenergie im Jahr 2005**

<u>Bereich/Maßnahme</u>	<u>techn. CO₂-Minderungspotential [Mio t CO₂/a]</u>
<u>Stromerzeugung</u>	
* Zubau 1 KKW/a (maximal) Ersatz von Braunkohle normaler/CO ₂ -mini- mierender Betrieb	50 - 88
* Zubau 1 KKW/a (maximal) Ersatz von Steinkohle normaler/CO ₂ -mini- mierender Betrieb	24 - 95
* Zubau 2 KKW/a (maximal) Ersatz von Braunkohle normaler/CO ₂ -mini- mierender Betrieb	88 - 149
* Zubau 2 KKW/a (maximal) Ersatz von Steinkohle normaler/CO ₂ -mini- mierender Betrieb	63 - 143
<u>Öffentl. Nah- und Fernwärmeversorgung</u>	
* Auskopplung aus KKW (LWR)	5 - 13
* Einsatz von Kernheizwerken	7 - 16,5
<u>Veredlung fossiler Energie</u>	
* Herstellung von SHG, H ₂ , Methanol und Stadtgas	k.A.
<u>Ind. Prozeßdampf- u. Prozeßwärmeerzeugung</u>	
* Prozeßdampf	30
* Prozeßwärme	5
<u>Wasserstoffherzeugung (Elektrolyse)</u>	
* Wasserstoff als Substitut für Kohle, Öl, Gas	k.A.
<u>Enhanced Oil Recovery</u>	1 - 1,5

Generell gilt, daß über diesen Zeitraum von 60 Jahren grundlegende Änderungen des Energieversorgungssystems denkbar und wahrscheinlich sind, da in diesem Zeitraum alle heute existierenden Energiewandlungs-, Energietransport-, Energieverteilungs- und Energieanwendungssysteme wegen der Erreichung ihrer technischen Lebensdauer zu ersetzen sind. Dies impliziert weitgehende technische CO₂-Minderungspotentiale sowohl durch aus Kernenergie erzeugtem Strom, die Nutzung

der Kernenergie zur Fern- und Nahwärme- bzw. Prozeßdampf- und Prozeßwärmeerzeugung, durch den Einsatz der Kernenergie zur Veredlung fossiler Energieträger und durch Anwendung von elektrolytisch erzeugtem Wasserstoff. Eine Quantifizierung von CO₂-Minderungspotentialen für diesen weit in der Zukunft liegenden Zeitpunkt ist nicht möglich.

3.3 Kosten und Aufwand der Spurengasreduktion durch Kernenergie

Für die Ermittlung der CO₂-Minderungskosten wird (entsprechend den Vorgaben des Analyserasters) von einer volkswirtschaftlichen und nicht von einer betriebswirtschaftlichen Betrachtungsweise (Kostenkalkül) ausgegangen. Das heißt unter anderem, daß für die Kostenrechnung nicht von einer fiktiven Abschreibungszeit, sondern der erwarteten technischen Lebensdauer der betrachteten Anlagen ausgegangen wird.¹

Im folgenden werden für die zuvor quantifizierten CO₂-Minderungspotentiale, die mit den einzelnen Maßnahmen verbundenen Minderungskosten abgeschätzt, um eine Bewertung der einzelnen Minderungsmaßnahmen hinsichtlich ihrer ökonomischen Effizienz zu ermöglichen. Die im Rahmen der getroffenen Annahmen ermittelten spezifischen Minderungskosten können nur Orientierungswerte darstellen, da die Kosten- und Preisentwicklungen der substituierten Brennstoffe sowie der Substitutionstechnologie selbst, die in ihre Ermittlung einfließen, mit Unsicherheiten behaftet sind. Auf die Sensitivität der CO₂-Minderungspotentiale wird, soweit Angaben vorliegen, eingegangen.

Es ergeben sich in einzelnen Fällen auch negative spezifische CO₂-Minderungskosten. Diese bedeuten, daß, im Rahmen der getroffenen Annahmen, diese Maßnahmen auch ohne Bewertung ihrer CO₂-Minderung ökonomisch sinnvoll wären, da sie den volkswirtschaftlichen Aufwand für die Bereitstellung des jeweiligen Energieträgers reduzieren.

Stromerzeugung

Die betrachteten Maßnahmen der CO₂-Minderung durch Kernenergie im Bereich der Stromerzeugung weisen negative spezifische CO₂-Minderungskosten auf (siehe Tabelle 3.8). Im Rahmen der getroffenen Annahmen würden sie neben der Minderung der CO₂-Emissionen auch zur Minderung des Aufwandes der Stromerzeugung beitragen. Im Falle der Substitution von Strom aus Braunkohle und importierter Steinkohle liegen die spezifischen Minderungskosten zwischen -15 bis -1 DM/t CO₂. Im Falle der Substitution von heimischer Steinkohle errechnen sie sich zu rd. -60 DM/t CO₂.

Unterstellt man eine Substitution von heimischer Steinkohle, so lassen sich aufgrund der hohen Kosten heimischer Steinkohle rechnerisch besonders günstige CO₂-Minderungskosten ermitteln. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß eine energiepolitisch begründete Verstromung heimischer Steinkohle Kosten verursacht, die der Versorgungssicherheit sowie den Bereichen Sozial ;

¹ Auf Kosten, denen andere Annahmen zugrunde liegen, wird jeweils hingewiesen.

Struktur- und Arbeitsmarktpolitik zuzurechnen sind. Entsprechende Kosteneinsparungen im Energiebereich (hier bei der Stromerzeugung) ließen sich auch bei einer Substitution heimischer Steinkohle durch Importkohle erreichen, allerdings ohne eine gleichzeitige Minderung der CO₂-Emissionen.

In Abbildung 3.3 ist die Abhängigkeit der CO₂-Minderungskosten einer Substitution von Strom aus Importkohle durch Strom aus Kernkraftwerken über die jährliche Auslastung der Anlagen dargestellt. Parametrisch aufgetragen ist die angenommene technische Anlagenlebensdauer (Bereich 20 bis 40 Jahre) sowie die Erhöhung der Investitionskosten der Kernkraftwerke um 10 %. Die hier exemplarisch dargestellte Sensitivität der spezifischen CO₂-Minderungskosten von Kernenergiestrom stützt die Feststellung, daß durch eine Ausweitung der Stromerzeugung in Kernkraftwerken, um die Stromerzeugung in Kohlekraftwerken zu reduzieren bzw. zu vermeiden, eine nennenswerte Minderung der energiebedingten CO₂-Emissionen möglich ist, ohne die Gesamtkosten der Stromerzeugung zu erhöhen.

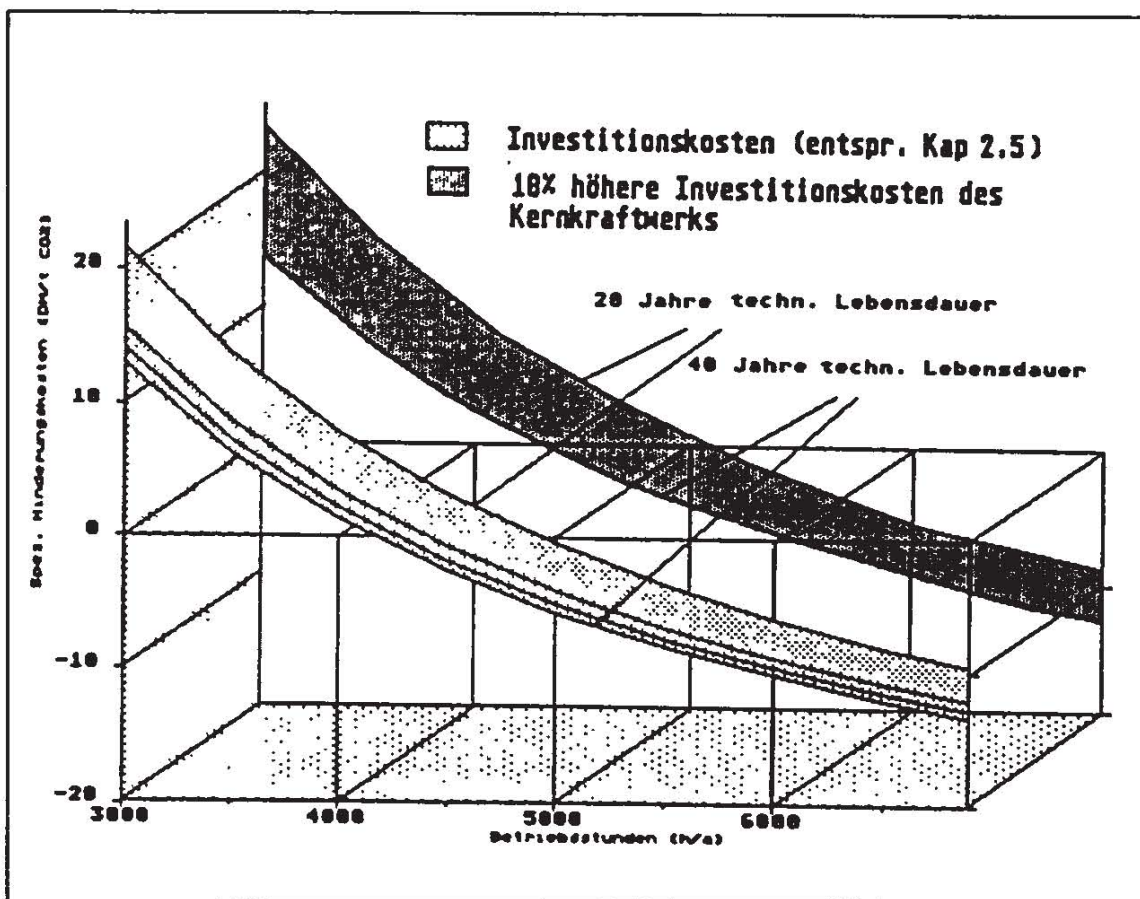


Abbildung 3.3: Sensitivität der CO₂-Minderungskosten der Substitution von Strom aus Importkohle durch Strom aus Kernkraftwerken

Fernwärmeerzeugung

Zur Abschätzung der CO₂-Minderungskosten bei Einsatz der Kernenergie zur Fernwärmeversorgung sind die Kosten der Fernwärmeerzeugung in nuklearen Anlagen mit denen der fossilen Wärmeerzeugung zu vergleichen. Als Vergleichssysteme dienen dabei fossile Heizkraftwerke (Kraft-Wärme-Kopplung), die im Grundlastbereich arbeiten.

Bei den modellhaft durchzuführenden Wirtschaftlichkeitsrechnungen treten zwei grundsätzliche Schwierigkeiten auf. Einmal ist es wie bei allen Koppelproduktionsanlagen, auch bei Heizkraftwerken, nicht möglich, die entstehenden Kosten eindeutig den beiden Produkten Strom und Wärme zuzuordnen. Die in der Praxis verwendeten Verfahren führen zu teilweise erheblich abweichenden Ergebnissen. Zweitens ist das Spektrum der als Referenzsysteme in Frage kommenden KWK-Anlagen sehr groß und die einzelnen Anlagentypen können in Bezug auf ihre Stromkennziffer (Verhältnis von Strom zu Wärmeerzeugung) sehr unterschiedlich ausgelegt sein. Beides erschwert repräsentative oder gar allgemeine Wirtschaftlichkeitsvergleiche. Vor diesem Hintergrund können die abgeschätzten CO₂-Minderungskosten nur eine erste orientierende Aufgabe haben.

Die Kosten der nuklearen Fernwärme, die durch Auskopplung aus großen Kernkraftwerken bereitgestellt wird, setzen sich zusammen aus den Kosten für die Auskopplungseinrichtungen am Kraftwerk und die Investitionskosten für die Transportleitung zum Fernwärmeverteilungsnetz. Desweiteren kommen die Pumpkosten, Wärmetransportverlustkosten und die Verrechnung der Stromeinbuße für die Wärmeauskopplung hinzu.

Die spezifischen CO₂-Minderungskosten für die Fernwärmeerzeugung in großen Kernkraftwerken spannen aufgrund der unterschiedlichen Transportentfernungen und je nach Referenzsystem einen weiten Bereich von rd. -50 bis +750 DM/t CO₂ auf, wenn man für die Kohle von den Kosten der Importkohle ausgeht. Von dem gesamten technischen CO₂-Minderungspotential ließe sich nur ein kleiner Teil, d.h. rd. 0,5 - 1,5 Mio t CO₂/a im Bezugszeitpunkt 2005 wirtschaftlich, d.h. ohne zusätzliche Kosten, vermeiden.

Für die Kernheizwerke liegen die spezifischen CO₂-Minderungskosten, die sich im Rahmen der getroffenen Annahmen zur Wirtschaftlichkeitsrechnung ergeben in einem Bereich von -90 bis +140 DM/t CO₂ bei Rechnung gegen Importkohle. Das im Jahr 2005 gegebenenfalls wirtschaftlich erschließbare CO₂-Minderungspotential liegt in einem Bereich von 0,8 bis 3,5 Mio t CO₂/a.

Veredelung fossiler Energie

Wie vorher bereits erwähnt, sind nennenswerte CO₂-Minderungen durch flüssige oder gasförmige Energieträger, die aus fossilen Primärenergieträgern mittels nuklearer Wärme hergestellt werden, nur erreichbar, wenn das bei der Umwandlung anfallende CO₂ deponiert wird. Die spezifischen CO₂-Minderungskosten (ermittelt anhand der Erzeugungskosten für das erste Betriebsjahr incl. der Kosten für die CO₂-Deponierung) liegen zwischen 300 und 1100 DM/t CO₂ und sind damit deutlich höher als bei den zuvor diskutierten CO₂-Reduktionsmöglichkeiten mittels Kernenergie.

Prozeßdampf- und Prozeßwärmeerzeugung

Von dem zuvor ausgewiesenen technischen CO₂-Minderungspotential der Kernenergie im Bereich der Prozeßdampf- und Prozeßwärmeerzeugung in der Industrie in Höhe von 35 Mio t CO₂/a ließen sich bei der unterstellten Energiepreisentwicklung im Jahr 2005 rd. 24 Mio t CO₂/a, also etwa 70 % des technischen Potentials, ohne zusätzliche Kosten erschließen. Für die darüber hinausgehenden CO₂-Reduktionen liegen die spezifischen CO₂-Minderungskosten zwischen 12 und 20 DM/t CO₂, je nachdem ob Heizöl oder Erdgas substituiert wird.

Wasserstoffherzeugung

Die Erzeugung von Wasserstoff mittels Elektrolyse bei Nutzung von Kernenergiestrom kann in der nahen Zukunft kein wirtschaftliches Potential erschließen, wenn man die im Analyseraster unterstellten Entwicklungen der Energieträgerpreise zugrunde legt. Die Mehrkosten hängen von dem zu substituierenden Energieträger ab und liegen im Jahr 2005 allein auf Basis der H₂-Herstellkosten zwischen 24 DM/GJ und 35 DM/GJ. Daraus ergeben sich spezifische Minderungskosten von 300 DM/t CO₂ bei der Substitution von Heizöl und 530 DM/t CO₂ bei der Substitution von Erdgas.

Tertiäre Erdölförderung

Die Kosten der tertiären Erdölförderung mittels nuklear erzeugtem Dampf werden im wesentlichen durch die Investitionskosten bestimmt. Wird ein HTR-Dampferzeuger mit 2 x 200 MJ/s thermischer Leistung zugrunde gelegt und mit konventioneller Dampferzeugung verglichen, ergeben sich im Jahr 2005 spezifischen Minderungskosten von 42 DM/t CO₂. Es bleibt anzumerken, daß sich bei Zugrundelegung der Energieträgerpreisentwicklungen im Analyseraster bereits im Jahr 2010 ein Kostenvorteil der Hochtemperaturreaktor-Dampferzeugung ergibt.

Die zuvor erläuterten Kosten einer Minderung von CO₂-Emissionen durch die verschiedenen Möglichkeiten der Kernenergienutzung gelten streng genommen in ihrer zahlenmäßigen Ausprägung nur für die unterstellte Entwicklung der kostenrelevanten Parameter, wie z.B. der Preise der fossilen Brennstoffe und ihre Entwicklung. Diese sind naturgemäß mit Unsicherheit behaftet. Dennoch können die erläuterten CO₂-Minderungskosten eine erste Orientierung bezüglich der Effizienz der verschiedenen hier diskutierten Maßnahmen vermitteln.

Für eine aus gesamtwirtschaftlicher Sicht umfassende Ermittlung der CO₂-Minderungskosten alternativer Techniken und Maßnahmen wäre eine Mitberücksichtigung der sonstigen externen Kosten, die der jeweiligen Energieerzeugung zuzurechnen sind, erforderlich (z.B. die externen Kosten der Luftverunreinigung durch SO₂ und NO_x oder durch die Freisetzung von Radioaktivität aus kerntechnischen Anlagen im Normalbetrieb und bei Störfällen). Die Ergebnisse einer neueren Untersuchung /Friedrich, u.a., 1989/, die die gegenwärtig quantifizierbaren externen Kosten vergleichend für eine Stromerzeugung auf Basis fossiler, nuklearer und regenerativer Energien abschätzt, kommt zu dem Ergebnis, daß sich damit die Stromerzeugungskostenrelationen nicht nennenswert verändern, so daß sich auch die hier genannten spez. CO₂-Minderungskosten nur wenig verschieben würden.

Es sei hier noch darauf hingewiesen, daß die zuvor diskutierten CO₂-Minderungsmöglichkeiten durch Kernenergie auch zur Reduktion anderer klimarelevanter Spurengase oder ihrer Vorläufersubstanzen, wie z. B. von Stickoxiden, Kohlenmonoxid, flüchtigen Kohlenwasserstoffen und Methan, einen wesentlichen Beitrag leisten.

Die in diesem Kapitel quantifizierten maximal technisch möglichen CO₂-Minderungen durch Kernenergie sind natürlich von den gemachten Annahmen abhängig. Die Zugrundelegung einer anderen Referenzentwicklung würde ggf. zu zahlenmäßig anderen, höheren oder niedrigeren Potentialwerten führen, würde die Größenordnung und die Größenrelationen der einzelnen Potentiale aber nicht grundsätzlich verändern.

Die vorliegenden Ergebnisse (siehe Zusammenfassung in Tab. 3.8) weisen für eine verstärkte Nutzung der Kernenergie ein beträchtliches technisches CO₂-Minderungspotential aus. Wenn man unterstellt, daß keine Hemmnisse den Zubau von Kernkraftwerken behindern oder verzögern, wäre aus technischer Sicht, im Rahmen einer forcierten CO₂-Minderungspolitik, eine Minderung energiebedingter CO₂-Emissionen durch eine Ausweitung der Kernenergienutzung von bis zu 150 Mio. t CO₂/a im Jahr 2005 erreichbar, was etwa 20 % der derzeitigen gesamten CO₂-Emissionen

der Bundesrepublik Deutschland entspricht. Eine Ausnutzung eines großen Teils dieses CO₂-Minderungspotentials durch eine Vermeidung fossiler Energieerzeugung wäre dabei aus gegenwärtiger Sicht möglich, ohne die Kosten der Energiebereitstellung zu erhöhen.

Inwieweit die hier ermittelten wirtschaftlichen CO₂-Minderungsmöglichkeiten der Kernenergie durch alternative Energieerzeugungsmöglichkeiten (z.B. durch erneuerbare Energiequellen, durch Kraft-Wärme-Kopplung oder durch CO₂-arme fossile Energieträger) und durch Energieeinsparungsmöglichkeiten tangiert werden, ist nur durch weitergehende, gesamtsystemare Untersuchungen zu klären. Weitere Forschungsarbeiten sind auch notwendig, um die indirekten CO₂-Minderungspotentiale der Kernenergie durch Ausweitung des Strom- bzw. Fern- und Nahwärmeversorgung zu quantifizieren und im Rahmen einer systemaren Gesamtanalyse zu bewerten. Nicht zuletzt sind die hier aufgezeigten CO₂-Minderungspotentiale und ihre spezifischen Minderungskosten durch Sensitivitätsanalysen zu fundieren.

Tabelle 3.8:

**Techn. CO₂-Minderungspotential und spez. Minderungskosten der
Kernenergie im Jahr 2005**

<u>Bereich/Maßnahme</u>	techn. CO ₂ -Min- derungspotential [Mio t CO ₂ /a]	spez. Minderungs- kosten [DM/t CO ₂]
<u>Stromerzeugung</u>		
• Zubau 1 KKW/a (maximal) Ersatz von Braunkohle normaler/CO ₂ -mini- mirender Betrieb	50 - 88	-5 bis - 10
• Zubau 1 KKW/a (maximal) Ersatz von Steinkohle normaler/CO ₂ -mini- mirender Betrieb	24 - 95	-1 bis - 15 (- 61 bis - 66) ¹⁾
• Zubau 2 KKW/a (maximal) Ersatz von Braunkohle normaler/CO ₂ -mini- mirender Betrieb	88 - 149	-3,5 bis - 13
• Zubau 2 KKW/a (maximal) Ersatz von Steinkohle normaler/CO ₂ -mini- mirender Betrieb	63 - 143	-1 bis - 13 (-59 bis -66) ¹⁾
<u>Öffentl. Nah- und Fernwärmeversorgung</u>		
• Auskopplung aus KKW (LWR)	5 - 13	50 bis +750 (-145 bis +645) ¹⁾
• Einsatz von Kernheizwerken	7 - 16,5	-190 bis +140 (-160 bis +140) ¹⁾
<u>Veredlung fossiler Energie</u>		
• Herstellung von SNG, H ₂ , Methanol und Stadtgas	k.A.	300 bis 1100
<u>Ind. Prozeßdampf- u. Prozeßwärmeerzeugung</u>		
• Prozeßdampf		30 bis + 20
• Prozeßwärme	5	
<u>Wasserstoffherzeugung (Elektrolyse)</u>		
• Wasserstoff als Substitut für Kohle, Öl, Gas	k.A.	300 bis 530 ²⁾
<u>Enhanced Oil Recovery</u>	- 1,5	42

¹⁾ Werte gelten für heimische Steinkohle

²⁾ nur auf Basis der H₂-Herstellkosten ermittelt

4. Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekte der Kernenergienutzung

(Autor: L. Hahn)

4.1. Einleitung

Wenn erwogen wird, mit der Nutzung der Kernenergie in Zukunft einen Beitrag zur Reduzierung der klimarelevanten Spurengasemissionen zu leisten, müssen auch die Umwelteffekte, Risiken und Hemmnisse analysiert werden, die damit verbunden sind oder sein können. Die dabei zu berücksichtigenden Bereiche sind in den Einzelbeiträgen des Studienkomplexes A.4.3. "Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekte der Kernenergienutzung" behandelt worden. Ziel dieser Arbeiten war die möglichst vollständige Darstellung dieser Bereiche im Sinne einer Bestandsaufnahme des gegenwärtigen Kenntnisstandes. Im Rahmen der Aufgabenstellung wurden von den Unterauftragnehmern wegen der begrenzten Ressourcen insbesondere in zeitlicher Hinsicht keine originären neuen Ergebnisse erwartet, sondern es sollte eine Darstellung und Einordnung des aktuellen Wissensstandes vorgenommen werden.

4.2. Überblick über mögliche Risiken, Umweltauswirkungen und sonstige Auswirkungen der Kernenergienutzung

Im folgenden seien zunächst alle potentiell nachteiligen Wirkungen einer Kernenergienutzung in Form eines Überblicks zusammengestellt, die dann in den nachfolgenden Abschnitten detaillierter behandelt werden. Ausgangspunkt für einen großen Teil der potentiell nachteiligen Wirkungen, die von einer Nutzung der Kernenergie zur Energieerzeugung ausgehen können, sind die notwendigerweise im Zusammenhang mit der Kernspaltung in Reaktoren entstehenden Spalt- und Aktivierungsprodukte sowie die zur Energieerzeugung benötigten spaltbaren Materialien. In gewissem Umfang lassen sich diese Wirkungen durch technische oder sonstige Maßnahmen beeinflussen. Auf ökonomische Fragen wird nur insoweit eingegangen, wie dies zu den Studienschwerpunkten A.4.1. und A.4.2. noch nicht geschehen ist.

Freigesetzte radioaktive Strahlung oder Spaltprodukte können zu gesundheitlichen Schädigungen des menschlichen Organismus führen. Eine der in Betracht zu ziehenden Auswirkungen der Kernenergienutzung besteht daher im Risiko von gesundheitlichen Schädigungen des menschlichen Organismus durch radioaktive Strahlung als Folge von Aktivitätsfreisetzungen aus kerntechnischen Anlagen. An Schadensarten sind dabei einerseits Gesundheitsschäden mit tödlichem Ausgang zu betrachten, wobei je nach Dosis zwischen akuten Todesfällen und späten Todesfällen zu unterscheiden ist. Späte Todesfälle können somatischer und genetischer Art sein.

Andererseits sind auch vorübergehende oder bleibende Schäden mit nichttödlichem Ausgang als direkte Folge von Strahleneinwirkung oder auch als indirekte Folge (z.B. Angst, Streß) möglich. Strahleninduzierte Schäden als Folge von Freisetzungen bei Normalbetrieb, Störfällen oder Unfällen können auch bei Tieren und Pflanzen ausgelöst werden und sind demnach ebenfalls in Betracht zu ziehen.

Als mögliche strahlenbedingte Umwelteffekte und als Ursache für Folgeschäden sind die Kontamination von Atmosphäre, Gewässer, Boden, Nahrungsmittel zu betrachten; das Ausmaß der Kontamination hängt von der Höhe der Aktivitätsfreisetzung ab.

Ferner können von der Kernenergie auch nicht-radiologisch bedingte Umwelteffekte und Schäden ausgehen, die auch bei anderen Technologien entstehen, etwa durch Materialherstellung, Bautätigkeit, Transporte, Abwärme, Kühlturbetrieb usw.

Zu überprüfen ist auch, ob eine Freisetzung von Krypton-85 klimaverändernde Wirkungen hat, und wenn ja, bei welchen Emissionsmengen diese zu erwarten sind.

Unfälle in kerntechnischen Anlagen mit Freisetzung von Radioaktivität können über Gesundheitsschäden bei Lebewesen und über Umweltschäden hinaus auch ökonomische, soziale und politische Auswirkungen in den direkt oder indirekt (z.B. durch Umsiedlung) betroffenen Gebieten haben.

Besonders weitreichende Folgen sind bei Unfällen in Anlagen mit großen Aktivitätsinventaren zu erwarten, wenn dort bereits Anteile im Prozentbereich dieses Inventars freigesetzt werden.

Negative politisch-gesellschaftliche Auswirkungen können gegebenenfalls von Sicherungsmaßnahmen ausgehen, die im Zusammenhang mit der Kernenergienutzung zu treffen sind.

Zu betrachten sind ferner auch die Risiken, die aus einer Abzweigung von spaltbarem Material oder aus einem Mißbrauch von sensitiven Anlagen und Know-How aus dem zivilen Bereich zu militärischen oder terroristischen Zwecken erwachsen können (Stichwörter: Proliferation, internationale Verträglichkeit).

Sinn dieser Aufzählung ist es, die möglichen Umweltauswirkungen, Risiken und nachteiligen Effekte zusammenzustellen, die bei einer Bewertung der Kerntechnik zu berücksichtigen sind, ohne daß dies bereits eine Darstellung ihres Ausmaßes oder eine Bewertung ihrer Relevanz bzw. Verantwortbarkeit beinhaltet. Als Grundlage für Entscheidungen hinsichtlich der Nutzung einer Technik sind die Risiken und negativen Effekte im Zusammenhang mit den erwarteten Nutzen dieser Technik zu sehen. Bei der Wahl zwischen verschiedenen Alternativen sind in vergleichbarer Weise deren Risiken und deren Vorteile zu betrachten.

Unter Risiko wird in der Umgangssprache Wagnis oder Gefahr verstanden. Ein Risiko bedeutet die Möglichkeit, daß ein Schaden eintritt. In der Technik wird Risiko i.a. als eine Größe definiert, die aus den Komponenten Eintrittshäufigkeit und Schadensausmaß zusammengesetzt ist. Sind unterschiedliche Schadensarten zu betrachten, so setzt sich das Gesamtrisiko aus einzelnen Teilrisiken - jeweils beschrieben durch Eintrittshäufigkeit und Schadensausmaß - zusammen.

4.3. Sicherheit und Risiken von Kernkraftwerken

4.3.1. Grundzüge des Sicherheitskonzeptes bei Kernkraftwerken

Ziel der Reaktorsicherheit ist es, die Freisetzung radioaktiver Stoffe in größeren Mengen zu verhindern und die normalbetrieblichen Emissionen auf festgelegte Maximalwerte zu begrenzen. Üblich ist die Definition folgender unterschiedlicher Anlagenzustände:

- Bestimmungsgemäßer Betrieb

Die Anlage funktioniert normal, bzw. auftretende Störungen haben keinen Einfluß auf Betrieb und Sicherheit der Anlage. Die Strahlenexposition durch betrieblich bedingte Ableitungen radioaktiver Stoffe in Luft und Wasser muß so gering wie möglich gehalten werden. Die zulässigen Grenzwerte für die Strahlenexposition in der Umgebung sind in der Strahlenschutzverordnung festgelegt.

- Störfälle

Störfälle sind als Ereignisabläufe definiert, bei denen der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen nicht fortgeführt werden kann, für die die Anlage jedoch so ausgelegt ist, daß die Folgen für die Umgebung bestimmte Grenzen nicht überschreiten. Die entsprechenden maximal zulässigen Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition bei Störfällen sind ebenfalls in der Strahlenschutzverordnung festgelegt.

- Unfälle

Ereignisabläufe jenseits der sicherheitstechnischen Auslegung werden als Unfälle bezeichnet. Gegen diese Abläufe erfolgt keine gezielte Auslegung; die mit Unfällen verbundenen Strahlenbelastungen werden durch die Strahlenschutzverordnung nicht erfaßt. Zur Verhinderung von Unfällen bzw. zur Begrenzung ihrer Folgen werden Notfallschutzmaßnahmen vorgesehen.

In der Systematik des Sicherheitskonzeptes werden zwei Elemente unterschieden:

- sogenannte inhärente, d.h. dem Reaktor innewohnende Sicherheitseigenschaften, und
- ingenieurtechnische, also konstruktive Sicherheitsmaßnahmen.

Inhärente Sicherheitseigenschaften reichen in der Regel nicht aus, die Schutzziele der Reaktorsicherheit zu erfüllen. Hierzu bedarf es vielmehr zusätzlicher ingenieurtechnischer Sicherheitsmaßnahmen. Grundlagen dieser Maßnahmen sind das Barrierenprinzip, die Sicherheitsebenen und die Auslegungsgrundsätze für Sicherheitseinrichtungen.

Das Barrierenprinzip besagt, daß die Spaltprodukte im Normalbetrieb durch mehrere hintereinanderliegende Barrieren in der Anlage zurückgehalten werden, von denen bei Störfällen noch mindestens eine Barriere intakt bleiben soll. Bei Unfällen liegt in der Regel ein Versagen aller Barrieren vor.

Die Sicherheitsebenen werden entsprechend der Einteilung in verschiedene Anlagenzustände wie folgt definiert:

Die Ebene 1 umfaßt die Qualitätsgewährleistung und soll der Aufrechterhaltung des Normalbetriebes dienen.

Ebene 2 beinhaltet die in der Regel gestaffelten Regel- und Schutzeinrichtungen, mit denen Betriebsstörungen erkannt und begrenzt werden sollen.

Die Ebene 3 besteht aus Sicherheitseinrichtungen, die die Auswirkungen von Störfällen begrenzen sollen. Die zentralen Aufgaben der Sicherheitssysteme sind die Unterbrechung der Kettenreaktion, die Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr und der Einschluß der radioaktiven Stoffe.

Dieses Prinzip von den drei Sicherheitsebenen ist im Amerikanischen als defense-in-depth bekannt. Seit dem Unfall in Tschernobyl und als Ergebnis von Risikostudien wird in jüngster Zeit eine vierte Ebene definiert, auf der mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes die Abläufe und die Folgen von Unfällen beeinflußt werden sollen.

Die Auslegungsgrundsätze für Sicherheitssysteme fordern, daß die Funktion dieser Systeme auch bei Ausfall eines Teilsystems (Einzelfehlerkriterium) und bei gleichzeitiger Freischaltung eines weiteren Teilsystems aufgrund von Wartungs- und Reparaturmaßnahmen erhalten bleibt. Darüberhinaus sollen der Auslegung eine Reihe weiterer Prinzipien wie

- Redundanz
- Diversität
- Sicherheitsgerichtetes Ausfallverhalten (fail-safe)
- Selbstüberwachung
- Automatisierung
- Entmaschung

- räumliche Trennung

beachtet werden. Neben der Auslegung gegen anlagenintern ausgelöste Störfälle ist heute auch eine definierte Auslegung gegen Einwirkungen von außen vorgeschrieben.

Je nach Zeitpunkt der Planung der Anlage sind die genannten Prinzipien bei bestehenden Kernkraftwerken teilweise nur unvollständig oder gar nicht realisiert.

Die beschriebenen Grundzüge des Sicherheitskonzeptes sollen im Prinzip für alle Reaktortypen gelten, sind aber in ihrer weiteren Detaillierung hauptsächlich auf die weltweit mit Abstand am weitesten verbreiteten, wassergekühlten Reaktoren zugeschnitten.

Für andere Reaktorlinien ergeben sich im Einzelfall zum Teil abweichende Erfordernisse an das Sicherheitskonzept und andere Schwerpunkte in der Anlagenauslegung.

4.3.2. Unfallrisiken

Jenseits des Bereichs der Störfälle sind Ereignisabläufe möglich, gegen die die Anlage nicht ausgelegt ist und bei denen die im vorigen Abschnitt genannten Prinzipien teilweise oder ganz unwirksam werden. In der Geschichte der Kerntechnik haben sich bereits mehrere Unfälle ereignet. Bei wassergekühlten Reaktoren sind insbesondere die Unfälle in Three Mile Island (1979) und in Tschernobyl (1986) zu nennen.

Neben praktischen Erfahrungen liegen über die Unfallrisiken insbesondere von Leichtwasserreaktoren auch umfassende analytische Ergebnisse aus Risikostudien vor, wobei allerdings die diesen Studien anhaftenden Unsicherheiten und Kenntnislücken im Auge behalten werden müssen.

Für die Bundesrepublik werden meist die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A (Veröffentlichung 1979) und Phase B (Veröffentlichung 1989) für die Referenzanlage Biblis B herangezogen. Phase A, die methodisch in Analogie zur amerikanischen Reactor Safety Study von Norman Rasmussen durchgeführt wurden, weist eine Kernschmelzhäufigkeit von ca. 10^{-4} pro Reaktorbetriebsjahr aus. Davon führen nach Phase A jedoch nur 2% der Unfälle zu einer frühen und massiven Radioaktivitätsfreisetzung, nämlich lediglich die Abläufe mit einer Dampfexplosion und mit dadurch hervorgerufenem frühen Containmentversagen. Weitere 1,4% der Fälle gehen mit einem Versagen des Gebäudeabschlusses und damit ebenfalls mit früher, aber geringerer Freisetzung einher. In 97 % aller Kernschmelzunfälle geht Phase A von einem späten Überdruckversagen des Containments und einer damit verbundenen Freisetzung nach ca. einem Tag aus. Die Freisetzunganteile (Quellterme) aus Phase A für die verschiedenen Freisetzungskategorien sind in Tabelle 4.1. angegeben.

Tabelle 4.1.: Freisetzungskategorien und Freisetzungsteile in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A

Freisetzungskategorie (FK) Nr.	Beschreibung	Zeitpunkt der Freisetzung h	Dampf der Freisetzung h	Menge der Freisetzung m	Freigesetzte Energie 10 ⁶ MJ/h	Mauigkeit der Freisetzung 1/a	Freisetzter Anteil des Kerninventars							
							30-Er	J ₂ -Er	Cs-235	Tc-99	90-Er	90-Er	90-Er	90-Er
1	Kernschmelzen mit Dampfreaktion	1	1	30	140	2 · 10 ⁻⁶	1.0	7.0 · 10 ⁻³	7.9 · 10 ⁻¹	3.0 · 10 ⁻¹	3.5 · 10 ⁻¹	6.7 · 10 ⁻²	3.0 · 10 ⁻¹	2.6 · 10 ⁻²
2	Kernschmelzen, großes Loch in Sicherheitsbehälter (Ø 300 mm)	1	3	10	15	6 · 10 ⁻⁷	1.0	7.0 · 10 ⁻³	6.0 · 10 ⁻¹	2.9 · 10 ⁻¹	1.9 · 10 ⁻¹	3.2 · 10 ⁻²	1.7 · 10 ⁻²	2.6 · 10 ⁻²
3	Kernschmelzen, mittleres Loch in Sicherheitsbehälter (Ø 80 mm)	2	3	10	1	6 · 10 ⁻⁷	1.0	7.0 · 10 ⁻³	6.3 · 10 ⁻²	6.4 · 10 ⁻²	4.0 · 10 ⁻²	6.9 · 10 ⁻³	3.3 · 10 ⁻³	5.2 · 10 ⁻⁴
4	Kernschmelzen, kleines Loch in Sicherheitsbehälter (Ø 25 mm)	2	3	10	-	3 · 10 ⁻⁶	1.0	7.0 · 10 ⁻³	1.5 · 10 ⁻²	5.1 · 10 ⁻³	5.0 · 10 ⁻³	5.7 · 10 ⁻⁴	6.0 · 10 ⁻⁴	6.5 · 10 ⁻⁵
5 ¹⁾	Kernschmelzen, Überdrucksorgen, Ausfall der Stabfallfilter	0 1 25	1 1 1	10 10 10	- - 200	2 · 10 ⁻⁵	2.0 · 10 ⁻⁵ 2.3 · 10 ⁻² 9.8 · 10 ⁻¹	1.0 · 10 ⁻⁷ 1.6 · 10 ⁻⁶ 6.8 · 10 ⁻³	1.0 · 10 ⁻⁵ 9.6 · 10 ⁻³ 9.6 · 10 ⁻³	6.7 · 10 ⁻⁵ 6.7 · 10 ⁻⁴ 6.5 · 10 ⁻⁴	2.6 · 10 ⁻⁷ 6.7 · 10 ⁻⁴ 7.7 · 10 ⁻⁴	1.5 · 10 ⁻⁹ 8.0 · 10 ⁻⁵ 6.7 · 10 ⁻⁵	5.5 · 10 ⁻⁵ 5.3 · 10 ⁻⁵ 5.3 · 10 ⁻⁵	8.8 · 10 ⁻⁶ 9.5 · 10 ⁻⁶ 9.5 · 10 ⁻⁶
6 ¹⁾	Kernschmelzen Überdrucksorgen	0 1 25	1 1 1	100 100 10	- - 200	7 · 10 ⁻⁵	2.0 · 10 ⁻⁵ 2.3 · 10 ⁻² 9.8 · 10 ⁻¹	1.0 · 10 ⁻⁹ 1.6 · 10 ⁻⁶ 6.8 · 10 ⁻³	1.0 · 10 ⁻⁹ 9.6 · 10 ⁻³ 9.6 · 10 ⁻³	4.7 · 10 ⁻⁹ 6.7 · 10 ⁻⁷ 4.5 · 10 ⁻⁴	3.6 · 10 ⁻¹⁰ 6.7 · 10 ⁻⁷ 7.7 · 10 ⁻⁴	5.5 · 10 ⁻¹⁷ 6.0 · 10 ⁻⁸ 6.7 · 10 ⁻⁵	5.5 · 10 ⁻⁸ 5.3 · 10 ⁻⁵ 5.3 · 10 ⁻⁵	8.8 · 10 ⁻⁹ 9.5 · 10 ⁻⁶ 9.5 · 10 ⁻⁶
7	Beherrschter Müllteilungsverlustfall, großes Loch in Sicherheitsbehälter	0	1	10	9	1 · 10 ⁻⁴	1.7 · 10 ⁻²	3.7 · 10 ⁵	5.3 · 10 ⁻³	1.3 · 10 ⁻²	2.5 · 10 ⁻⁵	2.5 · 10 ⁻⁷	0	0
8	Beherrschter Müllteilungsverlustfall	0	0	700	-	1 · 10 ⁻³	4.6 · 10 ⁻⁴	1.0 · 10 ⁻⁸	1.2 · 10 ⁻⁸	2.1 · 10 ⁻⁸	4.1 · 10 ⁻¹¹	6.1 · 10 ⁻¹³	0	0

¹⁾ Da die Freisetzung über einen längeren Zeitraum erfolgt, werden die freigesetzten Anteile für drei Zeitintervalle getrennt angegeben.
²⁾ enthält Ba, Mn, Co, Ni, Tc
³⁾ enthält U, La, Zr, Nb, Cs, Pr, Nd, Sm, Eu, Am, Cm

Die maximalen berechneten Schäden - ausgedrückt in Todesfällen in der Bevölkerung - betragen ca. 15.000 frühe Todesfälle und ca. 100.000 späte Todesfälle. Die Phase A wurde - wie auch die Rasmussenstudie - bezüglich ihrer Daten, Annahme, Modelle und Vollständigkeit dahingehend kritisiert, daß sie die Eintrittshäufigkeit und Schadensausmaß unterschätzt hätte und wesentliche Unfallphänomene und Schadensarten außer Acht gelassen hätte.

Entgegen den Anfang der achtziger Jahre geäußerten Erwartungen, es ließen sich erheblich geringere Risiken nachweisen, führte die Risikostudie Phase B keineswegs zu günstigeren Ergebnissen als die Phase A. Bezüglich der Häufigkeit von Unfällen sagt Phase B aus, daß die Häufigkeit von auslegungsüberschreitenden Anlagenzuständen, die mit den vorhandenen Sicherheitssystemen nicht beherrscht werden, ca. $3 \cdot 10^{-5}$ pro Reaktorbetriebsjahr beträgt. Damit ist bei derzeitiger Anlagenauslegung die Kernschmelzhäufigkeit zwar um den Faktor drei geringer als in Phase A ermittelt. Die wesentliche neue Erkenntnis aus Phase B ist aber, daß nunmehr - umgekehrt als noch in Phase A - davon auszugehen ist, daß ohne Eingreifen des Personals praktisch jeder Kernschmelzunfall zu einem frühen Containmentversagen (nach ca. 2,5 - 5 Stunden) mit einer erheblichen Radioaktivitätsfreisetzung führt. Die Gründe hierfür liegen in den - in Phase A nicht berücksichtigten - Belastungen des Containments im Verlaufe ein Kernschmelzens unter hohem Primärkreisdruck ("Hochdruck-Kernschmelzen" findet in ca. 97% aller Kernschmelzunfälle statt) und durch Wasserstoffexplosionen. Beide Phänomene führen zu Belastungen des Containments, die dessen Versagen erwarten lassen. Die hohen Freisetzungsteile bei einem solchen Versagen sind in Tabelle 4.2. dargestellt und mit den Quelltermen der Phase A und des Tschernobyl-Unfalls verglichen.

Man erkennt, daß die in Phase B berechneten Anteile an freigesetztem Jod, Cäsium, Tellur, Strontium höher sind als beim Tschernobyl-Unfall.

Die Unfallfolgen wurden in Phase B nicht berechnet; somit ist die Phase B auch keine Risikostudie. Qualitativ lassen sich aber in der Tendenz dennoch Aussagen zum Unfallrisiko - im Vergleich zur Phase A - ableiten. Danach läßt sich schließen, daß das Unfallrisiko erheblich höher ist als früher angenommen, da u.a.

- die Häufigkeit von Unfällen mit frühen, massiven Freisetzungen um etwa eine Größenordnung angestiegen ist,
- die Quellterme der für die Spätfolgen - neben anderen Nukliden - relevanten Aktiniden erheblich angestiegen sind,
- die Unfallfolgenrechnungen wegen der revidierten Dosis-Wirkungs-Beziehungen (bei gleichen Quelltermen) zu höheren Schäden führen als früher.

Tabelle 4.2.: Freisetzungsbruchteile bei Kernschmelzunfällen im Vergleich

Element	DRS-B: HD-Pfad	DRS-A: FK 1	DRS-A: FK 2	Tscher- noby1
Edelgase	100,0%	100,0%	100,0%	100,0%
Jod	>50,0%	79,0%	40,0%	20,0%
Cäsium	>50,0%	50,0%	29,0%	13,0%
Tellur	>40,0%	35,0%	19,0%	15,0%
Strontium	42,0%	6,7%	3,2%	4,0%
Aktinide	3,9%	0,3%	0,3%	3,2%
Barium	24,0%	6,7%	3,2%	5,6%
Häufigkeit ohne Accident-Management-Maßnahmen	2,9E-5	2,0E-6	6,0E-7	-
Häufigkeit mit Accident-Management-Maßnahmen	4,5E-7	-	-	-

Für die Folgen eines Unfalles muß nach heutigem Kenntnisstand und unter Berücksichtigung hiesiger Standortverhältnisse und der kurzen Vorwarnzeiten mit noch höheren mittleren und maximalen Schäden in der Umgebung gerechnet werden als in Phase A abgeschätzt.

Die Phase B zeigt Möglichkeiten des anlageninternen Notfallschutzes auf, mit denen unter bestimmten Umständen Unfälle noch verhindert oder in ihrem Verlauf abgemildert werden können. Daß ein solches Potential im Ernstfall genutzt werden sollte, ist unstrittig. Umstritten ist aber die Frage, inwieweit von solchen Maßnahmen in Risikostudien bereits Kredit genommen werden darf, bevor sie bereits technisch realisiert, im Notfallhandbuch festgelegt, geprüft, bewertet, genehmigt und vom Personal trainiert sind. Während die technischen, wissenschaftlichen, organisatorischen, rechtlichen und genehmigungstechnischen Voraussetzungen für wichtige Maßnahmen noch nicht vorhanden sind und die Lösung der Wasserstoff-Explosions-Problematik noch aussteht, wird in der Risikostudie vorläufig - von einer Erfolgswahrscheinlichkeit für die Maßnahmen von bis zu 99% ausgegangen. Dem wird über das oben Gesagte hinaus entgegengehalten, daß eine vollständige Analyse der möglichen nachteiligen Wirkungen der Maßnahmen, ohne die eine diesbezügliche Risikobeurteilung ausgeschlossen ist, nicht durchgeführt wurde. Die sonstigen Annahmen, Methoden, Daten und Ergebnisse sind wegen des Fehlens eines organisierten "Peer-Review"-Prozesses noch nicht von unabhängiger, bisher mit der Erstellung der Risikostudie Phase B nicht befasster Seite überprüft.

Für Siedewasserreaktoren ist eine Risikostudie noch nicht abgeschlossen; aufgrund des aktuellen Kenntnisstandes ist aber derzeit nicht zu erwarten, daß die Ergebnisse sich von den DWR-Ergebnissen fundamental unterscheiden.

Risikostudien für andere Reaktorkonzepte sind weniger weit entwickelt als für Leichtwasserreaktoren, was Methodik, Modelle zur Beschreibung wesentlicher Phänomene und die Datenbasis angeht.

In der Bundesrepublik wurde für den SNR-300 in Kalkar auf Antrag der Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergiepolitik" eine "Risikoorientierte Studie" durchgeführt, an der zwei unterschiedliche Arbeitsgruppen beteiligt waren.

Für verschiedene Konzepte von Hochtemperaturreaktoren liegen von Seiten der Kernforschungsanlage Jülich probabilistische Sicherheitsstudien vor, bei denen die Quantifizierung der Häufigkeiten von Ereignisabläufen und die Identifizierung von Schwachstellen in der Anlagenauslegung meist Vorrang vor der Berechnung der Unfallfolgen hat. In der Regel werden in den vorgelegten Untersuchungen geringere Häufigkeiten für Unfälle mit frühen und großen Radioaktivitätsfreisetzungen als in Studien für Leichtwasserreaktoren ermittelt.

4.3.3 Perspektiven neuer Reaktorlinien und Kernenergiekonzepte aus sicherheitstechnischer Sicht

Die derzeit angewandte Sicherheitsphilosophie in der Kerntechnik beruht auf dem Konzept der Vorsorge gegen bestimmte Auslegungsstörfälle und auf einem zu diesem Zweck entwickelten deterministischen Prinzip gestaffelter Sicherheitsbarrieren. Die Integrität der Barrieren kann nicht ohne eine Reihe von aktiven Sicherheitssystemen gewährleistet werden, die nach bestimmten Auslegungsprinzipien wie Redundanz, Diversität, räumliche Trennung, Schutz gegen äußere Einwirkungen konzipiert werden sollen. Die Gesamtheit der Sicherheitsmaßnahmen wird in Anlehnung an das in den USA formulierte "defense-in-depth"-Konzept drei verschiedenen Sicherheits Ebenen (Qualitätsgewährleistung; Verhinderung von Störfällen; Begrenzung von Störfällen) zugeordnet. Die Verwundbarkeit der nach der derzeitigen Sicherheitsphilosophie konzipierten Systeme liegt in der Tatsache begründet, daß zwar für die Auslegungsstörfälle die Schäden außerhalb der Anlage auf ein festgelegtes Maß begrenzt bleiben, daß aber jenseits des Bereichs der Auslegung Unfälle mit extrem hohen Schäden möglich sind und diese Schäden in räumlicher und in zeitlicher Dimension eine erhebliche Reichweite haben können. Neuerdings soll dem so genannten defense-in-depth-Konzept nachträglich eine vierte Ebene, mehr administrativer als technischer Art, zur Verhinderung bzw. Begrenzung von Unfällen hinzugefügt werden.

Im Bereich der konzeptionellen Überlegungen und Planungen für zukünftige Reaktoren sind einige unterschiedliche Denkansätze erkennbar. Verschiedentlich wird eine Einteilung der Entwicklungstendenzen in eine evolutionäre und eine revolutionäre Strömung vorgenommen. Vom sicherheits-

konzeptionellen Ansatz her ist jedoch auch eine Einteilung in drei Tendenzen möglich und sinnvoll, da diese die sicherheitstechnischen Ansätze präziser wiedergibt:

- eine Tendenz der "Fortführung",
charakterisiert durch die weitere Nutzung der derzeitigen Technik (insbesondere LWR) in wenig veränderter Form, Optimierung in ökonomischer Hinsicht, effizientere Brennstoffausnutzung, in sicherheitstechnischer Hinsicht jedoch Beibehaltung der derzeitigen Auslegungsmerkmale,
- eine Tendenz der "Weiterentwicklung",
charakterisiert durch die Nutzung heutiger Grundkonzepte, jedoch in stark abgewandelter Form, mit dem Ziel der spürbaren Reduzierung der Eintrittshäufigkeit von schweren Unfällen durch verstärkte Nutzung passiver Systeme,
- eine Tendenz des "Neuanfangs",
charakterisiert durch die Entwicklung neuer Reaktorkonzepte mit dem Ziel der deterministischen Begrenzung der maximalen Unfallfolgen auf "akzeptable" Größenordnungen mithilfe naturgesetzlicher Mechanismen und passiver Systeme anstelle aktiver technischer Systeme.

Eine strikte Grenzziehung zwischen den beschriebenen Entwicklungstendenzen ist nicht in allen Fällen möglich. Es lassen sich auch differenziertere Klassifizierungen konstruieren.

Die hier gewählte Einteilung in drei sicherheitstechnische Entwicklungstendenzen läßt sich auch mit der jeweiligen Relation von aktiven und passiven Sicherheitseinrichtungen begründen. Überwiegend werden passiv wirkende Sicherheitseinrichtungen als insgesamt wirkungsvoller und robuster eingeschätzt als aktive Systeme, auch wenn sich im Einzelfall aufgrund der quantitativen Zuverlässigkeitswerte die umgekehrte Reihenfolge ergeben kann. Tabelle 4.3. beinhaltet eine Charakterisierung der unter verschiedenen Sicherheitseigenschaften

Tabelle 4.3.: Sicherheitscharakteristik verschiedener Entwicklungstendenzen für Reaktorkonzepte.

Entwicklungstendenz	Notstromversorgung	Pumpen Ventile		Operator eingriffe	Sabotage Resistenz
"Fortführung"	Wechselstrom	ja	ja	ja	nein
"Weiterentwicklung"	Batterien	nein	ja	wenig	nein
"Neuanfang"	nein	nein	nein	nein	ja

Zur Kategorie der Entwicklungstendenzen der Fortführung können insbesondere die deutschen und französischen Pläne für eine zukünftige Generation neuer Druckwasserreaktoren der Leistungsklasse von ca. 1400 MW gezählt werden. Wesentliche Sicherheitsgewinne sind insbesondere hinsichtlich der maximalen Schäden nach Unfällen von diesen Entwicklungen nicht zu erwarten.

In die Kategorie Weiterentwicklungen lassen sich Konzepte von verkleinerten wassergekühlten Reaktoren, z.B. amerikanischer Druck- und Siedewasserreaktoren (AP-600, SBWR) oder des weiterentwickelten Advanced CANDU-Reaktor einordnen. Auch die Weiterentwicklung mittelgroßer Hochtemperaturreaktoren z.B. in Form des HTR-500, sowie die großen Heizreaktoren nach dem LWR-Prinzip gehören in diese Kategorie.

Neu von der sicherheitstechnischen Grundkonzeption her sind Pläne für Heizreaktoren der Leistungsklasse bis zu einer thermischen Leistung von 50 MW, für die verschiedenen Varianten des PIUS-Reaktors, für kleine Hochtemperaturreaktoren nach dem Modul-Prinzip (in der Bundesrepublik und den USA) und - mit großen Einschränkungen - für den natriumgekühlten Brutreaktor PRISM.

Von der Konzeptidee her versprechen die zuletzt genannten Vorschläge zumindest bezüglich bestimmter Gesichtspunkte teilweise erhebliche Sicherheitsgewinne. Kein Konzept ist jedoch soweit entwickelt, daß seine Eigenschaften auf der Grundlage einer vollständigen sicherheitstechnischen Begutachtung abschließend zu beurteilen wäre. Beim derzeitigen Planungsstand bestehen bei allen vorgeschlagenen Konzepten noch ungeklärte Fragen in technischer, und auch in sicherheitstechnischer Hinsicht. Relativ umfangreich sind die Planungsunterlagen für Hochtemperaturreaktor-Konzepte nach dem Modul-Prinzip mit einer thermischen Leistung von ca. 200 MW pro Modul.

Die von der Reaktorindustrie und von der KFA Jülich bislang durchgeführten Störfall- und Unfallanalysen kommen zu dem Ergebnis, daß die frühen und massiven Radioaktivitätsfreisetzung-

gen, die bei Kernschmelzunfällen in heutigen Leichtwasserreaktoren möglich sind, bei bestimmten Konzepten für kleine Hochtemperaturreaktoren nicht zu erwarten sind.

Beim Versagen der Kühlung steigt die Temperatur als Folge der Nachzerfallswärme langsamer an als beim Leichtwasserreaktor. Durch die Leistung, Leistungsdichte und Form des Kerns soll gewährleistet werden, daß auch beim Ausfall aller aktiven Kühlsysteme die Temperatur an der heißesten Stelle des Reaktorkerns einen Wert von 1600 ° C nicht überschreitet. Da bis zu dieser Temperatur die Rückhaltefähigkeit der Brennelemente bezüglich der in ihnen enthaltenen Spaltprodukte erhalten bleibt, wird gefolgert, daß Kühlausfälle beim kleinen HTR nicht zu massiven Freisetzungen führen. Voraussetzung ist allerdings, daß die Integrität und geometrische Form des Reaktorkerns erhalten bleiben.

HTR-spezifisch ist auf der anderen Seite die Verwendung von Graphit als Moderator- und Strukturmaterial, wodurch sich neue, beim Leichtwasserreaktor in dieser Form nicht vorhandene Probleme ergeben können. Diese sind umso genauer zu analysieren, als in der Systematik des Barrierenkonzeptes den Barrierebrennelementen beim HTR die zentrale Bedeutung beigemessen wird.

Die erwarteten Sicherheitsvorteile können daher nur dann effektiv zum Tragen kommen, wenn die HTR-spezifischen Störfallmöglichkeiten, insbesondere infolge Graphitkorrosion bei Graphit-Wasser-Reaktionen und Graphitbränden, aufgrund passiver Mechanismen eliminiert werden können. Der Nachweis, daß alle Störfallmöglichkeiten aufgrund anlageninterner Ursachen entstehen, ist damit jedoch noch nicht erbracht, solange die Folgen von Ereignissen wie Behälterversagen nicht analysiert sind. Darüberhinaus bleibt die Möglichkeit gezielter Sabotage- oder Gewalteinwirkung sowie der Auslösung von Freisetzungen infolge extremer externer Ereignisse bestehen.

Aufgrund der vorgeschlagenen Konzepte, insbesondere aus der Kategorie des "Neuanfangs" läßt sich theoretisch erwarten, daß Fortschritte im Sinne einer Reduzierung der Unfallrisiken aus dem Reaktorbetrieb möglicherweise auch im Sinne einer Begrenzung der maximalen Konsequenzen möglich sind. Bevor diese Ziele tatsächlich erreicht werden, erscheint noch beträchtlicher Forschungs- und Entwicklungsbedarf erforderlich.

Vom Gesichtspunkt der Risikoabschätzung aus gesehen ist - trotz der derzeitigen Erwartungen - eine abschließende Einordnung der Risiken fortgeschrittener Reaktorkonzepte auf der Basis heutiger Planungen noch nicht möglich. Im übrigen sollte sich die Risikoabschätzung für eine Reaktorlinie nicht nur auf das Unfallrisiko des Reaktors selber, sondern auf das Gesamtsystem einschließlich der Ver- und Entsorgungseinrichtung beziehen.

4.4 Umwelt-, Sicherheits- und Risikoaspekte der Brennstoffver-, und -entsorgung

4.4.1 Einleitung

Neben den Risiken aus dem Reaktorbetrieb bestehen - jeweils in unterschiedlicher Weise - für Beschäftigte und Bevölkerung auch radiologische Risiken durch den Betrieb von Uranbergwerken, von Anlagen zur Erzaufbereitung, von Konversionsanlagen, von Urananreicherungsanlagen, von Brennelementefabriken, von Wiederaufbereitungsanlagen, von Anlagen zur Entsorgung der abgebrannten Brennelemente und der anfallenden Abfälle, durch den Abriß der Nuklearanlagen, durch die diversen Transportvorgänge und schließlich durch die Endlager.

Größtenteils sind die Risiken dieser einzelnen Stationen weniger detailliert untersucht als die Unfallrisiken derzeitiger Leichtwasserreaktoren. Dennoch sind qualitative Aussagen zu bestimmten Fragestellungen bereits heute möglich.

Die Aussage, daß das radiologische Risiko des Gesamtsystems Kernenergie durch den Betrieb des Kraftwerks bestimmt wird, kann keine Allgemeingültigkeit besitzen, da sie lediglich auf Untersuchungen zu Systemen mit Leichtwasserreaktoren beruht. Außerdem ist die Gültigkeit und Aussagesicherheit dieser Untersuchungen (z.B. von EPRI, KfK) umstritten.

4.4.2 Versorgung mit Brennstoff

Umwelt-, Sicherheits- und Risikoaspekte bei der Gewinnung und Aufbereitung von Uranerz können sich prinzipiell ergeben in den drei Bereichen

- dauernde Gefährdung der Beschäftigten,
- dauernde Gefährdung der Bevölkerung,
- Störfallauswirkungen,

wobei hierunter die Auswirkungen von Radioaktivität und von im Uranerz enthaltener Schwermetalle erfaßt sind. Die hauptsächliche radiologische Belastung der Beschäftigten und der in der Umgebung lebenden Bevölkerung resultiert aus dem freigesetzten Radon, aber auch aus Staubteilchen, die Uran und seine Zerfallsprodukte enthalten. Wegen des geringen Urangehaltes in den Uranerzen wird an den eigentlichen Abbau eine aufwendige Verarbeitung zur Konzentrierung des Urans angeschlossen. Typisch für den derzeitigen Betrieb der Uranerzgewinnung und der Uranerzaufbereitung sind große Abraumhalden, in denen sich die radioaktiven Begleitstoffe des Urans sowie nicht abgetrennte Uranmengen befinden. Die Halden stellen eine Langzeitexpositionsquelle für die Umgebung über die Betriebsphase hinaus dar. Die amerikanische Studie des EPRI kommt zu dem Ergebnis, daß der nach dem Reaktorbetrieb zweitgrößte Risikobeitrag der Brennstoffkette

vom Uranabbau herrührt. Nach EPRI liegt er jedoch nur bei weniger als 1 o/oo des Gesamtrisikos. Wirkungsvolle Maßnahmen zur Verringerung der Emissionen aus den Halden werden derzeit nicht realisiert.

Neben den radiologischen Auswirkungen müssen die Auswirkungen auf die Landschaft und die ökologischen Verhältnisse in den Abbaugebieten sowie die Gesamtheit der Auswirkungen auf das Leben der Einwohner in den Abbaugebieten betrachtet werden.

Im Jahre 1988 lag der Weltbedarf an Uran bei etwa 44 000 t Natururan. Die unter derzeitigen ökonomischen Bedingungen abbauwürdigen Uranvorräte werden auf 2,3 - 7,2 Mio. Tonnen geschätzt. Darüberhinaus werden 1,9 - 9 Mio. Tonnen für gewinnbar gehalten, wenn höhere Brennstoffkosten in Kauf genommen werden.

In den Bereichen Konversion und Anreicherung sind die radiologischen Risiken im Vergleich mit anderen Stationen der Brennstoffmengen geringer.

Die Risiken im Zusammenhang mit dem Betrieb von Brennelementfabriken entstehen in radiologischer Hinsicht für die Beschäftigten im Normalbetrieb und für Beschäftigte und Umgebung bei Störfällen. Art und Höhe der Gefährdung hängen zum einen von der Art des verarbeiteten Kernbrennstoffes ab, zum anderen vom Produktionsverfahren, von den Abschirm- und Rückhaltemaßnahmen und von der sicherheitstechnischen Auslegung. Neben radiologischen sind auch chemische Gefährdungen sowie Kontaminationen von Boden und Abwassersystemen möglich.

4.4.3 Entsorgung

Auf der Entsorgungsseite ist es erforderlich, eine Vielzahl unterschiedlicher Abfallströme aus den diversen Anlagen zu unterscheiden. Derzeit fallen pro Jahr in den 21 bundesdeutschen Leichtwasserreaktoren etwa 600 t abgebrannter Brennelemente an, daneben zusätzlich erhebliche Mengen schwach- und mittelaktiver Abfälle. Bei neueren Druckwasserreaktoren geht der Hersteller Siemens/KWU von 1350 200-l-Fässern mit schwachaktiven und 90 bis 110 200-l-Fässern mit mittelaktiven Abfällen pro Jahr aus. Diese Zahlen stimmen mit Angaben der VDEW, die für die zwölf derzeit betriebenen großen Druckwasserreaktoren 3500 m³ unbehandelte Betriebsabfälle pro Jahr angibt, relativ gut überein. Pro Anlage sind dies jährlich im Mittel 292 m³, die - unbehandelt - ca. 1460 200-l-Fässer füllen.

Für Siedewasserreaktoren sind die Abfallmengen höher: 400 m³ pro Jahr für sieben Anlagen (VDEW 1988). Dies entspricht etwa 570 m³ bzw. 2860 200-l-Fässern mit unbehandelten Abfällen pro Jahr und Anlage.

Abgebrannte Brennelemente müssen aufgrund ihrer Wärmeentwicklung nach der Entladung aus dem Reaktor für einige Monate unter Kühlung gelagert werden. Erst danach können sie zu einer externen Zwischenlagerung transportiert werden. Allerdings lagern die Brennelemente in der Realität meist einige Jahre in kraftwerksinternen Lagerbecken, zum Teil in sogenannter Kompaktlagerung, bevor sie abtransportiert werden.

Zur externen Zwischenlagerung kommen prinzipiell Trocken- und Naßlager in Betracht.

In der Bundesrepublik werden Trockenlager favorisiert. Von dieser Bauart sind das ehemalige Brennelementeingangslager Wackersdorf, das Zwischenlager Gorleben und das Zwischenlager Ahaus. Die Kapazität dieser Zwischenlager beträgt jeweils 1500 t abgebrannter Brennelemente.

Im Falle von Behälterundichtigkeiten ist bei Trockenlagern eine Emission radioaktiver Stoffe direkt in die Umgebung möglich, da wegen des notwendigen Naturzugs keine Schwebstofffilter in die Abluftführung eingebaut werden können. Somit besteht gegenüber Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung als einzige Barriere die Behälterabdichtung, denn nach langjährigen Lagerzeiten ist mit einer hohen Rate an Leckagen der Brennstabhüllrohre zu rechnen. Die Behälterdichtungen im in der Bundesrepublik verfolgten Konzept des sogenannten Castor-Behälters sind nicht vollwertig nach dem Mehrbarrierenprinzip ausgeführt.

Zwischenlagerkapazitäten sind ebenfalls für schwach- und mittelaktive erforderlich. Die notwendigen Kapazitäten sind erheblich, da bisher weltweit in vielen Fällen eine Einlagerung mangels Endlagerkapazitäten nicht möglich ist. Neben Zwischenlagern an den Standorten der Abfallverursacher gibt es externe zentrale Zwischenlager für konditionierte schwach- und mittelaktive Abfälle.

Tabelle 4.4 stellt die derzeitigen Zwischenlagerkapazitäten für schwach- und mittelradioaktive Abfälle bzw. für Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung dar.

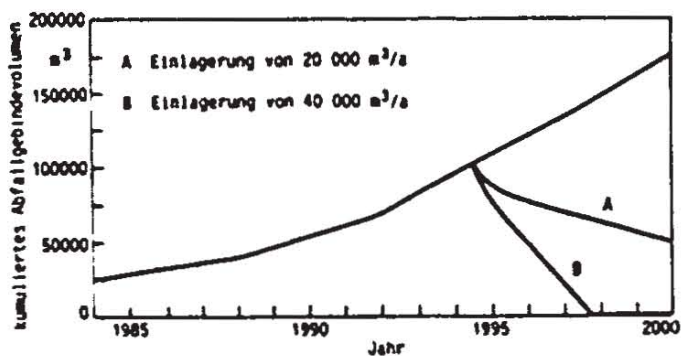
Tabelle 4.4: Zwischenlagerkapazitäten für radioaktive Abfälle (aus atomwirtschaft, Dezember 1989)

Abfallverursachergruppe	vorhandene Zwischenlagerkapazität in m ³	geplanter Zubau an Zwischenlagerkapazität in m ³
Wiederaufarbeitung	376 ¹⁾	—
Kernkraftwerke	26 837	4 800
Landessammelstellen	7 241	730
Großforschungseinrichtungen	55 252	—
kerntechnische Industrie	1 402	135
sonstige Verursacher	500	—
Externe Zwischenlager		
Gorleben	10 577	—
Mitterteich	21 600	—
Summe	123 785	5 665

¹⁾ flüssige radioaktive Abfälle

Demgegenüber enthält Tabelle 4.5 eine Prognose über die zukünftige Entwicklung des Abfallaufkommens für verschiedene Szenarien im Hinblick auf die Inbetriebnahme eines Endlagers. Nach derzeitigen Planungen ist die Endlagerung der nicht hochaktiven Abfälle in der ehemaligen Eisenerzgrube Schacht Konrad vorgesehen, die allerdings noch nicht genehmigt ist und deren Eignung umstritten ist.

Tabelle 4.5: Prognose über den Abbau der Menge an radioaktiven Abfällen (aus atomwirtschaft, Dezember 1989)



Es ist erkennbar, daß noch in diesem Jahrzehnt Engpässe im Zwischenlagerbereich eintreten werden, wenn ein Endlager nicht wie geplant zur Verfügung steht. Wenn zusätzliche, außergewöhnliche Abfallmengen anfallen, würde dies die Abfallsituation noch verschärfen.

Ein funktionsfähiges Endlager steht auch für die hochradioaktiven Abfälle nicht zur Verfügung. Erkundet wird derzeit die Eignung des Salzstockes Gorleben. Die geplanten Inbetriebnahmezeitpunkte verschieben sich in so rascher Folge, daß eine verbindliche Angabe derzeit nicht möglich ist; dies gilt unabhängig von der Frage, ob Gorleben überhaupt als Endlager geeignet ist.

Weitere zu berücksichtigende Stationen des Brennstoff- und Abfallweges sind u.a. die Bereiche Abriß, Rezyklierung oder Deponierung von aktiviertem Material, Konditionierung und Transporte, die unter Risiko- und Umweltbelastungsgesichtspunkten allesamt unterschiedlich zu beurteilen sind. Gesamtsystematische und belastbare Risikoassessungen auf quantitativer Basis liegen vielfach noch nicht vor. Häufig muß man sich damit zufrieden geben, die Probleme und die vermutlich risikorelevanten Einflußgrößen qualitativ beschreiben zu können.

Die Stilllegung von Nuklearanlagen soll vom Prinzip her in 3 Stufen erfolgen:

Stufe 1: Außerbetriebnahme der Anlage

Stufe 2: Sicherer Einschluß

Stufe 3: Endgültige Beseitigung

In den USA sind bisher lediglich kleinere Reaktoren beseitigt worden, in Europa ist noch kein Stilllegungsprojekt nach Stufe 3 durchgeführt worden. In der Bundesrepublik wird derzeit an der Beseitigung des Kernkraftwerkes Niederaichbach gearbeitet, das jedoch nicht repräsentativ für große Leichtwasserreaktoren nach langjährigem Betrieb ist. Abschließende, wissenschaftlich unumstrittene Risikoassessungen bezüglich der Stilllegung von Nuklearanlagen sind heute nicht möglich.

Für Transportvorgänge werden abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle in unterschiedlichen Behältern verpackt. Der Verpackung fällt die wichtigste Aufgabe bei der Gewährleistung der Sicherheit zu. Die Anforderungen an die Verpackung steigen mit der Aktivität und dem Gefährdungspotential des radioaktiven Inhalts. Selbst bei schweren Unfällen soll es zu keiner unzulässigen Freisetzung radioaktiver Stoffe kommen. Dennoch sind bei Transportunfällen Belastungen möglich, die über die Auslegungsgrenzen der Behälter hinausgehen. In der Bundesrepublik Deutschland wurden in den vergangenen Jahren im Mittel 80 bis 100 Transporte pro Jahr mit abgebrannten Brennelementen durchgeführt. Daneben wurden jährlich 1200 bis 1300 t Uranhexafluorid transportiert. Des weiteren findet eine große Zahl von Transporten mit schwach- und mittelradioaktiven Abfällen statt. Unfälle, bei denen größere Mengen Radioaktivität ausgetreten ist, hat es in der Bundesrepublik dabei nicht gegeben. Eine systematische Abschätzung der Risiken durch Transportunfälle liegt bislang nicht vor.

Vorliegende Vergleiche zwischen den Entsorgungsstrategien mit und ohne Wiederaufarbeitung lassen den eindeutigen Schluß zu, daß der Verzicht auf Wiederaufarbeitung zu geringeren Strahlenbelastungen und -risiken führt als die Wiederaufbereitungsvariante, und zwar sowohl für Normalbetriebsbetrachtungen als auch für Stör- und Unfälle.

Hinsichtlich der Einordnung dieser Risiken aus den verschiedenen Stationen der Entsorgungsschritte besteht eine wissenschaftliche Kontroverse, insbesondere wenn diese Risiken mit anderen Risiken bzw. Strahlenbelastungen verglichen werden.

Bezüglich der radiologischen Risiken durch endgelagerte Abfälle, insbesondere im Langzeitbereich, wurden im Rahmen des Projektes Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE) Dosisabschätzungen für ein Modellager durchgeführt. Die wissenschaftliche Kontroverse um die verwendeten Daten, Annahmen, Modelle, Methoden läßt sich dahingehend auswerten, daß eine Aussagekraft von Risikoabschätzungen im Hinblick auf konkrete unterirdische Lager praktisch nicht gegeben ist.

Eine systematische und aktuelle Gesamtrisikobetrachtung für den sogenannten Brennstoffkreislauf fehlt. Stattdessen wird häufig auf eine Studie des EPRI aus dem Jahre 1979 zurückgegriffen, deren Ergebnisse in Tabelle 4.6 zusammengefaßt sind.

Tabelle 4.6: Gesamtergebnisse der EPRI-Studie: Radiologisches Risiko des Brennstoffkreislaufs bei einer Produktion von 1 GW(e)-Jahr Strom (nach Hauptmanns et al: Technische Risiken)

Station des Brennstoffkreislaufs	Ganzkörperdosis (person-rem)	Gesundheitseffekte (Spätschäden)
Kernkraftwerk	257 ^a	0,02 ^a
Uranerzabbau und -aufbereitung	-	-
Unfall	-	-
Routine	0,02	2·10 ^{-5c}
Wiederaufarbeitung	2·10 ⁻⁴	3·10 ⁻⁴
Mischoxid-Brennstoffherstellung	4·10 ⁻²	3·10 ⁻⁶
Transport	3·10 ⁻²	3·10 ⁻⁶
Abfallagerung		
Vor endgültigem Einschluß	4·10 ⁻⁵	2·10 ⁻¹⁰
Langzeit (10 ⁶ Jahre)	5·10 ⁻¹¹	5·10 ^{-15d}
Natürliche Strahlenexposition	7·10 ^{-4e}	

^a geschätzte Zahl aus der US Reactor Safety Study (WASH-1400)

^b aus WASH-1400

^c basierend auf 100 Krebstodesfälle pro 10⁶ person-rem

^d basierend auf der 30-Jahre-Folgedosis, integriert über 10⁹ Jahre und eine Bevölkerung von 10⁶

^e 3·10⁴ Menschen x 150 mrem/685 GWe-Jahr im Jahre 2005

Es muß an dieser Stelle darauf hingewiesen werden, daß die Ergebnisse - die zwar häufig verwendet werden - teilweise veraltet sind, für US-amerikanische Verhältnisse ermittelt wurden, mit extremen Unsicherheiten behaftet sind und allesamt in keiner Weise abgesichert sind. Es muß daher dringend empfohlen werden, die Ergebnisse nicht zu verwenden - auch nicht für grobe, vergleichende Aussagen - , ohne die der EPRI-Studie zugrundeliegenden Modelle, Annahmen, Daten und Unsicherheiten überprüft zu haben.

4.5. Wirkung ionisierender Strahlung und radioaktive Emissionen aus Kernkraftwerken

Bei der Abschätzung von Gesundheitsrisiken durch den Betrieb von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen ist grundsätzlich zu unterscheiden zwischen den Belastungen durch radioaktive Emissionen aus dem Normalbetrieb, aus Störfällen und aus auslegungsüberschreitenden Unfällen. Weiterhin ist zu differenzieren nach den in den Anlagen Beschäftigten und der restlichen Bevölkerung. Methodischer Zugang zu der Ermittlung von Schäden als Folge von Strahlenbelastungen und ihrer dosisabhängigen Eintrittswahrscheinlichkeit besteht entweder in der direkten Beobachtung mittels epidemiologischer Untersuchungen oder in analytischen Abschätzungen bei Risikountersuchungen.

Die maximal zulässigen Grenzwerte der Strahlenbelastung für den Normalbetrieb und für (definitionsgemäß beherrschte) Störfälle sind in der Strahlenschutzverordnung festgelegt. Neben den Grenzwerten beinhaltet die Strahlenschutzverordnung ein Gebot zur Minimierung der Strahlenbelastungen auch unterhalb der Grenzwerte. Für beruflich Strahlenexponierte gelten weit höhere Grenzwerte als für die Bevölkerung im Falle der Normalbetriebsbelastungen; beruflich Strahlenexponierte können daher entsprechend höheren Belastungen ausgesetzt sein.

Wichtigste Basis zur Abschätzung der Dosis-Wirkungs-Beziehungen stellen die Untersuchungen an den Überlebenden der Atombombenabwürfe auf Hiroshima und Nagasaki dar. Weitere wichtige epidemiologisch untersuchte Gruppen sind beispielsweise Patientenkollektive und Kollektive beruflich Strahlenexponierter. Die Abschätzung der Strahlenwirkung bis hin zu sehr geringen Strahledosen muß aufgrund von Extrapolationen erfolgen, deren Plausibilität mit theoretischen Kenntnissen über die Wirkungszusammenhänge zu überprüfen ist. Verschiedene Ansätze für Dosis-Wirkungs-Faktoren, die die Anzahl der Erkrankungs- bis Todesfälle pro Kollektivdosis angeben, sind in Tabelle 4.7. zusammengestellt.

Die häufig benutzte Relation nach ICRP 26 von ca. 10^{-4} pro manrem Ganzkörperdosis muß nach der Neubewertung der Hiroshima-Daten im Mittel um einen Faktor von mindestens 3 bis 7 nach oben revidiert werden. Für bestimmte Schäden und bestimmte Gruppen sind noch höhere Korrekturen erforderlich. Eine endgültige Neuempfehlung der ICRP steht noch aus.

Tabelle 4.7.: Risiko somatischer Spätschäden nach verschiedenen Autoren

Quelle	Risikoeffizient in Todesfällen pro 10^4 Personen-Sv)			Bemerkungen
	LQ	L	U	
<Paretzke 1986>	61	129		bis 30 a nach Exposition bis Lebensende
	260	502		
<Evans 1985>	188	567		
<ICRP 1977>	125			
<BEIR 1980>	77	167		Absolutes Modell Relatives Modell
	226	501		
<Preston 1987c>	580-1160	1740		
<Gofman 1981>			2736-6372	
<Mancuso 1977>			≥ 27460	
<Kneale 1978>			≥ 8900	Männer Frauen
			≥ 30000	
L = lineare Dosis-Wirkungs-Beziehung vorausgesetzt LQ = linear-quadratische Dosis-Wirkungs-Beziehung vorausgesetzt U = undifferenziert				

Statistisch signifikante Erkenntnisse aus epidemiologischen Untersuchungen über Strahlenwirkungen im Millirem-Bereich liegen nicht vor. Daraus kann aber nicht gefolgert werden, daß entsprechende Strahlenrisiken nicht real, sondern hypothetisch wären. Es läßt sich weder aus theoretischen noch aus experimentellen Befunden eine untere Schwelle postulieren oder gar begründen, unterhalb derer radioaktive Strahlung unschädlich ist. Die Existenz eines positiven Effektes geringerer Strahlendosen ("Hormesis") läßt sich nicht plausibel begründen geschweige denn nachweisen.

Für die bekanntesten Folgen niedriger Strahlendosen, insbesondere für Krebserkrankungen, wird ein Hormesis-Effekt in der Regel verneint.

Für die Form der Dosis-Wirkungs-Beziehung im niedrigen Dosis-Bereich existieren unterschiedliche Ansätze, z.B. eine lineare oder eine linear-quadratische Form. Die überwiegende Zahl der Fachleute geht heute davon aus, daß eine lineare Extrapolation der Dosis-Wirkungs-Beziehung bis zu kleinsten Strahlendosen der sinnvollste Beschreibungsansatz ist.

Tabelle 4.8: Durchschnittliche Strahlenbelastungen in der Bundesrepublik Deutschland aus natürlichen und zivilisatorischen Ursachen (nach Angaben BMU)

Strahlenquelle	durchschnittliche effektive Dosis
kosmisch	0,3 m Sv/a
terrestrisch (extern)	0,5 m Sv/a
terrestrisch (Ingestion)	0,3 m Sv/a
Radon-Folgeprodukte	1,4 m Sv/a
Zwischensumme	2,5 m Sv/a
Kernwaffentests	< 0,01 m Sv/a
Kerntechnik (Normalbetr.)	< 0,01 m Sv/a
Medizinische Diagnostik	0,1 m Sv/a
Summe	ca. 2,6 m Sv/a

Die Festlegung der zulässigen Normalbetriebsemissionen und die sicherheitstechnische Anlagenauslegung sollen gewährleisten, daß das sogenannte 30-mrem-Konzept für den Normalbetrieb und das 5-mrem-Konzept für Störfälle eingehalten werden. Zum Nachweis, daß diese Grenzwerte unterschritten werden, werden im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren Berechnungen der maximalen Dosisbelastungen außerhalb des Kraftwerkszaunes durchgeführt. Bei Anwendung der vorgeschriebenen sogenannten Allgemeinen Berechnungsgrundlage ergibt sich als Folge der zulässigen Emissionen durchweg eine Unterschreitung der Dosisgrenzwerte. Die offiziell gemessenen tatsächlichen Emissionen liegen den Veröffentlichungen von Aufsichtsbehörden und den BMU zufolge in der Regel erheblich unter den zulässigen Emissionen. Auf der Grundlage der vorgeschriebenen Berechnungsmodelle und der offiziellen Meßwerte ergibt sich daraus eine normalbetriebliche maximale Belastung außerhalb des Kraftwerkszaunes in der Größenordnung von 1 mrem

pro Jahr. Lediglich die Emission von Tritium über den Abwasserpfad führt regelmäßig zu einer weitgehenden Ausschöpfung der Genehmigungswerte. Die unterschiedlichen Belastungen aus natürlichen und zivilisatorischen Quellen sind in Tabelle 4.8 dargestellt.

Die genehmigten Werte und die offiziellen Veröffentlichungen über die gemessenen Emissionen aus bundesdeutschen Kernkraftwerken sind in den Tabellen 4.9 und 4.10 dargestellt.

Tabelle 4.9: Offizielle Angaben über die Emissionen radioaktiver Edelgase mit der Fortluft Quelle:GRS

KKW	Typ	Nennleistung (brutto) in MW	genehmigte Abgabe Bq/s	lt. Genehmigungsbescheid vom	Abgabe 1988 /9/
KWO Obrigheim	DWR	357	7,4 E 14 ¹⁾	21.04.1978	7,0 E 11
KKS Stade	DWR	672	8,88 E 14 ²⁾	16.03.1984	8,2 E 13*
KWB-A Biblis A	DWR	1204	1,11 E 15 ¹⁾	14.12.1981	1,49 E 13
KWB-B Biblis B	DWR	1300	1,11 E 15 ¹⁾	14.12.1981	5,7 E 12
GKN 1 Neckar	DWR	855	9,25 E 14 ¹⁾	12.11.1979	2,06 E 13
KKU Unterweser	DWR	1300	8,88 E 14 ¹⁾	15.03.1982	3,4 E 12
KKG Grafenrheinfeld	DWR	1300	1,11 E 15 ³⁾	10.11.1981	2,0 E 11
KWG Grohnde	DWR	1366	9,00 E 14 ³⁾	31.08.1984	1,03 E 13
KKP-2 Philippsburg	DWR	1349	1,11 E 15 ¹⁾	26.07.1984	1,3 E 13
KWW Würgassen	SWR	670	1,09 E 15 ²⁾	06.07.1984	3,1 E 12
KKB Brunsbüttel	SWR	806	1,48 E 15 ²⁾	24.07.1980	2,9 E 12
KKI-1 Isar	SWR	907	1,10 E 15 ⁴⁾	11.01.1988	9,0 E 11
KKP-1 Philippsburg	SWR	900	1,11 E 15 ¹⁾	26.07.1984	5,0 E 11
KRB-2 Gundremmingen					
Block B	SWR	1300	1,85 E 15 ¹⁾	18.10.1984	3,9 E 12
Block C	SWR	1308			
KKK Krümmel	SWR	1316	1,48 E 15 ²⁾	14.09.1983	1,02 E 13
KBR Brokdorf	DWR	1395	1,00 E 15 ²⁾	03.10.1986	< 1,0 E 11
KMK Mülheim/Kärlich	DWR	1302	9,00 E 14 ²⁾	24.02.1985	5)
KKI-2 Isar	DWR	1370	1,10 E 15 ²⁾	11.01.1988	< 1,0 E 11
KKE Emsland	DWR	1314	1,00 E 15 ²⁾	30.03.1988	< 1,0 E 11

- 1) radioaktive Edelgase
 2) radioaktive Gase
 3) radioaktive Gase und radioaktive Edelgase ohne Tritium
 4) radioaktive Gase ohne Tritium
 5) unter Nachweisgrenze
 * 1987 /10/

Tabelle 4.10: Offizielle Angaben über die Emissionen radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser (ohne Tritium) Quelle: GRS

KKW	Typ	Nennleistung (brutto) in MW	genehmigte Abgabe Bq/a	lt. Genehmigungsbescheid vom	Abgabe 1988 /9/
KWO Obrigheim	DWR	357	1,85 E 11	21.04.1978	3,70 E 08 ¹⁾
KKS Stade	DWR	672	1,85 E 11	12.03.1975	1,31 E 09 ¹⁾
KWB-A Biblis A	DWR	1206	1,11 E 11	14.12.1981	5,04 E 08
KWB-B Biblis B	DWR	1300	1,11 E 11	14.12.1981	6,65 E 08
GKN 1 Neckar	DWR	855	6,00 E 10 ²⁾	29.12.1988	3,30 E 07
KKU Unterweser	DWR	1300	7,40 E 10	26.01.1978	1,01 E 08
KKG Grafenrheinfeld	DWR	1300	5,55 E 10	10.11.1981	5,40 E 07
KWG Grohnde	DWR	1366	5,55 E 10	16.06.1981	8,30 E 07
KKP-2 Philippsburg	DWR	1349	5,55 E 10	16.07.1984	6,90 E 08
KWV Würgassen	SWR	670	2,48 E 11	06.07.1984	1,08 E 09
KKB Brunsbüttel	SWR	806	1,85 E 11	04.12.1980	1,11 E 09
KKI-1 Isar	SWR	907	1,10 E 11	11.01.1988	1,55 E 09
KKP-1 Philippsburg	SWR	900	1,48 E 11	26.07.1984	5,14 E 08
KRB-2 Gundremmingen Block B	SWR	1300	1,10 E 11	18.10.1984	5,35 E 08
Block C	SWR	1308			
KKK Krümmel	SWR	1316	1,85 E 11	14.09.1983	6,20 E 07
KBR Brokdorf	DWR	1395	5,55 E 10	03.10.1986 ³⁾	
KKK Mülheim/Kärlich	DWR	1302	6,00 E 10	24.02.1986	1,93 E 08
KKI-2 Isar	DWR	1370	5,50 E 10	11.01.1988	4,00 E 06
KKC Emsland	DWR	1314	2,00 E 10	23.02.1988	2,30 E 07

- 1) 1987 /10/
 2) für GKN-Standort
 3) unter Nachweisgrenzen

Während sich für die Grenzwerte der Strahlenbelastung für die Bevölkerung keine Änderungen abzeichnen, wird inzwischen die Reduzierung der Belastung beruflich strahlenexponierter Personen vorgeschrieben. Nach den Revisionen der Dosis-Wirkungs-Beziehungen erscheint es heute noch weniger als früher verantwortbar, solche Personen regelmäßig bis zu den jährlichen Dosisgrenzwerten zu belasten. Um solche Belastungen auch für kleinere Gruppen zu vermeiden, verlangt die novellierte Strahlenschutzverordnung neuerdings, über das generelle Minimierungsangebot und den Jahresgrenzwert von 50 mSv hinaus die Lebenszeitdosis für beruflich Strahlenexponierte auf 400 mSv zu begrenzen. In Großbritannien und Schweden wurde die zulässige Jahresdosis für berufliche Tätigkeit auf 15 mSv begrenzt.

4.6 Klimaaspekte radioaktiver Spurengase

Die beiden im Rahmen des Studienprogramms vorgelegten Arbeiten zu möglichen klimarelevanten Wirkungen des Kr-85 in der Atmosphäre sowie zu diesen Arbeiten abgefaßte Stellungnahmen, können erwartungsgemäß das Thema nicht abschließend behandeln. Beide Studien beinhalten einen Problemaufriß und eine Literaturlauswertung. Sie dokumentieren den internationalen Wissensstand und lassen einen notwendigen Forschungsbedarf erkennen.

Krypton-85 ist ein radioaktives Spurengas, das als Spaltprodukt in Kernreaktoren entsteht und hauptsächlich bei der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen in die Atmosphäre freigesetzt wird. Seit Beginn der militärischen und zivilen Nutzung der Kernenergie hat die Konzentration von Kr-85 in der Erdatmosphäre kontinuierlich zugenommen. Sie beträgt derzeit etwa 1 Bq/m³. Die Reichweite der Beta-Strahlung in der Luft beträgt maximal 1,8 m. Bei der Frage, ob und in welcher Weise Kr-85 das Klima beeinflussen kann, sind zwei unterschiedliche Wirkungsmechanismen zu untersuchen, nämlich luftelektrische Effekte und strahlenchemische Reaktionen in der Atmosphäre.

Ob und inwieweit Krypton-85 über luftelektrische Effekte einen Einfluß auf das Klima nehmen kann, läßt sich aus der vorliegenden Literatur nicht eindeutig beantworten. Physikalisch führt eine Zunahme der Kr-85-Konzentration zu einer Erhöhung der elektrischen Leitfähigkeit der Atmosphäre, wodurch sich eine niedrigere elektrische Feldstärke in der Atmosphäre einstellen könnte. Gesicherte Erkenntnisse, welche Kr-85-Konzentrationen spürbare Effekte hervorrufen oder bis zu welchen Konzentrationen mit Sicherheit keine negativen Auswirkungen zu erwarten sind, gibt es nicht. Es sind daher lediglich Abschätzungen möglich, die orientiert an der Variation und der Größe der natürlichen Luftelektrizität Aussagen treffen, bis zu welchen Kr-85-Konzentrationen keine Klimaeffekte erwartet werden. Diese Aussagen sind mit Unsicherheiten behaftet. Erschwerend kommt hinzu, daß das Krypton-Problem nicht isoliert betrachtet werden darf, sondern vermutlich in Wechselwirkung mit anderen natürlichen oder vom Menschen verursachten luftelektrischen Effekten steht. Faude und König vertreten unter Hinweis auf elektrische Leistungsbetrachtungen die Meinung, daß die luftelektrischen Effekte des Kr-85 mit großer Wahrscheinlichkeit keinen Einfluß auf das Klima haben, daß es aber - schon um andere unerwünschte Nebenwirkungen zu vermeiden - geraten scheint, die Kr-85-Konzentration zu limitieren. Die Autoren gehen davon aus, daß eine Konzentration von 100 Bq/m³ tolerierbar ist. Auf der anderen Seite schätzen Kollert und Butzin ab, daß eine Kr-85-Konzentration von 60 Bq/m³ global zu einer Zunahme der natürlichen Luftionisation über der Meeres- und Polarregion um 50% sowie zu einer Annahme des globalen Luftwiderstandes und der globalen Feldstärke der Atmosphäre um 10% führt. Die

Autoren schließen nicht aus, daß bereits bei einem Anstieg des Krypton-85-Pegel auf 10 Bq/m^3 das luftelektrische System merklich beeinflußt wird.

Größer ist die Kontroverse zwischen den beiden Autorengruppen bezüglich der Aussagesicherheit über etwaige Auswirkungen luftchemischer Effekte. Während Faude und König davon ausgehen - und von Crutzen unterstützt werden - daß Effekte dieser Art weder global noch lokal eine Rolle spielen, schließen Kollert und Butzin einen Einfluß strahlenchemischer Art nicht aus, insbesondere in Luftpaketen infolge der diskontinuierlichen Emissionen aus Wiederaufbereitungsanlagen. Eindeutig und zweifelsfrei belegbar und ausreichend abgesichert ist weder die eine noch die andere Einschätzung, auch wenn die Modellrechenbeispiele durchaus plausibel sind. Angesichts der Komplexität der Vorgänge ist die entscheidende Frage, ob mit den Modellrechnungen die Realität ausreichend genau wiedergegeben wird. Obwohl sich - von beiden Autorengruppen - für einzelne Aussagen durchaus unterstützende quantitative Argumente angeben lassen, so ist doch eine Gesamtbewertung der Krypton-Problematik beim heutigen Kenntnisstand nicht möglich. Auch wegen der über die möglichen Kr-85-Problematik hinausgehenden Bedeutung der antropogen freigesetzten Partikel auf die Luftchemie und -physik wird hier ein wichtiger Forschungsbedarf gesehen.

Als Richtwert für die von einigen Autoren als Grenzkonzentration für Krypton-85 von 100 Bq/m^3 in der Atmosphäre kann gelten, daß dieser Wert bei einer Verzehnfachung der derzeitigen Kernkraftwerksleistung erreicht wird, wenn das entstehende Krypton-85 vollständig aus den dann installierten Wiederaufbereitungsanlagen abgegeben wird.

Übereinstimmend wird den luftelektrischen Effekten des Kr-85 das Potential klimarelevanter Effekte zugesprochen, wenn bestimmte Krypton-Konzentrationen in der Atmosphäre erreicht werden. Über die Frage, wie weit die derzeitigen und in absehbarer Zukunft zu erwartenden Konzentrationen von einer solchen Grenze entfernt sind, wird unterschiedlich beurteilt. Strahlenchemische Effekte von Bedeutung werden in der einen Studie gänzlich verneint, in der anderen unter Hinweis auf Smogkammerexperimente nicht ausgeschlossen.

Angesichts der Komplexität der Vorgänge, möglicher lokaler Besonderheiten und möglicher synergistischer Effekte können die Koordinatoren nur Plausibilitätskontrollen sowie eine Überprüfung von Rechenbeispielen, Annahmen und Literaturstellen vornehmen.

Eine vorsichtige Wertung des gegenwärtigen Kenntnistandes über die Klimarelevanz läßt - bei allen Unsicherheiten - folgende Feststellungen zu:

- Für einen Klimaeffekt der derzeitigen Kr-85-Konzentration

(ca. 1 Bq/m³) liegen keine Hinweise vor.

Bei einer weiteren Nutzung der Kernenergie im gegenwärtigen Umfang ist bei vollständiger Freisetzung die Kr-85-Konzentration unterhalb der Schwelle, die für bedenklich gehalten wird.

- Bei einem weiteren Ausbau der Kernenergie ist zur Vermeidung von Klimaeffekten vorsorglich die Rückhaltung von Kr-85 vorzusehen.

Wegen der über die mögliche Kr-85-Problematik hinausgehenden Bedeutung der anthropogen freigesetzten Partikel auf die Luftchemie und -physik wird hier ein wichtiger Forschungsbedarf gesehen.

4.7 Mögliche Auswirkungen nichtradiologischer Art

Von einer Vielzahl von Autoren - stellvertretend seien die Namen von Weizsäcker, Maier-Abich, Schefold, Roßnagel genannt - werden mögliche Auswirkungen der Kernenergienutzung genannt, die nicht auf radioaktiver Strahlenwirkung, sondern auf anderen, auch nichttechnischen Wirkungszusammenhängen beruhen.

Bereits die Bundestags-Enquete-Kommission "Zukünftige Kernenergiepolitik" hat in ihrem Abschlußbericht von 1980 nicht nur radiologische Risiken der Kernenergie betrachtet, sondern zur Bewertung von Energiesystemen die Kriterien Wirtschaftlichkeit, internationale Verträglichkeit, Umweltverträglichkeit und Sozialverträglichkeit vorgeschlagen.

Dementsprechend sind zur Beurteilung der Risiken der Kernenergie auch die Risiken zu berücksichtigen, die nicht radiologischen Ursprungs sind, jedoch bezüglich anderer Schadensarten ein Schadenspotential besitzen.

Auf Aspekte der Wirtschaftlichkeit wird an anderer Stelle eingegangen (in den Schwerpunkten A.4.1 und A.4.2), solange es nicht um die direkten und indirekten ökonomischen Folgen von schweren Reaktorunfällen geht. Diese werden in Abschnitt 3 unter den externen Kosten von Energiesystemen angesprochen.

Nationale und insbesondere internationale Belange (Stichwort: internationale Verträglichkeit) können durch die Möglichkeiten des militärischen Mißbrauchs waffenfähigen Materials und bestimmter Anlagen berührt werden. Ein weiterer Aspekt ist die Verwundbarkeit kerntechnischer Anlagen gegenüber Krieg, Sabotage und terroristischen Aktionen. Die internationale Verträglichkeit hängt

ferner davon ab, inwieweit ein Energiesystem den internationalen Verteilungskampf beeinflußt und inwieweit unerwünschte Abhängigkeiten entstehen. Ein Beispiel für einen weiteren internationalen Aspekt hängt mit der Frage von Diskriminierung zusammen. Sie stellt sich unter anderem in Zusammenhang mit dem Atomwaffensperrvertrag einerseits und Exportbeschränkungen andererseits bzw. mit der Frage, ob und inwieweit die in Industrieländern genutzte Kerntechnik modifiziert werden muß, um auch in Entwicklungsländern zur Anwendung kommen zu können.

Der Enquetekommission "Zukünftige Kernenergiepolitik" hat das Kriterium der internationalen Verträglichkeit folgendermaßen beschrieben:

" Energiesysteme sollen helfen, die internationalen Spannungen abzubauen und nicht zu erhöhen; insbesondere sollen sie

- keine Einschränkungen von Entscheidungsmöglichkeiten implizieren, welche eine Gefährdung der Sicherheit der Bundesrepublik Deutschland bewirken können.
- einen angemessen hohen inländischen Anteil an der Versorgung mit energiebezogenen Dienstleistungen sicherstellen, um unerwünschte Abhängigkeiten zu vermeiden,
- den internationalen Verteilungskampf nicht verschärfen, sondern die Chancen der Entwicklungsländer durch eine gerechtere Verteilung der Ressourcen im Rahmen einer konstruktiven internationalen Arbeitsteilung erhöhen, insbesondere durch die Entwicklung bedarfsgerechter Technologien und die sparsame Verwendung von Ressourcen,
- keine waffentechnischen oder andere Entwicklungen unterstützen bzw. verbreiten, welche die Wahrscheinlichkeit des Austrags von Konflikten durch Kriege erhöhen könnte,
- die Sicherheit der Bundesrepublik Deutschland nicht durch eine Erhöhung ihrer Verletzlichkeit gegenüber Kriegshandlungen gefährden".

Die Sozialverträglichkeit von Kernenergiesystemen kann durch eine Reihe von Faktoren beeinträchtigt werden, die Folge von staatlichen und betrieblichen Sicherheits- und Sicherungsbedürfnissen sind. Beispielsweise können Vorsorgemaßnahmen gegenüber Spionage, Sabotage, Terrorismus, Instabilität usw. persönliche Freiheitsrechte und Arbeitnehmerrechte beeinträchtigen.

Es gibt eine Fülle von Beispielen, in denen soziale Auswirkungen der Kernenergienutzung und der Kernenergiekontroverse wahrgenommen werden. Ebenfalls zahlreich sind die Bereiche, in denen soziale Auswirkungen untersucht oder beschrieben worden sind sowie die diesbezüglichen Publikationen.

Zur sozialen Verträglichkeit eines Energiesystems gehört auch die Frage, inwieweit wirtschaftliche und technische Strukturen soweit festgeschrieben sind, daß zukünftige Entwicklungen und Entscheidungen determiniert sind und Entscheidungsoptionen zukünftiger Generationen eingeeengt sind.

Das entsprechende Kriterium der Enquetekommission "Zukünftige Kernenergiepolitik" lautet:

Energiesysteme sollen - für den einzelnen wie für die Gesellschaft - mit der sozialen Ordnung und Entwicklung verträglich sein; insbesondere sollen sie

- die verfassungsrechtlich gewährleisteten Grundrechte und Prinzipien, insbesondere Rechtsstaatlichkeit, Gewaltenteilung, Verantwortlichkeit der Regierung gegenüber dem Parlament, Gesetzmäßigkeit der Verwaltung und Revidierbarkeit politischer Entscheidungen im Mehrparteiensystem, nicht einschränken oder gefährden,
- Freiräume für persönliche Entscheidungen in der Lebensführung offenhalten und auch für die Zukunft die wirtschaftlichen und technischen Strukturen nicht so weit festschreiben, daß dadurch die Flexibilität künftiger Generationen hinsichtlich der Entwicklung von Wertvorstellungen und Lebensformen beeinträchtigt wird. Dazu gehört, die Verfügbarkeit von Ressourcen nicht so zu reduzieren, daß künftige Generationen schlechter gestellt sein werden als die heutige Menschheit. Energiesysteme sollen dementsprechend
- möglichst weitgehend Gebrauch von regenerativen oder praktisch unerschöpflichen Energiequellen machen,
- im Interesse der Stabilität der Entwicklung jedoch möglichst reibungslose Übergänge auf zukünftige Energiesysteme ermöglichen und
- von einem breiteren politischen Konsens getragen werden können."

Der derzeitige Wissensstand über die internationale Verträglichkeit und die Sozialverträglichkeit wird in den Arbeiten im Studienkomplex A.4 nur gestreift und nicht in seiner repräsentativen Breite dargestellt. Dies hat vermutlich mehrere Ursachen. Zum einen sind bei den beauftragten Institutionen die entsprechenden Fachleute möglicherweise unterrepräsentiert. Zum anderen sind - insbesondere von Naturwissenschaftlern und Technikern - diese nichttechnischen Kriterien häufig schwerer definierbar und teilweise nicht quantitativ beschreibbar. Damit sind sie nicht in gleicher Weise handhabbar wie z.B. rein technische Sicherheitskriterien oder strahlenbedingte Gesundheitsrisiken.

Die Koordinatoren können diese Situation lediglich feststellen und beschreiben, nicht aber eine eigene Darstellung dieser Bereiche abgeben. Sie können ferner darauf hinweisen, daß für eine vollständige Bewertung eines Energiesystems unter Berücksichtigung aller, auch der nichttechnischen, Aspekte auch alle - positiven wie negativen - Effekte sozialer, gesellschaftlicher und politischer Art einzubeziehen sind.

Festzustellen ist, daß zur Bestimmung von Risiken hinsichtlich Sozialverträglichkeit und internationaler Verträglichkeit keine akzeptierten quantifizierenden Verfahren existieren, und daß eine Bewertung solcher Risiken bislang nicht anhand anerkannter und eindeutiger Kriterien erfolgt. Das bedeutet aber unter anderem auch, daß eine allgemeingültige Grundlage für einen vollständigen Vergleich von Risiken unter Einbeziehung aller zu betrachtenden Teilrisiken und Schadensarten nicht vorhanden ist.

4.8 Proliferationsaspekte

Unter Proliferation ist die unerwünschte Weitergabe bzw. Verwendung von Material, Anlagen und Know How zu militärischen Zwecken zu verstehen. Die dazu verwendeten Materialien können entweder den militärischen oder dem zivilen Bereich der Kern energienutzung entstammen. Die Verhinderung von Proliferation ist sowohl eine internationale Aufgabe als auch Aufgabe aller Staaten, die mit spaltbarem Material und mit sensitiven Anlagen umgehen. Zur Verhinderung eines Mißbrauchs zivilen Spaltmaterials zu militärischen Zwecken existieren internationale Kontrollen.

Es besteht Übereinstimmung, daß die Implementierung der Safeguard-Kontrollen der IAEA und der EURATOM ein politischer und diplomatischer Erfolg sind und daß die drohende Entdeckung von unerlaubten Abzweigungen der Verhinderung von Proliferation dient. Auf der anderen Seite können die internationalen Kontroll-Organisationen eine Abzweigung von spaltbarem Material nicht aktiv verhindern, sondern nur im Nachhinein mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit entdec-

ken. Die Methoden, die den Safeguard-Kontrollbehörden zur Verfügung stehen, lassen sich einteilen in

- die Bilanzierung ('Accounting') des zu überwachenden Materials,
- die Einschließung ('Containment') von Material und Anlagen sowie
- die Beobachtung ('Surveillance') sensibler Bereiche und Vorgänge.

Die Wirksamkeit der Maßnahmen in ihrer Einzelwirkung und in ihrem Zusammenwirken ist sehr stark anlagenabhängig.

Einfluß auf das Proliferationsrisiko in bezug auf Art und Höhe haben nicht nur die Qualität administrativer Kontrollmaßnahmen, sondern besonders auch das politische Klima und die technischen Merkmale der genutzten Kernenergiesysteme. Die Motive für Proliferation können sehr unterschiedlich sein. Ziele für die Weitergabe können sein:

- Der militärische Bereich des eigenen Landes (horizontale Proliferation),
- Der militärische Bereich eines anderen Landes (vertikale Proliferation),
- Subnationale Gruppen,
- Der Schwarzmarkt.

Weitergegeben bzw. umgewidmet werden können beispielsweise :

- Spaltmaterialien wie Uran oder Plutonium,
- Kernphysikalische Hilfsmaterialien wie Tritium, Schweres Wasser oder Beryllium,
- Maschinen oder Maschinenteile, z.B. Anreicherungscentrifugen, Tritiumabtrenneinrichtungen,
- Anlagen, z.B. Anreicherungsanlagen,
- Know-How in Form von Ausbildung, Information oder Plänen, z.B. im Bereich der Kernphysik, des Maschinen- und Anlagenbauers, der einschlägigen Chemie.

Den Safeguard-Kontrollen unterliegen allerdings nur Uran und Plutonium. Plutonium ist in allen Isotopenzusammensetzungen waffenfähig. Höhere Anteile an geradzahligen Isotopen, insbesondere an Plutonium-240, erfordern zwar technisch aufwendigere Waffenkonstruktionen oder vermindern die Vorhersagbarkeit der Quantität der Waffenwirkung. Sie erschweren aber nicht die prinzipielle Konstruktion einer Waffe mit diesem Material.

Die Kontrollen der IAEA gehen grundsätzlich auf den Atomwaffensperrvertrag vom 1. Juli 1968 zurück. Die konkreteren Regelungen für die internationalen Kontrollen werden in einem sogenannten Verifikationsabkommen geregelt, das von der IAEA jeweils mit dem betreffenden Staat abgeschlossen wird. Die Reichweite der internationalen Kontrollaktivitäten ist jedoch begrenzt. Den Erfolgen des Vertrages und der IAEA-Tätigkeit bei der Verhinderung von Proliferation muß unter

anderem gegenübergestellt werden, daß neben den Großmächten und der VR China inzwischen mindestens auch Argentinien, Brasilien, Indien, Pakistan, Israel, Südafrika und Nordkorea über Atomwaffen verfügen bzw. diese herstellen können.

Unter Proliferationsgesichtspunkten sind Brennstoffstrategien am sensibelsten, bei denen ein direkter Umgang mit Spaltmaterialien in unverdünnter Form stattfindet. Andererseits ist derzeit keine vollständig proliferationsresistente Brennstoffstrategie existent oder in Entwicklung oder Planung. Insofern geht von der derzeitigen wie von für die Zukunft geplanter Kerntechnik immer ein Proliferationsrisiko aus. Der Aufbau eines umfangreichen zivilen Kernenergiesystems ist allerdings keine notwendige Voraussetzung für Herstellung oder Erwerb von Nuklearwaffen.

Welcher Stellenwert diesem Proliferationsrisiko im Vergleich mit anderen Risiken oder Nutzen zukommt, ist eine Bewertungsfrage und hängt darüberhinaus neben technischen und administrativen Gegebenheiten auch von der Entwicklung der nationalen und internationalen Situationen und Beziehungen ab. Neben allen technischen und administrativen Maßnahmen wäre es politisch am wirkungsvollsten, den Anreiz für Proliferation zu eliminieren.

4.9 Integrale und vergleichende Risikobetrachtungen

Integrale Risiko- bzw. Sicherheitsbetrachtungen sind erforderlich, wenn nicht nur Einzelanlagen, sondern Kernenergie-Gesamtsysteme bewertet werden sollen. Eine Betrachtung des Gesamtsystems muß in zweierlei Hinsicht auf Vollständigkeit bedacht sein: Erstens müssen alle Prozesse und Anlagen des Gesamtsystems einschließlich der Versorgung mit Brennstoff, der Entsorgung der Abfälle und der gesamten zugehörigen Infrastruktur einbezogen werden. Zum zweiten müssen alle tatsächlichen oder potentiellen nachteiligen Folgen der jeweiligen Bestandteile des Gesamtsystems erfaßt werden und nicht nur eine bestimmte Auswahl wie z.B. die häufig anzutreffende Begrenzung auf die Gesundheitsrisiken durch radioaktive Strahlung. Die zu betrachtenden weiteren Risiken wurden an anderer Stelle aufgezählt bzw. beschrieben.

Bezüglich der bislang vorgelegten vergleichenden Risikobetrachtungen für verschiedene Gesamtsysteme zur Stromerzeugung bestehen in der wissenschaftlichen Diskussion tiefgreifende Dissense, was die Methodik, die Annahmen und die Daten angeht, die diesen Vergleichen zugrundeliegen. Bisher durchgeführte Risikovergleiche kommen zu numerischen Ergebnissen, die eine eindeutige Präferenz oder einen Ausschluß des einen oder anderen Energieträgers nicht zur Schlußfolgerung haben. Gemeinsam ist einigen Studien jedoch die Aussage, daß Kohle und Öl mit dem höchsten, Gas mit dem geringsten und dazwischen Kernenergie und regenerative Energiequellen mit vergleichbaren numerischen Risikenzahlen abschneiden, wenn man Todesfälle, Erkrankungen oder

verlorene Arbeitstage bei Beschäftigten und in der Bevölkerung als alleinige Schadensarten betrachtet und das Produkt aus Eintrittshäufigkeit und Schadensausmaß als Risikomaß definiert. Beide Annahmen - die Schadensdefinition und die Produktformel - sind umstritten und machen derartige Risikovergleiche zu einem kontroversen Forschungsgegenstand.

Die erste vergleichende Risikountersuchung für den Stromerzeugungsbereich stammt aus dem Jahre 1974 (WASH-1224 in den USA). Die heftigste wissenschaftliche Kritik löste eine Studie von Inhaber (1978) aus, die relativ hohe Risikowerte für regenerative Energiequellen zum Ergebnis hatte. Sie gilt als überholt und wird heute weitgehend nicht mehr verwendet. Die Spannweite von Ergebnissen bisheriger Studien ist in Tabelle 4.11 enthalten.

Von seiten der Kritiker bisheriger quantitativer Risikovergleiche wird gegen die vorgelegten Analysen eingewandt, daß sie sich größtenteils auf den Vergleich ausgewählter Gesundheitsrisiken beschränken und weil sie nicht quantifizierbare Risiken außer acht lassen. Weiterer entscheidender Einwand ist die willkürliche Definition des Risikos als Produkt aus Eintrittshäufigkeit und Ausmaß von Schäden und die rechnerische Reduzierung völlig unterschiedlicher Häufigkeiten und Schäden auf einige wenige, eindimensionale numerische Größen.

Neben den grundlegenden methodischen Einwänden bestehen bei der Durchführung von Risikovergleichen gravierende praktische Probleme, nämlich das Fehlen von wichtigem Datenmaterial und die hohe Sensitivität der Ergebnisse gegenüber geänderten Annahmen, Randbedingungen und Daten.

Tabelle 4.11: Maximale Werte, minimale Werte und Spannweiten für Todesfälle als Folge verschiedener Energieerzeugungsarten, Literaturübersicht (Bezugsenergie $2,21 \cdot 10^{16}$ J) (aus Hauptmanns et al. Technische Risiken)

Energieträger/ Wandlungsprozeß	Beschäftigte				Bevölkerung				
	Maximaler Wert	Untersuchung	Minimaler Wert	Untersuchung	Maximaler Wert	Untersuchung	Minimaler Wert	Untersuchung	Spannweite
	Wert	[]	Wert	[]	Wert	[]	Wert	[]	Spannweite
Steinkohle	9,8 ^a	[7]	0,02 ^a	[11]	101,3 ^a	[5]	0,51 ^a	[3]	100,8
Öl	1,4 ^a	[6]	0,026 ^a	[13]	24,5 ^a	[6]	4,2 ^a	[13]	20,3
Erdgas	0,44 ^a	[4]	0,082 ^a	[3]	59,6	[6]	19,6	[6]	40,0
Kernspaltung (LWR)	1,04 ^a	[6]	0,03 ^a	[11]	0,6 ^a	[12]	0,008 ^a	[3]	0,592
Sonne (Wärme-Elektrizität)	2,8	[6]	2,6	[6]	0,54	[6]	0,2	[6]	0,34
photoelektrische Energie	1,91 ^a	[6]	0,3 ^a	[17]	3,42	[6]	1,16	[6]	2,26
Windenergie	2,81 ^a	[6]	0,38 ^a	[16]	0,42	[6]	0,15	[6]	0,27
Meereswärme	1,33	[6]	0,98	[6]	0,23	[6]	7,8 · 10 ⁻³	[6]	1,52
Methanol	13,4	[6]	12	[6]	1,54	[6]	0,32	[6]	1,22
Wasserkraft	1,82 ^a	[6]	0,017 ^a	[11]	1,125	[6]	0,771	[6]	0,35
Schneller Brüter	0,11	[17]	0,02	[17]	0,59	[17]	0,13	[17]	0,46
Sonnenenergie aus Satelliten	0,42	[17]	0,16	[17]	-	-	-	-	-
dezentrale photoelektrische Energie	3,5 ^a	[16]	1,34 ^a	[17]	-	-	-	-	-
Kohlevergasung mit Gasturbine	1,96	[17]	0,82	[17]	48	[17]	3,4	[17]	44,6
Kernfusion	0,28	[17]	0,14	[17]	6,3 · 10 ⁻³	[17]	6,3 · 10 ⁻³	[17]	0

^a Es standen Werte aus mehr als einer Literaturstelle zur Verfügung.

- 1 Bericht der Enquete-Kommission „Zukunftige Kernenergie-Politik“ über den Stand der Arbeit und die Ergebnisse gemäß Beschluß des Deutschen Bundestages – Drucksache B/2628 Deutscher Bundestag, Wahlperiode – Drucksache 8/4341, Bonn, 1981
- 2 Rowe, W. D., Oleron P. Assessment of comparative and non-comparative factors in alternative energy systems. EUR 8844 EN 1983
- 3 Comparative risk-cost-benefit. Study of alternative sources of electrical energy WASH-1224 (1974)
- 4 Oberbacher, B., Hartwig, S., Hintz, R. Untersuchungen über die technischen, organisatorischen und gesellschaftlichen Voraussetzungen für Reaktorstrategien im Bereich technologischer Entwicklung – Vergleich der Gesundheitsgefährdung bei verschiedenen Technologien der Stromerzeugung. Bericht RS 12-510 321/40 – SR 30. Battelle Institut Frankfurt 1976
- 5 Keeny, S. M. (Ed.) Nuclear power – issues and choices. Cambridge/Massachusetts 1977
- 6 Inhaber, H. Risk of energy production. AECB-1119 (1978) 4th Ed.
- 7 Hamilton, L. D. Comparative risks from different energy systems: Evolution of the methods of studies. IAEA Bulletin – Vol 22, No. 3/6 (1980)
- 8 Serensen, B. Comparative risk assessment of total energy systems IMFUFA (1978) 43 Roskilde (Denmark) 1981
- 9 Huber, Ph. Occupational risk induced by construction of energy-production chains: Methodology and evaluation in the French Case. IAEA-SM-254/50 (1981)
- 10 Seeliger, J., Zimmermeyer, G. A coal industry's view on risk comparison of energy systems. IAEA-SM-254/60 (1981)
- 11 Hamilton, T. R., Wilson, R. Comparative risks of hydraulic, thermal and nuclear work in a large electrical utility IAEA-SM-254/03 (1981)
- 12 Lautka, R., Pohjola, V., Savolainen, I., Vuori, S. A comparative assessment of the health impacts of coal, peat and nuclear power plants. IAEA-SM-254/45 (1981)
- 13 Fagnani, F., Vacci, C., Huber, Ph. Comparaison des impacts sanitaires des différents filières électorogènes – Le Cas de la France. IAEA-SM-254/51 (1981)
- 14 Hamilton, L. D. Health effects of electricity generation. In International conference on health effects of energy production. AEC-6958 (1979)
- 15 Hill, J. Comparison of the benefits and risks associated with the utilisation of various energy sources. J. Inst. Nuc. Eng. 22 (1981) 107–112
- 16 Rowe, M. D. Assessing systemwide occupational health and safety risks of energy technologies. IAEA-SM-254/64 (1981)
- 17 Habegger, L. J., Gasper, J. R., Brown, C. D. Direct and indirect health and safety impacts of electrical generation options. IAEA-SM-254/24 (1981)

Neuere Risikovergleiche zwischen verschiedenen Stromerzeugungssystemen kommen zwar zu keinen eindeutigen Präferenzen für oder gegen ein bestimmtes Gesamtsystem, jedoch zu relativ günstigen Ergebnissen für die Kernenergieoption. Typische Ergebnisse der im Rahmen von Studienschwerpunkt A 4.3.g durchgeführten Studie sind in der Abbildung 4.2 und 4.3 dargestellt.

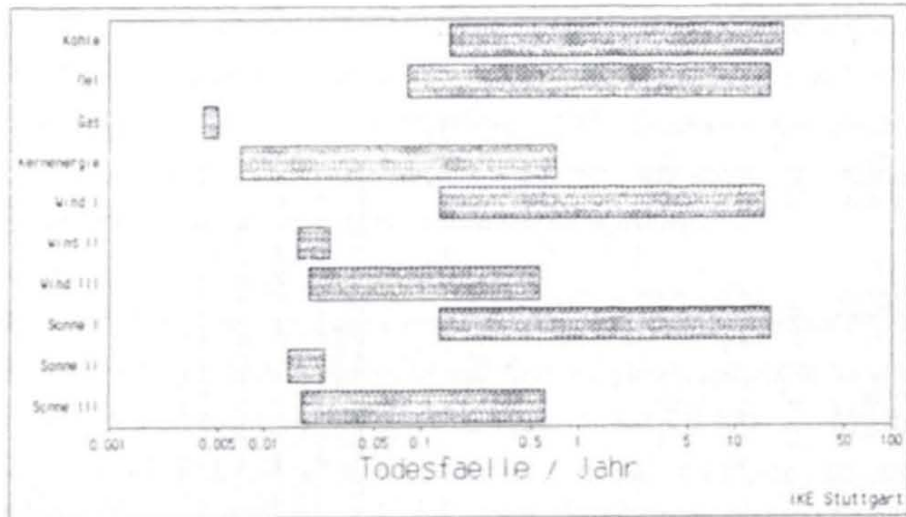


Abb. 4.2: Zuordenbare Risiken der Gesamtsysteme. Todesfälle in der Öffentlichkeit.

Gesicherte Leistung 1 GW; 1 GW Wind; 1 GW Photovoltaik

(Quelle : IKE)

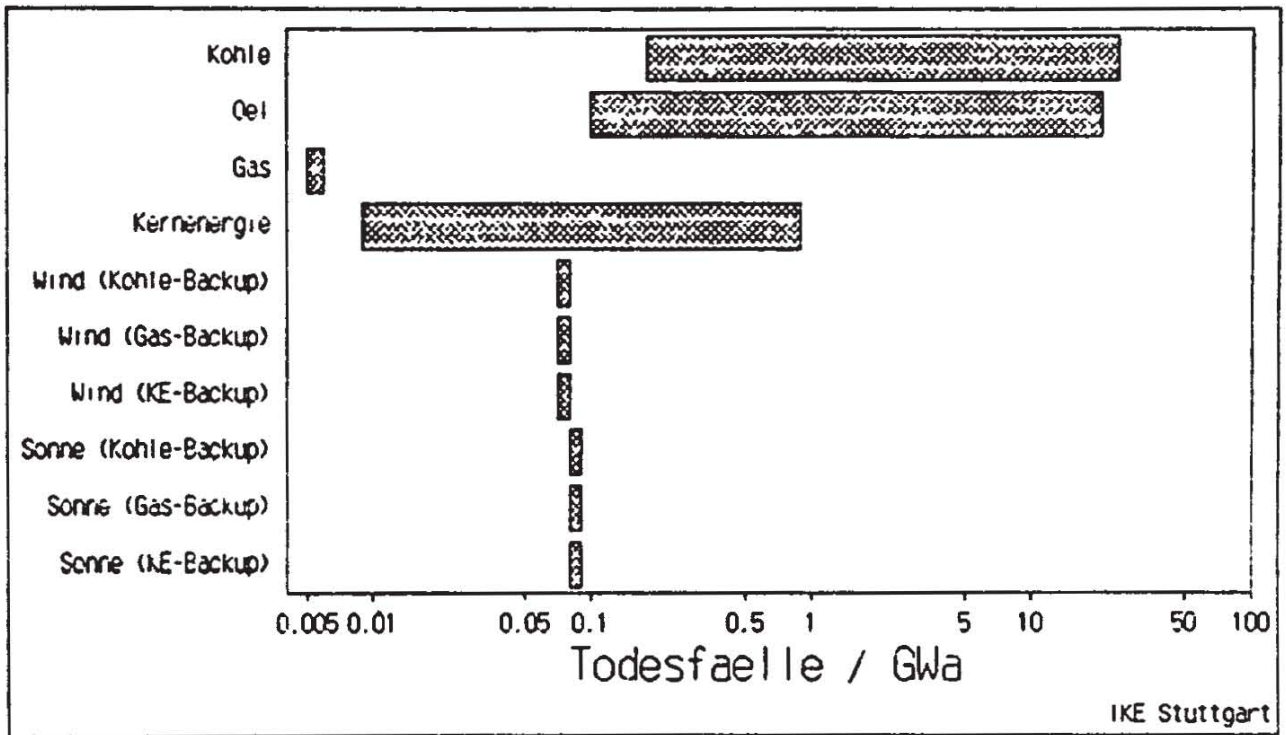


Abb. 4.3: Zuordenbare Risiken der einzelnen Energieträger. Todesfälle in der Öffentlichkeit
(Quelle : IKE)

Zu diesen Ergebnissen ist zu bemerken, daß bereits die Verwendung und realistischen Interpretation der Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, die dargestellte Relation sich erheblich zu ungunsten der Kernenergie verschiebt. Ferner haben in Teilbereichen die Annahmen über die Back-up-Systeme einen erheblichen Einfluß auf die Ergebnisse. Desweiteren wird darauf hingewiesen, daß Teilrisiken aus den Stationen der Brennstoffkette nicht angemessen berücksichtigt wurden. Ansonsten gelten auch bezüglich neuerer Studien wie der IKE-Untersuchung die bereits genannten Methoden- und Daten-Defizite.

Die grundsätzlichen Probleme vergleichender Risikostudien lassen sich den drei Bereichen

- Ermittlung von möglichen Schäden,
- Vergleich unterschiedlicher Arten von Schäden und
- Betrachtung von Systemzusammenhängen

zuordnen.

Weitgehend akzeptierte Methoden zum Vergleich von Risiken konkurrierender Systeme stehen derzeit nicht zur Verfügung. Da solche Vergleiche aber Grundvoraussetzung für eine angemessene und nachvollziehbare Entscheidungsfindung sind, wird hier ein fundamentaler theoretischer und praktischer Forschungsbedarf gesehen. Dies wird von den Autoren von Risikovergleichen meist auch eingestanden. Häufig wird auch davon abgeraten, beim derzeitigen Entwicklungsstand vergleichende Risikostudien zur Grundlage politischer Entscheidungen zu machen. Für klar definierte Teilbereiche können Risikovergleiche dagegen sinnvoll sein.

4.10 Akzeptanzaspekte und weitere Hemmnisse

Hemmnisse im weitesten Sinne können zur Folge haben, daß die ermittelten wirtschaftlichen Potentiale nur zum Teil oder gar nicht ausgeschöpft werden. Der Teil des Potentials, dessen Realisierung unter Berücksichtigung der Hemmnisse erwartet wird, ist das Erwartungspotential. Daneben ist es auch möglich, daß Hemmnisse nicht nur die Verwirklichung des wirtschaftlichen Potentials behindern, sondern auch einen Einfluß auf das technische Potential haben. Hemmnisse können die technischen Prämissen bei der Potentialabschätzung verändern und reduzierend auf deren Ergebnisse wirken.

Gemeinhin wird mangelnde Akzeptanz als das zentrale Hemmnis für eine weitere, vor allem für eine verstärkte Kernenergienutzung angesehen. Akzeptanz ist im klassischen natur- oder ingenieurwissenschaftlichen Sinne nur schwer zu beschreiben und zu quantifizieren. Gleichwohl ist die Akzeptanzproblematik seit ca. 15 Jahren Gegenstand sozialwissenschaftlicher Forschung, insbesondere auch an den großen Kernforschungsanstalten. Trotz vieler Ansätze liegt eine abgesicherte Methodik zur "Messung" von Akzeptanz und weiterer Hemmnisse nicht vor. Dennoch ist das Phänomen vorhanden; es kann daher weitgehend nur qualitativ beschrieben werden.

In einigen Ländern der Erde stößt die Nutzung der Kernenergie seit längerem auf erhebliche bis überwiegende Ablehnung durch die Bevölkerung. Seit kurzem nimmt diese ablehnende Haltung - von einigen wenigen Ausnahmen abgesehen - auch weltweit eher zu. Diese Beobachtung ist wiederum mit den derzeit verwendeten Methoden nicht quantitativ meßbar, sondern lediglich qualitativ angebar. Insbesondere spiegelt sich diese Tendenz nicht in Wahlergebnissen wider. Auch mit demoskopischen Mitteln konnten keine belastbaren Aussagen gewonnen werden.

Für die Bundesrepublik Deutschland gibt es Anzeichen, daß die seit ca. 15 Jahren latent vorhandene Akzeptanzkrise in den letzten Jahren verschärft wurde durch den Tschernobyl-Unfall und danach durch den Nukem/Tansnuklear-Skandal und die Umstände des Bekanntwerdens des Störfalls

im Kernkraftwerk Biblis A vom 16./17.12.87. Die beiden letztgenannten Ereignisse haben offensichtlich gerade auf konservative und traditionell kernenergiefreundliche Kreise gewirkt.

Auch im Ausland haben Akzeptanzfragen in letzter Zeit eher zugenommen. Von wenigen Ausnahmen abgesehen (z.B. Frankreich), stehen inzwischen in fast allen Staaten der Welt, insbesondere in den USA, in der UdSSR und in Europa, Akzeptanzprobleme einer Ausweitung der Kernenergienutzung entgegen. Die Hintergründe für die jeweilige Akzeptanzproblematik sind in den einzelnen Ländern unterschiedlich und in der Regel nicht übertragbar. Teilweise werden die Akzeptanzprobleme begleitet von anderen Hemmnissen. Beispielsweise spielen in den USA der Harrisburg-Unfall sowie ökonomische und genehmigungstechnische Gründe eine besondere Rolle. In der UdSSR hat die zunehmende Ablehnung der Bevölkerung und die Einstellung von Kernkraftwerksprojekten neben den Konsequenzen des Tschernobyl-Unfalls vermutlich mit der Politik der Perestroika und dem Nationalitäten-Konflikt zu tun. In den meisten Entwicklungsländern ist das größte Hemmnis neben der Akzeptanzproblematik die mangelnde Finanzierbarkeit von großtechnischen Projekten. In einigen Industrieländern existieren Beschlüsse, von vorn herein auf Kernenergie zu verzichten (z.B. Dänemark, Österreich) oder aus der Kernenergienutzung auszusteigen (z.B. Italien, Schweden). In zahlreichen anderen Ländern besteht faktisch ein Moratorium.

Neben der Akzeptanzproblematik sind eine Reihe weiterer Hemmnisse in Betracht zu ziehen, die Auswirkungen auf die in Kapitel 3 abgeschätzten CO₂-Minderungspotentiale haben. Solange die dort ermittelten Ergebnisse für die technischen Potentiale wesentlich durch die Zubaurate bestimmt sind, müssen die Hemmnisse untersucht werden, die zur Folge haben können, daß nicht ab 1997 zwei große Leichtwasserreaktoren pro Jahr ans Netz gehen werden. Zu unterscheiden sind Hemmnisse, die lediglich eine Verzögerung des Zubaus bewirken und Hemmnisse, die den Zubau von Leichtwasserreaktoren gänzlich verhindern können.

Unsicherheit besteht hinsichtlich der Entwicklungen in der Sicherheitsphilosophie, die zu geänderten und gegebenenfalls strengeren, möglicherweise mit bestehenden LWR-Konzepten nicht mehr zu erfüllenden Sicherheitsanforderungen führen können. Ferner besteht Unklarheit, ob und in welchem Umfang vom Gesetzgeber Änderungen des Atomgesetzes und Energiewirtschaftsgesetzes beschlossen werden und welchen Einfluß diese auf den Zubau von Leichtwasserreaktoren haben werden. Änderungen im Bereich der Regelungen für die Entsorgung von abgebrannten Brennelementen und von radioaktiven Abfällen sowie Verzögerungen und Engpässe bei Zwischen- und Endlagern müssen ebenfalls als mögliches Hemmnis in Betracht gezogen werden. Zu untersuchen wäre, ob genügend Standorte ausreichend schnell zur Verfügung stehen, die den - möglicherweise sich ändernden - Eignungskriterien genügen.

Schwer prognostizierbar sind die Gestaltung und Dauer zukünftiger Genehmigungsverfahren und die daraus erwachsenden Konsequenzen für den Zeitplan eines etwaigen Zubaus. Offen sind ferner, wie in Zukunft von Genehmigungsverfahren mit der Anordnung des Sofortvollzuges umgegangen wird und wie die zu erwarteten Klageverfahren entschieden werden.

Voraussetzungen für einen Zubau wäre ferner, daß die politischen Verhältnisse in Bund und Ländern für einen solchen energiepolitischen Weg gegeben sind, zumal parteipolitische Ausstiegsschlüsse bestehen.

Einen Zubau hemmen oder verhindern können energiepolitische Weichenstellungen, aufgrund derer kurz- bzw. mittelfristig Atomkraftwerke keinen Platz mehr haben, sei es aus Gründen der begrenzten finanziellen Ressourcen oder aus Gründen des fehlenden Ersatz- oder Zubaubedarfs.

Ein Störfall oder ein Unfall in einer in- oder ausländischen Anlage kann dazu führen, daß ein Zubau, aber auch der Weiterbetrieb der derzeitigen Anlagen beendet wird.

Schließlich ist zu berücksichtigen, daß die in Kapitel 3 - bei der Ermittlung der Potentiale - zugrundegelegten Zubaustrategien den raschen bis schnellstmöglichen Ausstieg aus Nutzung der Kohle zur Stromerzeugung darstellen. Es ist fraglich, ob die damit verbundenen strukturellen Änderungen und die resultierenden gesellschaftlichen Auswirkungen, insbesondere in den Kohleländern, in der unterstellten Zeit durchsetzbar sind. Insgesamt muß davon ausgegangen werden, daß der Potentialermittlung zugrundegelegte Zubau eine große Kraftanstrengung darstellt, der nur zu verwirklichen ist, wenn sie durch einen breiten gesellschaftlichen Konsens abgesichert ist, der nicht nur den Weiterbetrieb der derzeitigen Leichtwasserreaktoren, sondern auch explizit den weitgehenden Ausbau dieser Technologie mit allen Implikationen und Auswirkungen einschließt. Es ist fraglich, ob ein solcher Konsens in absehbarer Zeit erreichbar ist. Das Fehlen eines solchen Konsenses könnte ein unüberwindliches Hemmnis für einen Zubau von Kernkraftwerken sein.

Eine umfassende Hemmnisanalyse ist im Studienkomplex A.4. - der keine originären neuen Arbeiten, sondern nur eine Darstellung des derzeitigen Wissensstandes enthalten könnte - nicht erfolgt. Die bereits nach der qualitativen und vermutlich unvollständigen Darstellung von Hemmnissen verbleibenden Unsicherheiten sind so groß, daß eine solide Angabe eines Erwartungspotentials für den zukünftigen Beitrag der Kernenergie zur Minderung der CO₂-Emissionen nicht möglich ist.

5. Stellungnahme von L. Hahn zu den Kapiteln 2 und 3

5.1 Stellungnahme von L. Hahn zu den Kapiteln 2.1. - 2.4.

Zum technischen Entwicklungsstand verschiedener Reaktortypen ist festzustellen, daß derzeit in 25 Ländern der Erde Kernkraftwerke betrieben werden. 81% dieser Anlagen stehen in den westlichen Industrieländern, 15% in den östlichen Industrieländern und 4% in Schwellenländern. In Dritte-Welt-Ländern gibt es keine Kernkraftwerke. Von wenigen Ausnahmen abgesehen (z.B. Schwerwasserreaktoren in Kanada, gasgekühlte Reaktoren in Großbritannien) werden praktisch nur Leichtwasserreaktoren zur Stromerzeugung betrieben. Der Anteil der Kernenergie an der Stromerzeugung beträgt weltweit 16% (davon 88% LWR), in der EG 35% (überwiegend LWR), in den USA 19% (praktisch nur LWR) und in der Bundesrepublik 37% (praktisch nur LWR).

Zur Wärmeerzeugung tragen Kernkraftwerke nirgendwo in nennenswertem Ausmaß bei. Der Anteil der Kernenergie am Primärenergieeinsatz beträgt weltweit 5%.

Die optimistische Darstellung der Entwicklungsmöglichkeiten kann nicht darüber hinwegtäuschen, daß die meisten beschriebenen Konzepte lediglich auf dem Papier existieren und daß ihre großtechnische Einführung in absehbarer Zeit - zumindest bis zum Jahre 2005 - nicht erwartet werden kann. Für die gesamte Konstruktions-, Bau- und Erprobungsphase im Prototyp - und im Demonstrationsanlagenmaßstab sowie für die Phase der Entwicklung zur Serienreife müssen längere Zeiträume veranschlagt werden, selbst wenn man keine Rückschläge in der Entwicklung unterstellt. Nach den bisherigen Erfahrungen mit der HTR-Entwicklung, der Brüter-Entwicklung, der Wiederaufarbeitung, der Endlagerung, der Nachrüstung von Leichtwasserreaktoren muß aber auch in Zukunft mit Rückschlägen gerechnet werden. Wenn überhaupt die Entwicklung neuer Reaktor-konzepte in Angriff genommen werden sollte, so ist zu erwarten, daß sich die Arbeiten in internationaler Kooperation auf sehr wenige Konzepte konzentrieren wird, die sich erst nach einem längeren Wettstreit herauskristallisieren werden.

Auf der anderen Seite bringt die Beschreibung des derzeitigen Entwicklungsstandes nicht zum Ausdruck, daß der größte Teil des derzeitigen Kernkraftwerksparks diesem Stand nicht entspricht. Altanlagen weisen teilweise erhebliche sicherheitstechnische Unterschiede zu den Anlagen des Konvoi-Typs (DWR) oder zu den beiden Anlagen der Baulinie '72 (SWR) auf. Der bundesdeutsche Kernkraftwerkspark besteht, bzw. bestand, aus folgenden Leistungsreaktoren:

Anlage	el.Leistung (brutto)	Typ	komm.Inbetriebnahme	Bemerkung
VAK	16	SWR	1961	stillgelegt
MZFR	57	SDWR	1966	
KRB	250	SWR	1967	stillgelegt
KWL	252	SWR	1968	stillgelegt
AVR	15	HTR	1968	nicht mehr in Betrieb
KWO	357	DWR	1969	
KKN	107	SDWR	1973	stillgelegt
KKS	672	DWR	1972	
KWW	670	SWR	1972	
KNK II	21	SNR	1978	1973/74 m.therm.Kern
KWB-A	1204	DWR	1975	
GKN-1	855	DWR	1976	
KWB-B	1300	DWR	1977	
KKB	806	SWR	1976	
KKI-1	907	SWR	1979	
KKU	1300	DWR	1979	
KKP-1	900	SWR	1979	
KKG	1300	DUR	1982	
KKK	1316	SWR	1984	
KRB-B	1300	SWR	1984	Baulinie '72
KRB-C	1308	SWR	1985	Baulinie '72
KWG	1366	DWR	1985	
KKP-2	1281	DWR	1985	
KBR	1395	DWR	1986	
KMK	1316	DWR	1987	1 TG auf- gehoben
KKI-2	1370	DWR	1988	Konvoi-Typ
KKE	1314	DWR	1988	Konvoi-Typ
GKN-2	1300	DWR	1988	Konvoi-Typ

Schließlich fehlt bei der Beschreibung des technischen und des sicherheitstechnischen Standes bezüglich des Leichtwasserreaktors, daß auch bei Anlagen des Konvoi-Typs und der Baulinie '72 aufgrund ihrer Auslegungsmerkmale Unfallabläufe mit massiven Radioaktivitätsfreisetzungen (ca. die Hälfte der leichtflüchtigen Spaltprodukte nach wenigen Stunden) und dementsprechend mit schwersten Schäden in der weiteren Umgebung möglich sind. Ungeklärt sind die Randbedingungen für viele der diskutierten "Accident-Management-Maßnahmen", ungelöst ist die Beherrschung des Wasserstoffproblems bei Unfällen in DWR-Anlagen.

Bezüglich der HTR-Anlagen ist festzustellen, daß der THTR-300 auch aus (betriebs-)technischen Gründen stillgelegt wurde und daß weltweit derzeit kein kommerzieller HTR in Betrieb ist. In vielen Fällen ist der Nachweis bestimmter HTR-spezifischer Sicherheitseigenschaften noch nicht erbracht. Der Hinweis, bei Brutreaktoren seien Schwierigkeiten fast nur im nicht-nuklearen Anlagenbereich aufgetreten, ist insofern irreführend, als Störungen im nicht-nuklearen Bereich

durchaus sicherheitsrelevant sein können und zu Rückwirkungen auf den Kern führen können. Insgesamt ist die Darstellung des sicherheitstechnischen Standes einseitig und unausgewogen.

5.2 Stellungnahme von L. Hahn zum Kapitel 3.1 (Kosten und Wirtschaftlichkeit der Kernenergie)

Leichtwasserreaktoren

Die Schätzungen für die Stromerzeugungskosten bei Leichtwasserreaktoren sind mit einer Reihe von Unsicherheiten behaftet, die sich erheblich auf die Abschätzung der wirtschaftlichen Potentiale auswirken können. Die dort zugrundegelegten Kosten für die Stromerzeugung aus Kernenergie, Braunkohle und Importkohle liegen derart dicht beieinander, daß Änderungen in den Kostenschätzungen die Potentialabschätzungen und -relationen grundlegend ändern können.

Des weiteren ist festzustellen, daß bestimmte Kosten nicht berücksichtigt worden sind. Zu nennen sind die energiewirtschaftlichen und energietechnischen Systemkosten, die mit dem Betrieb von Atomkraftwerken mit Blockgrößen von bis zu 1300 MW_e verbunden sind und die u.a. durch die Anforderungen an das Hochspannungsverbundnetz und die Sofortreserve entstehen. Ferner gibt es Kostenfaktoren, die derzeit nicht bekannt sind, z.B. die Kosten für die Endlagerung und für den Abriß kerntechnischer Anlagen.

Im Prinzip können die Unsicherheiten zu einer Erhöhung und zu einer Verringerung der Kosten führen. In Kapitel 3.1 sind jedoch eine Reihe von optimistischen Annahmen getroffen, die eher zu einer Unterschätzung der Stromerzeugungskosten aus Leichtwasserreaktoren führen. Diese optimistischen Annahmen werden nachfolgend aufgelistet und kommentiert.

- Lebensdauer der Anlage

Bis heute hat kein ziviler Stromerzeugungsreaktor eine Betriebszeit von 35 Jahren erreicht. Dagegen sind vor Ablauf dieser Betriebszeit bereits eine Reihe von Anlagen abgeschaltet worden. Trotz mehrerer tausend Jahre Betriebserfahrung ist die Betriebszeit von 35 Jahren nicht demonstriert. Die Annahme ist äußerst optimistisch. Im einzelnen wurden weltweit folgende Betriebszeiten erreicht:

Laufende Anlagen (418 Anlagen, Stand 1989)

30 - 35 Jahre	3	Anlagen
25 - 29 Jahre	11	Anlagen
20 - 24 Jahre	23	Anlagen
15 - 19 Jahre	76	Anlagen
10 - 14 Jahre	80	Anlagen
0 - 9 Jahre	225	Anlagen

Stillgelegte Anlagen (24 Anlagen ausgewertet)

30 - 35 Jahre	0	Anlagen
25 - 29 Jahre	3	Anlagen
20 - 24 Jahre	4	Anlagen
15 - 19 Jahre	6	Anlagen
0 - 14 Jahre	5	Anlagen
0 - 10 Jahre	6	Anlagen

- Anlagekosten

Heute ist nicht abschbar, unter welchen Bedingungen und zusätzlichen Forderungen - wenn überhaupt - Leichtwasserreaktoren noch genehmigungsfähig sein werden. Damit sind heutige Schätzungen der zukünftigen Anlagekosten - selbst wenn die Kosten für Konvoi-Anlagen relativ genau bekannt sein sollten - unsicher und unterschätzen die wirklichen Kosten eher. Die angenommenen Reduzierungen der Baukosten beruhen auf Herstellerangaben und sind nicht nachgewiesen. Inwieweit ausreichend Standorte für Doppelblockanlagen zur Verfügung stehen, ist unsicher.

- Endlagerkosten

Bei den Brennstoffkreislauf-Kosten sind insbesondere die Kosten für die Endlagerung - die für extrem lange Zeiträume sicher gewährleistet sein muß - nicht bekannt. Dies gilt sowohl für die hochaktiven als auch für die mittel- und schwachaktiven Abfälle. Völlig ungewiß sind die Entsorgungskosten in der fernen Zukunft. Es existiert kein realisiertes Entsorgungskonzept. Solange die Entsorgung ungelöst ist, können auch die Endlagerkosten nicht glaubwürdig angegeben werden.

- Nachrüstmaßnahmen

Erfahrungen mit bestehenden Anlagen zeigen, daß bereits in der ersten Hälfte der angestrebten Lebensdauer mit erheblichen und kostenintensiven Nachrüstmaßnahmen gerechnet werden muß. Beispiele sind die Nachrüstmaßnahmen für Würiggassen, Brunsbüttel, Stade und Unterweser in Höhe von 1,9 Milliarden DM (Fabian, Preussen Elektra), für die anderen Baulinie -'69 - Siedewasserreaktoren, für die geplanten Notstandssysteme in Biblis, für den Austausch von Dampferzeugern im In- und Ausland (insbesondere Frankreich). Durch die Kostenansätze für Wartung und Instandhaltung werden diese Anwendungen nicht gedeckt.

Welche Maßnahmen im einzelnen notwendig werden, läßt sich naturgemäß nicht angeben. Es läßt sich schlechterdings nicht im Voraus angeben, welche Nachrüstkosten z.B. nach 20 Jahren anfallen werden.

- Wartung und Instandhaltung

Die Kosten für Wartung und Instandhaltung, insbesondere bei zunehmendem Anlagenalter, können höher liegen als derzeit mit 1,5% /a veranschlagt, da wegen der Altersstruktur des derzeitigen Kraftwerksparks kaum Erfahrungen über die Entwicklung (und mögliche Steigerung) der Wartungs- und Instandhaltungskosten bei Altanlagen vorliegen.

- Anlagenverfügbarkeit

Es ist bereits technisch nicht gewährleistet, daß bei zunehmender Anlagenbetriebszeit die Verfügbarkeit so hoch wie derzeit angenommen bleibt. Es gibt keine ausreichend belastbaren Erfahrungen über die Auswirkungen von Alterungsprozessen und des Mittellastbetriebes auf die Anlagenverfügbarkeit. Bei einer Ausweitung der Kernkraftwerkskapazität ist teilweise von unterschiedlichen Einsatzbedingungen für die einzelnen Anlagen ausgegangen worden, die sich von den derzeitigen Bedingungen unterscheiden würden.

- Schätzungen für die Abriß-Kosten

Die Kosten für den Abriß eines großen Leichtwasserreaktors mit langer Betriebszeit sind heute nicht bekannt, da eine derartige Beseitigung noch nicht durchgeführt wurde. Unter Berücksichtigung der Kostenschätzungen für den Abriß von Niederaichbach, des THTR-300 und von britischen gasgekühlten Reaktoren können die tatsächlichen Kosten um ein Vielfaches höher liegen als derzeit geschätzt.

- Stilllegungsphase:

Sowohl der angenommene Zeitraum zwischen Stilllegung und Beseitigung (10 a) als auch die jährlichen Kosten während der Stilllegungsphase können erheblich höher als angenommen liegen.

- Anlagengröße

Es ist zweifelhaft, ob die Beibehaltung oder gar Erhöhung der Anlagengröße in Zukunft tolerierbar ist. Bei einer drastischen Verringerung der Anlagengröße (z.B. auf 600 MW) steigen nach Herstellerangaben (Siemens) die spezifischen Anlagenkosten.

- Kostensteigerungen

Aus der bisherigen Erfahrung mit kerntechnischen Großprojekten ist bekannt, daß die meisten Anlagen wesentlich teurer waren als bei ihrer Planung zugrundegelegt (z.B. SNR-300, THTR-300, WAW, KMK usw.) Die Kostensteigerungen waren höher als bei konventionellen Großprojekten (siehe Rittstieg). Danach erscheint es nicht gerechtfertigt, für die Zukunft Kostensteigerungen außer acht zu lassen.

- Standardisierung

Eine Standardisierung von Anlagen kann kostensenkend, aber auch kostensteigernd wirken. Treten systematische Fehler bei vielen Anlagen in gleicher Weise auf (z.B. wie bei französischen Anlagen), so können unvorhergesehene Zusatzkosten entstehen, die die Kosteneinsparungen durch Standardisierung kompensieren.

Hochtemperaturreaktoren und Heizreaktoren

Die Kostenschätzungen beruhen nicht auf einer kalkulierten Referenzanlage, sondern auch Vorprojektuntersuchungen der Arbeitsgemeinschaft Hochtemperaturreaktor (AHR) aus dem Jahre 1984, die mittels Umrechnung gemäß den Annahmen des gemeinsamen Analyserasters ermittelt wurden. Die Schätzungen erscheinen unverbindlich, nicht auf dem heutigen Stand und daher unsicher. Die Schätzungen der Wärmeerzeugungskosten aus Heizreaktoren beruhen auf einer geringen Anzahl von Publikationen (meist von Anbietern) und sind mangels einer jemals gebauten vergleichbaren Anlage unsicher. Die Annahmen über Bauzeit und Lebensdauer erscheinen angesichts des Erfahrungshorizontes optimistisch.

5.3 Stellungnahme von L. Hahn zu Kapitel 3.2

(Technische Reduktionspotentiale)

Stromerzeugung

a) Sofortmaßnahmen

Die Annahme, daß die Arbeitsausnutzung kurzfristig angehoben werden kann, beruht auf der Argumentation, die Nichtausnutzung der Arbeitsverfügbarkeit werde verursacht durch

- den Zwangseinsatz deutscher Steinkohle, der bei Aufhebung des Jahrhundertvertrages sofort beendet werden könne, und auf dem
- Streck-Betrieb, auf den verzichtet werden könne.

K. Traube widerspricht diesen Annahmen mit den Argumenten, daß

- die Betreiber jener Kernkraftwerke, deren Arbeitsverfügbarkeit nicht ausgenutzt wurde, gleichzeitig Braunkohle (RWE) oder Importkohle (Preußen Elektra/HEW) verstromten, wozu sie niemand verpflichtet,
- auf Streckbetrieb nicht verzichtet werden kann, da dieser nicht ökonomische, sondern technische Gründe hat.

Da Traubes Argumente nicht widerlegt worden sind, steht die Machbarkeit der Sofortmaßnahmen infrage, zumal nicht erläutert wird, wie eine gemeinsame Einsatzplanung aller Kernkraftwerke die kurzfristigen Lastschwankungen ausgleichen soll.

Ein weiterer Grund dafür, daß die gewünschte Arbeitsausnutzung nicht erreicht werden kann, liegt darin, daß die Mittellastkraftwerke netzbedingt in der Nacht und an den Wochenenden nicht auf Null-Leistung reduziert werden können, sondern mit einer gewissen Mindestlast gefahren werden müssen.

b) Maßnahmen in naher Zukunft

Die ermittelten technischen Potentiale durch den Zubau von Leichtwasserreaktoren werden quantitativ im wesentlichen durch die Festlegungen des Referenzszenarios und durch die angenommenen Zubauraten andererseits bestimmt bzw. begrenzt.

Im Rahmen der hier dargelegten Argumente ist das Referenzszenario solange von untergeordneter Bedeutung, wie die AKW-Zubaurate die limitierende Einflußgröße ist, d.h. solange fossil befeuerte Kraftwerke ersetzt werden können. Die technischen Potentiale können sich rechnerisch jedoch drastisch ändern, wenn bestimmte Annahmen des Referenzszenarios geändert werden, beispielsweise

- die Lebensdauer der zu ersetzenden fossilen Anlagen:
Werden die fossil befeuerten Anlagen länger betrieben als im Referenzszenario angenommen, entsteht ein geringerer Ersatzbedarf,
- die Lebensdauer der bestehenden Atomkraftwerke:
8,5 GW nukleare Kraftwerksleistung ging vor 1980 ans Netz. Nimmt man an, daß diese vor 2005 ersetzt werden müßten und der Ersatz durch Leichtwasserreaktoren erfolgen würde, so wäre das nutzbare technische Potential um 8,5 GW geringer.

Weitere Faktoren, die das technische Potential mindern können, sind

- Energieversorgungsstrategien, die wesentlich von den Annahmen des Referenzszenarios abweichen.
Beim Entwurf von Ausbauszenarien ist immer die Einbeziehung des energiewirtschaftlichen und -technischen Gesamtsystem notwendig, auch bei der Ermittlung des technischen Potentials.
Traube hat in seiner Stellungnahme im Rahmen des Studienkomplexes der Kernenergieausbau-Strategie einen äquivalenten Ausbau der Kraft-Wärme-Kopplung gegenübergestellt, der zu wesentlich geringeren technischen Potentialen für Leichtwasserreaktoren führt.
- Technisch bedingte Verzögerungen beim Zubau von Leichtwasserreaktoren
- Neue Sicherheitsanforderungen an neu zu erbauende Anlagen, die sich aus Erkenntnissen des Betriebs oder der Reaktorsicherheitsforschung ergeben können oder die aufgrund der größeren Zahl von Anlagen für erforderlich gehalten werden
- ist völlig unrealistisch, davon auszugehen, daß ab 1997 ein bzw. zwei Leichtwasserreaktoren in Betrieb gehen können. Aufgrund bisheriger Erfahrungen beträgt die Gesamtzeit von Antragstellung, Begutachtung, Genehmigung, Bau bis Inbetriebnah-

me auch bei zügigster Abwicklung mindestens 10 Jahre, auch bei den Konvoi-Anlagen.

- Ferner ist hinsichtlich des neuen Prognos-Szenarios "Die energiewirtschaftliche Entwicklung in der Bundesrepublik Deutschland bis zum Jahr 2010" folgendes zu sagen:
Prognos analysiert einen Zuwachs der Brutto-Stromerzeugung von 418 TWh (1987) auf 469 TWh (2010), also um 12%. Die Netzhöchstlast steigt im selben Zeitraum von 58.202 MW auf 68.902 MW, also um 10.700 MW oder 18%. Die Höchstlast der Erzeugung steigt von 60.254 MW auf 67.695 MW. Die geringe Steigerung in der Erzeugung ist durch höhere Importe zu erklären.
- Die installierte Bruttoengpaßleistung in der BRD sinkt von 101.024 MW (1987) auf 94.647 MW (2010).
- Das Verhältnis Engpaßleistung/Höchstlast Erzeugung sinkt in diesem Zeitraum von 1,5 auf 1,25.
- Das Verhältnis Engpaß/Höchstlast Netz sinkt von 1,55 auf 1,3.

Wenn man unterstellt, daß ein Reservefaktor von 25 bis 28% notwendig ist, dann ist also erst zum Ende des Betrachtungszeitraums dieser Wert erreicht. Es bedarf also keines Zubaus an Kraftwerken, sondern nur ein Ersatz von alten Kraftwerken. Im Kraftwerksbereich wurde folgende Entwicklung analysiert:

Kraftwerke	Leistung (MW)		
	1987	2000	2010
AKW	19.900	21.900	21.900
Steinkohle	33.900	32.900	31.700
Braunkohle	13.500	11.200	10.300
Erdgas	15.700	17.800	17.800
Erdöl	10.200	7.500	3.000
Wasser	6.744	7.659	7.760
davon Laufwasser	4.118	5.033	5.134

Es ist also in keinem Bereich ein Zuwachs zu verzeichnen, außer bei Erdgas. Im AKW-Bereich wird ein Ersatzbedarf von 7.000 MW im Zeitraum zwischen 2000 und 2010 festgestellt. Über den Ersatzbedarf in den anderen Bereichen wird nichts gesagt.

Die Ausnutzungsdauer der Höchstlast stagniert bei 6300 h/a. Es wird bemerkt, daß der Anteil der grundlastorientierten Grundstoff- und Produktionsgüterindustrie an der Stromnachfrage deutlich zurück geht, dafür aber die mittellastorientierte Investitions- und Verbrauchsgüterindustrie sowie der Kleinverbrauch stark steigt. Es kann also davon ausgegangen werden, daß ein Anteil von 50 bis 60% an der Höchstlast Grundlast ist.

Dies bedeutet für den Zeitraum 2000 bis 2010 ca. 30.000 MW an Grundlastkraftwerken mit einer AKW-Kapazität von 21.900 MW am Netz. Um auf eine AKW-Kapazität von 45.000 MW zu kommen, müssten also 31.100 MW an AKW zugebaut werden, zuzüglich des Ersatzbedarfs für stillzulegende AKW.

Dies bedeutet, daß dann 60.434 MW an Grundlastkraftwerken installiert wären. Damit könnte 89% der Höchstlast mit Grundlast abgedeckt werden. Bei einer solchen Annahme, die technisch unsinnig ist, stimmen aber auch die Wirtschaftlichkeitsrechnungen nicht mehr.

Anders argumentiert würde ein Zubau von 31.100 MW an AKW bedeuten, daß dann fast alle heute vorhandenen Braunkohlekraftwerke (13.500 MW) sowie noch 12.800 MW an Steinkohlekraftwerken stillgelegt werden müßten, also eine Vernichtung von getätigten Investitionen erfolgen würde. Dies müsste der AKW-Stromerzeugung zugerechnet werden. Zudem müssten ca. 15.000 MW an AKW im Mittellastbereich gefahren werden, mit einer Ausnutzungsdauer von ca. 4600 h/a.

Die AKW-Ausbaustrategie ist also auch bei einem Vergleich mit dem neuen PROGNOSE-Szenario realitätsfern und hat nichts mit einem technisch vernünftigerweise realisierbarem Potential zu tun.

- Eine AKW-Kapazität von 45.000 MW stößt auch an andere technische Grenzen, z.B. wegen des Mangels geeigneter Standorte (Kühlwasserangebot, Durchführbarkeit von Katastrophenschutzmaßnahmen, usw.).
- Die Wahrscheinlichkeit für einen Kernschmelzunfall steigt mit der Zahl der betriebenen Anlagen und ist bei einer Kapazität von 45 GW an Leichtwasserreaktoren

nicht vernachlässigbar (siehe z.B. Tanguy). Zu den Folgen eines solchen Unfalls siehe Kapitel 4.

Fernwärmeversorgung

- Die Annahme, daß die Fernwärmeeinspeisung aus AKW 60% der Höchstlast des entsprechenden Fernwärmenetzes beträgt, ist unrealistisch. In der Regel rechnet man mit einem Anteil von ca. 30%. Weiterhin ist die Annahme, daß die verbleibende Deckung der Spitzenlast durch fossile Heiz- bzw. Heizkraftwerke erfolgt, unsinnig bezüglich der Heizkraftwerke. Die Spitzenlast und Reserveleistung wird ausschließlich in Heizwerken erbracht.
- Die Annahme der Auskoppelung von Fernwärme aus AKW zur Substitution von fossilen KWK-Anlagen ist besonders ineffizient, da gerade dort fossile Energieträger substituiert werden sollen, wo sie sehr effizient eingesetzt werden.

Weiterhin ist die Einbindung von AKW in Fernwärmenetze mit dem Bau von großen Antransportleitungen verbunden, da die Kernkraftwerke weit von den Fernwärmenetzen stehen, was aus wirtschaftlichen Gesichtspunkten sehr negativ zu beurteilen ist, und weshalb auch derzeit keine Fernwärmeumkoppelung ans AKW erfolgt. Oftmals ist kein Kernkraftwerk in der Nähe (bis 30 km) von großen Fernwärmenetzen, weshalb das Potential sehr begrenzt ist. Die Fernwärmeversorgung aus kleineren Heizreaktoren ist ebenfalls ineffizient, da ein Bau in Ballungszentren bislang nicht möglich ist. Insgesamt existiert nach einer Untersuchung des Öko-Institutes ein Einsatzbereich von max. 4 HTR (200 MWth) in der BRD, wobei Sicherheitsfragen nicht berücksichtigt wurden.

Der Einsatz von AKW zur Fernwärmeversorgung würde im Betrachtungszeitraum moderne Kohletechnik mit entsprechenden Abgasreinigungsanlagen verdrängen, was unter Effizienzgesichtspunkten Unsinn ist. Weiterhin ist gerade der KWK-Bereich dasjenige Einsatzgebiet für die Kohle, in dem sie am umweltverträglichsten eingesetzt werden kann.

Industrielle Prozeßdampf- und Prozeßwärmeerzeugung einschließlich Kohleveredelung

Die Zubauraten für HTR-Modul-Reaktoren (ca. 10 Anlagen pro Jahr ab 1997) sind aus technischen, organisatorischen, kapazitätsbedingten, industriepolitischen, genehmigungstechnischen und ökonomischen Gründen aus utopisch anzusehen.

Die ursprüngliche Erwartung an die HTR-Entwicklung, ein hohes Temperaturniveau des Kühlgases zu erreichen (größer 950 Grad Celsius), ist bei den beiden Prototypen konzeptionell nicht

realisiert worden. Lediglich bei dem AVR-Versuchsreaktor sind derart hohe Temperaturen des Kühlgases erreicht worden. Weiterhin ist die Erforschung von Werkstoffen und entsprechender Komponenten zur Übertragung der Prozesswärme noch im Versuchsstadium. Vor der Jahrhundertwende ist bei realistischer Betrachtung der Situation nicht mit dem Bau eines Prototyps zur Realisierung "Nuklearer Prozesswärmeauskopplung" zu rechnen.

Beide bisherigen Prototypen waren reine Stromerzeuger mit Anlagenwirkungsgraden, die von modernen konventionellen Kraftwerken und auch neuen gasgekühlten Atomkraftwerken in Großbritannien (AGR-Heysham II) erreicht, zum Teil sogar übertroffen werden. Lediglich durch den hohen Entladeabbrand des Brennstoffes (hohe Ausnutzung des Brennstoffs) ist ein "Vorteil" gegenüber fortgeschrittenen gasgekühlten AKW (AGR) ausweisbar. Die Weiterentwicklung zum AKW mit integrierter Heliumturbine bei geschlossenem Gaskreislauf (Einkreisanlage, HHT) ist bereits 1982 eingestellt worden. Damit ist eine andere wichtige Option der HTR-Entwicklung nicht mehr gegeben.

Bisherige Analysen der potentiellen Einsatzchancen des HTR als reinem Stromerzeuger sowie im Niedertemperaturwärmemarkt als Heizkraft- oder Heizwerk haben ergeben, daß bis zum Jahr 2000 kein ökonomisch begründbares Potential besteht, selbst wenn optimistische Daten für die wirtschaftlichen und technischen Merkmale des Systems angenommen werden.

Der Einsatz von Prozeßwärme und -dampf aus Hochtemperaturreaktoren zur Herstellung industrieller Produkte ist weder von den tatsächlichen Einsatzmöglichkeiten noch von der Wirtschaftlichkeit her vor dem nächsten Jahrhundert realisierbar. Außerdem ist diese Technologie auch auf längere Sicht wegen der großen wirtschaftlichen Risiken und des hohen Subventionsbedarfs für die BRD volkswirtschaftlich nicht sinnvoll.

Die Kohleumwandlungsverfahren unter Einkoppelung des HTR lassen sich wegen technischer und wirtschaftlicher Probleme bestenfalls im nächsten Jahrhundert verwirklichen. Selbst Großunternehmen mit einer positiven Einstellung zum HTR stellen heute fest, daß sie die Risiken einer großtechnischen Einführung von Kohleumwandlung mittels HTR-Wärme nicht tragen können und wollen. Die mit den Kohleumwandlungsverfahren verbundenen Umweltauswirkungen, Akzeptanzprobleme und Emissionsminderungskosten steigern das wirtschaftliche Risiko zusätzlich. Auch weiterhin sind alle Kohleumwandlungsverfahren im Vergleich zum "Ölfall" unwirtschaftlich, sodaß sie massive Subventionen erfordern, die den Staatshaushalt stark belasten würden.

Schließlich sichert ein Kohleumwandlungsprogramm keineswegs den Absatz der heimischen Steinkohle, da Optionen mit Braunkohle-Einsatz bzw. Kohlefreisetzung durch den Einsatz von Atom-

kraftwerken bei der Verstromung wirtschaftlicher als Optionen mit zusätzlicher Steinkohleförderung erscheinen.

Außerdem ist der HTR auf lange Sicht als Prozeßdampf- bzw. Prozeßwärmeerzeuger für die Industrie und das Gewerbe wenig attraktiv. Dies liegt an dem begrenzten Einsatzbereich für HTR-Prozeßdampf und-wärme, den hohen Kapitalkosten der HTR-Anlagen sowie an den Auswirkungen der GFAVO. Die Verbindungen des HTR mit einem System zur Verteilung nuklearer Fernenergie (NFE) hat schließlich wegen des immensen infrastrukturellen Zubauaufwandes zusätzlich zu den schon erwähnten Problemen keine wirtschaftlichen Aussichten.

5.4 Stellungnahme von L. Hahn zu Kapitel 3.3

(Kosten und Aufwand der Spurengasreduktion durch Kernenergie)

a) Generelles

Die wirtschaftlichen Potentiale ergeben sich aus den technischen Potentialen und aus Kostenrechnungen. Zu beiden Komplexen habe ich bereits an anderer Stelle Aussagen gemacht, die hier nicht wiederholt werden müssen. Bei sinngemäßer Anwendung ergibt sich, daß die wirtschaftlichen Potentiale teilweise erheblich geringer ausfallen oder ausfallen können als hier berechnet oder gar nicht vorhanden sind.

Neben Datenproblemen bestehen auch eine Reihe von offenen Fragen und Problemen hinsichtlich Annahmen und Methoden. Analyseraster und Referenzszenarios allein geben diesbezüglich nicht in allen Fällen ausreichende und sinnvolle Vorgaben. Ungeklärt ist beispielsweise noch die methodische Frage des Umgangs mit negativen Minderungskosten.

b) Spurengasemissionen beim Einsatz von Kernenergiesystemen

Zunächst sind Kernenergiesysteme nicht frei von Emissionen an CO₂ und anderen Spurengasen (z.B. Krypton). Darüberhinaus konkurriert der Einsatz von Kernkraftwerken in den verschiedenen Anwendungsbereichen in allen Fällen mit effizienten Nutzungstechnologien und mit regenerativen Energiequellen. Insbesondere muß beachtet werden, daß der Einsatz von großen LWR oder HTR zur Stromerzeugung strukturelle Effekte bedingt, die immer auch zu einem höheren Einsatz von fossilen Energieträgern tendieren, verglichen mit einer Effizienzstrategie, die mit dem Einsatz von de zentralen Umwandlungstechnologien, besonders auf regenerativer Basis, verbunden ist.

c) Externe Kosten

Zu externen Kosten gibt es neuere Untersuchungen aus dem In- und Ausland, die zu völlig anderen Ergebnissen kommen, nämlich daß die externen Kosten wesentlich zu den Stromerzeugungskosten aus Leichtwasserreaktoren beitragen würden und daß die externen Kosten für Kernenergie relativ am höchsten liegen. Der größte Einzelbeitrag rührt dabei von den Kosten eines Unfalles mit Kernschmelze her. Neuere Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung und Erkenntnisse nach dem Tschernobyl-Unfall weisen in die gleiche Richtung. Jüngere sowjetische Schätzungen kommen auf Beträge von ca. 200 Milliarden Rubel allein durch Ausfälle bei der Strom- und landwirtschaftlichen Produktion als Folge des Tschernobyl-Unfalls. Untersuchungen zu den externen Kosten wurden u.a. durchgeführt von Hohmeyer, Shuman und Cavanagh, Ottinger et al..

d) Schlußfolgerung

Die Schlußfolgerung des vorletzten Absatzes von Abschnitt 3.3 auf Seite 49:

..."Die vorliegenden Ergebnisse weisen für die verstärkte Nutzung der Kernenergie ein beträchtliches technisches CO₂-Minderungspotential aus. Wenn man unterstellt, daß keine Hemmnisse den Zubau von Kernkraftwerken behindern oder verzögern, wäre aus technischer Sicht, im Rahmen einer forcierten CO₂-Minderungspolitik, eine Minderung energiebedingter CO₂-Emissionen durch eine Ausweitung der Kernenergienutzung von bis zu 150 Mio.t. CO₂/a im Jahr 2005 erreichbar, was etwa 20% der derzeitigen gesamten CO₂-Emissionen der Bundesrepublik Deutschland entspricht. Eine Ausnutzung eines großen Teils dieses CO₂-Minderungspotentials durch eine Vermeidung fossiler Energieerzeugung wäre dabei aus gegenwärtiger Sicht möglich, ohne die Kosten der Energiebereitstellung zu erhöhen."...

kann ich nicht mittragen, da sie auf einer Vielzahl von optimistischen und unsicheren Daten, Annahmen und Modellvorstellungen beruht, die in ihrer Gesamtheit eine belastbare Aussage dieses Inhalts nicht möglich macht.

6. Stellungnahme von A. Voß zu den Kapiteln 4 und 5

6.1 Stellungnahme von A. Voß zu Kapitel 4

6.1.1 Stellungnahme zu Kap. 4.3.1 "Grundzüge des Sicherheitskonzeptes bei Kernkraftwerken"

Oberstes Ziel aller Sicherheitsüberlegungen ist es, den Einschluß der in einem Kernkraftwerk vorhandenen radioaktiven Stoffe jederzeit und unter allen Umständen sicherzustellen.

Im Zusammenhang mit der Behandlung sicherheitstechnischer Fragen werden verschieden Anlagenzustände unterschiedene und zwar:

- bestimmungsgemäßer Betrieb,
- Störfälle: Ereignisabläufe für die die Anlage so ausgelegt ist, daß die Folgen für die Umgebung bestimmte Grenzen nicht überschritten. Sogenannte Auslegungstörfälle dienen dabei als Bemessungsgrundlage für die sicherheitstechnische Auslegung des Kernkraftwerkes.
- Unfälle: Jenseits der sicherheitstechnischen Auslegung verbleibt ein Bereich denkbarer Ereignisabläufe, die als Unfälle oder auslegungsüberschreitende Störfälle bezeichnet werden. Hierunter werden Ereignisabläufe verstanden, die nach menschlichem Ermessen so unwahrscheinlich sind, daß eine Auslegung der Anlage zu ihrer

Vermeidung nicht erfolgen muß. Kernkraftwerke besitzen auch dann noch Sicherheitsreserven, wenn Auslegungsgrenzen überschritten werden. Diese werden bei auslegungsüberschreitenden Störfällen im Rahmen anlageninterner Notfallmaßnahmen genutzt um Kernschäden zu verhindern bzw. die Schadensfolgen wirksam zu begrenzen

Das Sicherheitskonzept zur Gewährleistung des sicheren Einschlusses der radioaktiven Stoffe beruht dabei auf sog. inhärenten, also dem Reaktor innewohnenden physikalischen, naturgesetzlichen Sicherheitseigenschaften und ingenieurtechnischen Sicherheitsmaßnahmen. Wesentliche Grundelemente der ingenieurtechnischen Sicherheitsmaßnahmen sind mehrfach gestaffelte Aktivitätsbarrieren, mehrstufige Sicherheitsebenen und die Auslegungsgrundsätze für Sicherheitseinrichtungen.

Zu den in Kap. 4.3.1 im weiteren gemachten Ausführungen zum Sicherheitskonzept ist folgendes zu ergänzen bzw. richtigzustellen.

- Unfälle oder auslegungsüberschreitende Störfälle führen in der Regel keineswegs zu einem praktisch vollständigen Versagen aller Aktivitätsbarrieren (siehe Three Mile Island).
- Die Maßnahmen zur Qualitätsgewährleistung (erste Sicherheitsebene) mit ihren mehrfachen und wiederkehrenden Prüfungen während der Fertigung, der Errichtung und des Betriebs der Anlagen dienen nicht nur der Aufrechterhaltung des Normalbetriebes sondern der Einhaltung hoher Qualitäts- und Zuverlässigkeitsstandards der Sicherheitseinrichtungen und somit zur Prävention von Stör- und Unfällen.
- Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz (Accident Management) wurden bereits lange vor dem Unfall in Tschernobyl begonnen. Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen dienen dazu, bei auslegungsüberschreitenden Störfällen unter Ausnutzung der Auslegungsreserven, durch flexible Nutzung der Sicherheits- und Betriebssysteme sowie die Verwendung externer Systeme oder durch spezielle Vorkehrungen, wie z.B. H₂-Zünder zur Vermeidung von Wasserstoffdetonation oder eine gefilterte Druckentlastung des Containments, eine Kernschmelze zu vermeiden (präventiver Notfallschutz) bzw. die Integrität des Reaktordruckbehälters zu erhalten oder ihre Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage zu begrenzen.

- Die Aussage, daß die Auslegungsprinzipien für Sicherheitseinrichtungen wie Redundanz, Diversität, sicherheitsgerichtetes Ausfallverhalten, Selbstüberwachung, Automatisierung, Entmaschung und räumliche Trennung in bestehenden Kernkraftwerken teilweise nur unvollständig oder gar nicht realisiert sind, ist unkorrekt. Vielmehr müssen diese Prinzipien entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik realisiert sein.

6.1.2 Stellungnahme zu Kap. 4.3.2 "Unfallrisiken"

Die in diesem Kapitel gegebene Darstellung und Interpretation der Ergebnisse der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke Phase B (DRS-B)" ist nicht korrekt und wissenschaftlich unseriös.

Die Aussage, daß das Unfallrisiko erheblich höher ist als früher angenommen und daß für die Folgen eines Unfalls nach heutigem Kenntnisstand und unter Berücksichtigung hiesiger Standortverhältnisse und der kurzen Vorwarnzeiten mit noch höheren mittleren und maximalen Schäden in der Umgebung gerechnet werden muß, als in der Risikostudie Phase A abgeschätzt, wird durch die Ergebnisse der DRS-B nicht gedeckt.

Nach der DRS-B beträgt die Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe etwa $3 \times 10^{-5}/a$. In Phase A wurde für die nicht beherrschten Ereignisabläufe insgesamt eine Häufigkeit von ca. $9 \times 10^{-5}/a$ ermittelt. Trotz des erweiterten Umfangs der Analysen - in Phase B sind mehr auslösende Ereignisse untersucht worden als in Phase A - liegt der entsprechende Wert in Phase B also um etwa einen Faktor drei niedriger als in Phase A. Dieses günstigere Ergebnis ist wesentlich auf systemtechnische Verbesserungen zurückzuführen, die nach Abschluß der Phase A in der Anlage (Biblis B) durchgeführt worden sind.

L. Hahn unterstellt nun, daß die durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe (Häufigkeit $3 \times 10^{-5}/a$) praktisch immer zu einem Kernschmelzunfall mit frühem Containmentversagen und einer erheblichen Radioaktivitätsfreisetzung führen. Dies ist eine wissenschaftlich nicht haltbare Interpretation eines Teilergebnisses der DRS-B.

In der DRS-B wird dargelegt, daß mit den untersuchten präventiven Notfallschutzmaßnahmen zur Druckentlastung und Wiederherstellung der Kernkühlung (Bleed and Feed) bei 90 % aller systemtechnisch nicht beherrschten Ereignisabläufe Kernschmelzen verhindert wird. Mit diesen Maßnahmen wird die Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe von ca. $3 \times 10^{-5}/a$ um etwa eine Größenordnung herabgesetzt. So ergibt sich für Kernschmelzen unter niedrigem Druck eine

Häufigkeit von ca. $4 \times 10^{-4}/a$ und für Kernschmelzen unter hohem Druck eine Häufigkeit von ca. $5 \times 10^{-7}/a$.

Auch die Unterstellung von L. Hahn, daß es bei einem Kernschmelzen unter hohem Druck sowie durch eine Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter (Containment) praktisch zwangsläufig zu einem Versagen des Containments mit hohen Freisetzungsraten kommt, wird durch die Ergebnisse der DRS-B nicht gedeckt.

Hierzu heißt es in der zusammenfassenden Darstellung der DRS-B "Zu beiden Unfallsituationen sind weitere Untersuchungen notwendig. So ist für Unfallabläufe mit einem Kernschmelzen unter hohem Druck zu klären, ob es zu einem Versagen an anderer Stelle des Reaktorkühlkreislaufes kommen kann, bevor der Reaktordruckbehälter versagt." "Die Untersuchungen zur Phase B zeigen aber, daß sich im Sicherheitsbehälter auch höhere Anreicherung von Wasserstoff ausbilden können, die bei einer Zündung den Sicherheitsbehälter gefährden. Technische Gegenmaßnahmen (Zündkerzen, katalytische Folien), mit denen der Wasserstoffgehalt im Sicherheitsbehälter begrenzt und eine gefährliche Verbrennung verhindert wird, werden untersucht. Doch sind zum technischen Einsatz solcher Maßnahmen noch weitere Entwicklungsarbeiten erforderlich. Kann eine Wasserstoffanreicherung, die bei einer Verbrennung den Sicherheitsbehälter gefährdet, ausgeschlossen werden, liegt in Phase B die Eintrittshäufigkeit für ein frühzeitiges und großflächiges Versagen des Sicherheitsbehälters niedriger als in Phase A". Und weiter heißt es "Die Analyse der bei einem Kernschmelzunfall auftretenden Belastungen ist deshalb noch mit erheblichen Unsicherheiten belastet. Es ist daher zur Zeit nicht möglich, das mit Belastungen aus Kernschmelzunfällen verbundene Risiko zu quantifizieren."

Ziel von Risikoanalysen ist es, die sicherheitstechnische Auslegung von Anlagen zu überprüfen und sicherheitstechnische Verbesserungen zu identifizieren. Insofern mag die Frage, ob von den in der DRS-B untersuchten anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen in der Risikostudie bereits Kredit genommen werden darf, umstritten sein, sie wird aber gegenstandslos, wenn diese Maßnahmen realisiert sind. Mit der Durchführung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen haben die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke begonnen. Sie wird in absehbarer Zeit abgeschlossen sein.

Abschließend sei noch eine Feststellung aus der DRS-B zitiert "Aufgrund der steten Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik ist zu erwarten, daß für neuere Anlagen die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen niedriger liegt als in den Untersuchungen der Phase B ermittelt."

In /1/ wird für die Konvoi-Anlagen (Inbetriebnahme 1988 und 1989) die Häufigkeit für das Auftreten eines durch die Sicherheitssystem nicht beherrschten Störfalles mit ca. $1,4 \times 10^{-4}/a$ und für

einen Kernschmelzunfall mit $3,5 \times 10^{-7}/a$ angegeben. Die entsprechenden Häufigkeiten für die Referenzanlagen Biblis B (Inbetriebnahme 1976) der DAS-B lauten $3 \times 10^{-5}/a$ bzw. $4,5 \times 10^{-6}/a$.

/1/ H. Märkl

"Sicherheitstechnische Ziele und Entwicklungstendenzen für die nächste Generation von LWR-Kernkraftwerken", VDI-Bericht 822, 1990.

6.1.3 Stellungnahme zu Kap. 4.4.3 "Perspektiven neuer Reaktorlinien und Kernenergiekonzepte aus sicherheitstechnischer Sicht"

Die Ausführungen dieses Kapitels zu den Weiterentwicklungsmöglichkeiten und Entwicklungstendenzen der Reaktorsicherheit, bauen auf einer eigenwilligen und wenig zweckmäßigen Einteilung (Tendenz der Fortführung, Tendenz der Weiterentwicklung, Tendenz des Neuanfangs) auf und gehen auf wesentliche sicherheitstechnische Weiterentwicklungen nicht ein. Aus diesem Grund wird im folgenden eine eigene, auf das wesentliche beschränkte, knappe Darstellung der Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik gegeben.

Das Sicherheitskonzept und die Sicherheitstechnik kerntechnischer Anlagen sind in der Vergangenheit stetig verbessert und weiterentwickelt worden. Dies wird sich auch in der Zukunft fortsetzen.

Heute bereits eingeleitete bzw. absehbare Weiterentwicklungen und Verbesserungen lassen sich den folgenden Bereichen zuordnen.

1. Verstärkung der sicherheitstechnischen Auslegung (Auslegungsebene) z.B. dadurch, daß Schadensmöglichkeiten verringert oder beseitigt, Sicherheitssystem verbessert oder zusätzlich installiert werden. Sicherheitsgewinne werden erreicht durch die Verringerung der Wahrscheinlichkeit für das Auftreten auslegungsüberschreitender, d.h. durch die Sicherheitssystem nicht beherrschter Störfallereignisse.
2. Weiterentwicklung und Verbesserungen im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes, um auslegungsüberschreitende Störfälle frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren oder mit möglichst geringen Schäden zu beenden. Dies betrifft sowohl präventive anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen, die das Auftreten einer Kernschmelze verhindern, als auch Vorkehrungen und mitigative Accident-Management Maßnahmen zur Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters.
3. Verstärkung und Ertüchtigung von Aktivitätsbarrieren, um auch bei hypothetischen auslegungsüberschreitenden Unfällen die Freisetzung von Aktivität in die Umge-

bung auszuschließen oder unter einer vorgegebenen Grenze zu halten. Dies läßt sich zum einen dadurch erreichen, daß das Containment so ausgelegt wird, daß seine Integrität nicht durch mechanische Einwirkungen als Folge einer Kernschmelze (Versagen des Reaktordruckbehälters unter hohem Druck, Wasserrstoffdetonation, Dampfexplosion, Schmelze-Beton-Wechselwirkung) gefährdet werden kann (kernschmelzfestes Containment). Ein anderer Weg besteht darin, Kernschmelzen oder hinsichtlich ihrer Folgen vergleichbare Zustände aufgrund der physikalischen Auslegung des Reaktors, z.B. durch geringe Leistung und Leistungsdichte, und daraus resultierenden inhärenten Sicherheitseigenschaften unmöglich zu machen. Die radioaktiven Substanzen bleiben dann immer innerhalb des Brennelements eingeschlossen.

Im Rahmen der internationalen Weiterentwicklung der Reaktoren werden Entwicklungen in allen drei genannten Bereichen verfolgt. In diesem Zusammenhang sind auch Konzepte und Überlegungen zu erwähnen, die die Sicherheitsziele durch eine weitergehende Anwendung inhärenter Sicherheitsfunktionen und passiver Sicherheitssysteme, die ohne aktive Schalthandlungen und ohne Fremdenergiezufuhr im Falle einer Störung wirksam werden, zu verwirklichen.

Es sei noch darauf hingewiesen, daß die Betriebserfahrungen der laufenden Kraftwerke eine wesentliche Grundlage für die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik bilden.

Aufbauend auf dem bereits erreichten hohen Sicherheitsstandard der Konvoi-Anlagen, werden im Rahmen der sicherheitstechnischen Weiterentwicklung für die nächste Generation großer Leichtwasserreaktoren eine Reihe von Verbesserungen vorgesehen bzw. diskutiert. Ohne Anspruch auf Vollständigkeit seien hier genannt,

- die zusätzliche Installation eines passiven sekundärseitigen Nachwärmeabfuhrsystems,
- die Einführung einer speicherprogrammierbaren digitalen Leit- bzw. Sicherheitstechnik,
- Auslegungsveränderungen um die Zeitspanne für das Einleiten von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen sowie ihre Wirksamkeit auch bei Ausfall der gesamten Stromversorgung zu erhöhen,
- Auslegungsvorkehrungen, die die Kühlbarkeit der Schmelze gewährleisten und ein Durchdringen des Gebäudefundaments verhindern.

In /1/ ist der Vorschlag für ein kernschmelzfestes Containment gemacht worden, daß den Belastungen bei Kernschmelzen unter vollem Systemdruck, Dampfexplosion, H₂-Detonation und der Schmelze-Beton-Reaktion standhält und somit eine Freisetzung unzulässiger Mengen von Radioaktivität auch im Falle hypothetischer Unfälle verhindert.

Entwicklungen von kleinen und mittelgroßen Leichtwasserreaktoren mit einer Leistung bis zu 600 MW_e sowie von kleinen Heizreaktoren verfolgen ein Sicherheitskonzept, das auf der primären Nutzung "inhärenter" Sicherheitseigenschaften und der Anwendung passiver anstelle aktiver Komponenten beruht. Auch für schnelle natriumgekühlte Brutreaktoren werden derartige Konzepte verfolgt.

Im Bereich der gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren (HTR), nutzt der entwickelte HTR-Modul konsequent die inhärenten Sicherheitseigenschaften des HTR zur Verwirklichung eines neuen Auslegungsziels, das darin besteht, die Strahlenexposition in der Umgebung auch bei hypothetischen (auslegungsüberschreitenden) Ereignisketten im Bereich der durch die Strahlenschutzverordnung gezogenen Grenzen für Auslegungsstörfälle zu halten, ohne Kredit von aktiven Systemen oder auswirkungsmildernden Maßnahmen zu nehmen.

Hauptsicherheitsmerkmal des HTR-Modul ist die Begrenzung der maximalen Kerntemperatur auf ca. 1600 °C unter allen Störfall- und hypothetischen Unfallbedingungen, so daß die Spaltprodukte praktisch vollständig im Brennelement eingeschlossen bleiben. Erreicht wird diese Temperaturbegrenzung durch die Wahl einer schlanken Kerngeometrie und eine geringe Leistungsdichte. Bei Ausfall aller aktiven Kühlsysteme wird die Nachwärme passiv über die Oberfläche des Reaktor-druckbehälters abgeführt.

Die Korrosion der Graphitbrennelemente durch Luft- und bzw. Dampfzutritt, die zu einer Spaltproduktfreisetzung führen konnte, wird durch basissichere Behälter mit dünnen Abschlußleitungen bzw. durch eine Begrenzung der Wasser- und Dampfzufuhr bei Lecks im Dampferzeuger auf tolerierbare Werte begrenzt. Zur Zeit läuft die Entwicklung eines korrosionsresistenten Brennelementes mit einem Überzug aus Siliziumkarbid, das eine einfache Beherrschung von Störfällen mit Eindringen von Luft und Dampf erlauben würde. Eine Gefährdung der Umgebung bei allen anlageninternen Störfällen wäre damit ausgeschlossen.

Die sich abzeichnenden und erkennbaren Fortschritte in der Sicherheitstechnik und Sicherheitskonzeption rechtfertigen nicht nur die Erwartung, daß die Eintrittswahrscheinlichkeit eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses sowie eines Unfalls mit Kernschmelzen weiter reduziert wird, sondern auch daß - unabhängig von der Eintrittswahrscheinlichkeit - unzulässige radiologische

Auswirkungen auf die Umgebung aus anlageninternen Störfällen quasi deterministisch ausgeschlossen werden können.

- /1/ H. H. Hennies, G. Kessler, J. Eibl
Improved Containment Concept for future Pressurized Water Reactors, Karlsruhe, 1989.

6.1.4 Stellungnahme zu Kap. 4.4 "Umwelt-, Sicherheits- und Risikoaspekte der Brennstoffver- und -entsorgung"

Die Ausführungen in Kap. 4.4 sind eine einseitige, vornehmlich qualitative sowie subjektiv bewertende Darstellung der Umwelt-, Sicherheits- und Risikoaspekte der nuklearen Brennstoffver- und -entsorgung, die den erarbeiteten Studienergebnissen nicht gerecht wird. Aus diesem Grunde sei, bevor auf einzelne Aussagen in Kap. 4.4 eingegangen wird, zunächst die Zusammenfassung des Studienberichtes A.4.3.2 "Umwelt-, Sicherheits- und Risikoaspekte von Ver- und Entsorgungseinrichtungen" vorangestellt.

Einleitung

Uran, der Ausgangsstoff für die Nutzung der Kernenergie durch Spaltungsprozesse, ist in seiner natürlichen Form nicht als Brennstoff im Reaktor verwendbar, sondern muß durch mehrere Prozeßschritte veredelt werden. Es sind dies nach der Gewinnung des Uranerzes die Uran-Aufbereitung, -Konversion,- Anreicherung und die Herstellung von Brennelementen.

Für die Entsorgung der abgebrannten Brennelemente nach dem Einsatz im Reaktor gibt es zwei grundsätzlich voneinander verschiedene Methoden: Die eine Methode hat zum Ziel, die in den abgebrannten Brennelementen noch enthaltenen Werkstoffe Uran und Plutonium wieder zu verwenden und lediglich die abgetrennten Abfallstoffe (im wesentlichen die Spaltprodukte) von der Biosphäre isoliert zu lagern (Endlagerung). Man spricht in diesem Fall von einem geschlossenen Brennstoffkreislauf. Bei der anderen Methode werden die abgebrannten Brennelemente insgesamt als Abfallprodukt behandelt und endgelagert. Analog zur ersten Methode wird dieser Weg als offener Brennstoffkreislauf bezeichnet.

Insgesamt ergeben sich für die Entsorgung die folgenden Prozeßschritte: für beide Methoden: Transport und Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente; weiter für den geschlossenen Kreislauf: Konditionierung und direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente.

Untersuchungen, die die Sicherheit und das radiologische Risiko des gesamten nuklearen Brennstoffkreislaufs im Normalbetrieb und bei Störfällen behandeln, zeigen als Ergebnis, daß die einzelnen Stationen des Brennstoffkreislaufs (außerhalb des Kernkraftwerks) nur zu einem sehr geringen Teil zum Risiko der nuklearen Stromerzeugung beitragen. Das Gesamtrisiko der Kernenergie wird demnach nahezu vollständig durch den Betrieb der Kernkraftwerke verursacht.

Brennstoff-Versorgung

Der Teilbereich Brennstoff- Versorgung ist - bezogen auf den gesamten Brennstoffkreislauf - relativ wenig sicherheitsrelevant. Beim Abbau und der Aufbereitung von Uran resultiert die hauptsächlich radiologische Belastung für die Beschäftigten wie auch für die in der näheren Umgebung lebende Bevölkerung aus den Emissionen von insbesondere Radon, aber auch von Staubteilchen, die Uran und seine Zerfallsprodukte enthalten. Radon, ein radioaktives Edelgas und Zerfallsprodukt des Urans, ist in der kristallinen Struktur des Gesteins eingeschlossen und wird beim Aufschließen des Gesteins in die Atmosphäre freigesetzt. Die Lagerhalden von Urankonzentrat, vor allem die Abfallhalden, stellen eine Langzeitexpositionsquelle für die Umgebung über die Betriebsphase hinaus dar.

In den Bereichen Konversion, Anreicherung und Brennelementherstellung ist die radiologische Belastung sowohl für die Beschäftigten in der Anlagen wie auch für die Bevölkerung in der Umgebung vernachlässigbar gering. Die Gefährdung durch eine Konversionsanlage ist eher chemotoxischer als radiologischer Natur. Das gleiche gilt für eine Anreicherungsanlage. Die Herstellung von Uran-Brennelementen wird als eine der sichersten Stufen im Brennstoffkreislauf angesehen, da das zu verarbeitende Material chemisch stabil ist.

Politische Rahmenbedingungen für die Entsorgung

Von Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie an war in der Bundesrepublik Deutschland vorgesehen, die abgebrannten Brennelemente aus Kernreaktoren wiederaufzuarbeiten. Seit 1976 ist dieser Entsorgungsweg verbindlich im Atomgesetz festgelegt. Bis Anfang 1989 ging man davon aus, daß nach einer Übergangsphase unter Nutzung ausländischer Wiederaufarbeitungsdienstleistungen die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente in einer deutschen Wiederaufarbeitungsanlage erfolgen wird. Zu diesem Zweck sollte eine Anlage mit einem Durchsatz von maximal 500 t Schwermetall pro Jahr in Wackersdorf/Bayern errichtet werden. Von dieser Position rückte jedoch die Bundesregierung Mitte 1989 ab. Im Rahmen einer europäischen

Konzeption für eine arbeitsteilige Zusammenarbeit in der Kernenergie soll die Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente in Zukunft in Frankreich und Großbritannien erfolgen.

Seit 1979 werden in der Bundesrepublik Deutschland auch Arbeiten zur direkten Endlagerung ohne Wiederaufarbeitung durchgeführt. Das Bundeskabinett stellte Anfang 1985 fest, daß dieser Entsorgungsweg zwar grundsätzlich technisch realisierbar sei, aber gegenüber der Entsorgung mit Wiederaufarbeitung keinen entscheidenden sicherheitsmäßigen Vorteile aufweise. Die Direkte Endlagerung solle jedoch in Ergänzung zur Wiederaufarbeitung bis zur Anwendungsreife entwickelt werden.

Transport abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle

Für den Transport abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle existieren nationale und internationale Richtlinien, deren Ziel es ist, derartige Transporte mit einem Maximum an Sicherheit für sowohl die Bevölkerung als auch das Transportpersonal sicherzustellen. Die wichtigste Aufgabe bei der Gewährleistung der Sicherheit fällt der Verpackung zu. Die Anforderungen an die Verpackung steigen mit der Aktivität und dem Gefährdungspotential des radioaktiven Inhalts. Selbst bei schweren Unfällen darf es zu keiner unzulässigen Freisetzung radioaktiver Stoffe kommen. Die Behälter für den Transport von abgebrannten Brennelementen und hochaktiven Abfällen erhalten nur dann ihre Zulassung, wenn in aufwendigen Tests, bei denen die bei Transportunfällen zu erwartenden Belastungen simuliert werden, ihre Funktionsfähigkeit nachgewiesen wird.

In der Bundesrepublik Deutschland wurden in den vergangenen Jahren im Mittel 80 bis 100 Transporte pro Jahr mit ausgedienten Brennelementen durchgeführt. Daneben wurden jährlich 1.200 bis 1.300 Uranhexafluorid transportiert. Unfälle, bei denen größere Mengen Radioaktivität ausgetreten sind, hat es dabei nicht gegeben.

Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente

Nach ihrem Einsatz im Reaktor werden die abgebrannten Brennelemente bis zu ihrer Weiterverarbeitung zwischengelagert. Dies erfolgt zunächst in wassergekühlten Abklingbecken, die unmittelbar in der Reaktoranlage installiert sind. Bei Reaktoren neuerer Bauart beträgt die Lagerkapazität 9 bis 12 Nachladungen, d. h. die anfallenden abgebrannten Brennelemente können im Kernkraftwerk zunächst größenordnungsmäßig etwa 10 Jahre zwischengelagert werden. Nach ausreichend langer Abklingzeit am Standort des Reaktors können die Brennelemente entweder zu einer Wiederaufbereitungsanlage oder in ein eigenständiges Zwischenlager (Gorleben und Ahaus)

gebraucht werden. Im Zwischenlager sollen sie in speziellen Transportbehältern aufbewahrt werden, die auch für eine längerfristige Zwischenlagerung geeignet sind. Das Zwischenlager Gorleben ist betriebsbereit, jedoch die Einlagerung von Brennelementen bis auf weiteres gerichtlich untersagt. Das Zwischenlager Ahaus wird im Laufe 1989 fertiggestellt. Eine Genehmigung zur Einlagerung von LWR-Brennelementen liegt vor.

Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen

Nach dreijähriger Einsatzzeit der Brennelemente im Reaktor sind in dem bestrahlten Brennstoff noch ca. 96 % potentiell nutzbare Stoffe, Uran und erbrütetes Plutonium, vorhanden sowie ca. 4 % Abfallstoffe. Dieses Nutzungspotential gilt für den Einsatz des Materials in Schnellen Brütern. Bei einer Rezyklierung in Leichtwasserreaktoren läßt sich das Uran nur zu ca. 20-30 % ausnutzen.

Für den Wiederaufarbeitungsprozeß sind grundsätzlich eine ganze Reihe chemisch-physikalischer Trennverfahren möglich und auch seit den vierziger Jahren näher untersucht worden. Weltweit hat sich hier der sogenannte PUREX-Prozeß ("plutonium -uranium recovery by extraction") als das geeignetste Verfahren durchgesetzt. Bei diesem Prozeß werden Uran und Plutonium mittels Flüssig-flüssig-Extraktion von den Spaltprodukten abgetrennt und gereinigt. Großtechnische Erfahrungen mit diesem Prozeß gibt es seit 35 Jahren, für die Bundesrepublik Deutschland seit 23 Jahren (EUROCHEMIC-Anlagen in Belgien, WAK-Anlage in Karlsruhe). Insgesamt wurden weltweit bisher mehrere hunderttausend Tonnen von bestrahltem Kernbrennstoff aufgearbeitet. In dieser Technik waren und sind insgesamt viele tausend Menschen beschäftigt.

Der Betrieb von Wiederaufarbeitungsanlagen geschieht grundsätzlich nach der gleichen Sicherheitsphilosophie wie bei Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen, d.h. die Radioaktivität wird nach dem sogenannten "Mehrbarrierenprinzip" eingeschlossen. Die Schadstoffableitungen und Vorkehrungen gegen Störfälle, sowie der Arbeitsschutz, unterliegen gleich strengen Regelungen und Kontrollen.

Die erwähnten langjährigen Erfahrungen mit der Wiederaufarbeitung schließen nicht aus, daß der PUREX-Prozeß weiterentwickelt und optimiert wird, wie dies auch in anderen Bereichen bereits bewährter Technik der Fall ist. In der Bundesrepublik Deutschland gibt es hierzu Forschungs- und Entwicklungsarbeiten seit den 60er Jahren, die bis vor kurzem vor allem der deutschen industriellen Wiederaufarbeitungsanlage in Wackersdorf dienen sollten und teilweise weltweit als Spitzentechnologie eingeschätzt werden. Es wird angestrebt, diese erfolgreichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im europäischen Rahmen weiterzuführen.

Im Hinblick auf die globale Energie- und Klimasituation der kommenden Jahrzehnte sollte die Wiederaufarbeitungstechnologie grundsätzlich verfügbar gehalten und weiterentwickelt werden, da nur mit der Wiederaufarbeitung die Uranenergieressourcen langfristig voll genutzt werden können. Zudem stellt die Anwendung von modernen Abfallbehandlungs- und Endlagertechniken nach erfolgter Wiederaufarbeitung einen besonders umweltfreundlichen Beitrag bei der Energieversorgung dar.

Für den Brennstoffkreislauf von Hochtemperaturreaktoren dürfte eine Wiederaufarbeitung für viele Jahre nicht lohnend sein, sondern hier ist bis auf weiteres die direkte Endlagerung des bestrahlten Brennstoffs vorgesehen.

Herstellung von plutoniumhaltigen Brennelementen

Die Verarbeitung von plutoniumhaltigen Brennstoffen erfolgt in abgeschlossenen Systemen, üblicherweise in abgeschirmten Handschuhkästen, mit denen das Bedienungspersonal vor der α -Strahlung des Plutoniums sowie vor der γ -Strahlung eventuell vorhandener höherer Aktiniden geschützt wird. Darüber hinaus wird in Pu-Verarbeitungsanlagen zum Schutz der Umgebung ähnlich wie bei Kernkraftwerken - das Prinzip der mehrfach hintereinandergeschalteten Barrieren mit Unterdruck eines Systems gegenüber dem jeweils nächsten verwirklicht. Neben diesen reinen Strahlenschutzmaßnahmen sind Pu-Verarbeitungsanlagen so ausgelegt, daß keine Kritikalitäten entstehen können, außerdem sind sie durch dicke Betonwände gegen Einwirkungen von außen geschützt.

Konditionierung abgebrannter Brennelemente zur Direkten Endlagerung

Von den Ländern, die heute Kernenergie kommerziell nutzen, haben sich bislang fünf für die direkte Endlagerung als Referenzkonzept entschieden: USA, Kanada, Schweden, Finnland und Spanien. Diese Länder repräsentieren etwa 40 % der heute in Betrieb befindlichen Kernkraftwerksleistung.

Für die Direkte Endlagerung muß das ausgediente Brennelement so behandelt und verpackt (konditioniert) werden, daß es anschließend sicher in einer geologischen Formation eingelagert werden kann. Die Hauptaufgabe besteht dabei in der Entwicklung eines geeigneten Endlagerbehälters. In der Bundesrepublik Deutschland wurde das Behältersystem POLLUX als Referenzsystem für die Direkte Endlagerung entwickelt. Der POLLUX-Behälter kann mit bis zu acht zerlegten Druckwasserreaktor-Brennelementen beladen werden. Es ist auf eine effektive Gebirgslast von ca. 35 MPa ausgelegt und übernimmt eine langfristige Barrierenfunktion. Er hat einen

mehrschaligen Aufbau und wiegt bei einer Gesamtlänge von 5,4 m und einem Durchmesser von 1,5 m ca. 65 t. Da die Handhabung derartiger Lasten in einem Bergwerk noch nicht demonstriert ist, wird auch eine back-up Konditionierungsvariante verfolgt, bei der die Brennstäbe geschnitten und in Behälter mit den äußeren Abmessungen der HAW-Kokillen aus der Wiederaufarbeitung verpackt werden.

Die DWK hat im Mai 1986 den atomrechtlichen Antrag zum Bau einer Pilot-Konditionierungsanlage (PKA) am Standort Gorleben gestellt, in der beide Konditionierungsvarianten demonstriert werden sollen. Außerdem können dort auch HTR-Brennelementkugeln verpackt werden. Die Anlage wird einen jährlichen Durchsatz von maximal 35 t Schwermetall haben. Die 1. Teilgenehmigung wird im Herbst 1989 erwartet, die Inbetriebnahme ist für 1994 vorgesehen. Die für die PKA vorgesehenen Komponenten wurden in den letzten Jahren entwickelt und inaktiv erprobt.

Behandlung und Konditionierung radioaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

Art und Menge der radioaktiven Abfälle, die einer Behandlung und Endlagerung zugeführt werden müssen, sind abhängig vom Standort der Wiederaufarbeitungsanlage (Binnenland oder küstennah) und damit von den zulässigen Emissionen im Abwasser und in der Fortluft. Eine Gegenüberstellung der Wackersdorfplanung und der Wiederaufarbeitungsanlage La Hague zeigen die zum Teil großen Unterschiede auf.

Es werden die verschiedenen Abfallkategorien, die bei der Wiederaufarbeitung anfallen, charakterisiert und insbesondere die Verglasungstechnik für hochaktive Abfalllösungen beschrieben.

Abschließend werden die radioaktiven Abfälle, für die eine Rücknahmeverpflichtung bei der Wiederaufarbeitung im Ausland besteht, mengenmäßig erfaßt.

Stilllegung von Kernkraftwerken

Die Stilllegung von Nuklearanlagen erfolgt grundsätzlich in drei Stufen:

- Stufe 1 - Außerbetriebnahme der Anlage,
- Stufe 2 - Sicherer Einschluß
- Stufe 3 - Endgültige Beseitigung.

Die Stufen 1 bzw. 2 sind Zwischenstufen zur Stufe 3, wobei in Europa bei Stilllegungsprojekten bisher nur die Stufe 1 bzw. 2 ausgeführt wurde. In USA sind bereits kleinere Reaktoren total

beseitigt worden. In der Bundesrepublik Deutschland ist bisher der NS "Otto Hahn" vollständig entsorgt worden. Die derzeit durchgeführte Beseitigung der Kernkraftwerksanlage Niederaichbach ist die erste in dieser Leistungsklasse, mit der die Studie 3 - Endgültige Beseitigung - realisiert wird.

Die Erfahrungen mit der Beseitigung des KKW Niederaichbach - unter Einbeziehung der Erfahrungen aus nationalen (9 laufenden bzw. abgeschlossenen) und internationalen (derzeit 14 bedeutenden laufenden) Stilllegungsvorhaben - lassen die Aussage zu, daß kerntechnische Anlagen unter Ausschluß eines realen Risikos beseitigt werden können. Bei abgeschalteten Anlagen fehlen Antriebsmechanismen, die zu einer unkontrollierten Freisetzung von Aktivität innerhalb von Schutzbarrieren oder in die Umgebung führen könnten. Der heutige Kenntnisstand bedeutet jedoch nicht, daß nicht durch weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten die Sicherheit, Technik und Ökonomie von Stilllegungen verbessert werden kann.

Endlagerung radioaktiver Abfälle

Ziel der Endlagerung ist der langfristige und sichere Ausschluß der radioaktiven Abfälle aus dem Biozyklus. Gemäß den vom BMI festgelegten "Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk" dürfen die Belastungen, die von einem Endlager herrühren, nicht zu Individualdosen führen, die die Werte des § 45 der Strahlenschutzverordnung überschreiten ("30 mrem-Konzept").

In der Bundesrepublik Deutschland soll die Endlagerung der konditionierten radioaktiven Abfälle in tiefen geologischen Formationen durchgeführt werden. Das Endlager wird dabei ähnlich einem Bergwerk angelegt, d.h. die in einer Tiefe von einigen 100 m liegende für die Endlagerung vorgesehene Formation wird durch Schächte und ein System von Strecken erschlossen, durch die die radioaktiven Abfälle bis zu den vorgesehenen Einlagerungsorten transportiert werden. Die Einlagerung der wärmeentwickelnden Abfälle erfolgt in Bohrlöchern, die von den Strecken in das darunter liegende Gestein gebohrt werden, oder, wenn die wärmeentwickelnden Abfälle in schweren Behältern verpackt sind, in Strecken. Nicht wärmeentwickelnde Abfälle werden in Strecken bzw. größeren Kammern gelagert. Nach der Befüllung der Lagerbohrlöcher und Lagerstrecken werden sie versiegelt. Anschließend werden auch die Zufahrtsstrecken mit Versatzmaterial und Abschlußbauwerken verfüllt und verschlossen, so daß der ursprüngliche Zustand der geologischen Formation wieder hergestellt wird. Abschließend werden die Schächte verfüllt und mit Schachtstopfen versehen.

Nach dem Verschließen des Endlagers ist der Transport mit dem Grundwasser der einzig mögliche Freisetzungspfad von Radionukliden aus dem Endlager in die Biosphäre. Die Verhinderung bzw. Verzögerung eines solchen Radionuklid-Transports wird durch eine Kombination von mehreren technischen und natürlichen Barrieren erreicht. Diese sind das Abfallprodukt und seine Verpackung, die Versatzstoffe und Puffermaterialien in den Strecken und Schächten, die Verschlüsse der Bohrlöcher, Strecken und Schächte, die geologische Endlagerformation und das darüber liegende Deckgebirge.

Der Nachweis, daß die festgelegten Schutzziele eingehalten werden, erfolgt durch Sicherheitsanalysen, in denen die Funktion und die Wirksamkeit der unterschiedlichen Barrieren untersucht werden. Diese Sicherheitsanalysen sind eine wesentliche Grundlage für das vor dem Bau des Endlager durchzuführende Genehmigungsverfahren. Zur Genehmigung ist nach § 9b des Atomgesetzes ein Planfeststellungsverfahren durchzuführen, in dem neben den Sicherheitsanalysen die standortspezifischen Gegebenheiten, der Bau und der Betrieb des Endlagers und die zu lagernden Abfälle exakt dargestellt werden.

In der Bundesrepublik Deutschland ist die Endlagerung radioaktiver Abfälle in zwei Anlagen geplant, in Gorleben und in der Schachanlage Konrad. Im Endlager Gorleben sollen radioaktive Abfälle aller Kategorien in einem Endlagerbergwerk in einem Salzstock gelagert werden. Salzstöcke werden wegen einer Reihe von charakteristischen Eigenschaften des Steinsalzes schon seit den sechziger Jahren als grundsätzlich geeignet für die Einrichtung von Endlagern angesehen. Nach der eingehenden übertägigen Erkundung des Standorts Gorleben wurde 1986 mit dem Abteufen der zwei Schächte begonnen. Zur Erkundung der Endlagerformation sollen von diesen Schächten aus in einer Tiefe von ungefähr 840 m horizontale Strecken aufgeföhren werden, von denen aus vertikale und horizontale Bohrungen in das umliegende Gestein vorgetrieben werden, die der geologischen und geophysikalischen Untersuchung der für die Einlagerung vorgesehenen Formation dienen.

Die Erkundung des Salzstockes wird bis in die Mitte der neunziger Jahre dauern. Wenn durch die Erkundung die Eignung des Salzstocks festgestellt wird, kann mit der Beendigung des Genehmigungsverfahrens und dem Beginn des Einlagerungsbetriebs nicht vor Mitte des 1. Jahrzehnts des kommenden Jahrhunderts gerechnet werden.

In der Schachanlage Konrad bei Salzgitter ist im Gegensatz zum geplanten Endlager Gorleben nur die Endlagerung von Abfällen mit vernachlässigbarer thermischer Beeinflussung der Endlagerformation vorgesehen. Durch das von 1965 bis 1976 betriebene Eisenerzbergwerk ist der geologische Aufbau des Untergrunds weitgehend bekannt. Die vorgesehenen Endlagerfelder grenzen an

die von der Erzgewinnung stammenden Grubenfelder an. Die Endlagerung soll in Strecken mit einem Querschnitt von 40 m² und einer Länge von bis zu 1.000 m erfolgen.

Das Planfeststellungsverfahren wurde im August 1982 eingeleitet. Die Antragsunterlagen liegen in auslegungsreifer Form vor und werden von der Genehmigungsbehörden und ihren Gutachtern geprüft. Bei positivem Ausgang des Planfeststellungsverfahrens kann mit einem Betriebsbeginn in der Mitte der neunziger Jahre gerechnet werden.

Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für die Endlagerung von radioaktiven Abfällen werden in der Bundesrepublik seit dem Anfang der sechziger Jahre betrieben. Seit 1965 werden im Salzbergwerk Asse im Landkreis Wolfenbüttel Untersuchungen zur Endlagerung im Steinsatz durchgeführt. Von 1967 bis 1978 wurden hier schwachaktive Abfälle und von 1972 bis 1977 auch mittelaktive Abfälle eingelagert. Seit 1979 wird das Salzbergwerk für Untersuchungen zum Verhalten des Salzgesteins unter den in einem Endlager zu erwartenden Bedingungen genutzt. Neben den in situ Untersuchungen in der Asse werden FuE-Arbeiten auch in Forschungszentren und anderen Institutionen durchgeführt. Durch diese Arbeiten wurde bisher ein Kenntnisstand erlangt, der, auch im Vergleich mit der internationale Situation, als fortgeschritten bezeichnet werden kann.

Endlagerung konditionierter Brennelemente

Im Falle des back-up Konditionierungsverfahrens zur Direkten Endlagerung, der Herstellung von POLLUX-Kokillen, werden die Endlagertechniken eingesetzt, die für die Endlagerung von wärme-producing Wiederaufarbeitungsabfällen entwickelt worden sind (Bohrlochlagerung). Für das Referenzverfahren, der Herstellung von POLLUX-Behältern, ist im Bereich des Endlagers noch Entwicklungsarbeit zu leisten. Die hierzu erforderlichen F+E-Arbeiten, die in erster Linie auf die Handhabung und den Transport der großen und schweren POLLUX-Behälter in einem Endlager (Streckenlagerung) ausgerichtet sind, befinden sich in einem fortgeschrittenen Stadium der Realisierung und werden bis 1994 abgeschlossen, so daß dieser Entsorgungsweg im Planfeststellungsverfahren für das am Standort Gorleben geplante Endlager berücksichtigt werden kann.

Was die Langzeitsicherheit eines Endlagers mit abgebrannten Brennelementen anbelangt, so zeigen nationale und internationale Untersuchungen, daß von einem derartigen Endlager trotz des nicht abgetrennten Urans und Plutoniums keine höhere Langzeitgefährdung ausgeht als von einem Endlager mit Wiederaufarbeitungsabfällen.

Exkurs: Radiologische Sicherheit der Entsorgung

Eine geschlossene Darstellung der radiologischen Sicherheit der nuklearen Entsorgung erfolgte 1984 durch die Systemstudie *Andere Entsorgungstechniken*. Die dieser Studie zugrundegelegten Referenzanlagen der Entsorgung stützen sich auf fortschrittliche Technik, die in den heute existierenden Anlagen teilweise noch nicht realisiert ist. Trotzdem können die in dieser Studie erzielten Resultate näherungsweise auf in Betrieb befindliche Anlagen übertragen werden.

Grundsätzlich ist festzuhalten, daß der Entsorgungsweg mit Wiederaufarbeitung in den einzelnen Teilschritten der Entsorgung rein rechnerisch zu höheren Individual- und Kollektivdosen führt als der Entsorgungsweg ohne Wiederaufarbeitung. In beiden Fällen werden jedoch die zulässigen Grenzwerte für den bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen deutlich unterschritten. In Relation zur natürlichen Strahlenbelastung fallen die ermittelten Unterschiede zwischen den beiden Entsorgungswegen praktisch kaum ins Gewicht.

Was die Langzeitsicherheit der Endlagerung anbelangt, so können Endlager mit Wiederaufarbeitungsabfällen und Endlager mit direkt endzulagernden abgebrannten Brennelementen gleich sicher konzipiert werden.

Neben der Strahlenexposition, die die heute lebende Bevölkerung durch den Betrieb der einzelnen Brennstoffkreislaufstationen erfährt, wurden auch globale Dosen aufgrund der Emissionen langlebiger gasförmiger Radionuklide aus Uranerzhalten, Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen abgeschätzt. Die globalen Dosen liegen bei der Direkten Endlagerung bis zu Zeiträumen von einigen hundert Jahren niedriger als bei der integrierten Entsorgung. Erst anschließend überwiegen die globalen Dosen bei der Direkten Endlagerung, was auf den erhöhten Uranerzabbau zurückzuführen ist.

Im weiteren sei nun auf einzelne Aussagen in Kapitel 4.4 eingegangen.

Radiologische Risiken der einzelnen Stationen des Brennstoffkreislaufs

Für die Aussage, daß die Ergebnisse der EPRI-Studie über die Risiken der einzelnen Stationen des Brennstoffkreislaufes "in keiner Weise abgesichert sind" führt Herr Hahn keinerlei Beleg an. Ergebnisse von in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen für Brennstoffkreislaufanlagen bestätigen die in der EPRI-Studie gemachten Aussagen.

Der höchste Risikobeitrag stammt vom Kernkraftwerk, der geringste vom Endlager (Betriebsphase). Der Unterschied in den Erwartungswerten der kollektiven Strahlenexposition durch Störfälle (Störfallrisiko) in der Wiederaufarbeitungsanlage und bei Transporten ist bedeutend geringer als in der EPRI-Studie. Schließt man auch den bestimmungsgemäßen Betrieb ein, ist das radiologische Risiko von Transporten sogar geringer als das einer Wiederaufarbeitungsanlage. Grundsätzlich gilt für alle Stationen des Brennstoffkreislaufs, daß das radiologische Risiko durch den bestimmungsgemäßen Betrieb um ein bis zwei Zehnerpotenzen über dem Störfallrisiko liegt. Die Strahlenexposition des gesamten Brennstoffkreislaufs ist sehr klein im Vergleich zur natürlichen Strahlenexposition.

Zwischenlagerung

Die Lagerung der abgebrannten Brennelemente in den Zwischenlagern erfolgt in den Transportbehältern (Typ CASTOR). Die CASTOR-Behälter verfügen über zwei abgedichtete Deckelsysteme mit in Serie eingebauten Deckeldichtungen aus Metall und Elastomeren. Darüber sitzt eine Schutzplatte mit Fügedeckel. Die Dichtheit der Behälter wird kontinuierlich überwacht.

Endlager Gorleben

Die Inbetriebnahme des Endlagers in Gorleben ist, wenn die laufenden Arbeiten die Eignung des Salzstockes erweisen, für das Jahr 2008 vorgesehen. Dieser offizielle Termin hat sich seit November 1988 nicht geändert. Durch die Möglichkeit einer Zwischenlagerung ist er nicht zeitkritisch.

Transport

Eine systematische Abschätzung der Risiken durch Transportunfälle wurde Anfang der 80er Jahre im Rahmen des Projektes "Sicherheitsstudien" Entsorgung (PSE) durchgeführt.

Entsorgung

Die vorliegenden Untersuchungen zu den beiden Wegen der Entsorgung haben ergeben, daß der Entsorgungsweg mit Wiederaufarbeitung in den einzelnen Teilschritten der Entsorgung rein rechnerisch zu höheren Individual- und Kollektivdosen führt als der Entsorgungsweg ohne Wiederaufarbeitung. In beiden Fällen werden jedoch die zulässigen Grenzwerte für den bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen deutlich unterschritten. In Relation zur natürlichen Strahlenbelastung fallen die ermittelten Unterschiede zwischen den beiden Entsorgungswegen

praktisch nicht ins Gewicht. Die Feststellung, "daß eine Aussagekraft von Risikoabschätzungen im Hinblick auf konkrete unterirdische Lager praktisch nicht gegeben ist" ist nicht haltbar.

6.1.5 Stellungnahme zu Kap. 4.5 "Wirkung ionisierender Strahlung und radioaktive Emissionen aus Kernkraftwerken"

Wirkung kleiner Strahlendosen

Alle bisher durchgeführten epidemiologischen Untersuchungen von Personengruppen, die einer erhöhten Strahlenexposition ausgesetzt waren, haben im Bereich kleiner Strahlendosen keine statistisch signifikanten Daten und Hinweise für Krebsinduktion und genetische Schädigungen erbracht. Epidemiologische Untersuchungen können damit keine Aussagen über die Schädlichkeit oder die Unschädlichkeit niedriger Strahlendosen machen.

Alle Abschätzungen der Strahlenrisiken für kleine Dosisbereiche beruhen auf Extrapolationen von Ergebnissen epidemiologischer Studien, die sich auf höhere Dosen beziehen und sie verlangen Hypothesen bezüglich der Art und Weise dieser Extrapolationen, die durch epidemiologische Untersuchungen nicht beweisbar sind. Die häufig verwendete lineare Dosis-Wirkungsbeziehung ist dabei als oberer Grenzwert anzusehen und wird im Sinne des Schutzgedankens für Strahlenschutzüberlegungen angewendet. Sie ist eine Hypothese, die nicht notwendigerweise die Realität beschreibt. Dies gilt insbesondere wenn sich Untersuchungen bestätigen, die einen biopositiven Effekt im Bereich kleiner Dosen (Anregung der Zellreperaturmechanismen, temporäre Resistenz gegen erneute Bestrahlung) aus Experimenten ableiten.

Grenzwerte für beruflich strahlenexponierte Personen

Die in Großbritannien und Schweden getroffene Regelung einer Begrenzung der Exposition durch berufliche Tätigkeit von im Mittel jährlich 15 mSv, ohne eine Begrenzung der Lebenszeitdosis, führt über ein Berufsleben von 25 a zu einer vergleichbaren max. Lebenszeitdosis, wie sie die novellierte Strahlenschutzverordnung zuläßt.

6.1.6 Stellungnahme zu Kapitel 4.6 "Klimaaspekte radioaktiver Spurengase"

Die vorgelegten Untersuchungen weisen auf die bestehenden Wissenslücken über die Wirkung einer erhöhten Ionisation der Luft auf die luftelektrischen Vorgängen und luftchemischen Prozesse in der Atmosphäre sowie ihre meteorologischen und klimatologischen Wirkungen hin. Dennoch lassen sich anhand der Größenordnungen des gegenwärtigen und zukünftig zu erwartenden

Einflußes von Kr-85 auf die natürlichen Luftionisationsprozesse einige Aussagen zur Klimarelevanz des Kr-85 ableiten.

- Die Kr-85-Aktivität in der Atmosphäre beträgt zur Zeit etwa 1 Bq/m^3 . Ihr Beitrag zur gesamten Luftionisation ist zum gegenwärtigen Zeitpunkt vernachlässigbar klein (deutlich kleiner als 1 %).
- Der Anstieg der Kr-85 Aktivität in der Atmosphäre ist in der Vergangenheit überschätzt worden. Die Gründe dafür liegen in dem geringeren Zubau an Kernkraftwerksleistung und in der längeren Zeitspanne bis zur Wiederaufarbeitung des Brennstoffs (heute und in Zukunft etwa 10 Jahre) nach Entladung aus dem Reaktor. Damit wird, bei einer Annahme einer 100 % Freisetzung von Kr-85 in der Wiederaufarbeitungsanlage nur 50 % des durch die Kernspaltung erzeugten Kr-85 in der Atmosphäre freigesetzt.
- Bei der derzeitigen Kr-85 Konzentration sind strahlenchemische Wirkungen von Bedeutung auszuschließen. Die luftchemischen Prozesse in der Atmosphäre werden auch bei den mittelfristig zu erwartenden höheren Kr-85-Konzentrationen durch photochemische und nicht durch strahlenchemische Reaktionen bestimmt.
- Die mittelfristig zu erwartenden Kr-85-Konzentrationen führen nur zu einer geringen Erhöhung der gesamten Ionenkonzentration in der Atmosphäre und damit nach derzeitigem Kenntnisstand zu keiner nennenswerten Veränderung der luftelektrischen Situation.
- Selbst bei einem massiven Ausbau der Kernenergie, kann, durch die Rückhaltung von Kr-85 bei der Wiederaufarbeitung (Rückhaltefaktoren heute verfügbarer Techniken 95 bis 99 %) ein Anstieg der Luftionisation durch Kr-85 auf unter 1 % begrenzt werden.

6.1.7 Stellungnahme zu Kap. 4.9 "Integrale und vergleichende Risikobetrachtungen"

Folgt man dem in diesem Kapitel benutzten, sehr weitgefaßten Risikobegriff, der alle potentiell möglichen, materiellen und immateriellen Wagnisse und Schäden umfaßt, so ist festzustellen, daß eine Ermittlung oder auch nur Abschätzung eines derartigen Gesamtrisikos verschiedener Energieträger oder Energiesysteme nicht möglich ist, da sich viele der Einzelrisiken einer quantitativen Erfassung entziehen. Dennoch lassen sich für einzelne Bereiche z.B. für das eben und die

menschliche Gesundheit durchaus vergleichende Risikoanalysen für verschiedene Stromerzeugungssysteme durchführen, die wichtige Teilaspekte für eine umfassende Bewertung von Energietechnologien darstellen.

Die im Rahmen des Studienkomplexes A.4 durchgeführten vergleichenden Analysen von Risiken für die menschliche Gesundheit, die mit verschiedenen Technologien zur Stromversorgung (Kohle, Öl, Gas, Kernenergie, Wind, Sonne) verbunden sein können und die alle Risiken im Zusammenhang mit dem Bau, dem Betrieb und daher Ver- und Entsorgung der betrachteten Energietechniken umfassen, zeigen, daß trotz bestehender Daten- und Wissenslücken folgende Schlußfolgerungen gezogen werden können:

1. Es gibt keine "Nullrisiko-Option". Auch die Stromerzeugung mittels erneuerbarer Energiequellen ist mit Risiken für das Leben und die Gesundheit verbunden.
2. Nach gegenwärtigem Wissensstand liegen die Risiken für die menschliche Gesundheit der Nutzung von Kohle im oberen Bereich der aufgespannten Risikobandbreite, während die Risiken bei Gas, den regenerativen Energiequellen und der Kernenergie im unteren Bereich liegen.
3. Die ermittelten Risiken können nicht so interpretiert werden, daß einzelne Energieträger unter Risikogesichtspunkten von der Anwendung ausgeschlossen werden sollten, insbesondere, wenn die Risiken der Stromerzeugung in Relation zu anderen Lebensrisiken gesehen werden.

Zu Einzelaussagen in Kap. 4.9 ist folgendes anzumerken:

- Die Abschätzungen der gesundheitlichen Risiken der Kernenergie berücksichtigen in ihrer Bandbreite die Ergebnisse verschiedener Risikostudien für Kernkraftwerke unter anderem auch die der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B. Diese verschieben die Ergebnisse keineswegs zu Ungunsten der Kernenergie.
- Die den einzelnen Energieträgern zuzuordnenden Risiken (ohne die Risiken, die dem Back-up-System zuzurechnen sind) sind in den Untersuchungen des Studienkomplexes A.4 ausgewiesen (siehe auch Abb. 4.3 dieses Berichtes). Sie sind Grundlage für die zuvor dargelegten Schlußfolgerungen.

- Die ermittelten Risiken erfassen alle Stationen von der Brennstoffgewinnung bis zur Entsorgung.

6.1.8 Stellungnahme zu Kap. 4.10 "Akzeptanzaspekte und weitere Hemmnisse"

Die Darstellung in Kapitel 4.10 gibt wesentliche Ergebnisse der entsprechenden Untersuchungen des Studienkomplexes A.4 nicht wieder und enthält zahlreiche spekulative Aussagen sowie subjektive Wertungen des Verfassers.

Was die Akzeptanzaspekte der Kernenergienutzung betrifft, sei hier die zusammenfassenden Schlußbemerkungen des Studienschwerpunkts A.4.3.f zitiert: "Die Entwicklung der Akzeptanz der Kernenergie ist letztlich nicht verlässlich vorhersehbar. Allenfalls lassen sich plausible Szenarien entwerfen, die von folgender Ausgangslage auszugehen haben: Die Kernenergiekontroverse in der Bundesrepublik ist in einer prekären Pattsituation. Einerseits dürfte die Mehrheit der Bevölkerung nicht bereit sein, ernsthafte (wirtschaftlich) Opfer für einen Kernenergieausstieg aufzubringen; andererseits bestehen aber große Vorbehalte gegen sie, vor allem wegen der wahrgenommenen Sicherheitsproblematik und der als ungelöst angesehenen Entsorgung. Die Mehrheit der Bevölkerung ist im Hinblick auf die Kernenergie keinen Schwarz-Weiß-Denken verhaftet. Nur kleinere Teile der Bevölkerung besitzen eine konsistente Meinung zur Kernenergie, die nur positive oder nur negative Aspekte beinhaltet. Überwiegend werden sowohl (vor allem ökonomische, teilweise auch ökologische) Vorteile als auch (vor allem sicherheitsbezogene und gesellschaftliche) Nachteile mit der Kernenergie assoziiert.

Eine Erhöhung der Kernenergieakzeptanz würde vermutlich eintreten, wenn Krisensymptome, etwa im ökonomischen, energiepolitischen oder Umweltbereich auftreten und die Kernenergie in den Augen der Öffentlichkeit als eine plausible Lösung für die Krise erscheint. Beispiele für Krisensymptome sind Energieversorgungsstörungen, Energiepreissteigerungen, klare Wettbewerbsnachteile in der EG aufgrund unterschiedlicher Strompreise oder für jedermann wahrnehmbar Anzeichen eines Klimawandels durch die CO₂-Anreicherung in der Atmosphäre. Auch ein Rückzug des Staates aus seinem Engagement für die Kernenergie, eine sichtbare politische Kontrolle der Kernenergieindustrie und der Energieversorgungsunternehmen (z.B. durch Ausbau der Fernüberwachung der Kernkraftwerke und öffentliche zugänglichkeit der Meßwerte) würden eine erhöhte Akzeptanz tendenziell begünstigen.

Eine weitere Reduzierung der Kernenergieakzeptanz würde demgegenüber vermutlich eintreten, wenn sich die Sicherheitsbilanz der Kernenergie in der Bundesrepublik und weltweit verschlechterte (größerer Unfall), technische und ökonomische Alternativen zur Kernenergie (rationelle

Energienutzung ohne Komfortverlust, regenerative Energien, Stromimport aus Drittländern) für die Bevölkerung plausible würden oder durch Skandale nach dem Muster des sog. Atommüllskandals das Vertrauen in die gesellschaftliche Kontrollierbarkeit der Kernenergie weiter belastet würde.

Machbar und planbar ist Kernenergieakzeptanz wohl kaum. Soziale Akzeptanz entsteht in einem komplexen System von politischer Auseinandersetzung und persönlicher Meinungsbildung, das von tief verwurzelten und kaum änderbaren Wahrnehmungsmechanismen und vom Verhalten vieler Akteure bestimmt wird. Wenngleich Teile dieses Systems durch wissenschaftliche Forschung recht gut bekannt sind, liegt ein Gesamtmodell dieses Systems doch nicht vor. Aber selbst wenn es ein solches Modell gäbe, wäre die bewußte "Steuerung" der sozialen Akzeptanz aufgrund der komplexen Wechselwirkungen des Systems immer noch nicht möglich."