



**KFA**

**KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH**  
GESELLSCHAFT MIT BESCHRÄNKTER HAFTUNG

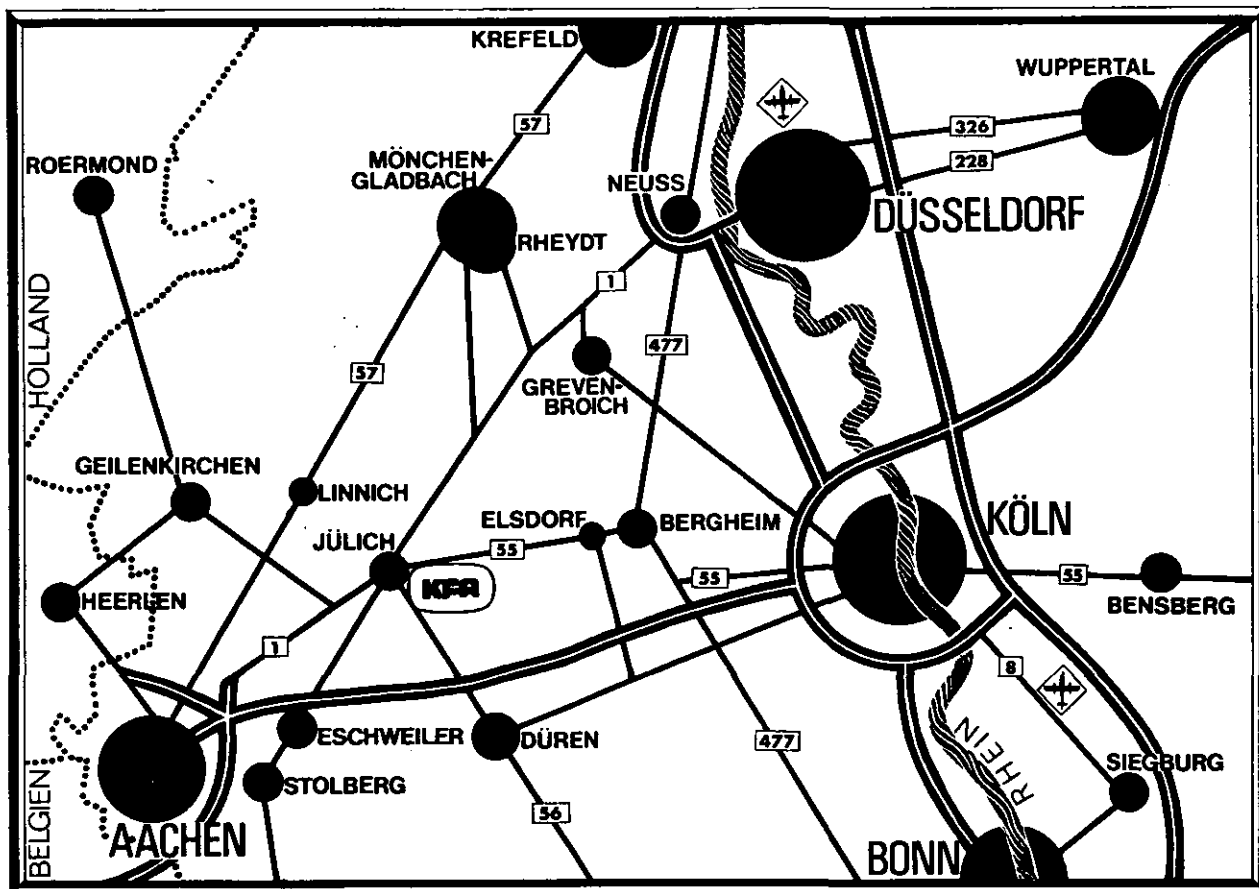
## **Nutzen und Risiko der Kernenergie**

Vorträge eines Seminars  
veranstaltet von der  
Arbeitsgruppe Kernenergie-Information  
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Redaktion: P. Borsch

**Jüli - Conf - 17**  
**November 1975**

Als Manuskript gedruckt



**Berichte der Kernforschungsanlage Jülich Jül - Conf - 17**

Im Tausch zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,  
Jülich, Bundesrepublik Deutschland

# **Nutzen und Risiko der Kernenergie**

**Vorträge eines Seminars  
veranstaltet von der  
Arbeitsgruppe Kernenergie-Information  
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH**

**H. Barnert, P. Borsch, A. Feldmann,  
E. Merz, E. Münch, A. Voß**

**Redaktion : P. Borsch**

# Inhalt

E. Münch: <b>Vorwort</b> .....	5
A. Voß:	
<b>Brauchen wir Kernenergie?</b>	
<b>Versuch einer systemanalytischen Antwort</b> .....	7
1. Einleitung .....	7
2. Brauchen wir mehr Energie? .....	7
3. Energiereserven .....	10
4. Kernenergie und ihre Alternativen .....	11
5. Versuch einer zusammenfassenden Wertung .....	15
H. Barnert:	
<b>Energieerzeugung durch Kernspaltung</b> .....	17
1. Prinzip der Kernspaltung .....	17
2. Funktionsweise von Kernreaktoren .....	19
3. Die wichtigsten Leistungsreaktortypen .....	19
4. Energieerzeugung .....	21
E. Merz:	
<b>Der Brennstoffkreislauf von Kernkraftwerken</b> .....	31
Einleitung .....	31
Die Kernenergie und ihr Brennstoffkreislauf .....	31
Urangewinnung .....	31
Erzaufbereitung .....	33
Umwandlung in Uranhexafluorid, UF <sub>6</sub> .....	33
Uran-Anreicherung .....	33
Brennelement-Herstellung .....	34
Transporte radioaktiver Materialien .....	35
Wiederaufarbeitung von Brennelementen .....	35
Refabrikation neuer Kernbrennstoffe .....	36
Behandlung radioaktiver Abfälle, Endlagerung .....	37
A. Feldmann:	
<b>Kernenergie und Strahlenrisiko</b> .....	39
1. Natürliche und künstliche Umgebungsstrahlung ..	39
2. Die strahlenbiologische Wirkungskette .....	42
3. Somatische Strahlenwirkungen .....	43
4. Genetische Strahlenwirkungen .....	47
P. Borsch und E. Münch:	
<b>Die Sicherheit von Kernkraftwerken</b> .....	51
Einleitung .....	51
Quellen der Radioaktivität im Reaktor .....	51
Mehrere Barrieren für Spaltprodukte .....	51
Qualitätskontrolle und Prüfung .....	51
Störfälle und GaU .....	52
Sicherheitsanalyse .....	53
Hypothetische Störfälle .....	54
Die Rasmussen-Studie .....	55
Sicherheitsforschung .....	56
Umweltbelastung durch fossile Kraftwerke und Kernkraftwerke .....	56

# Vorwort

*Die Auseinandersetzung um die Einführung der Kernenergie in die Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland ist in den letzten Jahren immer heftiger geworden. Schlagworte wie: „Gesicherte Energieversorgung – Unabhängigkeit von den Ölländern – niedrige Stromgestehungskosten“ auf der einen Seite und „Nukleare Katastrophe – Plutoniumproblem – Endlagerung radioaktiver Stoffe“ auf der anderen Seite werden oft statt sachlicher Information zwischen Kernenergiegegnern und Kernenergiebefürwortern ausgetauscht. Beteiligt an dieser Auseinandersetzung sind Energieversorgungsunternehmen und Bürgerinitiativen, Industriefirmen und Behörden, Parteien, Forschungsinstitute und Kommunen. Im Verlauf der Kontroverse sind in wachsendem Maße emotionelle Argumente an die Stelle eines fachlich fundierten Für und Wider getreten. Diese Entwicklung wird noch unterstützt durch die sehr komplexen wissenschaftlichen und technischen Zusammenhänge im Bereich der Kernenergie, die eine umfassende Information der Bevölkerung über Nutzen und Risiko erschweren.*

*Die Kernforschungsanlage Jülich will in dieser Situation ihren Beitrag zur sachlichen Information der Öffentlichkeit über die Probleme der Kernenergie leisten, gestützt auf das Fachwissen, das in ihren verschiedenen Instituten erarbeitet worden ist.*

*Dieser Absicht folgend veranstaltet die Arbeitsgruppe Kernenergie-Information der KFA Seminare, die sich mit aktuellen Fragen der Kernenergie befassen. Im Rahmen dieser Seminare werden der Energiebedarf und seine voraussichtliche Entwicklung beschrieben sowie die Möglichkeiten der Bedarfsdeckung geschildert. Weitere Themen sind die physikalischen Grundlagen und die technische Realisierung der Energieerzeugung durch Kernspaltung, die Probleme und Lösungsmöglichkeiten des Brennstoffkreislaufs sowie die Wirkungen radioaktiver Strahlung. Die Sicherheit von Kernkraftwerken wird behandelt und das Risiko der Kernenergie im Vergleich mit anderen technischen und natürlichen Risiken erörtert. Hierbei ist besondere Sorgfalt auf eine verständliche Darstellung gelegt.*

*Zielgruppen dieses Informationsangebotes sind alle Interessenten, z.B. Journalisten, Lehrer, Wissenschaftler anderer Fachrichtungen, politische und soziale Gruppierungen, Gewerkschaften, Verbände und Organisationen.*

*Mit dem vorliegenden Seminarbericht wird die Möglichkeit geboten, die vermittelte Information zu vertiefen und überprüfbar zu machen, und gleichzeitig ein Weg aufgezeigt, Unklarheiten zu beseitigen.*

*Die Autoren hoffen, daß dieses Seminar einen nützlichen Beitrag zur Kernenergie-Information leisten kann.*

*Jülich, im November 1975*

*E. Münch*

# Brauchen wir Kernenergie? Versuch einer systemanalytischen Antwort

Alfred Voß

Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

## 1. Einleitung

Im Mittelpunkt der folgenden Überlegungen stehen nicht Erläuterungen zu einzelnen Energietechnologien oder gar statistische Einzelheiten über die Entwicklung des Energieverbrauchs, obwohl beide an der einen oder anderen Stelle auftauchen werden. Vielmehr soll im Rahmen einer Darstellung heutiger Probleme der Energieversorgung, ihrer Ursachen und der sich abzeichnenden Entwicklungsperspektiven ein Versuch unternommen werden, der Beantwortung der Frage „Brauchen wir die Kernenergie?“ ein Stück näher zu kommen. Die Vielzahl der dabei zu beachtenden Faktoren und ihre gegenseitige Beeinflussung erfordern im Rahmen der zur Verfügung stehenden Zeit eine Beschränkung auf das Wesentliche. Dabei darf aber der innere Zusammenhang und die Verkettung der einzelnen Probleme nicht verlorengehen, denn die heute anstehenden Probleme der Energieversorgung können nur im Rahmen einer über eine technische und wirtschaftliche Betrachtung hinausgehende Analyse gelöst werden. Energieprobleme und damit verbunden auch die Frage nach dem Einsatz der Kernenergie sind, wie im weiteren gezeigt werden soll, Systemprobleme, darunter sind Problemkomplexe zu verstehen, die über die Bereiche einzelner Wissenschaftsdisziplinen hinausgehen, so z.B. die Verknüpfung von Energieverbrauch, Umweltbelastung, Ressourcenverknappung und wirtschaftlicher Entwicklung. Deshalb soll versucht werden, die Energieprobleme von einem systemanalytischen Standpunkt aus anzugehen.

Die Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie mit ihrem Beginn in der Mitte der vierziger Jahre war überwiegend getragen von dem Gedanken einer wissenschaftlichen und technischen Herausforderung. Auf die militärischen Aspekte soll hier nicht eingegangen werden. Später trat dann das Motiv der kostengünstigeren Energieerzeugung in den Vordergrund. Seit einigen Jahren hat sich die Situation aber grundlegend geändert. Die sich abzeichnende Verknappung der fossilen Energieträger, speziell des Erdöls und Erdgases, verlieh dem Aspekt der ausreichenden mengenmäßigen Verfügbarkeit von Energie zusätzliche Bedeutung. Die politisch motivierte Preis- und Verknappungspolitik der Ölförderländer verdeutlichte denn auch einer breiten Öffentlichkeit die Abhängigkeit einer modernen Industriegesellschaft von einer funktionierenden Energieversorgung und rückte unversehens die Frage der nationalen Versorgungssicherheit – oder anders ausgedrückt: die Reduzierung unserer Abhängigkeit vom Erdöl – in den Mittelpunkt des energiepolitischen Interesses. Parallel zu der sich schon seit Jahren abzeichnenden Ressourcenknappheit, die durch die

exponentielle Zunahme des Energieverbrauchs und der industriellen Produktion in der Vergangenheit verursacht wurde, wurden die mit diesem Wachstum verbundenen ökologischen Probleme zu einem Thema von zentraler Bedeutung für die Energieversorgung. In jüngster Zeit sind nun auch verstärkt sozial- und gesellschaftspolitische Aspekte in die Energiedebatte eingeflossen. Zwei Entwicklungen erscheinen in diesem Zusammenhang von besonderer Bedeutung: Einmal die sehr intensiven Diskussionen über die Grenzen des materiellen Wachstums, die sicher nicht von den Energieplanern unreflektiert beiseite geschoben werden können, und zum anderen die zunehmend kritische Einstellung der Öffentlichkeit in bezug auf die mit neuen Technologien verbundenen Risiken und ihre Akzeptierung. Gerade der letzte Punkt ist ja stark mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie verknüpft. All dies macht deutlich, daß sich die Umgebung, in der sich die Entwicklung neuer Energietechnologien im allgemeinen und der Kernenergie im speziellen heute vollziehen, grundlegend verändert hat; neue Sachzwänge, wie Umweltfreundlichkeit, Versorgungssicherheit, Risiko-Nutzen-Verhältnis, sind hinzugetreten, die entscheidenden Einfluß auf die technologischen Entwicklungen haben.

In dieser Situation ist es durchaus legitim, wenn nicht sogar eine politische Notwendigkeit, die Entscheidung für den Einsatz der Kernenergie noch einmal kritisch zu hinterfragen.

Die folgenden Fragen sind in diesem Zusammenhang von besonderer Bedeutung

- Brauchen wir mehr Energie?
- Kernenergie und ihre Alternativen,
- Nebeneffekte einer Nutzung der langfristigen Energieversorgungsalternativen in großem Umfang.

## 2. Brauchen wir mehr Energie?

Energie wird definiert als die Fähigkeit Arbeit zu leisten. Die Mengen und Arten der Energien, die dem Menschen zur Verfügung standen, haben seine Lebensweise und seine Leistungen zu allen Zeiten entscheidend mitbestimmt. Je mehr Energie er sich nutzbar machen konnte, desto größer waren seine Leistungen und sein Wohlstand. „Die Energie und die aus ihr fließenden Wohltaten Licht, Wärme, Nahrung und Kleidung zeigen sich als technische Umwelt, ohne die der Prothesengott Mensch nicht existieren kann. Die Umwelt „Natur“, deren früherer Ungestörtheit wir heute nachtrauern, enthüllt sich dagegen bei schwindender Energieproduktion als Feind, als Quelle von Kälte, Hunger und Krankheit“ [1]. Energie in ihren verschiedenen Erscheinungsformen ist somit ein wichtiges Hilfsmittel des Menschen zur Veränderung seiner Umwelt im Sinne einer Steigerung seiner Lebensqualität. Man sollte dies nicht vergessen, denn es scheint mir das allgemeinste Kriterium für die Wünschbarkeit eines höheren Energieverbrauchs. Der Energieverbrauch ist daher sehr eng mit der gesamten weltwirtschaftlichen Entwicklung gekoppelt.

Bild 1 zeigt die Zunahme des Weltenergieverbrauchs, aufgliedert nach den Primärenergieträgern Kohle, Erdgas, Erdöl, Kernenergie und sonstige, beginnend im Jahre 1875 bis zum Jahre 1975. Der gesamte Energieverbrauch stieg während dieses Zeitraumes um einen Faktor 30 an und beträgt mehr als 8 Milliarden t SKE/a (1 t SKE entspricht dem Energieinhalt von 1 t Steinkohle). Die Steinkohle hat ihre dominierende Rolle mit Beginn der zweiten Hälfte dieses Jahrhunderts an das Erdöl abtreten müssen.

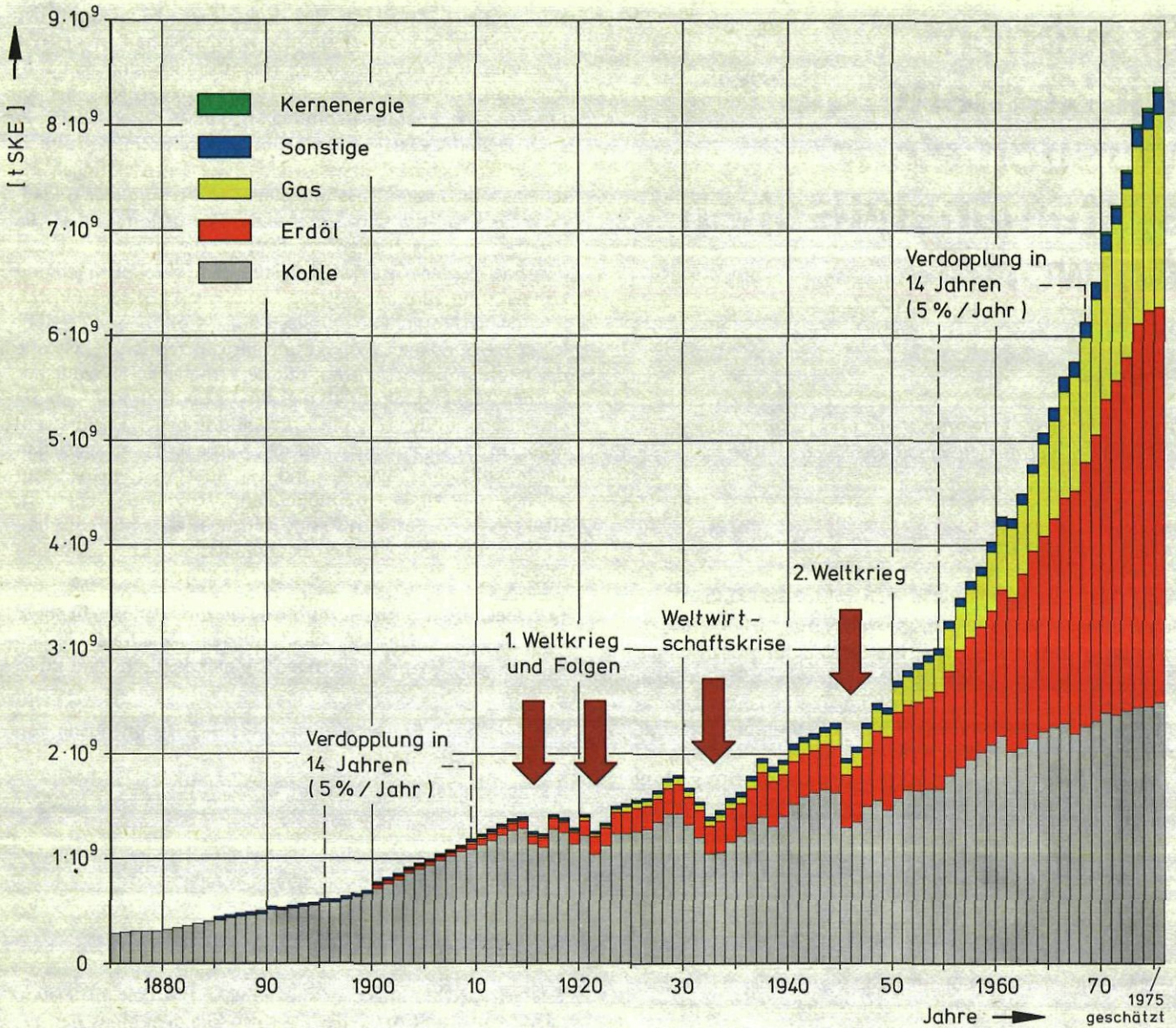


Abbildung 1: Die Entwicklung des Weltenergieverbrauchs nach Energieträgern

Die wesentlichen Gründe für dieses exponentielle Wachstum des Energieverbrauchs sind die Zunahme der Weltbevölkerung von 1,2 auf 4 Milliarden Menschen im Jahre 1974 und die industrielle Entwicklung. Wie eng die wirtschaftliche Entwicklung mit dem Energieverbrauch verknüpft ist, zeigt Bild 2. Dargestellt ist hier für verschiedene Länder der Erde der Energieverbrauch pro Kopf in Abhängigkeit vom Bruttosozialprodukt pro Kopf. Dieses Bild weist aus, daß eine große Zahl von Ländern mit einem pro-Kopf-Verbrauch kleiner als 2 t SKE/a auskommt und daß die Zahl der Länder mit einem pro-Kopf-Verbrauch von mehr als 5 t SKE/a relativ klein ist. Zur Verdeutlichung dieser gewaltigen Unterschiede sind in Bild 3 noch einmal einige Zahlenwerte über den pro-Kopf-Verbrauch einiger Länder zusammengestellt.

Der pro-Kopf-Verbrauch der Amerikaner ist etwa 60 mal so groß wie der in Indien und mehr als doppelt so groß wie bei uns. Die Vereinigten Staaten tragen also etwa zu einem Drittel vom gesamten Weltenergiebedarf bei, obwohl sie nur einen Anteil von 6 % an der Weltbevölkerung haben. Vergewahrtigt man sich, daß der überwiegende Teil der Weltbevölkerung in den sogenannten Entwicklungsländern mit zum Teil sehr hohen Geburtenüberschüssen lebt, so vermitteln diese Zahlen ein Gefühl dafür, welche potentiellen Steigerungen im Weltenergieverbrauch noch möglich und zu er-

warten sind, allein um den Nachholbedarf dieser Länder zu decken.

Wie aber ist die Situation in den Industrieländern, speziell in der BRD zu beurteilen? Ist hier nicht mit einer baldigen Stagnation des Energieverbrauchs zu rechnen?

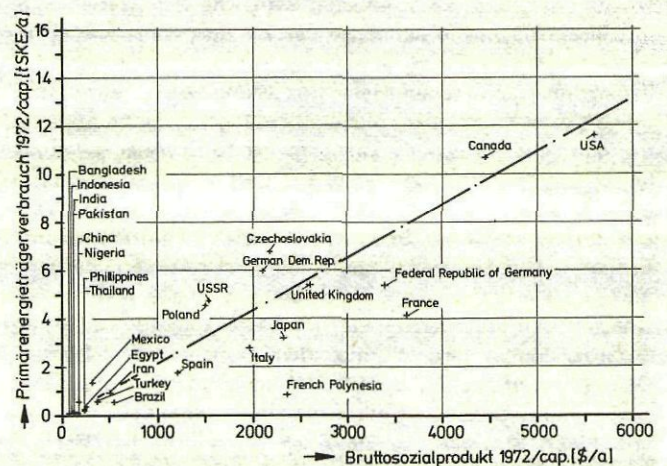


Abbildung 2: Die Abhängigkeit des Primärenergieverbrauchs vom Bruttosozialprodukt 1972

In Bild 4 ist die Entwicklung des Primärenergieverbrauchs der BRD nach Energieträgern dargestellt. Der Energieverbrauch stieg von  $135 \cdot 10^6$  t SKE im Jahre 1950 auf  $376 \cdot 10^6$  t SKE im Jahre 1973, dies entspricht einer durchschnittlichen Steigerungsrate von 4,5 %. Bei der zeitlichen Entwicklung des Primärenergieverbrauchs lassen sich dabei drei Phasen unterscheiden:

- 1950 – 1957 Deckung des Energiebedarfs überwiegend durch inländische Kohle,
- 1958 – 1969 Übergang von festen zu flüssigen Energieträgern,
- seit 1970 Verstärkter Einsatz von Erdgas und beginnende Nutzung der Kernenergie.

Über die Verwendung der Energie gibt Bild 5 Auskunft. Die derzeitige Abhängigkeit unserer Energieversorgung vom Öl wird deutlich durch den hohen Anteil von 56 %, den das Erdöl zur Primärenergiebedarfsdeckung beiträgt. Die Anteile der Kohle und des Erdgases am Energieverbrauch betragen 31 % bzw. 10 %. Nur etwa 27 % der Primärenergie gehen in die Elektrizitätserzeugung, wobei der Anteil der Elektrizität am Endenergieverbrauch (dies ist die Energie, der der Letztverbraucher einsetzt) nur etwa 12 % beträgt. Diese Zahlen zeigen, daß der Wärmemarkt heute noch wesentlich größer ist als der Elektrizitätsmarkt. Daraus folgt, daß eine langfristige Energieversorgungsalternative nicht nur Elektrizität, sondern vor allem auch Wärme der verschiedenen Temperaturen bereitstellen können muß.

Die größten Endenergieverbraucher sind die Sektoren Haushalte und Kleinverbrauch sowie die Industrie mit einem Anteil von etwa je 40 %. Der Verkehr beansprucht dagegen mit 17 % nur einen verhältnismäßig kleinen Anteil am Endenergieverbrauch. Interessant ist vielleicht noch die Tatsache, daß etwa 11 % des Erdöls für nichtenergetische Zwecke, d.h. als Rohstoff in der Chemie verbraucht wird.

Soviel zur Beschreibung der Ist-Situation des Energieverbrauchs und seiner Struktur in der Bundesrepublik Deutschland.

Es soll nun, ähnlich wie bei der Abschätzung des Entwicklungspotentials des Weltenergieverbrauchs, durch eine Querschnittsbetrachtung der Frage nach dem Potential und der Notwendigkeit einer Steigerung des Energiebedarfs der BRD nachgegangen werden.

Die Zusammenstellung der pro-Kopf-Verbräuche an Energie (Bild 3) für verschiedene Länder zeigte deutlich, daß hier nicht nur erhebliche Unterschiede zwischen den entwickelten und den unterentwickelten Ländern bestehen, sondern daß auch zwischen den Industrieländern Unterschiede von mehr als 100 % bestehen. Ähnliche Zahlen stellt man fest, wenn man den Zusammenhang zwischen dem Einkommen der privaten Haushalte und ihrem Energieverbrauch untersucht. So betragen z.B. die Ausgaben für Energie (einschließlich Kraftstoff) eines 4-Personen-Haushalts mit einem mittleren Einkommen von 1761 DM im Jahre 1973 112,5 DM pro Monat. 4-Personen-Haushalte mit einem um 75 % höheren Einkommen verbrauchten etwa 50 % mehr Energie. Diese Zahlen machen deutlich, daß auch in der BRD – und dies gilt in ähnlicher Weise auch für andere Industrieländer – ein großes Potential für Energieverbrauchssteigerungen vorhanden ist. Ein Einfrieren des Energieverbrauchs auf dem heutigen Niveau hätte sicher schwerwiegende sozialpolitische Konsequenzen. Die eigentliche Grenze des Wachstums des Energiebedarfs scheint ohnehin weniger bestimmt zu sein durch physikalisch-technische Rand-

Region	Primärenergieverbrauch in t SKE/Kopf x a
Weltdurchschnitt	2
Industrieländer	6,2
USA	11,6
BRD	5,4
Entwicklungsländer	0,36
Indien	0,18
Brasilien	0,53

Abbildung 3: Energieverbrauch pro Kopf in verschiedenen Regionen im Jahre 1972 [2]

bedingungen, als durch eine Abnahme des Grenznutzens eines zusätzlichen Energiemehrverbrauches.

Faßt man diese Überlegungen noch einmal zusammen, so stellt sich die Situation hinsichtlich des Wachstums des Energiebedarfs wie folgt dar:

Weltweit gesehen, aber auch differenziert nach sozialen Gruppen, bestehen heute noch erhebliche Unterschiede in dem pro-Kopf-Verbrauch an Energie. Allein deshalb und wegen der Zunahme der Weltbevölkerung muß auch in Zukunft mit erheblichen Steigerungen des Energieverbrauchs, auch in den Industrieländern, gerechnet werden. Eine weitere Erhöhung des Energieverbrauchs ist eine der notwendigen Voraussetzungen zur Angleichung des Lebensstandards zwischen den entwickelten und den unterentwickelten Staaten, sowie zum Ausgleich sozialer Unterschiede in den einzelnen Ländern selbst; sie ist damit gleichzeitig ein notwendiger Beitrag zum Abbau des politischen Konfliktpotentials.

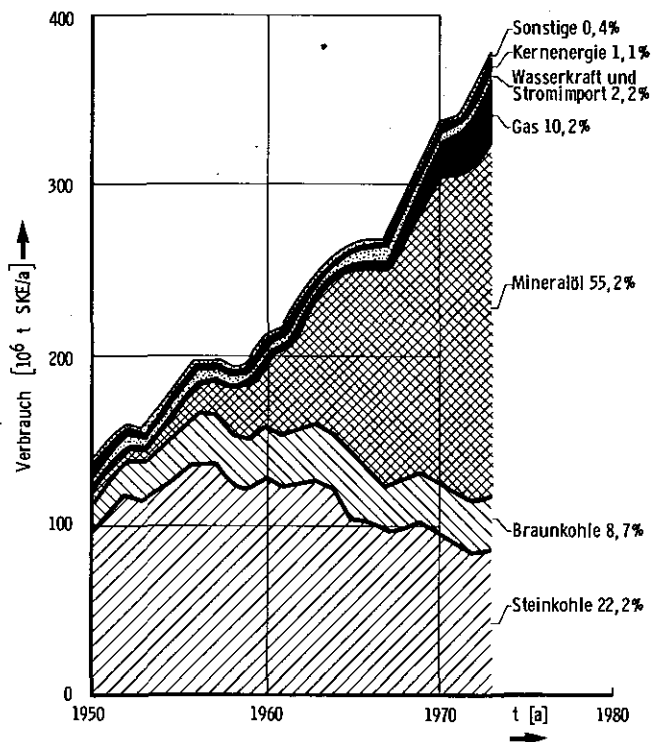


Abbildung 4: Entwicklung des Primärenergieverbrauchs in der BRD



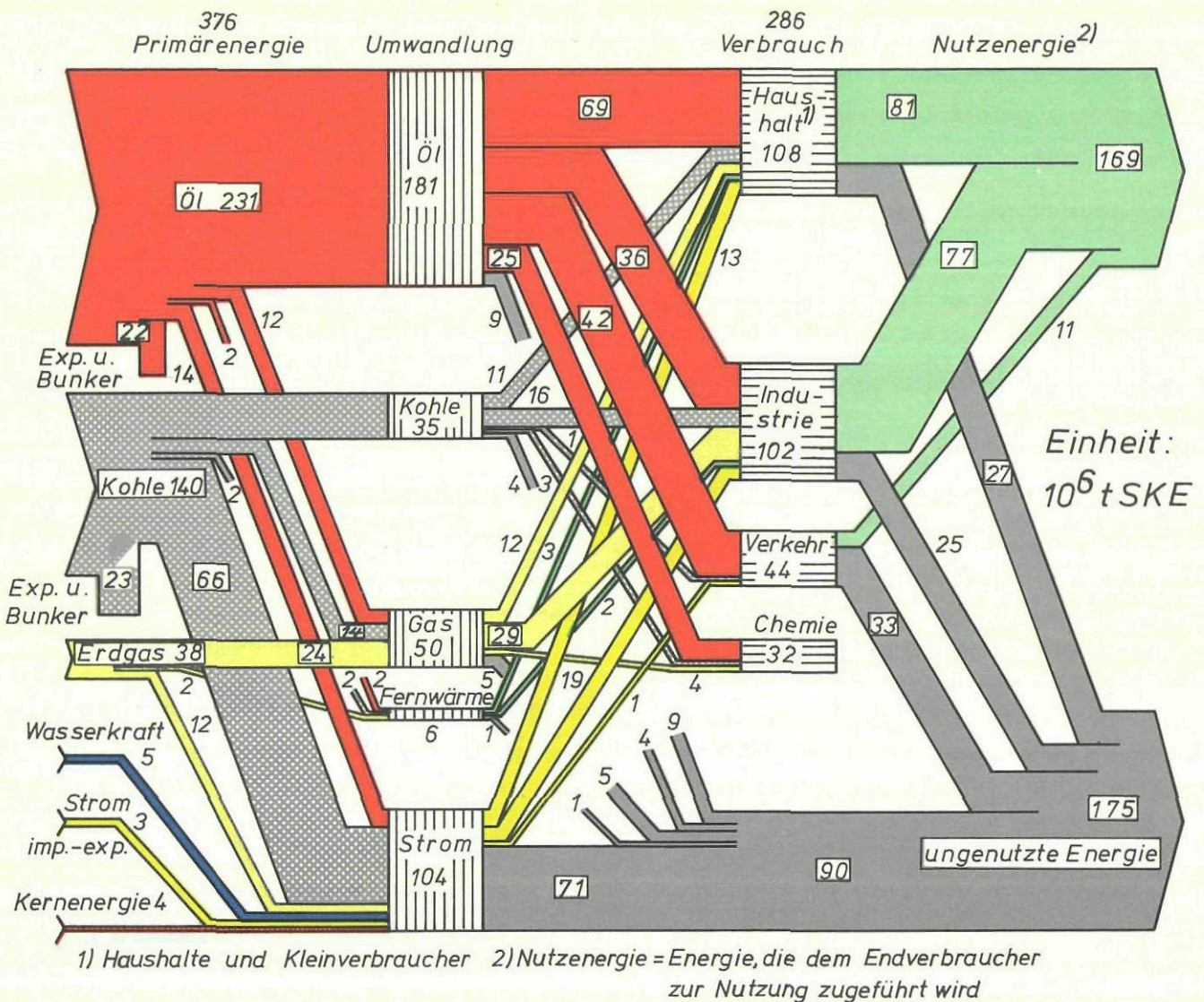


Abbildung 5: Energieflußbild der Bundesrepublik Deutschland vom Jahre 1973

### 3. Energiereserven

Wenn wir also auch in Zukunft mit einer weiteren Steigerung des Energieverbrauchs zu rechnen haben, so gewinnt die Frage nach den vorhandenen Energievorräten eine besondere Bedeutung. In Tabelle 1 sind die fossilen Energievorräte für die BRD sowie für die gesamte Welt angegeben. Dabei handelt es sich um Schätzwerte für die überhaupt abbaubaren Mengen. Die heute bekannten und nachgewiese-

Tabelle 1: Uranreserven und fossile Energievorräte der BRD und der Welt

	BRD in Mrd t SKE	Welt in Mrd t SKE	Reichweite der Weltvorräte in Jahren <sup>2)</sup>
Steinkohle	44	6700	167
Braunkohle	18	571	14
Erdöl	0,1	480	12
Erdgas	0,4	390	10
fossile Energieträger gesamt	62,5	8141	200
Uran	2,7	203000 <sup>1)</sup>	5000

<sup>1)</sup> bis zu 1000 \$/kg U und bei Einsatz von Brutreaktoren

<sup>2)</sup> bei einem pro-Kopf-Verbrauch von 10 t SKE/a und einer Bevölkerung von 4 Milliarden Menschen

nen weltweiten Vorräte sind erheblich geringer. Sie betragen für Steinkohle etwa  $450 \cdot 10^9$  t SKE, für Erdöl etwa  $120 \cdot 10^9$  t SKE und für Erdgas etwa  $66 \cdot 10^9$  t SKE. Es fällt sofort ins Auge, daß die Kohlevorräte um mehr als einen Faktor zehn größer als die Erdöl- und Ergasvorräte sind. Dies trifft für die BRD ebenso zu wie für die gesamte Welt. Die weltweiten Uranreserven sind wiederum dreißigmal größer als die Kohlevorräte. In der letzten Spalte der Tabelle 2 ist die Zeit in Jahren angegeben, für die diese Weltvorräte ausreichen würden, um etwa die heutige Bevölkerung, also 4 Milliarden Menschen, mit einem pro-Kopf-Verbrauch von 10 t SKE/a versorgen zu können. Natürlich sind diese Zahlen hypothetisch, dennoch vermitteln sie ein grobes Gefühl für den Zeitmaßstab der Erschöpfung dieser Vorräte. Die Erdöl- und Erdgasreserven würden je für sich allein genommen nur etwa ein Jahrzehnt reichen. Von den fossilen Energiereserven kann aufgrund der Vorratssituation allein die Kohle eine begrenzte Alternative zur Kernenergie darstellen. Die Reichweite der Uranreserven verdeutlicht, daß mit der Nutzbarmachung der Kernenergie eine praktisch unbegrenzte Versorgung mit Energie möglich ist.

Außer mit der Kernenergie und im begrenzten Umfang auch mit der Kohle sind aber heute noch weitere Optionen erkennbar, die eine langfristig ausreichende Energieversorgung sicherstellen können. Es sind dies die Sonnenenergie, die Kernfusion und die Nutzung der Erdwärme, wobei die Möglichkeiten der Nutzung der letztgenannten Energie heute noch sehr undeutlich sind.

## 4. Kernenergie und ihre Alternativen

Im folgenden sollen nun die vier eben erwähnten Optionen für eine langfristige, brennstoffseitig praktisch nicht limitierte, Energieversorgung näher untersucht werden. Auf die Erdwärme wird dabei wegen der noch großen Unsicherheiten nicht näher eingegangen.

Bei der Analyse der einzelnen Optionen wird immer eine Nutzung in großem Umfang unterstellt, denn nur dadurch werden die Nebenwirkungen deutlich, die für eine Beurteilung ausschlaggebend sein können.

Jede der hier betrachteten Optionen (oder geeignete Kombinationen von ihnen) hat zur Folge, daß sich das Energieversorgungsproblem auf lange Sicht von einem Verfügbarkeits- in ein Handhabungsproblem wandelt. Dies heißt aber nicht, daß auch kurz- bzw. mittelfristig alle Versorgungsschwierigkeiten gelöst wären. Auf die Probleme des Übergangs von unserer heutigen überwiegend auf fossiler Basis aufbauenden Energieversorgung zu einer langfristig wünschenswerten Versorgungskonzeption wird deshalb später noch einzugehen sein.

Die Charakterisierung und Beschreibung der einzelnen Alternativen richtet sich an den folgenden vier Kriterien aus:

- ihrem Energiepotential
- ihrem Entwicklungsstand
- ihren Kosten
- ihren Nebenwirkungen.

Bei der Beschreibung des Entwicklungsstandes wird dabei von einer erweiterten Einteilung ausgegangen, die von Häfelle [3] benutzt wurde. Danach müssen von großen technischen Entwicklungen vier Schwellen überwunden werden:

1. die Schwelle der physikalisch-wissenschaftlichen Durchführbarkeit,
2. die Schwelle der technisch-industriellen Durchführbarkeit,
3. die Schwelle der wirtschaftlich-kommerziellen Durchführbarkeit,
4. die Schwelle der öffentlich-gesellschaftlichen Akzeptierung.

### 4.1 Kohle

Über die Vorräte an Stein- und Braunkohle ist zuvor schon etwas gesagt worden. Von der Reservesituation würde, wie schon erwähnt, bei Anlegung eines strengen Maßstabes die Kohle nur bedingt eine langfristige Versorgung sicherstellen können. Da aber gerade die Stein- und Braunkohlevorräte in der BRD beträchtlich sind – sie könnten den derzeitigen Primärenergieverbrauch von 370 Mill. t SKE für nahezu 170 Jahre decken – müssen sie hier in die Betrachtungen eingeschlossen werden. Trotz dieser günstigen Reservesituation ist die Förderung der Steinkohle in den letzten Jahrzehnten ständig rückläufig gewesen. Sie sank von 149,4 Mio t im Jahre 1957 auf 97,3 Mio t im Jahre 1973. Dies hat im wesentlichen zwei Gründe: Einmal sind die Förderbedingungen der Steinkohle in der BRD sehr schwierig (Untertageabbau), so daß trotz eines erheblichen technischen Fortschritts – sichtbar an der Steigerung der Förderleistung je Mann und Schicht um 250 % seit 1957 – die Steinkohle bis zum Herbst 1973 zum teuersten Energieträger in der BRD geworden war. Die Steigerung der Ölpreise hat die Wettbewerbsfähigkeit der Kohle zwar verbessern können, konnte aber die Kostendifferenz nicht nachhaltig beseitigen. Der zweite Grund ist die gegenüber den flüssigen und gasförmigen

Energieträgern und besonders gegenüber dem Strom unbequeme Handhabung der Kohle für den Verbraucher. Läßt sich dieser Nachteil durch die heute stark in den Vordergrund getretene Umwandlung der Kohle in gasförmige und flüssige Sekundärenergieträger ausgleichen – wobei einer Kombination von Kohle und Kernenergie aus Kostengründen eine wichtige Funktion zukommt – so wird man wohl mit den schlechten Förderbedingungen leben müssen.

Um die Wettbewerbsfähigkeit der Kohle – auch unter dem Gesichtspunkt der Verringerung der Versorgungsrisiken durch einen angemessenen Anteil inländischer Energieträger – dennoch zu erhalten, sind vom Staat eine Reihe von Maßnahmen (Kokskohlenbeihilfe, Verstromungsgesetze, Heizölbesteuerung, usw.) ergriffen worden, die eine Stabilisierung der Kohleproduktion zum Ziel haben. Dies kommt auch in der angestrebten Förderkapazität von 94 Mio Jahrestonnen im Jahre 1980 zum Ausdruck, die in der ersten Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung ausgewiesen ist. Inwieweit eine erhebliche Steigerung der Steinkohlenförderung über diese angestrebte Menge hinaus überhaupt möglich ist, ist im wesentlichen ein Problem der Verfügbarkeit des notwendigen Kapitals und der zusätzlichen Arbeitskräfte.

Die Situation der Braunkohle stellt sich etwas anders dar. Sie hat, durch Produktionssteigerungen in den letzten Jahren, ihren Anteil an der Primärenergieversorgung von 8,7 % halten können. Braunkohle wird heute zum überwiegenden Teil zur Stromerzeugung eingesetzt und zwar in Kraftwerken, die aus Transportkostengründen unmittelbar in der Umgebung der Abbaugebiete stehen. Die Braunkohle wird auch zukünftig einen wesentlichen Beitrag zur Elektrizitätsversorgung leisten, darüber hinaus wird sie im Verbund mit der Kernenergie zur Erzeugung synthetischen Erdgases eingesetzt werden können.

Als die im Rahmen dieser Betrachtung wichtigsten Nebeneffekte einer großtechnischen Nutzung der Kohle sind die ökologischen Beeinflussungen zu nennen. Dabei muß man generell zwischen den Umweltbelastungen unterscheiden, die durch technische Maßnahmen reduzier- oder sogar vermeidbar sind, und denen, die prinzipiell nicht umgangen werden können. Zu den letzteren gehört das bei einer Verbrennung fossiler Energieträger notwendigerweise anfallende CO<sub>2</sub> (Kohlendioxid). Auf die mit technischem Aufwand vermeidbaren Belastungen, wie z.B. die SO<sub>2</sub>-, NO<sub>x</sub>- und Staubemissionen soll hier nicht eingegangen werden, da sie mit einem entsprechenden Kosten- und Energieaufwand auf ein tolerierbares Maß reduziert werden können. Mit der zunehmenden Emission von CO<sub>2</sub> aus fossilen Energiewandlungsverfahren ist die Gefahr globaler Klimaveränderungen verbunden. Diese hat ihre Erklärung in dem sogenannten Treibhauseffekt aufgrund einer höheren CO<sub>2</sub>-Konzentration in der Atmosphäre. Zur genaueren Analyse dieses CO<sub>2</sub>-Problems haben wir ein Modell zur Simulation des natürlichen Kohlenstoffkreislaufs der Erde entwickelt, das die Wechselwirkungen und Abhängigkeiten zwischen der Assimilation und Atmung der Tiere und Pflanzen, der Zersetzung der organischen Substanz und der CO<sub>2</sub>-Menge in der Atmosphäre sowie der Lösung des Kohlendioxids in den Weltmeeren modellmäßig darstellt [4, 5].

Die klimatischen Folgen einer Nutzung ausschließlich fossiler Energieträger – im wesentlichen Kohle – sind in Bild 6 wiedergegeben. Die CO<sub>2</sub>-Emissionen steigen bis zur Mitte des nächsten Jahrhunderts an, gehen dann allerdings zurück, weil sich die Kohlereserven erschöpfen würden. Die resultierende atmosphärische CO<sub>2</sub>-Konzentration bewirkt eine Temperaturerhöhung, die bereits in 50 Jahren mehr als 3°C über dem heutigen Niveau liegt und gegen Ende des näch-

sten Jahrhunderts einen Maximalwert von 9°C erreichen würde.

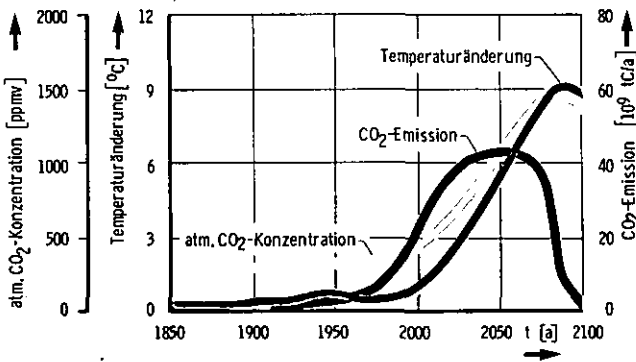


Abbildung 6: Klimatische Folgen einer Nutzung der Kohle in großem Umfang

Die Auswirkungen der mit diesen Temperaturerhöhungen verbundenen Klimaänderungen zum Beispiel auf die Welt-ernährungssituation können nur als verheerend bezeichnet werden und entziehen sich unserer Vorstellungskraft. Das CO<sub>2</sub>-Problem und die damit verbundenen klimatischen Risiken stellen also einen limitierenden Faktor für die Nutzung der Kohle im großen Maßstab dar. Die Kohle ist somit weniger eine Alternative zur Kernenergie, als ein kurz- und mittelfristig wertvoller Partner der Kernenergie zur Verringerung unserer Abhängigkeit vom Erdöl. Hierbei kommt den Techniken der nuklearen Kohlevergasung und Kohleverflüssigung eine besondere Bedeutung zu.

## 4.2 Sonnenenergie

Die Sonne stellt mit einer auf die Erde eingestrahlten Leistung von 178 Milliarden MW die größte kontinuierliche Energiequelle des Menschen dar, die allein erst das Leben auf diesem Planeten ermöglicht. Um eine Vorstellung von dieser Energiemenge zu bekommen, sei erwähnt, daß dies etwa 22000 mal so viel ist wie der heutige jährliche Welt-

energieverbrauch. Über den Verbleib dieses gewaltigen Energiestromes gibt Bild 7 Auskunft.

Etwa 33 % der auf die Erdatmosphäre eingestrahlten Energie werden von ihr direkt reflektiert; weitere 45 % werden von der Erdoberfläche in Form von Wärmestrahlung in den Weltraum abgestrahlt. Der verbleibende Rest dient vornehmlich der Aufrechterhaltung des Wasserkreislaufs (22 %) sowie zur Aufrechterhaltung der atmosphärischen und ozeanischen Strömungen. Nur etwa 1 % der eingestrahlten Sonnenenergie wird durch die Photosynthese umgesetzt.

Trotz dieses gewaltigen Energiepotentials liegt die von der Sonne abgegebene Energie in einer wenig konzentrierten Form vor. Ihre Energiedichte, d.h. die pro Flächeneinheit auf die Oberfläche der Erde auftreffende Energie beträgt, gemittelt über das Jahr und die geographischen Breiten, nur 160 W/m<sup>2</sup> [6]. In einem modernen 1000-MW-Kraftwerk mit einem Platzbedarf von 250 m · 250 m beträgt die je m<sup>2</sup> umgesetzte Energie etwa 40000 W/m<sup>2</sup>, also etwa das 250-fache. Hiermit ist aber auch schon ein Problem der solaren Option genannt, das des großen Flächenbedarfs. Dieser beträgt für ein 1000-MW<sub>e</sub>-Kraftwerk, das auf der geographischen Breite von Bochum installiert wäre, etwa 100 km<sup>2</sup>. Hierbei wurde von einer durchschnittlichen Energiedichte von 100 W/m<sup>2</sup> (entsprechend dem geographischen Standort Bochums) und einem Systemwirkungsgrad von 10 % ausgegangen. Es ist fraglich, ob so große zusammenhängende Flächen in Deutschland zur Verfügung gestellt werden können.

Ein anderes für die Nutzung der Solarenergie typisches Problem resultiert aus den jahres- und tageszeitlichen Schwankungen des Sonnenergieangebots. Aus diesem Grunde ist die Verwendung der Sonnenenergie eng mit praktikablen und wirtschaftlichen Lösungen des Energiespeicherproblems verknüpft.

Aus der Vielzahl von technischen Konzepten zur Nutzung der Sonnenenergie, die in jüngster Zeit vorgeschlagen wurden, sollen hier nur zwei erläutert werden, die aber dennoch das Spektrum der Umwandlungsmöglichkeiten gut abdecken. Der zur Zeit wichtigste, weil wohl am ehesten

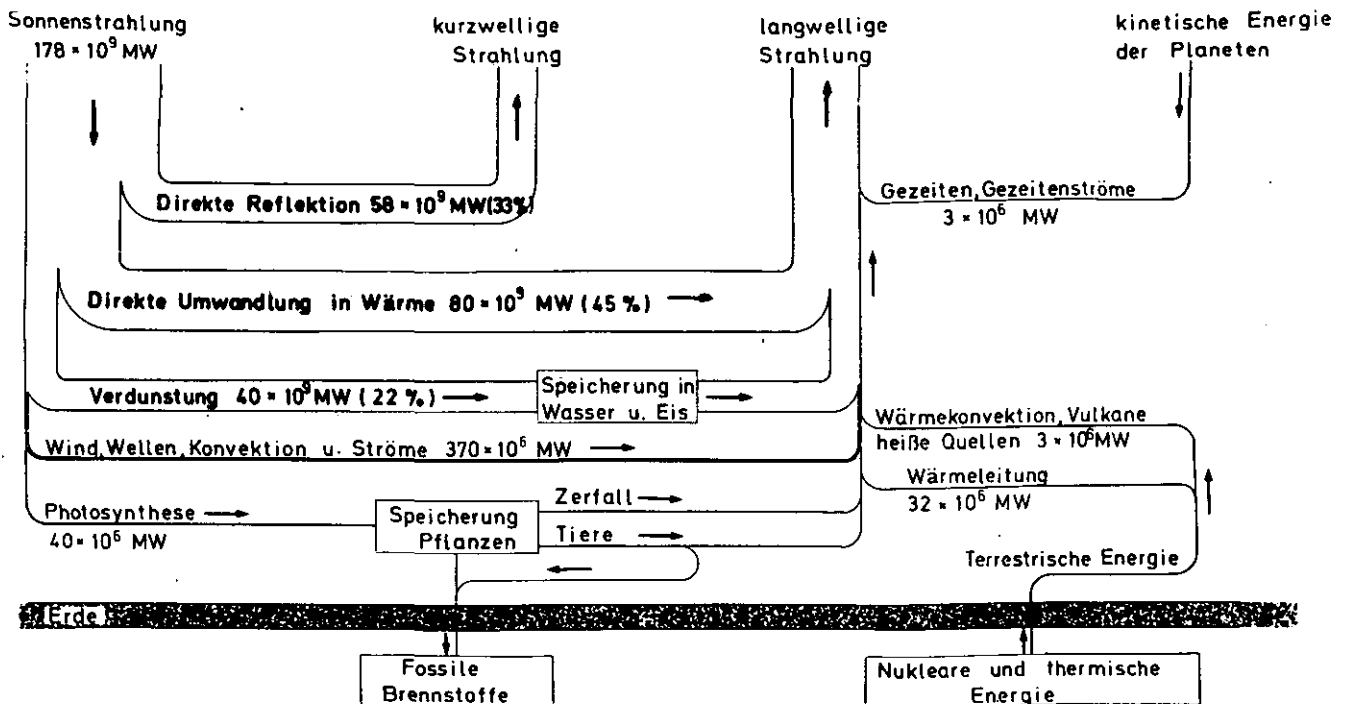


Abbildung 7: Energie-Flußbild der Erde

realisierbare Einsatzbereich ist der zur Raumheizung. Diese dezentrale Form der Sonnenenergienutzung bedient sich der Dachfläche eines Hauses, um die Sonnenenergie einzufangen. In Bild 8 ist der prinzipielle Aufbau eines derartigen Sonnenhauses dargestellt. Das auf die Dachfläche auftreffende sichtbare Licht wird über stark wärmeabsorbierende Schichten in Wärme umgewandelt, die von einem Wärmeübertragungssystem in einen Wärmespeicher transportiert wird. Aus diesem Wärmespeicher werden die normalen Heizkörper des Hauses mit Energie versorgt. Zur Überbrückung von Zeiten geringer Sonneneinstrahlung ist eine konventionell betriebene Hilfsheizung installiert.

Eine Reihe von Experimentier- und Prototypenhäusern ist bereits in Betrieb. Zur Zeit wird das erste deutsche Sonnenhaus in der Nähe von Aachen gebaut. Die Konzepte der Nutzung von Sonnenenergie zur Raumheizung haben teilweise die Schwelle der technisch-industriellen Durchführbarkeit bereits überwunden. Ob ihnen auch der wirtschaftliche Durchbruch gelingt, hängt zum einen von ihrer eigenen Kostenentwicklung und der der konkurrierenden Energieträger ab und zum anderen hat darauf der geographische Einsatzort einen großen Einfluß. Die Aussichten für die Bundesrepublik können noch nicht endgültig beurteilt werden, sie scheinen aber wegen der Unregelmäßigkeit der Sonneneinstrahlung und der großen Zahl von mehrgeschossigen Bauten nicht gerade günstig zu sein.

Noch ein gutes Stück entfernt von der Schwelle der technisch-industriellen Durchführbarkeit sind die Konzepte zur zentralen Umwandlung von Sonnenenergie für die Bereitstellung sehr großer Leistungen. Als Beispiel dafür sei hier die Umwandlung der Sonnenenergie in elektrische Energie mit Hilfe der Solarzelle genannt. Die Solarzelle hat ihre Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit seit Jahren bei der Energieversorgung von Raumflugkörpern bewiesen. Allerdings waren die dort benötigten Leistungseinheiten nicht mit denen, die hier zur Diskussion stehen, vergleichbar. Der Wirkungsgrad der Solarzelle beträgt zwar z.Z. nur etwa 10 %, theoretisch möglich ist jedoch eine Erhöhung auf 20–25 %. Die Kosten allein für die Solarzellen liegen heute aber noch um mehrere Größenordnungen außerhalb des Rentabilitätsbereichs.

Zu dem Problem der Energiespeicherung tritt bei der zentralen Umwandlung der Sonnenenergie zusätzlich noch das Problem des Energietransports über zum Teil große Entfernungen. Im Hinblick darauf ist die zukünftige Entwicklung bei den Sekundärenergieträgern nicht ohne Bedeutung, denn es scheint, daß Wasserstoff als Sekundärenergieträger wegen seiner besseren Transportmöglichkeiten besser zur Sonnenenergie paßt als Elektrizität.

Nun noch einige Anmerkungen über die Umwelteffekte bei der Nutzung der Sonnenenergie. Weit verbreitet ist die Ansicht, daß die Nutzung der Sonnenenergie, weil diese eine natürliche Energiequelle ist, keine Veränderung der Umwelt mit sich bringt. Dies ist nicht ganz richtig. Die Umwelteffekte sind zwar nicht so offenkundig und nur bei einer Nutzung der Sonnenenergie im großen Umfang von Bedeutung. So werden zum Beispiel tausende von Quadratkilometern Land jeder anderen Nutzung entzogen und obwohl durch die „Aberntung“ der Sonnenenergie der globale Energiehaushalt der Erde nicht verändert wird, sind dennoch Auswirkungen auf die regionale atmosphärische Zirkulation und damit Veränderungen des Mikro- und Makroklimas nicht auszuschließen.

Ein bisher wenig diskutierter Aspekt scheint gerade im Zusammenhang mit der Nutzung der Sonnenenergie noch einer genaueren Analyse zu bedürfen. Nämlich die Frage nach dem Verhältnis von energetischem Input in den Bau von

Sonnenenergieumwandlungsanlagen zu dem nutzbaren Energieoutput. Hier spielen insbesondere die Zeitverzögerungen zwischen der anfänglichen Energieinvestition und der späteren Energierücklieferung eine große Rolle. Doch dieses Problem soll hier nicht weiter erörtert werden.

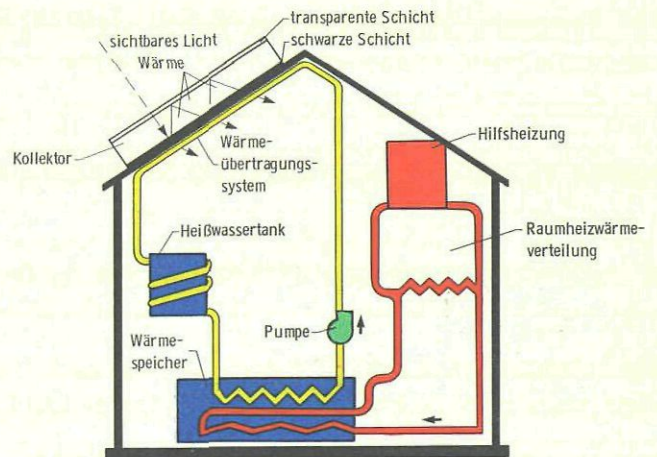


Abbildung 8:  
Nutzung der Sonnenenergie für die Raumheizung  
(Prinzipskizze)

### 4.3 Kernenergie

Unter dem Begriff der Kernenergie subsummiert man gewöhnlich sowohl die Kernspaltung wie auch die Kernfusion. Auf die erstere soll hier zunächst eingegangen werden.

Wir hatten bereits gesehen, daß mit dem Uran praktisch unbegrenzte Reserven für die Kernspaltung zur Verfügung stehen. Dies ist allerdings nur zutreffend, wenn in absehbarer Zeit der Hochtemperaturreaktor (HTR) und der Schnelle Brutreaktor (SBR) eingeführt werden, da die heutigen Leichtwasserreaktoren das Uran nur zu einem geringen Teil ausnutzen können. Der Hochtemperaturreaktor macht außerdem noch die Thoriumvorräte nutzbar, die annähernd 30 % größer sind als die Uranvorräte (jeweils bis 1000 \$/kg). Die friedliche Nutzung der Kernenergie wird heute in der breiten Öffentlichkeit oft nur in einem direkten Zusammenhang mit der Elektrizitätserzeugung gesehen. In Wirklichkeit ist es jedoch möglich, mit der Kernenergie das gesamte zukünftig interessante Spektrum an Sekundärenergieträgern zu erzeugen.

In Bild 9 sind schematisch diese Umwandlungsmöglichkeiten dargestellt. Neben der Erzeugung von Strom ermöglicht die Kernenergie die Erzeugung von Wärme, die als industrielle Prozeßwärme oder zur Raumheizung verwendet werden kann, auf den verschiedenen Temperaturniveaus, die Erzeugung von Wasserstoff ( $H_2$ ) aus Wasser oder in Kombination mit fossilen Primärenergieträgern, sowie die Bereitstellung von synthetischem Erdgas ( $CH_4$ ) durch die nukleare Kohlevergasung oder die Ölsplattung und die Erzeugung höherer Kohlenwasserstoffe (Benzin).

Dem Hochtemperaturreaktor kommt in diesem Zusammenhang – wegen seines Temperaturpotentials von  $1000^\circ C$  und mehr – eine besondere Bedeutung zu.

Ein Motiv für die Entwicklung der Kernenergie war, wie schon erwähnt, die Möglichkeit Energie kostengünstig bereitzustellen. Die Vielzahl der bereits in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke sind der augenscheinliche Beweis dafür, daß die Wirtschaftlichkeitsschwelle bereits überwunden ist. Bild 10 verdeutlicht dies durch eine Gegenüberstellung der Stromerzeugungskosten verschiedener Kraftwerkstypen.

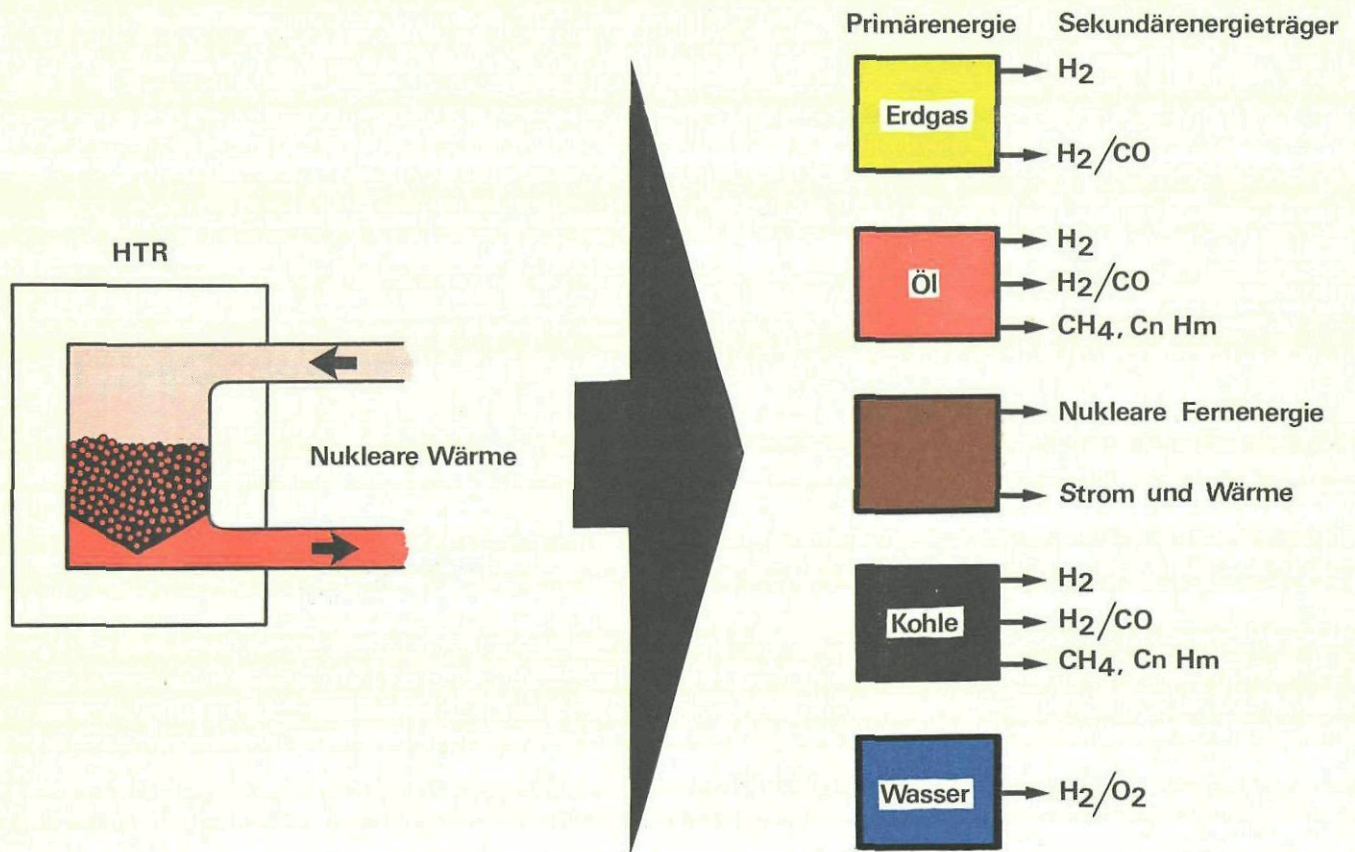


Abbildung 9: Umwandlungsmöglichkeiten von Kernenergie in Sekundärenergie

Im Zusammenhang mit der Wirtschaftlichkeit der Kernenergienutzung ist noch ein Hinweis auf die gegenüber konventionellen Kraftwerken anders geartete Kostenstruktur notwendig. Diese drückt sich in einer geringen Abhängigkeit der Stromerzeugungskosten von einer Steigerung der Brenn-

stoffkosten aus. So erhöhen sich die Stromerzeugungskosten eines Kernkraftwerks bei Verdopplung des Uranpreises nur um etwa 3–10 %, während sie bei einem fossilen Kraftwerk bei einer Verdoppelung der Brennstoffpreise um 50–60 % ansteigen.

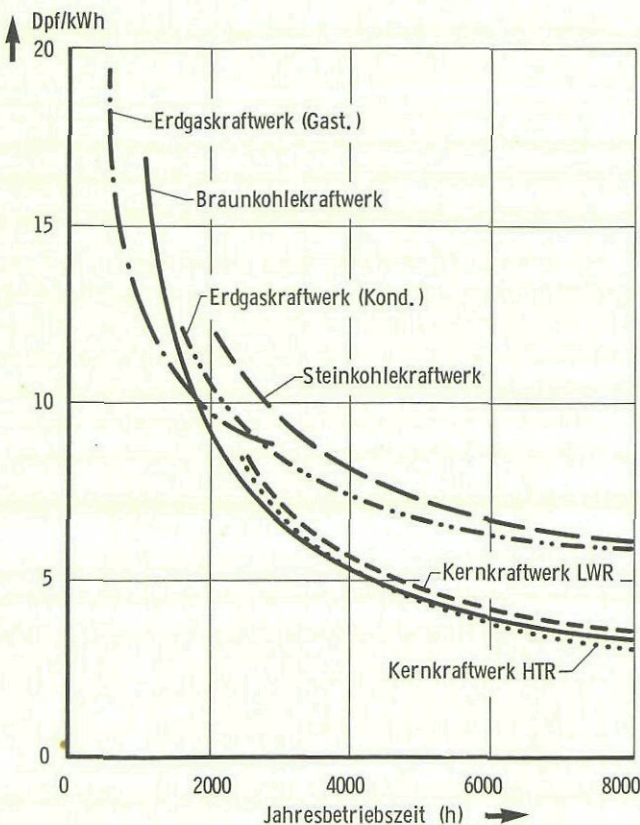


Abbildung 10: Stromgestehungskosten verschiedener Kraftwerkstypen

Wenden wir uns nun den Nebeneffekten einer Nutzung der Kernenergie im Großen zu. Da in den nachfolgenden Beiträgen auf den Brennstoffkreislauf, die Strahlenbelastung und die Sicherheit kerntechnischer Anlagen noch detailliert eingegangen wird, will ich mich darauf konzentrieren, die Problemstruktur zu erläutern.

Die wichtigsten unerwünschten Nebeneffekte einer Nutzung der Kernenergie sind

- die radiologischen Belastungen durch Kernenergieanlagen im Normalbetrieb,
- die potentielle Gefährdung durch Reaktorunfälle und
- die Erzeugung von radioaktiven Abfallprodukten.

Auf das Abwärmeproblem wird hier nicht eingegangen, da es nicht kernenergiespezifisch ist.

Kernkraftwerke und Wiederaufarbeitungsanlagen geben im Normalbetrieb radioaktive Stoffe über den Kamin und mit dem Abwasser an die Umgebung ab, deren Menge durch geeignete Rückhaltmaßnahmen einstellbar ist. Einen Maßstab zur Beurteilung dieser zusätzlichen Strahlenbelastung liefert die Schwankungsbreite der natürlichen, also unumgänglichen Strahlenbelastung. Es ist bekannt, daß die natürliche radioaktive Belastung der Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland bei etwa 100 mrem/a und die Schwankungsbreite, die im wesentlichen bedingt ist durch geographische und geologische Gegebenheiten, bei etwa 30 mrem/a für größere Bevölkerungsgruppen und 250 mrem/a für einzelne Personen liegt [8]. Demgegenüber liegt die radiologische Belastung durch Kernkraftwerke bei wenigen mrem/a, jedenfalls unter 5 mrem/a. Wenn nun bei

dieser Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenbelastung keine genetischen und somatischen Schäden feststellbar sind, sollten Zusatzbelastungen im Bereich dieser Schwankungen eigentlich für den einzelnen eine zumutbare und akzeptable Belastung darstellen.

Prinzipiell geht es also bei der Beurteilung von radioaktiven Belastungen um eine Verständigung darüber, was zumutbar und akzeptierbar ist, also um das Setzen von Maßstäben und Normen. Die Festlegung zumutbarer Risiken kann aber nicht allein von naturwissenschaftlichen Ergebnissen getragen sein, sondern hier spielt offensichtlich das Element des Ermessens, das Abwägen von Schaden und Nutzen und die Frage nach den Alternativen eine wichtige Rolle. Man sollte sich dies stärker bewußt machen.

Mit einem ähnlich strukturierten Entscheidungsproblem hat man es im Kern auch bei dem Versuch der Bewertung des Störfall-Risikos von kerntechnischen Anlagen zu tun. Im Gegensatz zu den radiologischen Belastungen des Normalbetriebs stehen dabei hypothetische Reaktorunfälle, also potentielle Belastungen, zur Diskussion. Durch technische Vorsorgemaßnahmen – z.B. redundante Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten – läßt sich die Schadenswahrscheinlichkeit zwar nahezu beliebig klein machen, sie wird jedoch nicht zu Null. Diese von Null verschiedene Schadenswahrscheinlichkeit für Störfälle in kerntechnischen Anlagen wird gewöhnlich mit dem Begriff des Restrisikos bezeichnet. Die wissenschaftliche Ermittlung dieses Restrisikos, oder anders ausgedrückt, der Wahrscheinlichkeit eines Störfalles, kann auch hier nur den einen Teil der für den Bewertungsprozeß notwendigen Informationen liefern. Den anderen erhält man aus einer Betrachtung der natürlicherweise vorhandenen Risiken, wie z.B. natürliche Krankheiten oder Naturkatastrophen und der zivilisatorischen Risiken; die wir freiwillig bewußt oder unbewußt täglich eingehen, z.B. im Straßenverkehr.

In Tabelle 2 sind einige dieser Risiken dem Unfallrisiko der Kernenergie gegenübergestellt. Die Angaben gelten für die USA mit einer Bevölkerung von 200 Millionen Menschen unter der Annahme, daß 15 Millionen Menschen innerhalb eines Radius von 15 Meilen von 100 Kernkraftwerksstandorten leben.

Tabelle 2: Zusammenstellung verschiedener Unfallrisiken [7]

Art des Risikos	Tote/a	Schadensrisikowert (Tote je Person und Jahr)
Verkehrsunfall	55791	$3 \cdot 10^{-4}$
Stürze	17827	$9 \cdot 10^{-5}$
Feuer	7451	$4 \cdot 10^{-5}$
Tornados	91	$4 \cdot 10^{-7}$
Reaktorunfälle	0,04	$2 \cdot 10^{-10}$

Da hier, wie erwähnt, die Erläuterung der Problemstruktur von Nebeneffekten der Kernenergie im Vordergrund steht, braucht auf die Fragen der Lagerung radioaktiver Abfallprodukte in diesem Zusammenhang nicht näher eingegangen werden, da hierbei keine prinzipiell neuen Sachverhalte auftreten. Immerhin soll festgestellt werden, daß hier technische Lösungen gefunden werden müssen, die sicherstellen, daß über Zeiträume, die in der traditionellen Technik bisher nicht zur Diskussion standen, das zumutbare Risiko nicht überschritten wird.

Ich habe versucht, deutlich zu machen, daß die Beurteilung von Belastungen und Risiken nur teilweise auf wissenschaft-

lichen Fakten aufbauen kann. Ermessenfragen, das Abwägen von Schaden und Nutzen spielen eine wichtige Rolle. Natürlich ist dies nicht nur charakteristisch für die Nebeneffekte einer Energieversorgung mit Kernenergie. Die Beurteilung der Zumutbarkeit chemischer Belastungen aus der Verbrennung fossiler Energieträger oder klimatischer Änderungen im Zusammenhang mit der Nutzung der Sonnenenergie werfen dieselben Fragen auf.

### Kernfusion

Als letzte der hier zur Diskussion stehenden Optionen soll nun noch kurz auf die Kernfusion eingegangen werden. Obwohl in den letzten Jahren einige experimentelle Fortschritte erzielt wurden, hat die Kernfusion die Schwelle der physikalisch-wissenschaftlichen Durchführbarkeit noch nicht überschritten. Zeitangaben über den möglichen Beginn einer großtechnischen Nutzung sind deshalb nur mit großer Unsicherheit zu machen. Genauere Angaben sind hingegen über das Energiepotential der Kernfusion möglich. So ist allein bei der Deuterium-Tritium-Reaktion der nutzbare Energievorrat siebenmal größer als bei der Kernspaltung. Durch die Aktivierung der Strukturmaterialien und durch das Brüten von Tritium treten bei der Kernfusion allerdings Nebeneffekte auf, die mit denen bei der Kernspaltung vergleichbar sind. Eine Quantifizierung dieser Nebeneffekte ist heute noch nicht möglich.

## 5. Versuch einer zusammenfassenden Wertung

Bevor die bisherigen Überlegungen zusammengefaßt und einige Schlußfolgerungen daraus gezogen werden, sollen noch zwei Aspekte erwähnt werden, die bei der Beurteilung unserer Energieversorgungsoptionen nicht vergessen werden dürfen. Der erste betrifft die für die Entwicklung und Einführung neuer Energietechnologien notwendigen Zeiträume. Diese liegen bei den Technologien, die hier zur Diskussion stehen, in der Größenordnung von 30–50 Jahren. Die Kernenergie ist ein Beispiel dafür. Der erste Reaktor, gebaut von Enrico Fermi, wurde 1942 kritisch. Heute, mehr als dreißig Jahre später, trägt die Kernenergie erst mit 2 % zur Deckung des Energiebedarfs bei. Wenn man also in diesen Zeiträumen denken muß, so bedeutet dies zweierlei:

1. Die Entwicklung der Energietechnologien für das nächste Jahrhundert muß schon heute in Angriff genommen werden und
2. die Übergangsphase bis zur Einführung der langfristigen Lösungen gewinnt eine besondere Bedeutung.

Der Zeithorizont dieser Übergangsphase wird aber bestimmt durch die Reichweite der Erdöl- und Erdgasreserven. Energietechnologien, die aufgrund ihres Entwicklungsstandes in der Lage sind, Erdöl und Erdgas schnell und im großen Umfang zu substituieren, erhalten vor diesem Hintergrund ein besonderes Gewicht. Hier schließt dann auch gleich der zweite Aspekt, und zwar der der Rohstofffunktion der fossilen Primärenergieträger an. Es wurde bereits erwähnt, daß heute schon 11 % des Erdöls als Rohstoff in der Chemischen Industrie verarbeitet werden. Die Bedeutung dieses Industriezweiges hat in den letzten Jahrzehnten enorm zugenommen; Ausdruck dafür ist seine starke Expansion. Es scheint deshalb notwendig, die Rohstoffbasis der chemischen Industrie, gerade im Hinblick auf ihre auch noch zukünftig zunehmende Bedeutung, durch einen verminderten Verbrauch der fossilen Energieträger für energetische Zwecke zu erhalten.

Die vorangegangenen Ausführungen sollten einen Überblick über die langfristigen Optionen der Energieversorgung geben. Dabei standen weniger technisch-wirtschaftliche Details im Vordergrund als das Bemühen um eine Darstellung der übergeordneten Problemzusammenhänge und ihre Einordnung. Damit wurde das Ziel verfolgt, die komplexen Probleme der Energieversorgung im Sinne einer ersten Orientierungs- und Entscheidungshilfe aufzuarbeiten. Eben wegen dieser Komplexität der Energieversorgungsprobleme konnte der Überblick natürlich nicht vollständig sein. Dennoch läßt sich abschließend ein Fazit wie folgt ziehen:

1. Jede Nutzung eines Primärenergieträgers im großen Umfang bringt unerwünschte Nebeneffekte mit sich.
2. Allein die Kohle könnte aufgrund ihrer bereits erprobten Nutzungstechnologien eine Alternative zur Kernenergie sein. Dem entgegen stehen neben wirtschaftlichen Problemen vor allem die ökologischen Belastungen. Eine Nutzung der Kohle im großen Umfang würde über die dabei freigesetzten CO<sub>2</sub>-Mengen zu untragbaren Klimaveränderungen führen.
3. Gerade in der Bundesrepublik Deutschland kann die Kohle wegen der günstigen Reservesituation eher ein mittelfristiger Partner als eine Alternative zur Kernenergie sein. Dies wäre eine im Hinblick auf die Versorgungssicherheit energiepolitisch wünschbare Entwicklung.
4. Inwieweit Sonnenenergie einen wesentlichen Beitrag zur Energieversorgung leisten kann, hängt von der Kostenentwicklung und der Lösung der Transport- und Speicherprobleme ab. Dies gilt insbesondere für eine Anwendung in der Bundesrepublik Deutschland. Die Umwelteffekte einer Sonnenenergienutzung scheinen weniger schwerwiegend als die der anderen Optionen zu sein, sie sind aber noch nicht vollständig analysiert.
5. Allein die Kernenergie ermöglicht wegen ihres bereits erreichten Entwicklungsstandes eine schnelle und dazu noch wirtschaftlich attraktive Substitution des Erdöls und Erdgases.

6. Die Risiken einer Kernenergienutzung sind durch technische Vorsorgemaßnahmen auf ein akzeptables Niveau reduzierbar. Die Festlegung dieses Niveaus ist letztlich eine politische Aufgabe.
7. Da jede der hier betrachteten langfristigen Energieversorgungsoptionen natürlich auch positive Effekte hat, können auch in einem gewissen Umfang unerwünschte Nebenwirkungen als tragbar angesehen werden. Die letztlich entscheidende Frage dieser Bewertung alternativer Energieversorgungssysteme ist, ob der gesellschaftliche Nutzen größer als der Schaden ist.

## Literatur

- [1] Grumm, H.: Energieerzeugung und Umwelt, Atomwirtschaft, Vol. 16 (1971), Nr. 6, S. 278–288
- [2] World Energy Supplies, 1969–1972, United Nations, Statistical Papers, Series J, No. 17, 1974
- [3] Häfele, W.: Die Kernenergie in der technischen Welt der Zukunft, 1. internationale Tagung für Kernenergierecht, Karlsruhe, August 1973
- [4] Niehaus, F., Voß, A.: Modellsimulation zur Analyse der weltweiten Energieprobleme, in Die Kälte, 28. Jahrgang, Heft 3 und 4, 1975
- [5] Niehaus, F.: Langzeitaspekte der Umweltbelastung durch Energieerzeugung: CO<sub>2</sub> und H<sup>3</sup>, Kernforschungsanlage Jülich, Jül-1165, Februar 1975
- [6] Voß, A.: Ungenutzte, umweltfreundliche Energiequellen? Elektrizitätswirtschaft, 73. Jahrgang, Heft 2, 1974
- [7] Rippon, S.: The Rasmussen study on reactor safety, Nuclear Engineering International, December 1974
- [8] Bonka, H.: Das natürliche Risiko; Strahlenbelastung in der Bundesrepublik Deutschland, Bild der Wissenschaft, Heft 6, Juni 1975

# Energieerzeugung durch Kernspaltung

H. Barnert

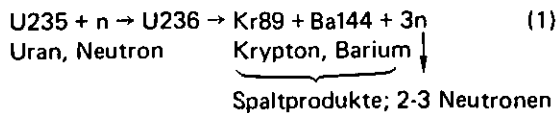
Institut für Reaktorentwicklung  
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

## 1. Prinzip der Kernspaltung

Die industrielle Energieerzeugung durch Kernspaltung findet statt in den Kernreaktoren der Kraftwerke. Die Wirkungsweise der Kernreaktoren wird bestimmt durch die Reaktionen, auch genannt Wechselwirkungen, von Neutronen mit Atomkernen. Die wichtigste Reaktion im Reaktionsbereich, genannt Core, eines Kernreaktors ist die „Kernspaltung“, d.h. die Reaktion zwischen einem spaltbaren Kern und einem Neutron. Bei dieser Reaktion wird Energie freigesetzt, diese wird nach einigen Umwandlungen in nutzbare Energie, z.B. Elektrizität umgewandelt.

Eine andere, für die Energiegewinnung bedeutsame Kernreaktion, ist die Kernverschmelzung (Fusion). Diese Art der Energiegewinnung befindet sich noch im Stadium der Erforschung.

Der kernphysikalische Vorgang der Kernspaltung ist mit Gleichung (1) schematisch dargestellt:



Durch die Reaktion eines Kerns Uran 235 (U235) mit einem Neutron (Einfangreaktion) entsteht das Uranisotop U236. Dieser Atomkern hat wegen des Überschusses von Neutronen (144 Neutronen gegenüber nur 92 Protonen) eine sehr geringe Stabilität. Aus diesem Grunde spaltet er sich (im allgemeinen) sofort in stabilere Teile auf. Diese Teile sind zum Beispiel Krypton 89 (Kr89) und Barium 144 (Ba144), sowie 3 Neutronen. Im Gegensatz zur Beispielangabe in Gleichung 1 ist festzustellen, daß 1. die Bruchstücke keineswegs immer dieselben sind und vielmehr eine ganze Reihe von Spaltprodukten entsteht und daß 2. die Anzahl der entstehenden Neutronen je nach Spaltstoff zwischen 2 und 3 liegt.

Neben U235 gibt es auch noch andere Atomkerne, bei denen das Mischungsverhältnis zwischen Neutronen und Protonen macht, daß sie mit Neutronen spaltbar sind. Diese spaltbaren Kerne sind Uran 233 (U233), Plutonium 239 (Pu239) und Plutonium 241 (Pu241) (siehe Angabe 2):

- Spaltbare Kerne: U233, U235, Pu239, Pu241 (2)
- U<sub>natürlich</sub>: 99,29 % U238 + 0,71 % U235 (3)
- Brutstoffe: U238, Th232 (4)

In der Natur kommt lediglich der spaltbare Kern U235 vor, und zwar mit dem in Gleichung (3) angegebenen Prozentanteil des natürlichen Urans. Die anderen spaltbaren Kerne, auch genannt Spaltstoffe, können künstlich erzeugt werden, und zwar durch Brutvorgänge aus den Brutstoffen Uran 238 (U238) und Thorium 232 (Th232), siehe Angabe (4).

Der Vorgang der Kernspaltung wurde von Otto Hahn und Mitarbeitern im Herbst des Jahres 1938 entdeckt, die Veröffentlichung erfolgte am 22. Dezember 1938. Nach dem Beschuß von Uran mit Neutronen wurde chemisch das Element Barium nachgewiesen.

Im Hinblick auf die Energiegewinnung durch Kernspaltung haben die Vorgänge der Energiefreisetzung, der Kettenreaktion und des Brütens, besondere Bedeutung.

## 1.1 Energiefreisetzung

Die bei der Spaltung von einem spaltbaren Kern freiwerdende Energie beträgt ca. 195 Mega-Elektronen-Volt (MeV).

In Tabelle 1 ist die Zusammensetzung der Spaltenergie angegeben; Der Hauptanteil ist erhalten in der kinetischen Energie der Spaltprodukte. Die Spaltprodukte fliegen mit hoher Geschwindigkeit auseinander und werden in der umgebenden Materie abgebremst, und zwar auf dem Weg von einigen Atomabständen. Dabei entsteht Wärmeenergie. Die bei der Spaltung entstehenden Neutronen nehmen ebenfalls einen gewissen Betrag von Energie mit. In diesem energiereichen Zustand werden sie als „schnelle“ Neutronen bezeichnet.

Tabelle 1:  
Energiefreisetzung bei der Spaltung eines spaltbaren Kerns [1]

Art der Energie		MeV
1	Kinetische Energie der Spaltprodukte	162
2	Energie der 2 bis 3 Spaltneutronen	6
3	Energie der prompten $\gamma$ -Strahlung	6
4	$\beta$ -Zerfallsenergie	5
5	$\gamma$ -Zerfallsenergie	5
6	Neutrinoenergie	11
Summe		195
1 MeV = 1 Mega-Elektronenvolt = $1,602 \cdot 10^{-13}$ Watt-Sekunden 1 Watt-Sekunde (Ws) = $3,1 \cdot 10^{10}$ Spaltungen 1 Gramm U235 = $8,3 \cdot 10^{10}$ Watt-Sekunden (Ws) = 23.000 Kilo-Watt-Stunden (kWh) = ca. 1 Mega-Watt-Tag (MWd) max. Abbrand = ca. $10^6$ Mega-Watt-Tage pro Tonne (MWd/t)		

Die von den Neutrinos mitgenommene Energie kann nicht benutzt werden, weil die Neutrinos nicht in Wechselwirkung mit der Umgebung treten. Die in der  $\beta$ - und  $\gamma$ -Strahlung enthaltene Energie wird ebenfalls in Wärmeenergie umgewandelt und damit nutzbar gemacht. Die bei der Spaltung von einem spaltbaren Kern entstehende Energie von ca. 195 MeV ist absolut gesehen ein sehr kleiner Betrag. Aus diesem Grunde sind zur Erzeugung von 1 Watt-Sekunde (Ws) ca. 31 Mrd. Spaltungen notwendig. In einem Gramm U235 sind allerdings so viele Urankerne enthalten, daß die Spaltung von 1 g Uran U235 eine Energiemenge von ca. 23.000 Kilo-Watt-Stunden (kWh) bzw. ca. 1 Mega-Watt-Tag (MWd) entspricht. Dieser Betrag ist relativ groß, was durch den folgenden Vergleich verdeutlicht wird. Die Verbrennung von 1 g Kohle erzeugt eine Energie von ca. 7.000 Kalorien, die Spaltung von 1 g U235 dagegen erzeugt ca. 20 Millionen Kalorien.

## 1.2 Kettenreaktion

Zur Durchführung der Kernspaltung werden neben dem spaltbaren Kern auch Neutronen benötigt. Diese kommen jedoch in der Natur nicht frei vor, sondern müssen erzeugt werden. Deshalb ist es besonders vorteilhaft, daß der Kern-



spaltungsvorgang selbst Neutronen erzeugt. Damit ist es möglich, eine Kettenreaktion ablaufen zu lassen.

Das Wesen einer Kettenreaktion besteht darin, daß Voraussetzungen zum Ablauf einer Reaktion durch die Vorgänger-Reaktion geschaffen werden.

In Tabelle 2 ist ein vereinfachtes Beispiel für die Kettenreaktion in einem thermischen Reaktor dargestellt. Dabei werden 100 Neutronen betrachtet, die gerade im Begriff sind, 100 spaltbare Kerne zu spalten. Dadurch entstehen 230 neue Neutronen, deren unterschiedliches Schicksal in Tabelle 2 beispielhaft angegeben ist. Am Ende der Generation bleiben genau 100 Neutronen übrig, die wiederum Spaltungen verursachen.

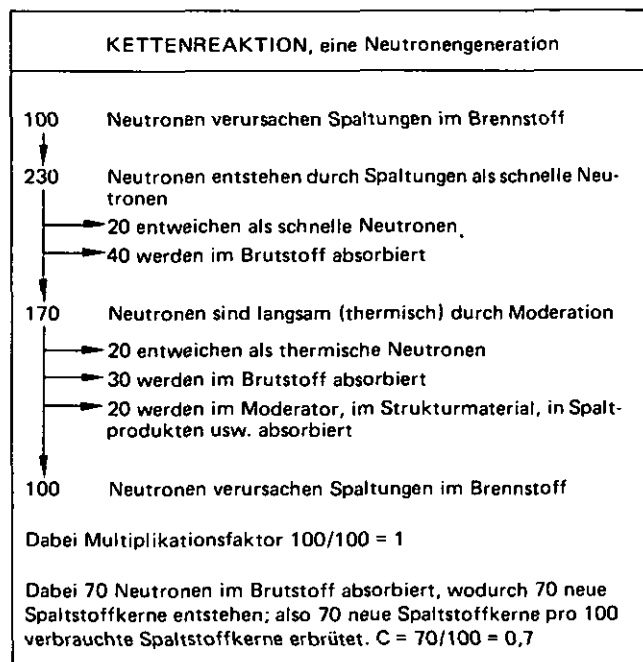
Echte Verluste von Neutronen entstehen dadurch, daß 1. Neutronen aus dem Core (dem Reaktionsbereich des Kernreaktors) entweichen und 2. Neutronen im Moderator, im Strukturmaterial, in Spaltprodukten, in Steuereinrichtungen usw. absorbiert werden.

Aus den im Brutstoff eingefangenen Neutronen entstehen (im allgemeinen) neue spaltbare Kerne.

Zur Beschreibung der Anzahl der Neutronen in den einzelnen Neutronengenerationen dient der Multiplikationsfaktor  $k$ . In dem in Tabelle 2 angegebenen Beispiel ist der Mul-

Tabelle 2:

Vereinfachtes Beispiel für die Kettenreaktion in einem thermischen Reaktor bei stationärem Betrieb (Multiplikationsfaktor ist Eins), dargestellt für eine Neutronengeneration [1]



tiplikationsfaktor genau gleich 1, weil in der neuen Generation genau dieselbe Anzahl von Neutronen Spaltungen verursacht wie in der alten. Der Multiplikationsfaktor ist kleiner als 1, wenn die Anzahl der vorhandenen Neutronen abnimmt; er ist größer als 1, wenn die Anzahl der Neutronen zunimmt.

Die Lebensdauer einer Generation von Neutronen liegt in der Größenordnung von 0,1 bis 10 Milli-Sekunden. Dies bedeutet, daß innerhalb von 1 Sekunde 1000 Generationen von Neutronen aufeinander folgen. Wegen dieser schnellen Generationsfolge können geringe Abweichungen des Multiplikationsfaktors vom Wert 1 erhebliche Veränderungen in der Gesamtzahl der Neutronen bewirken.

Die erste, vom Menschen erzeugte stationäre Kettenreaktion von Kernspaltungen gelang Enrico Fermi und Mitarbeitern am 2. Dezember 1942 an der Universität von Chicago in einer Natururan-Graphit-Anordnung.

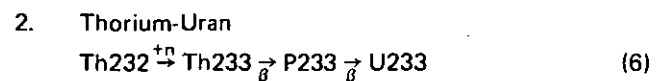
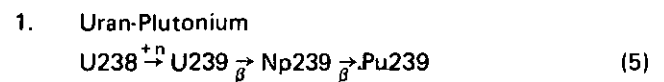
### 1.3 Brutvorgang

Die in einem Kernreaktor ablaufenden Brutvorgänge zur Erzeugung von neuem Spaltstoff sind energiewirtschaftlich von großer Bedeutung, weil damit die begrenzten Reserven des in der Natur vorkommenden Spaltstoffs weniger stark in Anspruch genommen werden müssen.

Ein Atomkern eignet sich zur Durchführung des Brutvorgangs, wenn durch die Reaktion zwischen dem Atomkern und einem Neutron ein neuer spaltbarer Kern entsteht. Solche Brutmaterialien sind Uran 238 (U238) und Thorium 232 (Th232). Diese Stoffe sind in der Natur ca. 100 bis 500 mal mehr vorhanden als U235.

Die Kernreaktionen zum Erbrüten neuer Spaltstoffe sind mit den Angaben (5) und (6) schematisch (und vereinfacht) beschrieben:

#### Brutketten (vereinfacht)



Durch Zugabe von jeweils einem Neutron entsteht aus Uran 238 (U238) schließlich Plutonium 239 (Pu239) und aus Thorium 232 (Th232) schließlich Uran 233 (U233). Diese beiden Stoffe sind die künstlich erbrüteten Spaltstoffe.

Der Vollständigkeit halber sei erwähnt, daß durch weitere Aufnahme von Neutronen auch höhere Plutonium- und Uran-Isotope entstehen, nämlich Pu241 und U235 (dies ist der auch natürlich vorkommende Spaltstoff).

Zur Bezeichnung des Umsatzes des Brutvorganges ist die Brutrata  $B$  bzw. die Konversionsrate  $C$  gemäß Angabe (7) definiert:

$$B \text{ bzw. } C = \frac{\text{Anzahl erbrüteter Kerne}}{\text{Anzahl verbrauchter Kerne}} \quad (7)$$

— Brutrata (wenn größer als 1)  
 — Konversionsrate (wenn kleiner als 1),

als Verhältnis der Anzahl erbrüteter spaltbarer Kerne zur Anzahl verbrauchter spaltbarer Kerne. Wenn die Brutrata  $B = 1$  ist, dann braucht dem Kernreaktor kein Spaltstoff mehr zugeführt zu werden, und er verbraucht dann lediglich Brutstoff.

Der Zahlenwert der Brutrata  $B$  bzw. der Konversionsrate  $C$  wird berechnet gemäß Gleichung (8):

$$B \text{ bzw. } C = \eta - 1 \begin{cases} \text{— Verluste} \\ \text{— Neutronenausbeute} \\ \text{— 1 Neutron für Kettenreaktion} \end{cases} \quad (8)$$

Die Neutronenausbeute ist die Anzahl erzeugter Neutronen im Vergleich zu im Spaltstoff absorbierten Neutronen. In Tabelle 3 sind Angaben über die Neutronenausbeute für die verschiedenen Spaltstoffe und für verschiedene Energien des spaltbaren Neutrons gemacht.

Tabelle 3:

Neutronenausbeute verschiedener Spaltstoffe für thermische und für schnelle Neutronen. Neutronenausbeute = Anzahl erzeugter Neutronen pro im Spaltstoff absorbiertes Neutron.

Neutronen-Ausbeute			
Energie des spaltenden Neutrons	U233	U235	Pu239
thermische Neutronen	2,48	2,07	1,94
schnelle Neutronen	2,43	2,17	2,68

Zur Erzielung einer möglichst großen Bruttoreate bzw. Konversionsrate muß die Neutronenausbeute groß und der Neutronenverlust klein sein. Aus Tabelle 3 ist zu ersehen, daß die größte Neutronenausbeute für den Spaltstoff Pu239 und für schnelle Neutronen vorliegt. Dies ist der Grund dafür, daß Brutreaktoren mit diesen Bedingungen arbeiten. Aus Tabelle 3 ist weiterhin zu entnehmen, daß auch für den Spaltstoff U233 relativ große Neutronenausbeuten vorliegen.

## 2. Funktionsweise von Kernreaktoren

Kernreaktoren sind Anlagen zur Gewinnung und Umwandlung von Energie aus Kernreaktionen. Derjenige Bereich, in dem die Kernreaktionen ablaufen, heißt Core. Die im Core freiwerdende Wärmeenergie muß mittels eines Kühlmittels abgeführt werden. Sie wird in einem anderen Bereich des Kernkraftwerks in nutzbare Energie, z.B. Elektrizität, umgewandelt.

Im folgenden sind einige Kriterien für die Konstruktion und Funktion von Kernreaktoren aufgelistet:

1. Aufrechterhaltung der Neutronenreaktionen: Kritikalität
2. Stabilität der Neutronenreaktionen
3. Steuerbarkeit der Neutronenreaktionen
4. Rückhaltung der Spaltprodukte
5. Abfuhr der Nachwärme
6. Einrichtung von sicherheitstechnischen Anlagen
7. Kühlung des Cores.

Zur Aufrechterhaltung der Energieproduktion ist die Aufrechterhaltung der Neutronenreaktionen erforderlich. Dazu muß innerhalb des Cores die „kritische Masse“ spaltbaren Materials zusammengebracht werden. Damit ist der Beginn und die Fortführung der Kettenreaktionen möglich.

Zur Aufrechterhaltung eines stationären Betriebs in einem Kernreaktor ist die Stabilisierung der Neutronenreaktionen in allen Betriebsreaktionen erforderlich. Dies geschieht durch selbst-stabilisierende Effekte und Regeleinrichtungen. Es wird dadurch die explosionsartige Vermehrung von Neutronen verhindert. Ein selbst-stabilisierender Effekt ist der sogenannte Doppler-Effekt. Er besteht darin, daß bei ansteigender Temperatur im Brutmaterial eine vermehrte Neutronenabsorption auftritt. Dies hat eine den Multiplikationsfaktor  $k$  vermindernde Wirkung. Der stabilisierende Effekt entsteht also wie folgt: Wird der Multiplikationsfaktor  $k$  aufgrund irgendeiner Störung geringfügig größer als 1, so nimmt die Neutronenproduktion zu, was zu einer Leistungssteigerung und damit zu einer Temperaturerhöhung führt, wodurch der Doppler-Effekt wirksam wird und eine Verminderung der Produktionsrate der Neutronen einsetzt. Es handelt sich bei diesem Effekt um einen kernphysikalischen Effekt, er ist also dem Core innewohnend (d.h. inhärent).

Die Steuerbarkeit der Neutronenreaktionen mittels Steuer-einrichtungen ist dadurch gegeben, daß ein kleiner Teil (weniger als 1%) der produzierten Neutronen „verzögert“ entsteht. Die Verzögerungszeit ist zum Beispiel ca. 12 Sekunden; diese Zeit ist ausreichend, um mechanische Regel-einrichtungen wirksam werden zu lassen.

Die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte sind (im allgemeinen) sehr radioaktiv. Weil Radioaktivität im allgemeinen gesundheitsschädlich ist, ist es erforderlich, die Spaltprodukte an einer Ausbreitung in die Biosphäre zu hindern. Dies geschieht durch die Einrichtungen zur Rückhaltung der Spaltprodukte.

Die in den Brennelementen eines Kernreaktors produzierten Spaltprodukte haben die Eigenschaft, auch nach Erlöschen der Neutronenreaktionen noch Energie abzugeben. Diese Energie gefährdet als Wärmeenergie wegen der Tendenz zur Temperatursteigerung die Rückhalteeigenschaften der Brennelemente, weswegen durch Abfuhrung der Nachwärme die Temperatur der Brennelemente unterhalb bestimmter Grenzen gehalten werden muß.

Die sicherheitstechnischen Einrichtungen haben die Aufgabe, die Gefährdung von Gesundheit und Leben der Bedienungsmannschaft und der Bevölkerung in der Umgebung von Kernkraftwerken zu verhindern.

## 3. Die wichtigsten Leistungsreaktortypen

Im Laufe der Entwicklung der Leistungsreaktoren sind eine große Anzahl von Systemen vorgeschlagen, erforscht und entwickelt worden. Einige dieser Vorschläge sind soweit ausgereift, daß sie heute großindustriell genutzt werden. Die folgende Beschreibung beschränkt sich im wesentlichen auf in der Bundesrepublik in Betrieb befindliche bzw. in Bau befindliche Reaktortypen. Diese sind: der Druckwasserreaktor DWR, der Siedewasserreaktor SWR, der Hochtemperaturreaktor HTR und der Schnelle Brutreaktor SBR. Die Hauptdaten von typischen Vertretern dieser Reaktortypen sind in Tabelle 4 (s. 25) genannt.

Die von Enrico Fermi an der Universität von Chicago errichtete Anlage, in der er am 2. Dezember 1942 erstmals eine stationäre Kettenreaktion gelang, ist wie folgt beschrieben: 30 Tonnen Natururan waren als heterogener Brennstoff mit dem Moderator material Graphit zu einer blockförmigen Anordnung zusammengebaut. Die Leistung infolge der Kettenreaktion betrug einige Watt.

Die in Deutschland im Jahre 1944 von Karl Wirtz und Mitarbeitern unternommenen Versuche, eine Kettenreaktion zustande zu bringen, waren erfolglos. Es wurden ca. 1,5 Tonnen Natururan und ca. 2 Tonnen schweres Wasser als Moderator verwendet.

### 3.1 Der Druckwasserreaktor

Der Druckwasserreaktor wird in der BRD, in den USA und in einigen anderen Ländern in Einheiten bis zu einer Größe von 1300 MWel gebaut.

In Tabelle 4, Spalte 1, sind die Hauptdaten für den Druckwasserreaktor des Kernkraftwerks Biblis B genannt: leicht angereichertes Uran in oxidischer Form, Wasser als Moderator und Kühlmittel, gesonderte Dampferzeuger erforderlich. Besonders kennzeichnend für die Kühlung ist, daß als Kühlmittel Druckwasser verwendet wird. Durch die Auf-

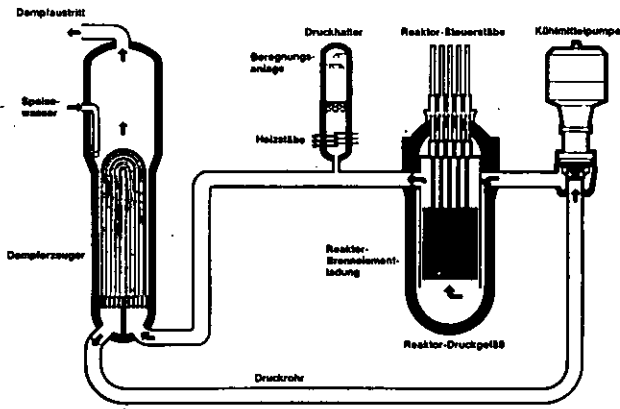


Abbildung 1:  
Schematische Darstellung des primären Kühlkreises eines Druckwasserreaktors DWR, Angabe der Flußrichtung des Kühlmittels Druckwasser, Erzeugung von Turbinendampf im Dampferzeuger [2]

Abbildung 2:  
Reaktordruckbehälter des Kernkraftwerkes Biblis B mit Einbauten. Gewicht 814 t

- |                             |                              |                           |
|-----------------------------|------------------------------|---------------------------|
| 1 Steuerabstutzen           | 7 Kühlmittelaustrittsstutzen | 13 Kernumfassung          |
| 2 Deckelkalotte             | 8 Mantelflanschring          | 14 Unterer Rost           |
| 3 Deckelzonerring           | 9 Stütze                     | 15 Kernbehälterabstützung |
| 4 Deckelflanschring         | 10 Gitterplatte              | 16 Bodenzonerring         |
| 5 Oberer Rost               | 11 Schmiedering              | 17 Kernschemel            |
| 6 Kühlmittelintrittsstutzen | 12 Kernbehälter              | 18 Bodenkalotte           |

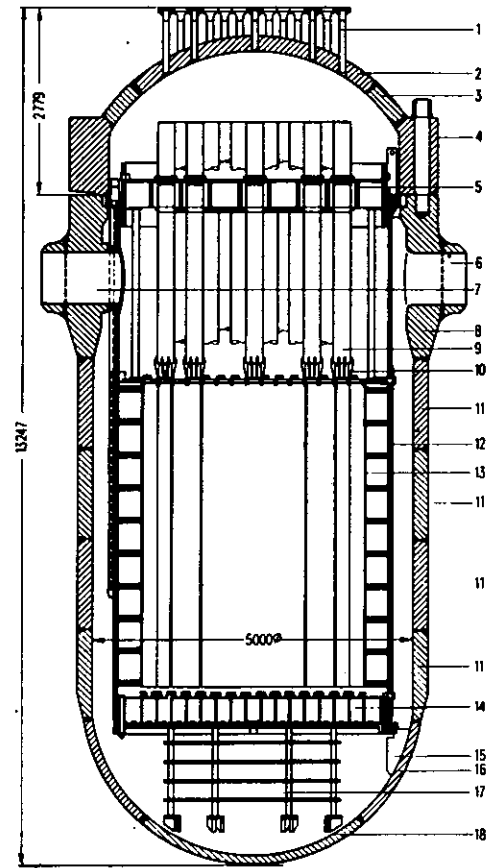
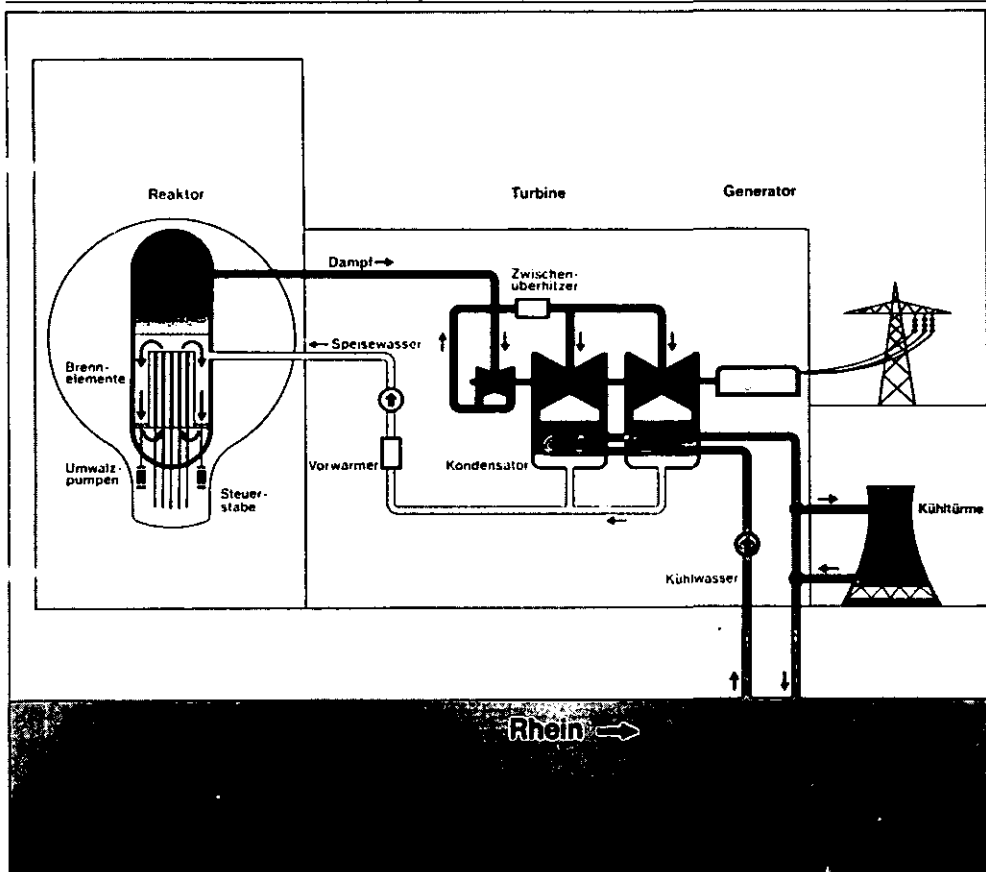


Abbildung 3:  
Schematische Darstellung eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor SWR, bestehend aus dem nuklearen Dampferzeugungssystem (dem Reaktor) und der Dampfturbinenanlage. Das Reaktordruckgefäß ist umschlossen von dem kugelförmigen Sicherheitsbehälter [4]

## Wasser-Dampf-Kreislauf



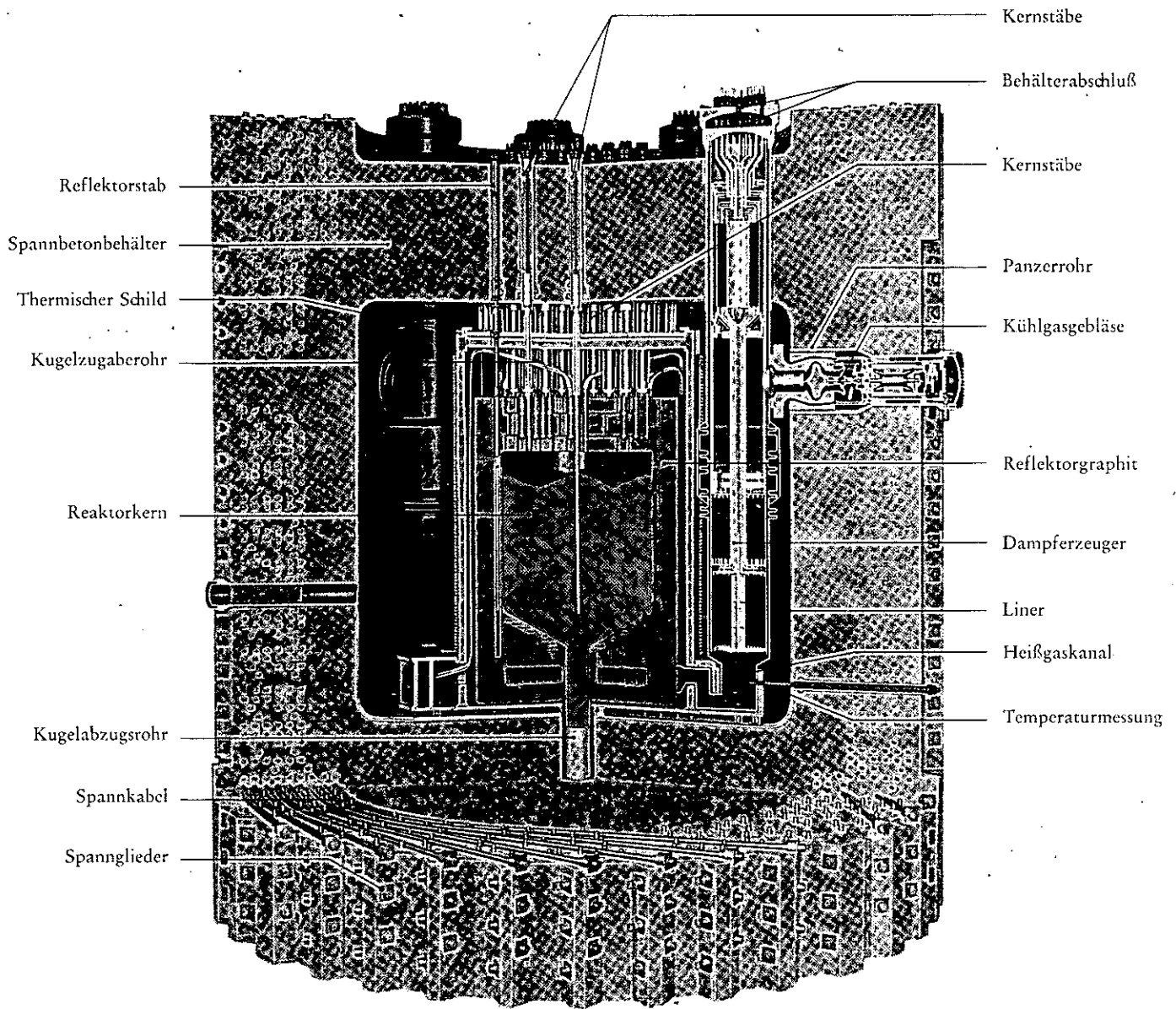


Abbildung 4:

Modell des Reaktors (Core, Dampferzeuger und Spannbeetonbehälter) des Kernkraftwerks Schmehausen mit dem Thorium-Hochtemperaturreaktor THTR mit einer elektrischen Leistung von 300 Mega-Watt. Das Core des THTR ist ein Kugelhafen-Core (Abbildung des Modells der Firma HRB). Diese Anlage ist im Bau.

prägung eines genügend hohen Drucks wird die Bildung von Dampfblasen verhindert. In Abbildung 1 ist der primäre Kühlkreis eines Druckwasserreaktors schematisch dargestellt. In Abbildung 2 ist das Reaktordruckgefäß eines Druckwasserreaktors dargestellt. Der Auslegungsdruck für dieses Gefäß beträgt 170 bar.

### 3.2 Der Siedewasserreaktor

Siedewasserreaktoren werden heute in der BRD, in den USA und in einigen anderen Ländern bis zu einer Leistung von 1300 MWel gebaut.

Die Hauptdaten für den Siedewasserreaktor des Kernkraftwerks Krümmel sind in Tabelle 4, Spalte 2, genannt: leicht angereichertes Uran in oxidischer Form, Wasser als Moderator und Kühlmittel.

Der Siedewasserreaktor unterscheidet sich vom Druckwasserreaktor vor allem dadurch, daß der für die Erzeugung von

Elektrizität in einer Dampfturbine benötigte Dampf direkt im Reaktorcore produziert wird. Es wird dadurch die Zwischenschaltung eines gesonderten Dampferzeugers vermieden.

### 3.3 Der Hochtemperaturreaktor

Der Hochtemperaturreaktor wird als Reaktor der zweiten Entwicklungsgeneration bezeichnet. Gegenüber dem Druckwasserreaktor und dem Siedewasserreaktor (den sogenannten Leichtwasserreaktoren) wird eine bessere Ausnutzung der Kernenergie, eine breitere Anwendungsmöglichkeit und u.U. eine Verbilligung der Energieproduktion erwartet. Kommerzielle Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktoren werden derzeit in den USA und in der BRD errichtet. Der Fort St. Vrain Reaktor in den USA befindet sich im Stadium der Inbetriebnahme; der Thorium-Hochtemperaturreaktor THTR 300 in Schmehausen soll planmäßig im Jahre 1977 in Betrieb gehen. Beide Reaktoren sind ungefähr gleich groß; die Leistung des THTR beträgt 300 MWel.

Die Hauptdaten des Thorium-Hochtemperaturreaktors THTR 300 des Kernkraftwerks Schmehausen, als eines typischen Vertreters des HTR-Typs, sind in Tabelle 4, Spalte 3, aufgeführt. Als Brennstoff wird ein Gemisch aus hochangereichertem Uran, Anreicherungsgrad 93 %, und Thorium 232 in oxidischer Form verwendet. Der Anteil des Brennstoffs am gesamten Schwermetalleinsatz beträgt ca. 8,2 %. Als Moderator wird Graphit verwendet. Das Kühlmittel ist Helium-Druckgas mit einem Druck von 40 bar. Die Coreintrittstemperatur des Kühlmittels Helium beträgt 250°C, die Austrittstemperatur beträgt 750°C. Mit diesen Bedingungen ist die Erzeugung von Dampf konventioneller Daten möglich. Wegen des Vorhandenseins von zwei Hauptkreisen wird eine derartige Anlage als Zweikreis-anlage bezeichnet [5].

In Abbildung 4 ist der nukleare Teil des Thorium-Hochtemperaturreaktors THTR 300 dargestellt. Das Core, mit einer Leistung von 750 MWth, ist ein Kugelhaufencore, bestehend aus einer Kugelschüttung von insgesamt 675.000 Brennelementkugeln. Jede Brennelementkugel hat einen Durchmesser von 60 mm, s. dazu Abb. 5.

In einem inneren Bereich des Brennelements befinden sich sogenannte „coated particles“. Diese beschichteten Partikeln enthalten in ihren Kernen den Brenn- und Brutstoff in Form von oxidischen Mischkristallen. Die Beschichtungen aus pyrolytischem Kohlenstoff haben die Aufgabe der ersten Barriere gegen das Entweichen von Spaltprodukten.

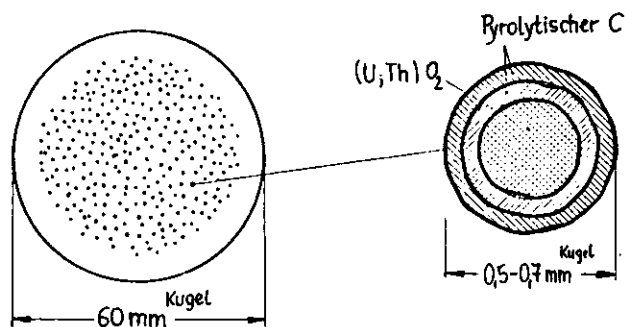


Abbildung 5:  
Brennelement und Coated Partikel des Hochtemperaturreaktors mit Kugelhaufencore

Der Außendurchmesser der beschichteten Partikeln beträgt ca. 0,5 bis 0,7 mm. Das Brennelement besteht bis auf die Partikeln aus Graphit. Jedes Brennelement enthält im frischen Zustand ca. 1 g U235 und ca. 10 g Th232.

Der Kugelhaufen ist von einer Schichtung aus Graphit umgeben, die die Funktion eines Reflektors für Neutronen hat und außerdem den Kugelhaufen abstützt. Der den Reflektor umgebende thermische Schild hat die Aufgabe, aus dem Core stammende Gammastrahlung abzubauen.

Im Außenraum, zwischen dem Core und der Innenseite des Spannbetonbehälters, befinden sich die Dampferzeuger. Das Kühlmittel Helium wird durch Gebläse, seitlich in der Spannbetonbehälterwandung angeordnet, von oben durch das Core gedrückt und gelangt mit einer Temperatur von 750°C in den Raum der Dampferzeuger; hier wird das Kühlgas auf 250°C abgekühlt, gelangt zum Gebläse und wird von diesem zur oberen Kaltgaskammer am Coreintritt zurückgefördert.

Das Core des HTR hat im Vergleich zu den anderen Reaktortypen, vergleiche Tabelle 4, Zeile 10, eine relativ kleine

Leistungsdichte. Dies bedeutet, daß einerseits die Kühlung relativ einfach ist und daß andererseits aber ein relativ großes Volumen vom Reaktordruckbehälter eingeschlossen werden muß. Aus diesem Grunde wird für große Reaktoren dieses Reaktortyps (im Gegensatz zu den anderen Reaktortypen) eine andere Technik der Reaktordruckbehälter verwendet, nämlich die Technik des vorgespannten Druckbehälters aus Beton.

Eine besondere Stellung unter den Hochtemperaturreaktor-anlagen der Welt nimmt der Hochtemperaturreaktor des Versuchskraftwerks der Arbeitsgemeinschaft-Versuchsreaktor AVR in Jülich ein, weil seit dem Februar 1974 mit diesem Reaktor eine mittlere Austrittstemperatur des Reaktorkühlmittels Helium von 950°C erzeugt wird. Dies ist insofern von Bedeutung, als damit die Möglichkeit der Erzeugung von Wärmeenergie hoher Temperatur (bzw. sehr hoher Temperatur) für die Verwendung als Prozeßwärme demonstriert worden ist.

In Abbildung 6 ist der nukleare Teil des Versuchskraftwerks der Arbeitsgemeinschaft-Versuchsreaktor AVR in Jülich dargestellt. Dieser Reaktor ist im Betrieb seit Dezember 1967. Es ist dies ein Hochtemperaturreaktor mit Kugelhaufencore mit einer Leistung von 60 MWth. Die Anlage wird seit 1967 benutzt zur Erzeugung von Elektrizität; außerdem dient sie der Demonstration von Hochtemperaturreaktoren, der Erprobung bestimmter HTR-Komponenten und der Demonstration der Möglichkeit der Erzeugung von Hochtemperaturwärme.

Eine aussichtsreiche Anwendung der Kernenergie besteht in der Möglichkeit der Darbietung von Wärmeenergie für Prozeßzwecke. Darunter werden im allgemeinen alle diejenigen Einsatzformen von Energie verstanden, die nicht-elektrisch sind. An der Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren für Prozeßwärmanlagen, z.B. zur nuklearen Vergasung von Kohle, wird derzeit gearbeitet. Ein Entwurf für den nuklearen Teil einer solchen Anlage ist in Abbildung 7 dargestellt.

### 3.4 Der Schnelle Brutreaktor

An der Entwicklung des Schnellen Brutreaktors wird in der BRD, in den USA, in Frankreich, in England, in der Sowjet-Union und in einigen anderen Ländern gearbeitet. Das Kernkraftwerk Kalkar mit dem Schnellen Natriumgekühlten Reaktor SNR befindet sich im Baustadium.

Die Hauptdaten des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors SNR 300, mit einer elektrischen Leistung von 300 MW, als einem typischen Vertreter der Brutreakortypen, sind in Tabelle 4, Spalte 4, angegeben [8].

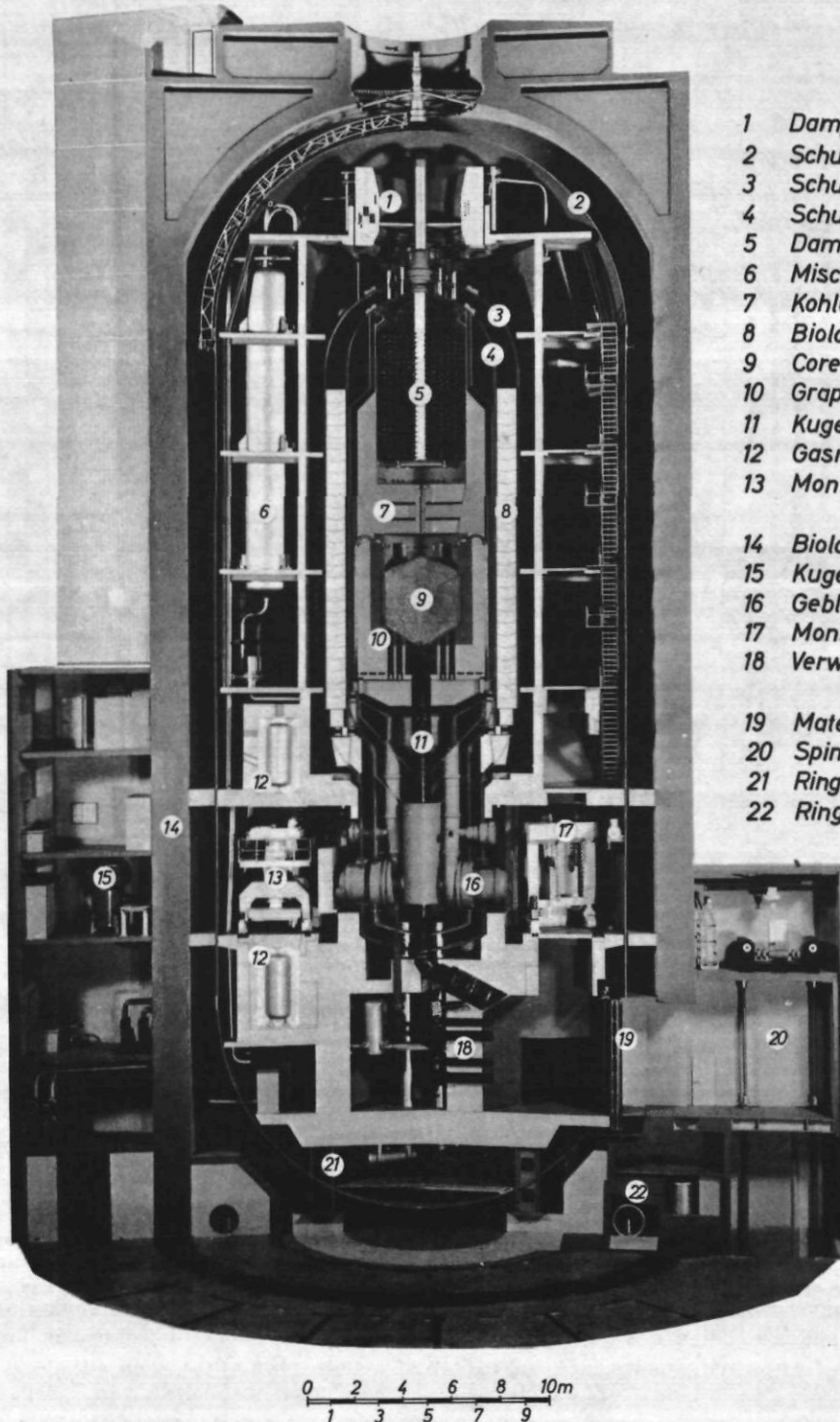
Als Brennstoff wird Plutonium verwendet, dies ist insbesondere das spaltbare Isotop Plutonium 239 (Pu239). Der Brutstoff ist Uran 238 (U238), aus dem durch Brüten Plutonium entsteht. Das Verhältnis Brennstoff zu Schwermetall beträgt ca. 27 %. Im Kern des SNR 300 sind ca. 850 kg Plutonium enthalten. Da die Spaltungsreaktionen mit schnellen Neutronen durchgeführt werden sollen (daher der Name „schnell“ dieses Reaktortyps), ist kein Moderator im Core vorhanden.

Wegen der Besonderheiten der Kernspaltung mit schnellen Neutronen ergibt sich eine relativ große Leistungsdichte für das Core, s. Tabelle 4, Zeile 10. Dies bedeutet, daß zur Abfuhr der Wärme aus dem Core eine besonders intensive Kühlung notwendig ist. Eine solche Kühlung ist möglich durch die Verwendung von flüssigem Natrium als Kühlmittel. Diese neuartige Kühltechnologie wurde in den letzten Jahren entwickelt.

In Abbildung 8 ist der primäre Kühlkreis des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors SNR des Kernkraftwerks Kalcar dargestellt. Aus Sicherheitsgründen und wegen der Möglichkeit von chemischen Reaktionen von Natrium und Wasser ist die Zwischenschaltung eines sekundären Kühlkreises erforderlich. Dieser Kühlkreis gibt schließlich die Wärmeenergie an den Dampfturbinenkreis ab, mit dessen

Hilfe elektrische Energie erzeugt wird. Die Daten der drei Kreise sind in Tabelle 4, Spalte 4, aufgeführt.

Die Bruttoreate des ersten Cores des SNR 300 wird (offensichtlich) noch kleiner als 1 sein, und zwar aus technischen und wirtschaftlichen Gründen. Damit ist der Reaktor mit diesem Core zunächst wie alle anderen bisher beschriebenen



- 1 Dampfsammler
- 2 Schutzbehälter III
- 3 Schutzbehälter II
- 4 Schutzbehälter I
- 5 Dampferzeuger
- 6 Mischkühler
- 7 Kohlesteinbrücke
- 8 Biologischer Schild I
- 9 Core
- 10 Graphitreflektor
- 11 Kugelabzugsrohr
- 12 Gasreinigungsbehälter
- 13 Montagegerät für Gasreinigungsbehälter
- 14 Biologischer Schild II
- 15 Kugelzugaberaum
- 16 Gebläse
- 17 Montagegerät für Gebläse
- 18 Verweiger-Schrottabscheider-Abbrandmessung
- 19 Materialschleuse
- 20 Spindelaufzug
- 21 Ringträger
- 22 Ringkanal

Abbildung 6:

Modell des Reaktorteils des Versuchs-Kernkraftwerks der Arbeitsgemeinschaft-Versuchsreaktor AVR in Jülich. Dieser Hochtemperaturreaktor mit Kugelhaufencore ist in Betrieb seit Dezember 1967 [6]

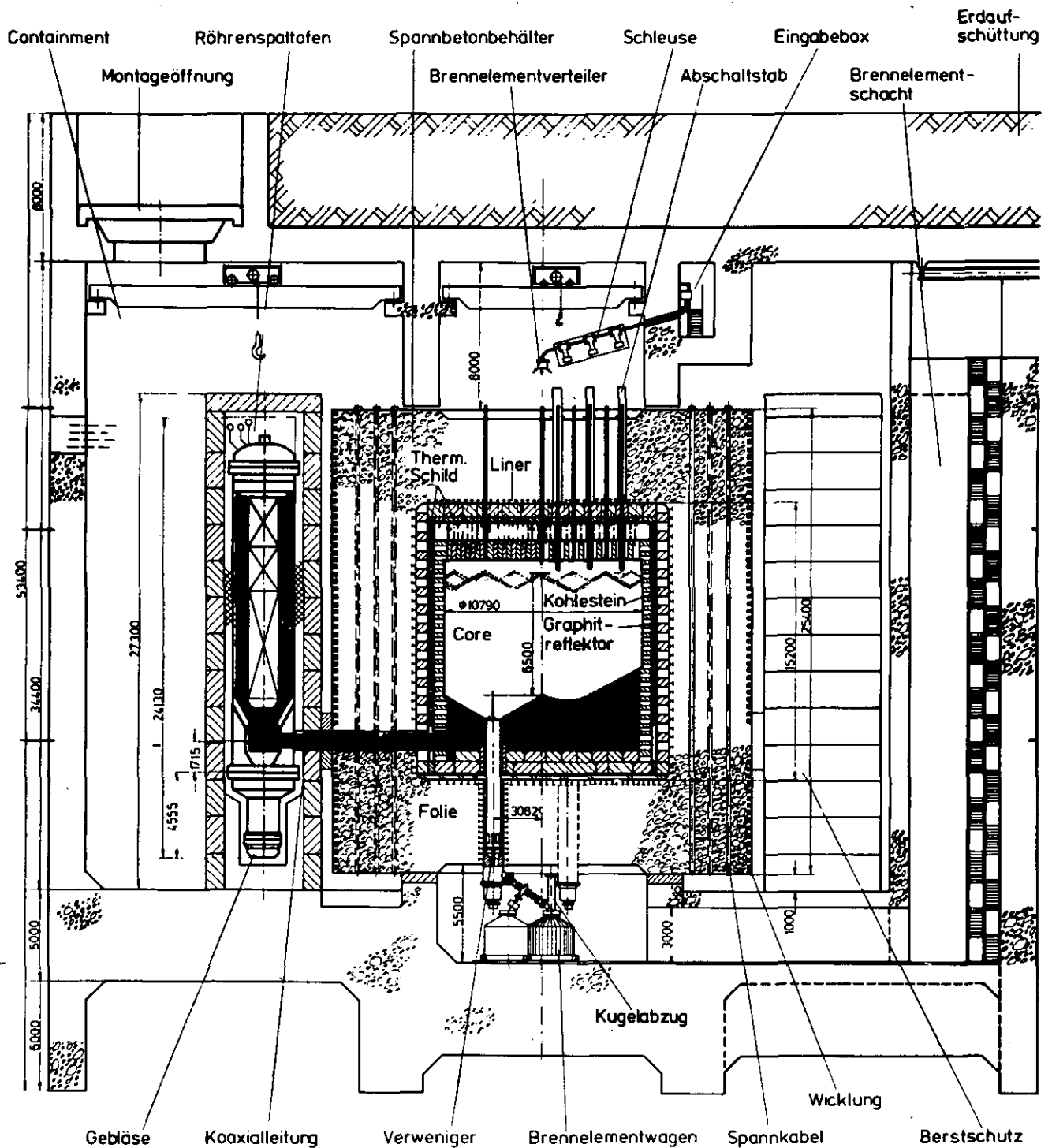


Abbildung 7:

Konzeptentwurf für den nuklearen Teil eines Prozeßwärme-Hochtemperatur-Reaktors mit einer thermischen Leistung von 3000 Mega-Watt. Dieser Reaktor hat ein Kugelhaufencore und Einwegbeschickung [7]

Reaktoren lediglich ein „Konverter“. Für die späteren Cores allerdings wird eine Änderung der Brennelementdurchmesser und die Anwendung eines Brutmantels dazu führen, daß die Brutrate größer als 1 ist und damit ein echter Brüter vorliegt.

Der Vorgang des Erbrütens von neuem Spaltstoff aus Brutstoff wird verdeutlicht durch die Angaben der Zusammensetzung des Schwermetalls von frischen und abgebrannten Brennelementen eines Druckwasserreaktors in Tabelle 5 (S. 26). In frischem Zustand enthält das Brennelement lediglich die Isotope des Urans, und zwar U235 mit einem Anreicherungsgrad von 3,3%. Im abgebrannten Zustand

enthält das Brennelement noch immer einiges U235, es enthält vor allem aber eine Reihe von Plutoniumisotopen. Diese sind durch den Brutvorgang aus dem reichlich vorhandenen U238 entstanden. Die Entstehungsrate ist allerdings größer als die Zahlen in Spalte 3 von Tabelle 5 entspricht, weil ein Teil der aus U238 erbrüteten spaltbaren Plutoniumkerne während des Abbrandes gespalten werden. Es ist vor allem das in Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren erzeugte Plutonium, was später in Schnellen Brutreaktoren als Spaltstoff eingesetzt werden soll.

Aus Tabelle 3 (S. 19) ist ersichtlich, daß die Erzielung eines Brutfaktors B größer als 1 vor allem mit einem Schnellen

Reaktor und dem U238-Pu-Brennstoffzyklus möglich sein sollte. Aus diesem Grunde ist Entwicklungsarbeit vor allem für diesen Brennstoffzyklus und diesen Reaktortyp getrieben worden.

### 3.5 Andere Reaktortypen

In anderen Ländern sind wegen zum Teil anderer Bedingungen andere Reaktortypen zur technischen Reife entwickelt worden. Beispiele dafür sind der in Kanada entwickelte CANDU-Reaktor und der in Großbritannien entwickelte STEAM GENERATING HEAVY WATER MODERATED REACTOR. Beim CANDU-Reaktor genügt der Einsatz von Natururan, allerdings ist dann die Moderation mittels Schweren Wassers erforderlich. Dies hat den Vorteil, daß zum Betrieb dieses Reaktors Anreicherungsanlagen nicht erforderlich sind.

### 3.6 Diskussion der Reaktortypen

Im folgenden sollen die bisher kurz beschriebenen Reaktortypen Druckwasserreaktor DWR, Siedewasserreaktor SWR, Hochtemperaturreaktor HTR und Schneller Brutreaktor SBR vergleichend einander gegenüber gestellt werden.

Die Technologie der Druckwasser- und der Siedewasserreaktoren (gemeinsame Bezeichnung: Leichtwasserreaktoren) gilt als etabliert, es existiert von diesen Typen schon eine große Anzahl von Anlagen. Der Hochtemperaturreaktor und der Schnelle Brutreaktor dagegen gelten als Reaktoren der zweiten Entwicklungsgeneration. Für den Hochtemperaturreaktor wird der Durchbruch zur Marktanwendung derzeit erwartet.

Die Entwicklung der Leistungsgröße der Leichtwasserreaktoren hat mit dem Wert von nunmehr maximal 1300 MWel eine gewisse Endgröße erreicht.

Der Wirkungsgrad der Leichtwasserreaktoren bei der Erzeugung von Elektrizität liegt bei ca. 33 % und damit relativ niedrig. Dies liegt an den niedrigen Kühlmitteltemperaturen dieser Reaktortypen. Mit dem Hochtemperaturreaktor dagegen sind Wirkungsgrade wie in konventionellen Anlagen von ca. 40 % erreichbar. Dadurch entstehen zwei Vorteile, nämlich daß 1. die Kernenergie besser ausgenutzt wird und daß 2. bezogen auf die erzeugte Leistung weniger Abwärme entsteht. Auch der Schnelle Brutreaktor erreicht mit z.B. 38 % Wirkungsgrad einen relativ guten Wert.

Tabelle 4: Zusammenstellung von Hauptdaten verschiedener Reaktortypen aus Beispielanlagen

KERNKRAFTWERKE, Hauptdaten verschiedener Typen						
			1	2	3	4
Reaktor-Typ			DWR	SWR	HTR	SBR
Beispiel-Anlage			Biblis B	Krümmel	THTR 300	SNR 300
1	Thermische Leistung	MW	3752	3690	750	755
2	Elektrische Leistung	MW	1240	1260	300	293
3	Wirkungsgrad (Anlage)	%	33,0	34,1	40,0	38,2
4	Brennstoff	—	U235	U235	U235	Pu
5	Anreicherungsgrad	%	3,0	2,6	93	mix.
6	Brutstoffe	—	U238	U238	Th232	U238
7	Brennstoff/Schwermetall	%	3,0	2,6	8,2	ca. 27
8	Masse Brennstoff	kg	4680	2652	648	850
9	Masse Schwermetall	t	156	102	7,4	4,0
10	Leistungsdichte	kW/t	92	51	6	375
11	Abbrand pro t SM	MWd/t	20.000	30.000	100.000	85.000
12	Maximale Brennstofftemp.	°C	2100	2100	1250	2700
13	Moderator	—	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	Graphit	kein
14	Konversionfaktor	—	ca. 0,5	ca. 0,5	ca. 0,7	< 1 <sup>*)</sup>
15	Primärkreis, Kühlmittel	—	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	He	Na
16	Eintrittstemperatur	°C	290	278	250	377
17	Austrittstemperatur	°C	323	286	750	546
18	Druck	bar	155	72	40	12
19	Sekundärkreis, Kühlmittel	—	kein	kein	kein	Na
20	Eintrittstemperatur	°C				340
21	Austrittstemperatur	°C				525
22	Druck	bar				13
23	Dampfkreis, Arbeitsmittel	—	H <sub>2</sub> O	wie primär	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
24	Eintrittstemperatur	°C	210		220	284
25	Austrittstemperatur	°C	268		530	495
26	Druck	bar	54		180	165

<sup>\*)</sup> später Brutrate B größer als 1, z.B. 1,1

DWR: Druckwasser-Reaktor      HTR: Hochtemperatur-Reaktor      THTR: Thorium-HTR  
 SWR: Siedewasser-Reaktor      SBR: Schneller Brutreaktor      SNR: Schneller Natriumgekühlter Reaktor



Tabelle 5:

Zusammensetzung des Schwermetalls von natürlichem Uran und von frischen und abgebrannten Brennelementen eines Druckwasserreaktors DWR [10]

KERN-BRENNSTOFF DWR				
		1	2	3
Isotop		natürliches Uran	DWR - Brennelement	
			frisch	abgebrannt
		Gramm pro Kilogramm		
1	U 235	7,1	33,0	8,4
2	U 236	0	0	4,2
3	U 238	992,9	967,0	945,0
4	Pu 239	0	0	5,3
5	Pu 240	0	0	2,4
6	Pu 241	0	0	1,2
7	Pu 242	0	0	0,4
8	SP, AK <sup>1)</sup>	0	0	ca. 32,9

<sup>1)</sup> SP = Spaltprodukte  
AK= Aktiniden; Np, Am, Cm

Voraussetzung

1. Druckwasser-Reaktor-Kernkraftwerk mit einer Leistung von 1000 Mega-Watt-elektrisch MW<sub>e</sub>
2. Abbrand der Brennelemente ist 33000 Mega-Watt-Tage pro Tonne Schwermetall (MWd/t SM)

Der Einsatz von niedrig angereichertem Uran (sogenannter low enrichment-Brennstoffzyklus) in Leichtwasserreaktoren bedingt den Einsatz relativ großer Mengen von Schwermetall, nämlich zum Beispiel 156 t Uran im Druckwasserreaktor des Kernkraftwerks Biblis B. Andererseits bedeutet diese niedrige Anreicherung des Urans kernphysikalisch, daß ein starker Doppler-Effekt vorhanden ist und daß also eine relativ starke Selbststabilisierung der Neutronenreaktionen im Core dieser Reaktoren vorhanden ist.

Die Verwendung von hochangereichertem Uran für den Brennstoffzyklus des Thorium-Hochtemperaturreaktors THTR 300 ist erforderlich, damit als Brutstoff Thorium 232 eingesetzt werden kann. Die Verwendung dieses Brutstoffes (anstatt U238) hat den Vorteil, daß damit die für die Kernenergie insgesamt vorhandenen Reserven an Brutstoff in etwa verdoppelt werden. Der Hochtemperaturreaktor kann allerdings auch mit dem „low enrichment“-Brennstoffzyklus betrieben werden. Die Zusammensetzung von Brutstoff und Brennstoff in einem späteren Schnellen Brutreaktor wird im wesentlichen durch die verfolgte Strategie der gesamten Brennstoffversorgung bestimmt.

Der Konversionsfaktor als Verhältnis der erbrüteten zu den verbrauchten spaltbaren Kernen, vgl. Zeile 14 in Tabelle 4, beträgt für die Leichtwasserreaktoren ca. 0,5, für den Hochtemperaturreaktor ca. 0,7 und für den Schnellen Brutreaktor erwartungsgemäß mehr als 1. Für das in Tabelle 4, Spalte 4, angegebene Anlagenbeispiel des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors SNR 300 und dessen erstes Core ist die Brurrate allerdings zunächst kleiner als 1. Spätere Cores dieses Reaktors und vor allem spätere Anlagen dieses Reaktortyps werden eine Brurrate haben, die größer als 1 ist. Der Konversionsfaktor des HTR kann durch besondere Maßnahmen erhöht werden, und zwar bis in die Nähe von 1. Aller-

dings wird sich diese Vergrößerung (im allgemeinen) kostensteigernd auf den Brennstoffzyklus auswirken.

Eine wichtige Größe für die Beurteilung der Technologie der Reaktortypen ist die Leistungsdichte, vgl. Zeile 10 in Tabelle 4. Wegen der großen Leistungsdichte beim Schnellen Brutreaktor SBR ist die Verwendung von flüssigem Natrium als Kühlmittel notwendig. Beim Hochtemperaturreaktor HTR dagegen ist die Leistungsdichte relativ klein, so daß Gaskühlung ausreicht und dabei sogar noch relativ niedrige Höchstwerte für die Brennstofftemperatur realisiert werden, nämlich z.B. lediglich 1250°C, vgl. Zeile 12 in Tabelle 4.

Über die angewendete Technologie zur Übertragung der Wärmeenergie auf die Turbinenanlage geben die Zeilen 15 bis 26 in Tabelle 4 Auskunft. Der Siedewasserreaktor ist eine Einkreisanlage; der Druckwasser- und Hochtemperaturreaktor sind Zweikreisanlagen und der Schnelle Brutreaktor ist eine Dreikreisanlage.

Die selbststabilisierenden Eigenschaften für die Neutronenreaktionen sind im Auslegungspunkt für alle vier Reaktortypen gegeben. Lediglich beim Schnellen Natriumgekühlten Reaktor SNR 300 wird im unteren Leistungsbereich der negative Dopplerkoeffizient der Reaktivität durch den positiven Void-Koeffizienten der Reaktivität übertroffen. Dieser Effekt wird durch den Einsatz von Regeleinrichtungen kompensiert. Dies bedeutet allerdings, daß für den hypothetischen Fall des Ausfalls dieser Regeleinrichtungen mit einer prompt-kritischen Exkursion und einer Energiefreisetzung zu rechnen ist. Die Energie wird im Brennstoff erzeugt, vom dispersierenden Brennstoff an das Natrium übertragen und der gebildete Natriumdampf führt zu einer Druckbelastung des Primärsystems. Dieses wird so ausgelegt, daß diese Druckbelastung aufgenommen werden kann.

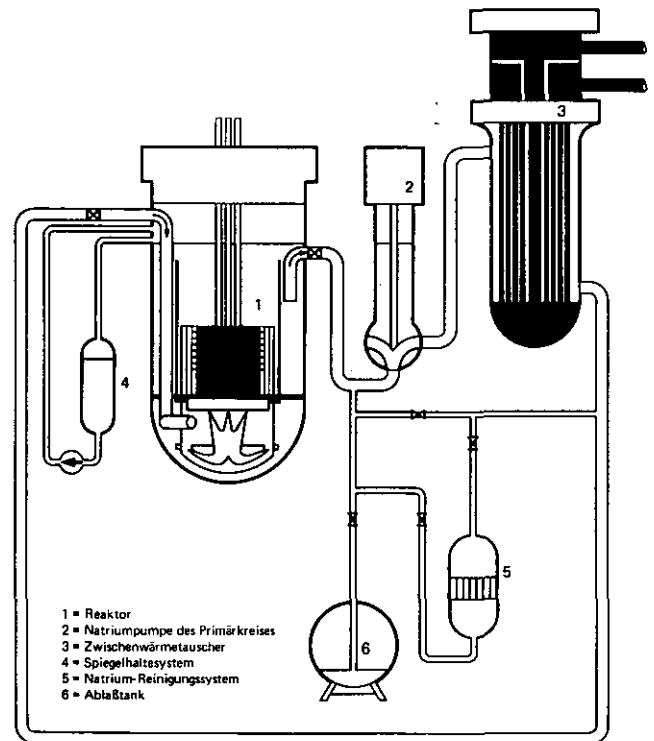
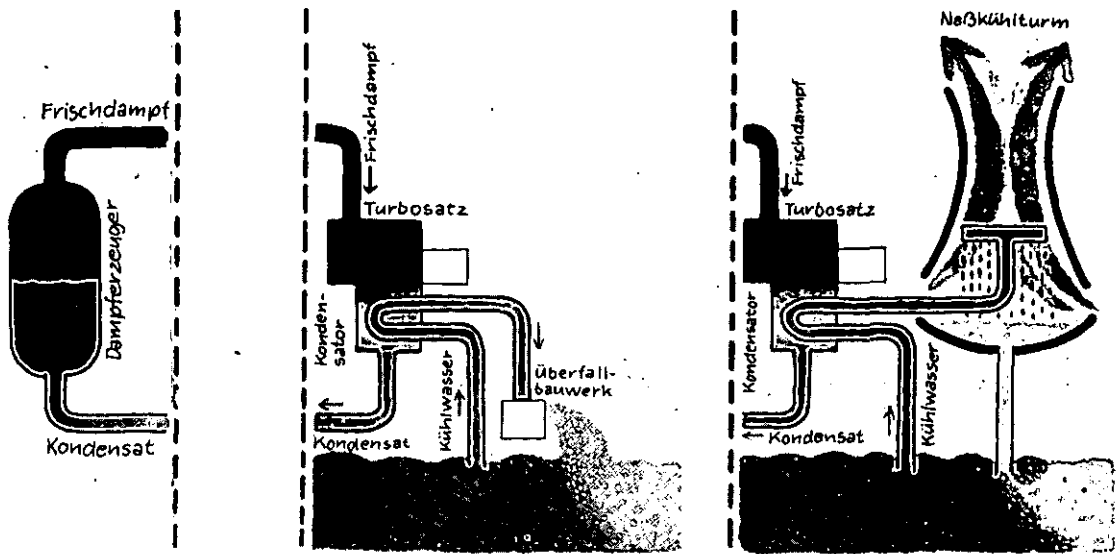


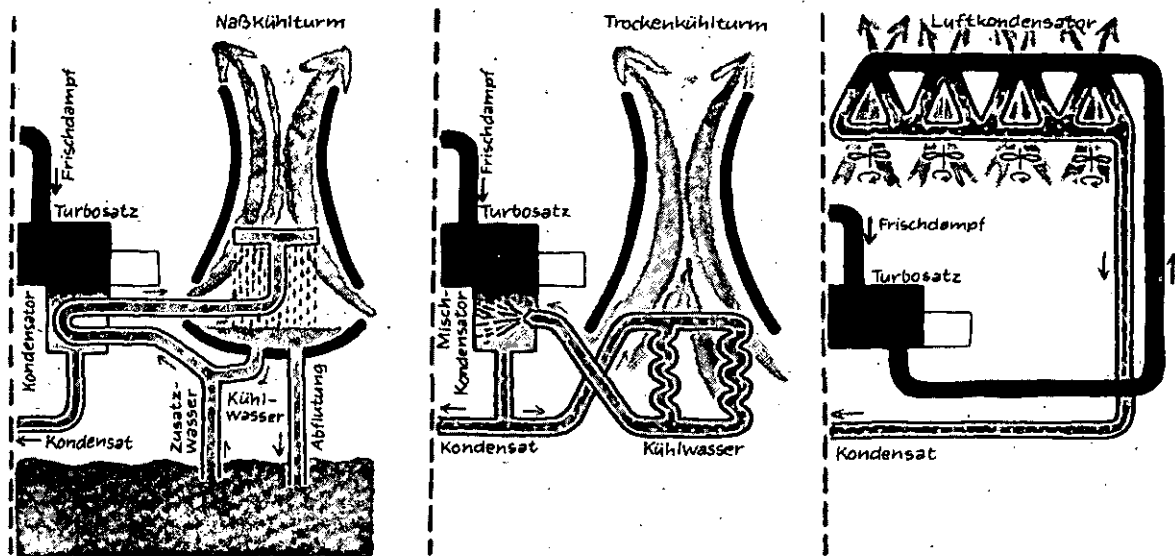
Abbildung 8:

Schematische Darstellung des Reaktordruckgefäßes und des primären Kühlkreises des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors SNR des Kernkraftwerks Kalkar mit einer elektrischen Leistung von 300 Mega-Watt [9]. Diese Anlage ist im Bau.



Vorzug der Frischwasserkühlung: Sie ist am einfachsten und wirkungsvollsten. Allerdings kann sie nur dort angewandt werden, wo Frischwasser in ausreichender Menge zur Verfügung steht und dessen unvermeidliche Erwärmung ökologisch vertretbar ist.

Ein Ablaufkühlturm bewirkt, daß das Kühlwasser vor dem Wiedereintritt auf beinahe die Ausgangstemperatur heruntergekühlt wird. Diese Variante der Frischwasserkühlung gewinnt immer mehr an Bedeutung, zumal das Wasser beim Durchrieseln des kühlenden Luftstromes auf nahezu die Sättigungskonzentration mit Sauerstoff angereichert wird.



Auch die geschlossene Rückkühlung ist ein bewährtes System, die Abwärme aus dem Turbinenkondensator an die Luft abzuführen. Man muß jedoch die dabei verdampfende Kühlwassermenge ständig ersetzen, außerdem der Salzanreicherung im Kühlwasser entgegenwirken.

Die "indirekte" Luftkühlung: Ein Trockenkühlturm in Verbindung mit einem Mischkondensator gilt als realisierbares Kühlverfahren auch für große Kraftwerkeinheiten mit besonders geringen ökologischen und meteorologischen Nebenwirkungen.

Auch die direkte Luftkühlung ist ein absolut "trockenes" Kühlprinzip. Dabei ist überhaupt kein besonderer Kühlwasserkreislauf vorgesehen. Die in Kauf zu nehmende Wirkungsgradeinbuße liegt in der gleichen Größenordnung wie bei der indirekten Luftkühlung.

Abbildung 9: Grundtypen der Kondensatorkühlung für Kraftwerke mit Dampfturbinen [11]

Dieser hypothetische Störfall führt damit nicht zu einer Belastung der Umgebung, allerdings zur Zerstörung des Reaktors.

Im Hinblick auf die Abfuhr der Nachwärme liegen insofern unterschiedliche Verhältnisse bei den verschiedenen Reaktortypen vor, als stark unterschiedliche Wärmekapazitäten im Core für die Aufnahme der Nachwärme zur Verfügung stehen. Bei Ausfall der Nachwärmeabfuhrreinrichtungen bedeutet dies, daß die Zerstörung der Brennelementhüllen (als der ersten Barriere gegen das Entweichen von Spaltprodukten) beim Schnellen Brutreaktor SBR innerhalb von einigen zehntel Sekunden, beim Druckwasser- und beim Siedewasserreaktor innerhalb von einigen Sekunden und beim Hochtemperaturreaktor innerhalb von einigen Stunden (bzw. überhaupt nicht) erfolgt. Bei den zuerst genannten Reaktortypen ist aus diesem Grunde der sofortige Einsatz der Nachwärmeabfuhrreinrichtungen erforderlich.

Durch entsprechend ausgelegte Sicherheitseinrichtungen erreicht man allerdings, daß die Sicherheit der verschiedenen Reaktortypen ausreichend groß ist.

### 3.7 Wirkungsgrad, Abwärme

Der Wirkungsgrad der Energieumsetzung ist von großer Bedeutung, wenn berücksichtigt wird, daß die Energiereserven nicht unbeschränkt groß sind. Aus diesem Grunde sollte die Umsetzung der Primärenergie in die nutzbare Energie mit einem möglichst großen Wirkungsgrad erfolgen. Allerdings ist dabei zu berücksichtigen, daß es eine weitere, und u.U. wichtigere Forderung gibt, nämlich die nach einer möglichst preiswerten Erzeugung der Nutzenergie.

Die Umwandlung von Wärmeenergie in nutzbare Arbeit, z.B. in Elektrizität, mit Hilfe eines thermodynamischen Kreisprozesses bedeutet, daß der Wirkungsgrad der Energieumwandlung zu einem großen Teil von der Höhe der Temperatur des Wärmeangebots abhängt. Aus diesem Grunde ist es erstrebenswert, die Kernenergie als Wärmeenergie möglichst hoher Temperatur zum Einsatz in den Energieumwandlungsprozeß zu bringen. Darin liegt ein gewisser Vorteil des Hochtemperaturreaktors gegenüber den anderen Typen.

Außerdem besteht die Möglichkeit, neben der Erzeugung von Elektrizität die angebotene Wärmeenergie und u.U. auch die erzeugte Abwärme für andere Zwecke sinnvoll und nutzbringend einzusetzen, was dann insgesamt zu einer besseren Ausnutzung der Kernenergie führt. Ein Beispiel dafür ist die Nutzung der Abwärme aus Wärmekraftwerken für die Heizung von Wohnungen mittels der sogenannten Fernwärmeversorgung. Auch bei dem Einsatz der Kernenergie für die Erzeugung von Prozeßwärme besteht grundsätzlich die Möglichkeit, zu einer besseren Nutzung der Kernenergie als im Falle der reinen Elektrizitätserzeugung zu gelangen.

Trotz dieser Möglichkeiten wird auch in Zukunft Abwärme aus Energieumwandlungsanlagen erzeugt werden. Dies ist allerdings kein reaktorspezifisches Problem, sondern es tritt vielmehr bei allen solchen Kraftwerken auf, bei denen Wärmeenergie in Elektrizität umgewandelt wird. Das Problem der Abwärme ist lediglich insofern in Zusammenhang mit der Kernenergie zu sehen, als insbesondere Leichtwasserreaktoren einen relativ niedrigen Wirkungsgrad haben und damit einen relativ großen Betrag an Abwärme erzeugen und als die Kernenergie eine führende Rolle bei der Vergrößerung der Blockeinheiten übernommen hat.

In Abbildung 9 sind die grundsätzlichen Möglichkeiten der Kondensatorkühlung für Kraftwerke mit Dampfturbinen an-

gegeben. Dieses sind neben der reinen Flußwasserkühlung die Kühlung mit einem Naßkühlturm, die Kühlung mit einem Trockenkühlturm und die Kühlung mit einem Luftkondensator. Die Flußwasserkühlung ist insofern problematisch, als dafür relativ große Mengen von Flußwasser benötigt werden. Bei der Kühlung mit dem Naßkühlturm wird als negativ angesehen, daß Schwadenbildung auftritt. Außerdem sind der Naßkühlturm und insbesondere der Trockenkühlturm relativ große Bauten, so daß mitunter von einer Beeinträchtigung der Schönheit der Landschaft gesprochen wird. Der Luftkondensator hat diese Nachteile nicht, er ist allerdings relativ teuer.

### 4. Energieerzeugung

Bisher sind Leistungsreaktoren in der BRD ausschließlich zur Erzeugung von Elektrizität eingesetzt worden. In Abbildung 10 und in Tabelle 6 wird über die derzeit vorhandenen Anlagen Auskunft gegeben. Nach dem revidierten Energieprogramm der Bundesregierung vom 23. Oktober 1974 sollen bis zum Jahre 1985 ca. 50.000 MW elektrische Leistung aus Kernenergie gewonnen werden. Dies bedeutet, ausgehend vom derzeitigen Zustand, eine Zuwachsrate für die Anzahl von Leistungsreaktoren von ca. 25 % pro Jahr.

Tabelle 6:  
Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland und in der Deutschen Demokratischen Republik, Stand 1975 [12]

		elektrische Brutto- leistung	
<b>Siedewasserreaktoren</b>			
Versuchsatomkraftwerk Kahl	16 MW		THTR-Prototyp-Kernkraftwerk, Uentrop/Schmehausen 310 MW
Gundremmingen	250 MW		
Kernkraftwerk Lingen	250 MW		
Kernkraftwerk Würgassen	670 MW		
Kernkraftwerk Brunsbüttel	805 MW		<b>Naatriumgekühlte Reaktoren</b>
Kernkraftwerk			Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage, Karlsruhe 20 MW
Philippsburg I	900 MW		SNR-Prototyp-Kernkraftwerk, Kalkar 300 MW
Kernkraftwerk			
Philippsburg II	900 MW		
Kernkraftwerk Isar/Ohu	907 MW		
Kernkraftwerk Krümmel	1 316 MW		
<b>Druckwasserreaktoren</b>			
Kernkraftwerk Obrigheim	345 MW		<b>Geplante, noch nicht in Auftrag gegebene Kernkraftwerke</b>
Kernkraftwerk Stade	662 MW		Bad Breisig ca. 1 200 MW
Kernkraftwerk Biblis - Block A	1 200 MW		Büttel ca. 1 300 MW
Kernkraftwerk Biblis - Block B	1 300 MW		Cuxhaven ca. 1 300 MW
Kernkraftwerk Unterweser/Esenshamm	1 300 MW		Emden ca. 1 300 MW
Gemeinschaftskernkraftwerk Necker/Neckarwestheim	805 MW		Grafenrheinfeld ca. 1 200 MW
Kernkraftwerk Süd/Wyhl	1 362 MW		Kernkraftwerk Grohnde ca. 1 200 MW
Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich	1 295 MW		Raum Großwelzheim ca. 1 200 MW
Kernenergie-Schiff „Otto Hahn“, 10 000 WPS	(38 MWth)		Gundremmingen-2 ca. 1 200 MW
			Gundremmingen-3 ca. 1 200 MW
			BASF, Ludwigshafen ca. 1 200 MW
			Schwöstadt ca. 1 200 MW
			Uentrop/Schmehausen ca. 1 200 MW
			Kernkraftwerk Süd (2. Block), Wyhl ca. 1 200 MW
<b>Schwerwasserreaktoren</b>			
Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe	57 MW		<b>Kernkraftwerke in der DDR</b>
			(in Betrieb, im Bau bzw. in Auftrag gegeben)
<b>Gasgekühlte Reaktoren</b>			
Hochtemperaturreaktor der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR), Jülich	15 MW		<b>Druckwasserreaktoren</b>
			Atomkraftwerk I, Rheinsberg 75 MW
			Kernkraftwerk Nord, Greifswald, Block 1-4 je 440 MW

Neben der Erzeugung von Elektrizität wird in Zukunft der Einsatz von Kernenergie für den nicht-elektrischen Markt eine große Bedeutung gewinnen. Dies ist vor allem dann erforderlich, wenn die starke Abhängigkeit von importiertem Erdöl in der BRD vermindert werden soll. Außerdem ist der nicht-elektrische Nutzenergiemarkt ca. 10 mal größer als der elektrische.

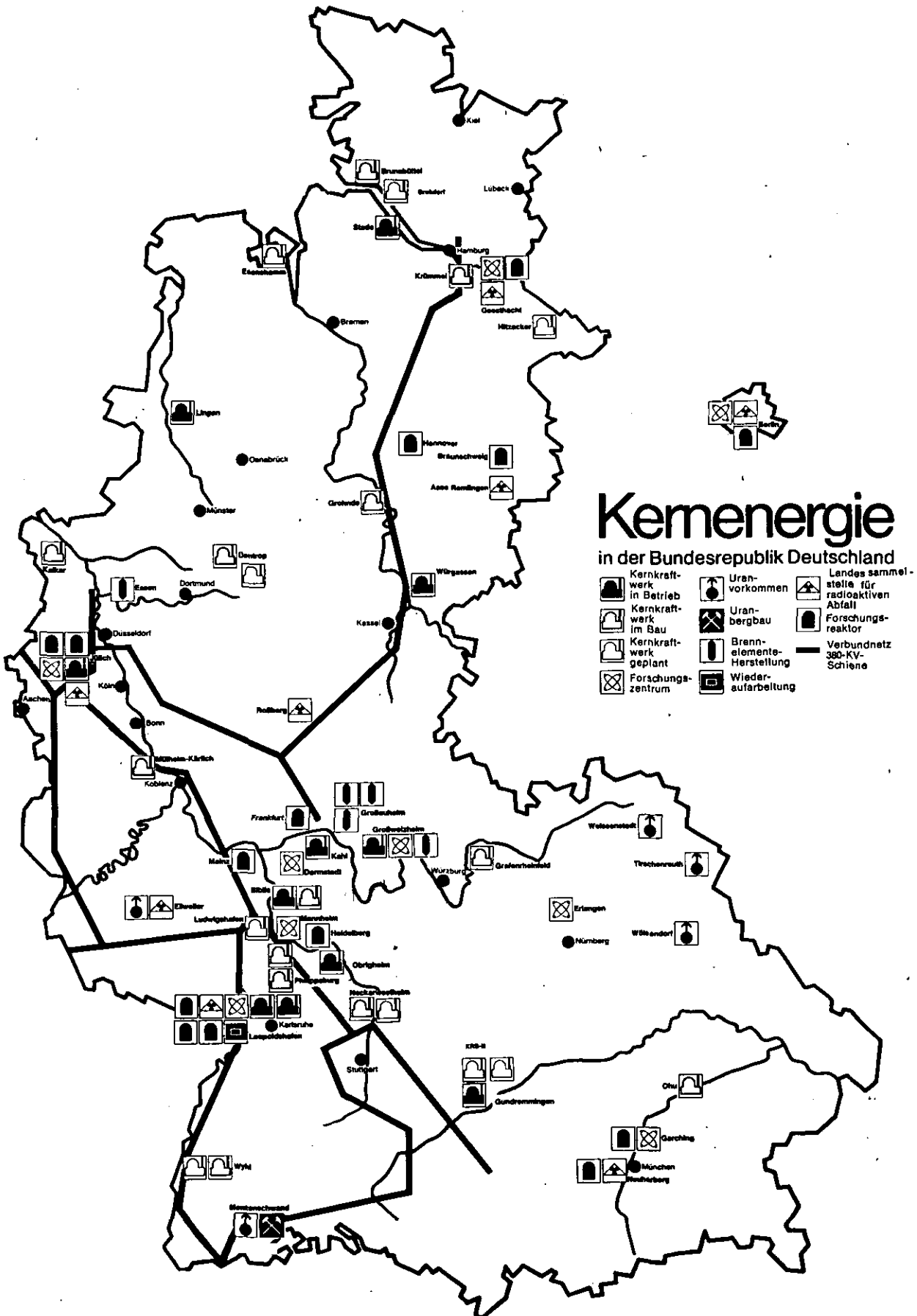


Abbildung 10:  
Kernkraftwerke und kerntechnische Einrichtungen in der Bundesrepublik, nach: Deutsches Atomforum  
Bearbeitet für Stand Mitte 1975 von der KFA

## Literatur

- [1] S. Glastone, M.C. Edlund: Kernreaktortheorie, eine Einführung, Springer Verlag Wien, 1961
- [2] Robert Gerwin: Kernkraft heute und morgen. Deutsche Verlagsanstalt, 1971
- [3] A. Huttach, G. Putschögl, M. Ritter: Die Nuklearanlage des Kernkraftwerks Biblis. Atomwirtschaft, Vol. 19, S. 420 (1974)
- [4] Kernkraftwerk Philippsburg, Technische Daten. Kernkraftwerk Philippsburg GmbH, 7522 Philippsburg, Juli 1971
- [5] D. Schwarz, F. Schweiger: Stand und Weiterentwicklung der THTR-Linie in der BRD. Atomwirtschaft, Vol. 16, S. 235 (1971)
- [6] Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor AVR, GmbH: Informationsschrift, AVR-Versuchskernkraftwerk
- [7] Jahresbericht der Kernforschungsanlage Jülich 1972
- [8] D. H. Scheuten: Organisation und wirtschaftliche Bedeutung der Brüterentwicklung. Atomwirtschaft, Vol. 17, S. 366 (1972)
- [9] Projektgesellschaft Schneller Brüter GBR: Kernkraftwerk Kalkar (Broschüre), Juli 1971
- [10] H. Keese: Wiedereinsatz von aufgearbeitetem Brennstoff. Schriftenreihe des Deutschen Atomforums, Heft 19: Brennstoffkreislauf, Deutsches Atomforum e.V., Bonn, 1972
- [11] Energiequellen und ihre Chancen, Auszug aus dem KWU-Geschäftsbericht 1973, S. 44/45, Kraftwerk-Union, August 1974
- [12] H. Gruppe, W. Koelzer: Fragen und Antworten zur Kernenergie, S. 95, Herausgeber: Informationszentrale der Elektrizitätswirtschaft e.V., IZE, Bonn, Januar 1975

# Der Brennstoffkreislauf von Kernkraftwerken

E. Merz

Institut für Chemische Technologie  
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

## Einleitung

Zum Betrieb von Kernkraftwerken benötigt man – nicht anders als es bei fossil beheizten Kraftwerken der Fall ist – Brennstoff, aus dem die gewünschte Energie, und zwar primär hochgradige Wärme, gewonnen werden kann. Gegenüber Kohle, Öl oder anderen fossilen Rohstoffen unterscheiden sich Kernbrennstoffe – der bedeutendste ist das Uran – durch drei Hauptmerkmale:

1. Ein einziges Gramm Uran-235 setzt bei der Kernspaltung eine Wärmeenergie frei, die der Verbrennung von zweieinhalb bis drei Tonnen Steinkohle gleichkommt. Dieser Vergleich unterstreicht die Besonderheit der Kernenergie; in geringsten Mengen Brennstoff steckt eine vergleichsweise riesige Menge nutzbarer Energie.
2. Abbrand der Kernbrennstoffe ist nicht einfach mit Verbrauch gleichzusetzen. Es bleibt Brennstoff übrig, und es entstehen Nebenprodukte, insbesondere die gefürchteten radioaktiven Spaltprodukte.
3. In Brutreaktoren wird neben direkt nutzbarer Energie mehr Brennstoff erzeugt als sie verbrauchen. Selbstverständlich handelt es sich hier nicht um eine wundersame Erschaffung neuen Brennstoffes aus dem Nichts, sondern um eine Umwandlung eines zunächst nutzlosen Stoffes in verwertbaren Brennstoff.

Diese Aussagen müssen näher präzisiert werden:

Das in der Natur vorkommende Element Uran besteht nicht aus einer einzigen Sorte von atomaren Bausteinen, sondern aus einem Gemisch von schweren und leichten Uranatomen. Diese Atome verhalten sich zwar chemisch gleich, sind aber physikalisch verschieden, insbesondere was ihr Verhalten beim Beschuss mit Neutronen anbelangt, wie es in einem Kernreaktor geschieht.

Natururan besteht zu ca. 0,7 % aus dem Isotop mit der Masse 235 und zu über 99 % aus dem schwereren mit der Masse 238. Neben der fortwährenden Spaltung der U-235-Atome in zwei leichtere Elemente, die Spaltprodukte, und der damit verbundenen Freisetzung großer Energiemengen, läuft noch ein zweiter Prozeß, der Brutprozeß, nebenbei ab, wie es in Abbildung 1 schematisch dargestellt ist.

Die bei jeder Spaltung freiwerdenden Neutronen bewirken ihrerseits nicht nur wieder eine erneute Spaltung anderer U-235-Atome, eine sog. Kettenreaktion, sondern ein Teil davon brütet den neuen Spaltstoff Plutonium aus dem Isotop U-238. Eine andere Brutreaktion geht von dem in der Natur in noch größeren Mengen als dem Uran vorkommenden Element Thorium aus. Hier entsteht durch Umwandlung das sonst in der Natur nicht vorkommende spaltbare Isotop U-233.

## Die Kernenergie und ihr Brennstoffkreislauf

Zum Betrieben von Kernkraftwerken benötigt man einen sog. geschlossenen Brennstoffkreislauf [1]. Er ist charakterisiert durch die Bereitstellung des erforderlichen nuklearen Brennstoffes sowie die Entsorgung von den vorwiegend radioaktiven Abfallstoffen.

Ein Reaktorbrennstoffkreislauf besteht aus den in Abbildung 2 dargestellten Stationen:

- Der Gewinnung und Reinigung des Natururans oder des Thoriums aus den in der Natur vorhandenen Lagerstätten.
- Der Anreicherung des im Natururan nur zu ca. 0,7 % vorhandenen Isotops mit der Masse 235 auf 3 bis über 30 % je nach Anforderung und Reaktorkonzept.
- Der Herstellung des Brennstoffes und der Brennelemente für einen Einsatz im Kernkraftwerk.
- Den Transport- und Lagervorgängen verbrauchter Brennelemente.
- Wiederaufarbeitung einschließlich Behandlung radioaktiver Abfälle.
- Refabrikation neuer Brennelemente; Rezyklierung des zurückgewonnenen spaltbaren Materials.

## Urangewinnung

Ausgangsstoff der Kernenergie ist das Uran, das in der Natur weit verbreitet ist, aber selten in hohen Konzentration vorkommt. Neben Uran wird in Zukunft in steigendem Maße auch das Thorium als Brutstoff Verwendung finden. Es ist etwa doppelt so häufig wie das Uran.

Das meiste Uran wird aus Erzen gewonnen, deren Gehalt 0,1 bis 0,5 % beträgt. Die Urangewinnung ist bereits eine entwickelte Industrie, deren Kapazitäten in der Vergangenheit durch zeitweise Überangebote auf dem Markt starken Schwankungen unterlagen. Die Uranproduktionskapazität der westlichen Welt lag im Jahre 1972 mit ca. 18.000 Tonnen um rund 50 % über dem Bedarf. Die Situation hat sich inzwischen drastisch geändert. Bei einem geschätzten Bedarf von etwa 50.000 Tonnen Natururan im

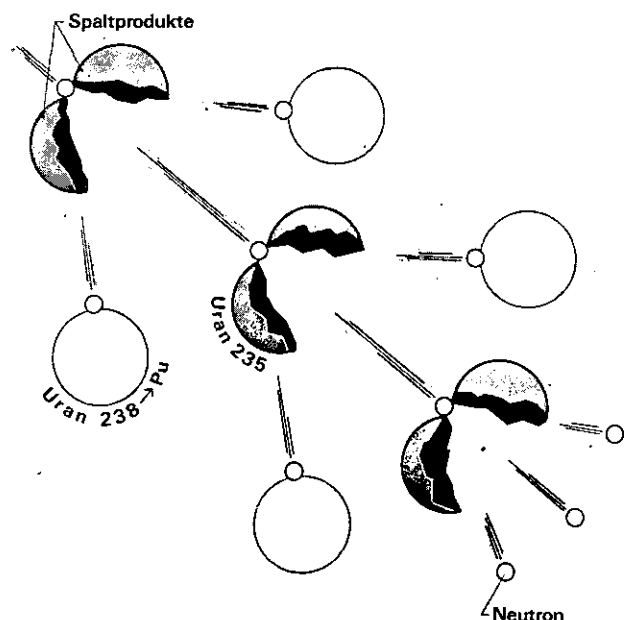


Abb. 1: Der Spalt-Brut-Prozeß

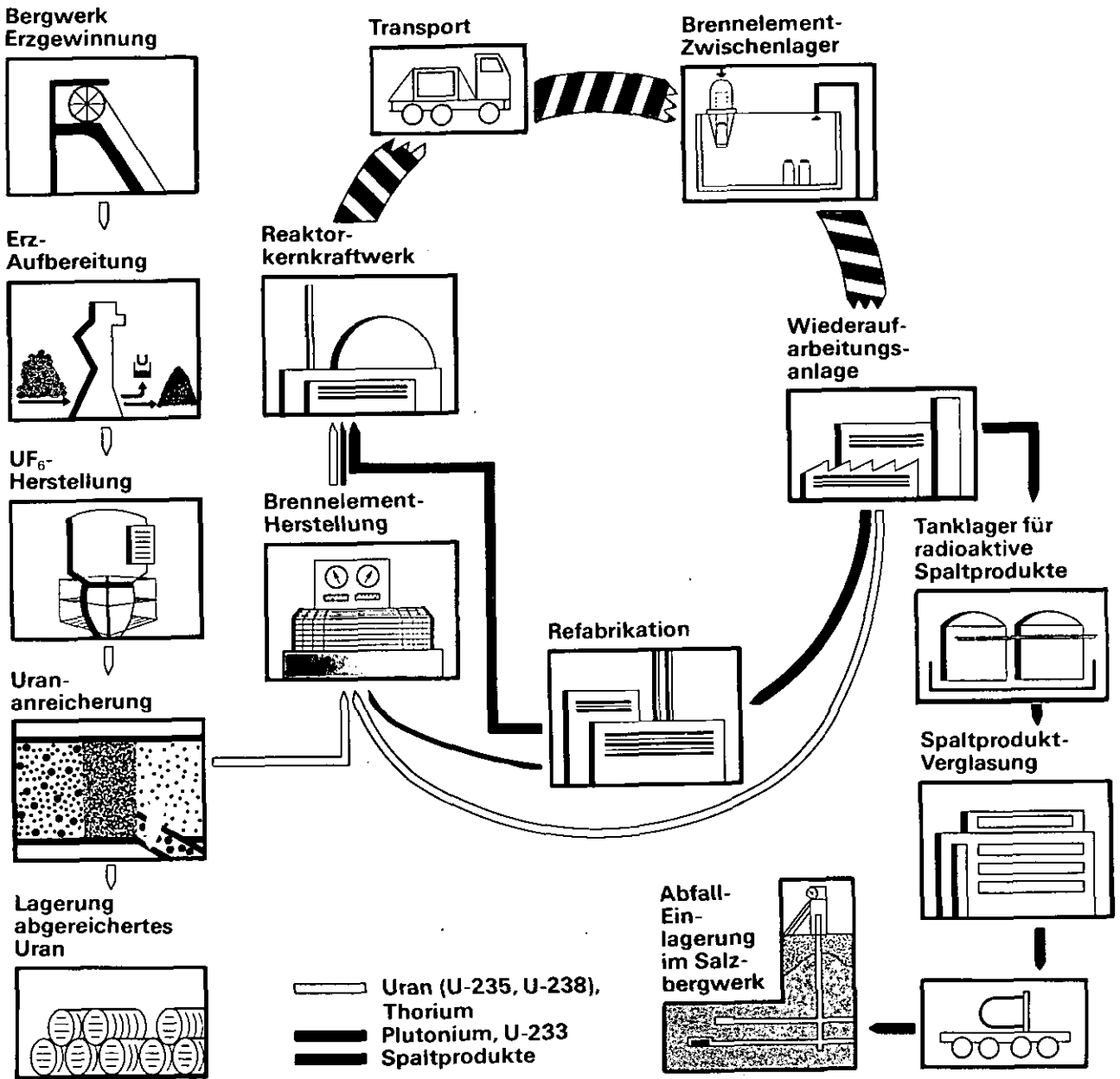


Abb. 2: Die Kernenergie und ihr Brennstoffkreislauf

Jahre 1980 (Abb. 3) entfallen auf die Bundesrepublik allein rund 6.000 Tonnen (Abb. 4). Zwar ist unsere Versorgung bis zu diesem Zeitpunkt vertraglich abgesichert, doch stellt sich nunmehr bei der langfristigen Deckung des ab 1980

weiter steigenden Bedarfs (1985 bereits eine Verdoppelung) eine vollkommen veränderte Marktsituation dar. Angesichts des weltweit steigenden Uranbedarfs und der durch die „Ölkrise“ geänderten Rohstoffpolitik der Produzentenlän-

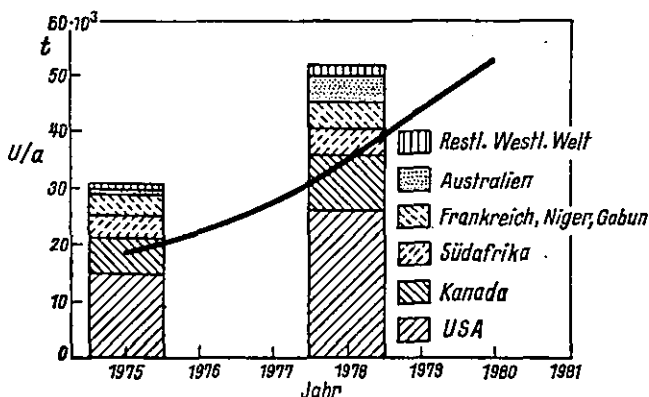


Abb. 3: Uranproduktionskapazitäten der westlichen Welt 1975 und 1978 sowie Bedarf 1975–1980 [2]

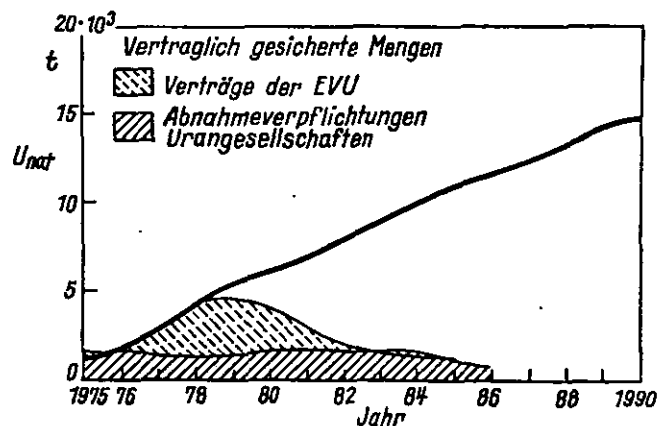


Abb. 4: Natururanbedarf der Bundesrepublik Deutschland [2]

der laufen die Uranpreise zur Zeit davon. Während man noch vor zwei Jahren feinstes Uranoxid für etwa 30,— DM pro kg und sogar weniger einkaufen konnte, hat man heute Mühe, genügend Material für den doppelten bis dreifachen Preis zu bekommen. Und der Preis wird weiter steigen, übrigens wie auch bei den fossilen Rohstoffen nicht anders zu erwarten.

Länder wie Kanada, Südafrika und Australien wollen ihre Bodenschätze in Zukunft möglichst selbst veredeln und wirtschaftlich optimal ausnutzen, indem sie schließlich selbst Anreicherungsanlagen bauen und nur noch das angereicherte Uran verkaufen. Außerdem räumt man der eigenen langfristigen Versorgungssicherheit Vorrang vor dem Uranexport ein. Trotzdem dürfte es sich nur um eine künstliche Verknappung handeln, die bei weltweit wieder forcierter Prospektion und Gewinnung bald überwunden sein wird [3].

Diese Entwicklung bedeutet, daß ein freier Uranmarkt z.Z. kaum noch existiert. Zwangsläufig müssen nun neue Formen der Zusammenarbeit mit den Ländern gefunden werden, die über ausreichende Uranvorkommen verfügen. Als zweckmäßige Lösung bietet sich eine langfristige enge partnerschaftliche Zusammenarbeit zwischen Produzent und Verbraucher an, wie es z.B. gerade zwischen der Bundesrepublik Deutschland und Brasilien geschehen ist.

Unser Land verfügt nur über ganz geringe eigene Vorkommen im Schwarzwald und im Nahe-Gebiet, die für eine Versorgung jedoch ohne Belang sind. Neben der oben skizzierten internationalen wirtschaftlichen Verflechtung sind der verstärkte Einsatz von Thorium als Ausgangsstoff sowie der Bau leistungsfähiger Brüter wichtige Entwicklungsziele. Durch den Verbund von Leichtwasserreaktoren mit Hochtemperaturreaktoren und Schnellen Brütern gegen Ende dieses Jahrhunderts werden die Uran- und Thoriumvorräte der Erde die Energieversorgung auch für die Zukunft sicherstellen.

Der bergmännische Abbau der Uran- und Thoriumerze geschieht in ganz ähnlicher Weise wie wir es von anderen Rohstoffvorkommen her kennen. Die Bergwerke werden teilweise im Tagebau und teilweise im Untertagebau betrieben.

## Erzaufbereitung

Wegen der geringen Konzentration, mit der das Uran in den meisten Erzen vorkommt, muß es zunächst konzentriert werden. Zu diesem Zweck wird das bergmännisch abgebaute Erzgestein gebrochen und gemahlen und dann mit Säure ausgelaugt. Dabei geht das Uran in Lösung; leider jedoch nicht allein, sondern zusammen mit einer Reihe im Gestein enthaltener Begleitstoffe. Um das Uran in reiner Form zu gewinnen, wird zunächst die Lösung vom festen Rückstand durch Filtration getrennt, um dann das Uran durch eine chemische Operation zu isolieren. Dies kann nach zwei verschiedenen Methoden erfolgen, einmal durch ein selektives Herauslösen (Extrahieren) mit einem nicht mit der wäßrigen Phase mischbaren organischen Lösungsmittel oder durch ein selektives Festhalten der Uranatome an einem körnigen Feststoff (Ionenaustausch). In beiden Fällen erfolgt eine Abtrennung des Urans in konzentrierter Form. Das wegen seiner gelben Farbe als „Yellow Cake“ bezeichnete Rohprodukt ist noch nicht genügend sauber. Viele der das Uran verunreinigenden Elemente sind Neutronenfänger, die den Spaltungsprozeß beeinträchtigen. Ihr Gehalt darf nicht mehr als einige zehntausendstel Prozent betragen. Für die Verwendung als Kernbrennstoff muß das Uran deshalb

weiter gereinigt werden, es muß in den „nuklearreinen“ Zustand überführt werden. Dazu löst man das Rohkonzentrat in Salpetersäure auf und trennt das Uran aus der wäßrigen Phase durch Extraktion mit einem organischen Lösungsmittel, einem Gemisch aus Tributylphosphat und Kerosin, von den Verunreinigungen ab. Das Endprodukt dieses Reinigungsschrittes ist eine Lösung aus Uranylнитrat. In der Bundesrepublik betreibt die Firma Gewerkschaft Brunhilde in Ellweiler an der Nahe eine Demonstrations-Uranaufbereitungsanlage, und sie verarbeitet dort deutsche und ausländische Erze.

## Umwandlung in Uranhexafluorid, UF<sub>6</sub>

Die meisten der heute zur Energieerzeugung verwendeten Reaktortypen arbeiten aus ökonomischen Gründen mit mehr oder weniger stark angereichertem Uran. Im Natururan kommen auf 1000 Teile Uran-238 nur sieben Teile Uran-235. Zum Betrieb der in der Bundesrepublik üblichen Leichtwasserreaktoren benötigt man indes etwa 35 Teile Uran-235 auf 1000 Teile Uran-238.

Technisch wird dieses angereicherte Uran in einer Anreicherungsanlage hergestellt. Als Trennschubstanz ist die gewonnene Uranylнитratlösung jedoch nicht geeignet, dazu muß das Uranylнитrat in eine Verbindung umgewandelt werden, die als Arbeitsschubstanz für die Anreicherungsmaschinen geeignet ist. Dafür kommt praktisch nur Uranhexafluorid UF<sub>6</sub> infrage, eine Substanz, die relativ leicht in den gasförmigen Zustand zu überführen ist.

Zur Herstellung dieser Substanz ist ein mehrstufiger Prozeß erforderlich. Aus der Uranylнитratlösung wird zunächst festes Uranoxidpulver hergestellt, dieses setzt man dann bei erhöhter Temperatur mit Fluorwasserstoff- und Fluorgas zum Uranhexafluorid um, einer bei Zimmertemperatur weißen Substanz, die bereits bei 56°C in den gasförmigen Zustand verdampft.

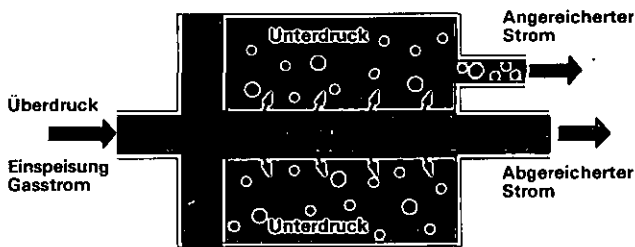
## Uran-Anreicherung

Zur industriellen Isotopenanreicherung des Urans kennt man heute drei prinzipiell geeignete Methoden. Sie nutzen alle den Massenunterschied der beiden Uranisotope aus. Großtechnisch eingesetzt wird bis heute lediglich das sog. Gasdiffusionsverfahren. Man läßt dabei das gasförmige Uranhexafluorid an porösen Membranen entlangstreichen, deren Poren nur ein hunderttausendstel Millimeter Durchmesser haben. Auf der anderen Seite einer solchen Membran herrscht ein Unterdruck. Deshalb durchdringt das Uranhexafluorid die Poren, und zwar sind dabei die leichteren UF<sub>6</sub>-Moleküle mit dem U-235 etwas schneller als diejenigen mit dem schweren U-238. Auf diese Weise tritt eine Konzentrationsverschiebung, d.h. Anreicherung in der einen und eine Abreicherung in der anderen Richtung, auf; siehe Abbildung 5.

Der Trenneffekt pro Stufe ist allerdings sehr gering. Es müssen deshalb mehrere tausend solcher Trennmembranen hintereinander geschaltet werden, wenn man auf diese Weise hohe Anreicherungsgrade erzielen will.

Während die klassischen Atomländer USA, UdSSR, England, Frankreich und vermutlich auch China sich bisher ausschließlich des Gasdiffusionsverfahrens bedienen, beabsichtigt die deutsch-britisch-niederländische Firmengruppierung





U-238 U-235

Abb. 5: Stufe einer Gasdiffusionsanlage

URENCO das Zentrifugenverfahren einzusetzen. Durch die hohe Zentrifugalkraft (Umfangsgeschwindigkeit 500 Meter pro Sekunde) werden die schweren Uranmoleküle bevorzugt an die Außenwand des Zentrifugenkörpers getrieben und dort abgestreift (Abb. 6). Der Trennfaktor pro Einheit liegt bei dieser Methode erheblich über dem Diffusionsverfahren, man kommt also mit viel weniger hintereinander geschalteten Anreicherungsstufen aus. Trotzdem erwartet man heute keine allzu großen Kostenvorteile mehr von diesem Verfahren, auf die man früher gehofft hat.

Die dritte Methode wurde wiederum vorwiegend in Deutschland entwickelt. Es handelt sich dabei um das sog. Trenndüsenverfahren, bei dem ein Gasgemisch aus Uranhexafluorid und Helium oder Wasserstoff unter hohem

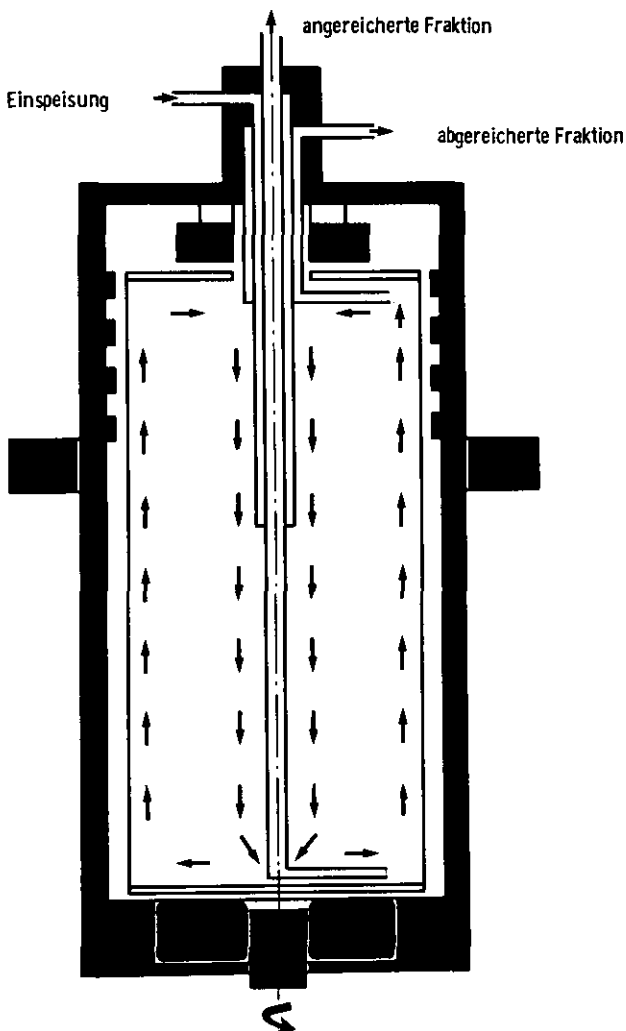


Abb. 6: Gaszentrifuge

Druck und mit hoher Geschwindigkeit durch eine Düse gejayt und dann um 180 Grad umgelenkt wird, wobei die schwereren Uranmoleküle weniger stark als die leichteren aus ihrer Bahn gelenkt werden (Abb. 7). Erst kürzlich haben die Südafrikaner ihr lang gehütetes Geheimnis preisgegeben, daß der von ihnen seit längerem verfolgte Anreicherungsprozeß ebenfalls nach diesem Prinzip arbeitet.

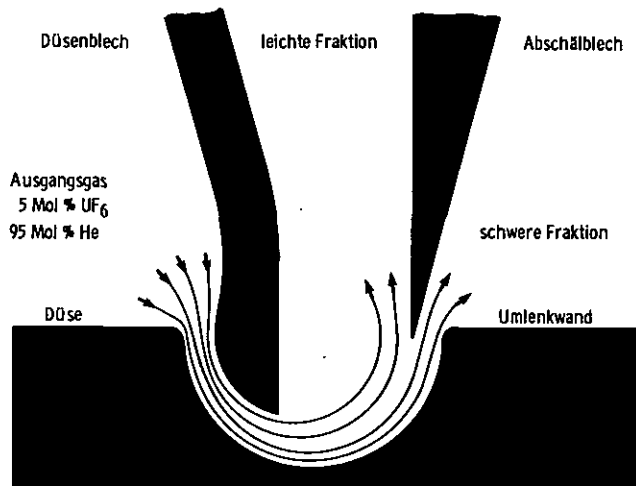


Abb. 7: Trenndüse

Die Versorgung unserer Industrie mit angereicherterem Uran ist bis 1982 und zum Teil darüber hinaus durch Verträge mit den Amerikanern, mit der europäischen Firma URENCO und in geringem Umfang mit der UdSSR sowie dem französisch-belgisch-italienisch-spanischen Konsortium EURODIF gesichert [4]. Die mit starker deutscher Beteiligung ausgestattete Zentrifugenfirma URENCO will bis spätestens 1982 eine Kapazität von 2000 Jahrestonnen Urantrennarbeit verfügbar haben (Abb. 8).

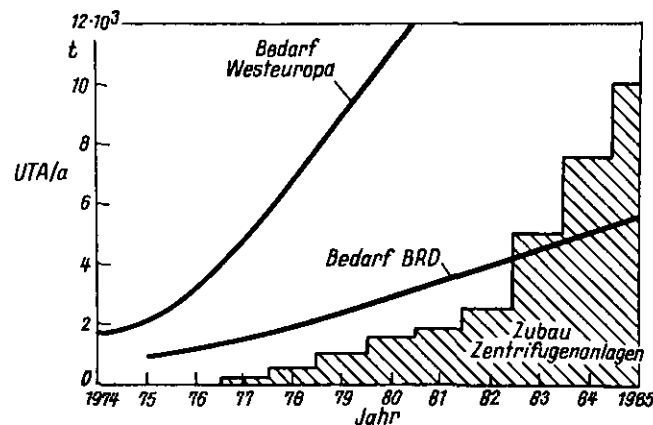


Abbildung 8: Trennarbeitsbedarf Westeuropas und der Bundesrepublik Deutschland und Zubau von Zentrifugenanlagen [2]

### Brennelement-Herstellung

Gestalt und chemische Zusammensetzung der Brennelemente unterscheiden sich zum Teil recht erheblich, je nachdem ob es sich um solche von Leichtwasser-, Hochtemperatur- oder von Schnellen Brutreaktoren handelt. Auch die Herstellung von Brennstoffen und Brennelementen hängt vom Reaktortyp ab, für den sie vorgesehen sind. Für den heute vorherrschenden Kraftwerksreaktortyp, den Leichtwasserreaktor (LWR), stellt die Brennelementherstellung neben dem Transport den ersten Teilbereich dar, der

bereits heute auf kommerzieller, privat-wirtschaftlicher Basis mit echten Gewinnen betrieben wird. Pro 1000 MW installierter Kraftwerksleistung benötigt man pro Jahr etwa 40 Tonnen Uran-Brennstoff mit ca. 3%iger Anreicherung.

Erster Schritt der Brennelementherstellung für LWR ist die Konversion des aus der Anreicherungsanlage kommenden  $UF_6$  zu sinterfähigem Uranoxid,  $UO_2$ , in einem kontinuierlichen Verarbeitungsverfahren. Als nächster Fertigungsschritt schließt sich das Verpressen des  $UO_2$ -Pulvers zu Tabletten mit anschließender Sinterung der Preßlinge bei  $1600^\circ C$  an. Diese Tabletten werden in metallische Hüllrohre von etwa 1 cm innerem Durchmesser eingefüllt und gasdicht zugeschweißt. Da es die Funktion der Hüllrohre ist, die Spaltprodukte zurückzuhalten, muß das Schweißen mit großer Sorgfalt ausgeführt werden. Ein ganzes Bündel von gefüllten Einzelrohren bildet ein Brennelement.

Einen ganz anderen Weg hat man bei der Brennelementkonzeption des gasgekühlten Hochtemperaturreaktors (HTR) gewählt. Der Brennstoff besteht hier aus kleinen Uranoxid- und Thoriumoxid-Kügelchen von etwa einem halben Millimeter Durchmesser. Zur wirksamen Rückhaltung der Spaltprodukte werden diese Kügelchen mit etwa 0,1 Millimeter dicken Schichten aus Pyrokohlenstoff und evtl. Siliziumcarbid umhüllt. Die beschichteten Teilchen werden homogen in eine Graphitmatrix eingebettet, die das eigentliche Brennelement bildet. Wir kennen heute kugelförmige [5] und prismatische HTR-Brennelemente.

## Transporte radioaktiver Materialien

Der Transport bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfallstoffe unterliegt sehr strengen Sicherheitsvorschriften, wie wir sie in dieser Konsequenz bisher auf keinem anderen Gebiet kennen. Für den Transport von Kernbrennstoffen hat sich inzwischen ein privat-wirtschaftlicher Markt ausgebildet, der sich nach weltweit einheitlichen, von der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) in Wien aufgestellten Richtlinien vollzieht.

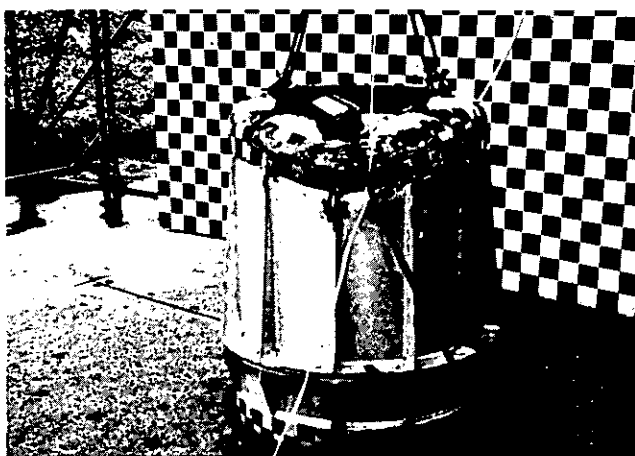


Abbildung 9:  
Transportbehälter (Typ B) für radioaktive Stoffe nach dem Falltest. Der Behälter ist doppelwandig, nur die äußere „Knautschzone“ ist beschädigt.

In der Bundesrepublik Deutschland bedarf gemäß der Strahlenschutzverordnung die Beförderung radioaktiver Stoffe auf öffentlichen Verkehrswegen der Genehmigung durch die zuständigen Behörden. Die einzuhaltenden Vorschriften und Transportrichtlinien richten sich dabei nach der Gefährlichkeitsgruppe und absoluten Stärke der radioaktiven Stoffe.

Auch an die Behälter selbst werden sehr strenge Anforderungen hinsichtlich Stabilität, Temperaturfestigkeit und Dichtheit gestellt. Bei schwachradioaktiven Abfällen entsprechen die Lagerfässer allein schon diesen Anforderungen, während mittel- und hochradioaktive Abfälle zudem noch spezielle Transportbehälter erfordern, die beispielsweise noch nach einem Sturz aus 9 m Höhe auf einen mit einer Stahlplatte armierten Betonboden nach einer vorangegangenen halbstündigen Feuereinwirkung von  $1000^\circ C$  dicht bleiben müssen (Abb. 9). Die Konstruktion dieser international zugelassenen Transportbehälter gewährleistet daher auch bei schwersten Verkehrsunfällen eine jederzeit dichte Einschließung der radioaktiven Stoffe.

## Wiederaufarbeitung von Brennelementen

### Warum Wiederaufarbeitung?

Im Gegensatz zu fossilen Rohstoffen, die sich in einem Durchgang praktisch völlig umsetzen lassen, können Kernbrennstoffe nicht so lange in einem Reaktor verbleiben, bis der gesamte Spaltstoff verbraucht ist. Dies hat zwei Ursachen. Zum einen entsteht während des Reaktorbetriebes eine Reihe von Spaltprodukten, die die Eigenschaft haben, Neutronen einzufangen. Da sich ihre Konzentration fortlaufend erhöht, nimmt die Zahl der für Spaltungsreaktionen zur Verfügung stehenden Neutronen immer mehr ab, bis es schließlich zum völligen Erliegen der Kettenreaktion kommt. Aber auch die begrenzte chemische und mechanische Stabilität der Kernbrennstoffe und ihrer Umhüllungsmaterialien schränkt die Aufenthaltsdauer der Brennelemente im Reaktor ein. Durch defekte Brennelemente können nämlich Spaltprodukte in den Kühlkreislauf gelangen. Es ist daher sowohl aus neutronenphysikalischen als auch aus sicherheitstechnischen Gründen notwendig, nach gewissen Zeitabständen einen Austausch von Brennelementen vorzunehmen.

Schließlich wird man in Zukunft in immer stärkerem Maße während des Reaktorbetriebes in Verbindung mit der Energiegewinnung spaltbare Isotope brüten müssen, um eine langfristige nukleare Energiedarbietung sicherzustellen. So wird zwingend die chemische Wiederaufarbeitung der dem Reaktor entnommenen Brutelemente vorgeschrieben, damit man den gebrüteten Spaltstoff zur Refabrikation neuer Brennelemente verfügbar hat. Die Wiederaufarbeitung bildet darüber hinaus den ersten notwendigen Schritt für eine risikolose Abfallbeseitigung. In ihr werden die gefährlichen strahlenden Stoffe sauber und vollständig abgetrennt und dann nach einer weiteren Behandlung in konzentrierter Form in speziellen Lagerstätten über lange Zeiträume hinweg sicher von der menschlichen Biosphäre abgetrennt gehalten, bis sie schließlich zu harmlosen stabilen Isotopen zerfallen sein werden.

### Aufgaben und Ziele der Wiederaufarbeitung

Reaktorbrutelemente verweilen etwa zwei bis drei Jahre im Reaktorkern. Wenn sie nach Ablauf dieser Zeit den Reaktor verlassen, hat sich ihre Zusammensetzung wesentlich verändert.

Die folgende Tabelle zeigt für die beiden Leichtwasserreakortypen Siedewasserreaktor, SWR, und Druckwasserreaktor, DWR, typische Zusammensetzungen der Brennelemente vor und nach dem Reaktoreinsatz.

Reaktortyp	SWR	DWR
Ausgangsmaterial 1000 g „schwach“ angereichertes Uran		
Anreicherung Abbrand	2,6 % U-235 27,5 MWd/kg	3,3 % U-235 33 MWd/kg
Von 1000 g U verbleibt im abgebrannten Brennstoff:		
U-238	953,0 g	945,0 g
U-236	3,3 g	1,2 g
U-235	6,2 g	8,6 g
Pu-239	4,0 g	5,3 g
Pu-240	2,1 g	2,4 g
Pu-241	0,9 g	1,2 g
Pu-242	0,4 g	0,4 g
andere Aktiniden-Elemente	ca. 0,5 g	ca. 0,6 g
Spaltprodukte	28,0 g	32,5 g

Man kann dieser Tabelle neben anderem zweierlei entnehmen:

1. Die Anreicherung an Uran-235 ist in den abgebrannten Brennelementen wieder ähnlich derjenigen des Natururans (0,62 bzw. 0,86 % gegenüber ursprünglich 0,72 %)
2. Das in normalen Kraftwerksreaktoren erzeugte Plutonium ist ein Gemisch aus vier Plutonium-Isotopen. Für die Verwendung in Kernwaffen ist nur relativ reines Pu-239 geeignet, das in speziellen Plutonium-Reaktoren gewonnen wird. Das von Atomgegnern häufig vorgebrachte Argument, in Kernkraftwerken könnte heimlich Plutonium für Bomben erzeugt werden, ist also nicht haltbar.

Aufgabe des Brennstoffkreislaufschrittes „Wiederaufarbeitung“ ist es nun, dieses sog. Vielelementgemisch durch geeignete mechanische und chemische Behandlung in drei Fraktionen: Spaltstoff, Brutstoff, radioaktive Abfallstoffe zu zerlegen. An den angewandten Prozeß werden dabei folgende Forderungen gestellt:

- Brut- und Brennstoff müssen sauber und vollständig von den strahlenden und neutronenschluckenden Spaltprodukten abgetrennt werden.
- Dann folgt eine weitere Auftrennung in eine Spaltstoff- und eine Brutstoff-Fraktion.
- Die Ausbeute an wertvollem Spaltmaterial muß mindestens 98 bis 99 % betragen.
- Bei der Abtrennung der Spaltprodukte muß ein sehr hoher Trennfaktor von mindestens  $10^5$  erreicht werden, d.h. in 100.000 Uranatomen darf höchstens ein verunreinigendes Fremdatom enthalten sein.
- Die Wiederaufarbeitung muß in möglichst wenigen Verfahrensschritten geschehen, da das Material jetzt sehr stark strahlend ist und nur hinter starken Betonabschirmungen (Heißen Zellen) gehandhabt werden kann. Dabei müssen die Prozeßeinrichtungen sehr zuverlässig und möglichst wartungsfrei arbeiten, da Eingriffe in die Anlagen nur mit fernbedienten Werkzeugen (Manipulatoren) möglich sind.

Vom wirtschaftlichen Standpunkt aus betrachtet ist eine chemische Wiederaufarbeitung natürlich nur dann sinnvoll, wenn der Wert des zurückgewonnenen Spaltmaterials die Aufarbeitungskosten übersteigt. Dieser Gesichtspunkt war freilich zu Anfang der Entwicklung einer Wiederaufarbeitungsindustrie nebensächlich, da man in den „Atomlän-

dern“ allein an der raschen Gewinnung des waffentechnisch wichtigen Plutoniums interessiert war. Mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie traten dann die ökonomischen Aspekte mehr und mehr in den Vordergrund. Heute, im Lichte eines gesteigerten Umweltbewußtseins, ergibt sich nun ein weiteres Argument, das selbst unter Mißachtung rein wirtschaftlicher Gesichtspunkte für eine Wiederaufarbeitung spricht: die beträchtlichen Mengen radioaktiver Spaltprodukte.

Jedes 1000-MWe-Kernkraftwerk produziert pro Jahr ca. 1000 kg an Spaltprodukten mit einer Radioaktivität in der Größenordnung von 120 Millionen Curie nach der Wiederaufarbeitung, d.h. nach etwa acht Monaten Abkühlungszeit. Sie stellen den Hauptnachteil der Kernenergiegewinnung dar, denn wenn die Kontrolle über sie verlorengelht, können sie zu einer akuten Gefahr für unsere Umwelt werden. Durch die teilweise sehr langen Halbwertszeiten einzelner Spaltprodukt-Isotope sind eine sichere Lagerung und Überwachung über Jahrhunderte hinweg erforderlich. Voraussetzung dafür ist jedoch, daß die „Abfallstoffe“ erst einmal isoliert werden; denn erst dann ist eine Verarbeitung zu einem lagerfähigen Produkt möglich. Als solche sind glasartige Körper, in denen die Spaltprodukt-Elemente feste Bestandteile sind, vorgesehen.

Die verbrauchten Brennelemente werden zunächst durch die Brennelement-Wechselmaschine in ein Abklingbecken neben dem Reaktor übergeführt, wo über einen Zeitraum von etwa 150 Tagen die Spaltprodukte kurzer Halbwertszeiten zerfallen. Danach werden die Brennelemente in strahlenabgesicherten Transportbehältern in eine Wiederaufarbeitungsanlage gebracht, wo sie in einem Zwischenlagerbecken im Mittel nochmals etwa 100 Tage abklingen, bevor sie dann chemisch aufgearbeitet werden.

Die Wiederaufarbeitung muß in möglichst wenigen Verfahrensschritten geschehen, da die starke Radioaktivität des Materials einen Umgang ziemlich erschwert. Der Verfahrensablauf geschieht fast ausschließlich in durch dicke Betonwände geschützten Zellen (sog. Heißen Zellen), also mit einem erheblichen Aufwand. In einer Eingangsstufe, dem sog. Head-End, werden die Brennelemente mechanisch oder chemisch zerlegt und der Brennstoff freigelegt. Dann erfolgt eine Auflösung dieses Materials in einem geeigneten Säuregemisch, vorwiegend Salpetersäure. In einer komplizierten Folge von chemischen Extraktionsprozessen wird das Vielkomponentengemisch in die bereits erwähnten drei Produktströme aufgetrennt und der wertvolle Spaltstoff in einer Feinreinigung mit Hilfe von Ionenaustauschern weiter gereinigt [6], [7].

In der Bundesrepublik verfügen wir mit der WAK in Karlsruhe über eine Prototyp-Wiederaufarbeitungsanlage, deren Kapazität bei 40 t Brennstoff pro Jahr liegt. Eine kommerzielle Großanlage für LWT-Brennelemente für einen 1500-jährigen Durchsatz befindet sich in der Planung und soll etwa im Jahre 1985 ihren Betrieb aufnehmen [8].

## Refabrikation neuer Kernbrennstoffe

Die zurückgewonnenen und von den Spaltprodukten gereinigten Produktströme mit den spaltbaren Isotopen U-235, Pu-239 oder U-233 lassen sich an geeigneter Stelle wieder in den Brennstoffkreislauf zurückführen. Mit dieser Rückführung des Spaltstoffes in den Reaktor ist der nukleare Brennstoffkreislauf geschlossen. Auch hier werden wiederum neue spezielle Techniken und Arbeitsverfahren verlangt, die durch das handzuhabende, teilweise stark strahlende oder toxische Material bedingt sind. Am stärk-

sten ist der Umgang mit Plutonium in die öffentliche Diskussion geraten, weil dieses Element durch seine Alphastrahlung dann zu einer gefährlichen Substanz wird, wenn es in den menschlichen Körper gelangt und dort eingebaut wird [9]. Plutonium ist in der Tat kein ausgesprochen sympatischer Stoff; es ist giftig, außerdem radioaktiv und deshalb schwierig zu handhaben. Andererseits ist Plutonium ein wertvoller Spaltstoff, dessen Produktion und Einsatz zum Schlüsselpunkt für die eigentliche, die vollständige Erschließung des Urans wird. Seine nahezu vollständige Ausnutzung läßt sich eben nur durch das richtige Wechselspiel zwischen Spaltung von Isotopen und Brüten des neuen Spaltstoffes Plutonium organisieren. Schnellbrüter verwenden Plutonium in besonders vorteilhafter Weise, aber auch eine Rückführung in Leichtwasserreaktoren ist wirtschaftlich attraktiv und verhindert gleichzeitig ein zu starkes Anwachsen des Plutonium-Inventars in unserem Lande, solange noch keine Schnellbrüter für einen ständigen Abbau des gebrüteten Plutoniums sorgen (Abb. 10).

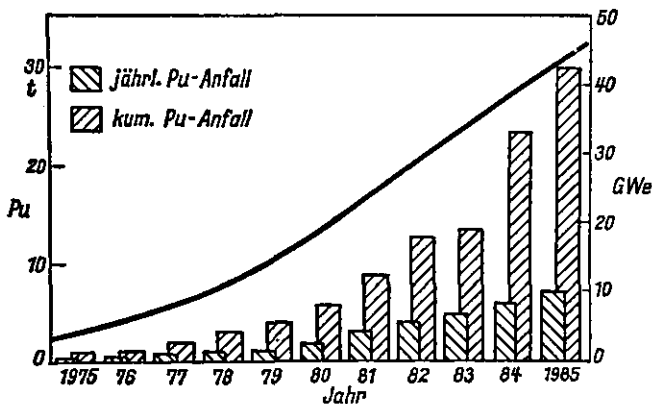


Abbildung 10:  
Plutonium-Produktion in Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland [2]

Vom Sicherheitsaspekt her gesehen, könnte eine Rezyklierung des mithilfe von Hochtemperaturreaktoren gewonnenen U-233 weniger problematisch sein. Obwohl auch das Uranisotop U-233 eine dem Pu-239 vergleichbare Alpharadioaktivität besitzt, scheint es doch eine geringere Gesamtradiotoxizität aufzuweisen.

Es geht aber hier nicht um die Frage, ob der Uran/Plutonium- oder der Thorium/Uran-233-Kreislauf und somit der Schnellbrüter oder der Hochtemperaturreaktor der bessere ist. Beide Systeme werden in Zukunft als komplementäre Reaktorkonzeptionen benötigt, die auf verschiedenen Wegen wirtschaftliche Anwendung versprechen.

Versuchsanlagen zur Produktion plutoniumhaltigen Brennstoffs mit Kapazitäten bis zu 20 Jahrestonnen existieren schon in einigen Ländern, in der Bundesrepublik z.B. bei der Fa. ALKEM in Hanau. Die Uran-233-Rezyklierung befindet sich noch in einem wesentlich früheren Entwicklungsstadium.

### Behandlung radioaktiver Abfälle, Endlagerung

Ein Hauptargument gegen die Kernenergienutzung ist die Produktion großer Mengen an radioaktiven Abfallstoffen, die entweder gasförmig entweichen oder aber vor allem als salpetersaure Lösungen in der Wiederaufarbeitungsanlage anfallen. Wegen ihrer Gefährlichkeit müssen die radioaktiven Abfallstoffe über lange Zeiträume hinweg, d.h. bis zu ihrem radioaktiven Zerfall, absolut sicher vom menschl-

chen Biozyklus abgeschlossen werden. Dies geschieht am besten dadurch, daß man die Spaltproduktlösungen eindampft und die radioaktiven Stoffe in glasartige, feste Körper überführt, die gegen eine Auslaugung durch Wasser ziemlich resistent sind [10], [11]. Diese verglasten Produkte werden dann zur weiteren Absicherung in Salzlagerstätten untergebracht. Salzformationen eignen sich besonders gut für eine Endlagerung radioaktiver Stoffe, da Salz plastisch ist, keine Spalten aufweist und gegen Flüssigkeiten und Gase dicht ist.

In der Praxis sieht die Sache also so aus, daß man anfallenden radioaktiven Stoffe zunächst in eine lagerfähige Form überführt, man spricht von Konditionieren, bevor eine Elimination aus der Biosphäre möglich ist. Die entsprechenden Behandlungsverfahren hängen dabei von der Art der Abfälle und von der vorgesehenen Beseitigungsmethode ab. In diesem Zusammenhang spielen auch geographisch und strahlenschutzrechtlich unterschiedliche Gegebenheiten in den einzelnen Ländern eine Rolle.

Eine endgültige und unwiderrufliche Endlagerung hochradioaktiver spaltproduktthaltiger Glasblöcke in Salzstöcken wird nach Aussage der zuständigen staatlichen Stellen erst nach einer sorgfältigen Erprobung der Endlagerkonzepte gestattet werden. Bis dahin werden die verfestigten Produkte in speziell gebauten und gesicherten oberirdischen Bunkern rückholbar zwischengelagert. Der Staat behält sich dabei für alle Zeiten die Aufsicht über die Lagerstätten vor.

Die Freisetzung radioaktiver Gase aus Wiederaufarbeitungsanlagen und Reaktoren ist bei den augenblicklich existierenden Anlagen noch so gering, daß eine Rückhaltung noch unterbleiben kann, da eine Umweltgefährdung auszuschließen ist. Bei weiterhin steil ansteigender Energieproduktion aus Kernkraftwerken ist bis Ende dieses Jahrhunderts eine Rückhaltung radioaktiver Gase unumgänglich. Schon heute arbeitet man deshalb an Verfahren, mit denen man in Zukunft in der Lage sein wird, die an die Umgebung abgegebene Radioaktivität unterhalb der Duldungsgrenze zu halten [12].

### Literatur

- [1] Der Brennstoffkreislauf, Verlag und Herausgeber Deutsches Atomforum e.V., Bonn, 1972. Schriftenreihe des Deutschen Atomforums, Heft 19
- [2] Schmidt-Küster, W.J.: Internationale Strukturen des nuklearen Brennstoffkreislaufs; Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 282-288 (1975)
- [3] Braatz, U.: Die Versorgung mit Natururan. Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 87-88 (1975)
- [4] Ehrenfeld, U.: Urananreicherung - Prognosen, Prozesse, Planungen. Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 259-261 (1975)
- [5] Barnert, H.: Energieerzeugung durch Kernspaltung (in diesem Heft, S. 22)
- [6] Koch, G., Ochsenfeld, W. und Schmieder H.: Überlegungen zum Fließschema einer Wiederaufarbeitungs-Großanlage. Atomwirtschaft, Vol. 22, S. 123-127 (1975)
- [7] Schüller, W. et al: Betriebserfahrungen mit der WAK. Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 342-346 (1975)
- [8] Schlitt, A.: Zur Situation der Wiederaufarbeitung in Europa. Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 335-338 (1975)
- [9] Stoll, W.: Gibt es ein Plutonium-Problem? Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 419-423 (1975)
- [10] Gasteiger, R. und Höhle, G.: Behandlung radioaktiver Abfälle aus Wiederaufarbeitungsanlagen. Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 349-353 (1975)
- [11] Halaszovich, S. et al: Spaltproduktverfestigung unter Einsatz eines Walzentrockners. Spezialcolloquium D 2 der Nuclex 1975, 9. Okt. 1975
- [12] Bonka, H. et al: Zukünftige radioaktive Umweltbelastung in der Bundesrepublik Deutschland durch Radionuklide aus kerntechnischen Anlagen im Normalbetrieb. Report Jül-1220, 1975

# Kernenergie und Strahlenrisiko

A. Feldmann

Institut für Botanik und Mikrobiologie  
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

## 1. Natürliche und künstliche Umgebungsstrahlung

### 1.1 Natürliche Umgebungsstrahlung

Strahlung ist ein natürlicher Faktor unserer Umwelt. Die Lebewesen sind z.B. ständig der von der Sonne ausgehenden Licht- und UV-Strahlung ausgesetzt. Neben diesen relativ energiearmen Strahlenarten kommt von jeher aber auch energiereiche, ionisierende Strahlung natürlich vor. Das Leben auf der Erde hat sich in Jahrtausenden unter diesem Strahleneinfluß entwickelt und zwar positiv. Damit kann unterstellt werden, daß von der Grundstrahlung keine nachteiligen Störungen des natürlichen Gleichgewichts ausgehen. Für die Beurteilung des Einflusses zusätzlicher künstlicher Strahlenbelastungen ist daher das Ausmaß der natürlichen Strahlenexposition von großer Bedeutung.

Bei den natürlichen Strahleneinflüssen ist zwischen äußerer und innerer Bestrahlung zu unterscheiden. Die äußere Bestrahlung erfolgt durch die kosmische und die terrestrische Strahlung. Die innere Bestrahlung wird durch radioaktive Isotope verursacht, die mit der Nahrung und der Atemluft, sowie teilweise auch über die Haut, in den Körper gelangen.

#### Äußere Bestrahlung

Die kosmische Strahlung hat ihren Ursprung im Sternensystem (galaktische Komponente) bzw. auf der Sonne (solare Komponente). Sie besteht vorwiegend aus freigesetzten Protonen, die als sogenannte Primärstrahlung mit großer Energie auf die oberen Schichten der Lufthülle treffen und dort mit Atomkernen reagieren. Die dabei entstehenden Sekundärteilchen lösen weitere Umwandlungen aus, wobei jeweils Energie verloren geht. Als Folge dieser Prozesse erreicht die Erdoberfläche ein Gemisch verschiedener Strahlenarten. Die sogenannte harte Komponente dieser Sekundärstrahlung besteht vorwiegend aus Mesonen, deren Energie immer noch so groß ist, daß meterdicke Betonwände durchdrungen werden. Die weiche Komponente enthält Elektronen, Positronen und Gammastrahlen. Diese relativ energiearmen Strahlen werden auf ihrem Weg durch die Lufthülle teilweise absorbiert, so daß die Dosisleistung der kosmischen Strahlung mit der Höhenlage variiert. In Meereshöhe liegt die Jahresdosis der kosmischen Strahlung bei rd. 30 mrem\* (Tab. 1), in 1500 m Höhe sind es 50-60 mrem. Bei den ersten Kilometern erfolgt je 1,5 km in etwa eine Verdoppelung der Dosis.

Die terrestrische Strahlung geht von in der Erdkruste vorhandenen Radioisotopen aus. Ihre Konzentration hängt von den geologisch-mineralogischen Verhältnissen ab, so daß von Ort zu Ort Unterschiede in der Dosisleistung möglich sind. Die mittlere Gonadendosis der Erdstrahlung liegt in der Bundesrepublik bei etwa 55 mrem/Jahr (Tab. 1). (Ex-

tremer Werte: Schwaben etwa 45 mrem, Oberfranken etwa 70 mrem.)

Interessant ist in diesem Zusammenhang, daß die in Deutschland gemessenen Höchstwerte der Erdstrahlung anderenorts z.T. weit überschritten werden. Dies gilt z.B. für umfangreiche Granitbezirke in Frankreich, in denen die mittlere Jahresdosis 300 mrem beträgt. Rund 7 Millionen Menschen wohnen in diesen Gebieten. Besonders hohe Dosiswerte werden auf Monazitsandstein, wie er in Indien und Brasilien vorkommt, erreicht.

Im Staat Kerala in Indien hat GOPAL-AYENGAR mit seinen Mitarbeitern von 1970 bis 1972 in einem 55 km langen Küstenstreifen, der von etwa 70 000 Menschen bewohnt wird, eine dosimetrische Studie durchgeführt. Dabei wurde die Strahlenexposition von 8513 Personen, die in 23400 Haushaltungen lebten, gemessen. Bei einer Umrechnung der gemessenen Strahlendosen auf die Gesamtzahl der 70.000 Bewohner ergab sich, daß 60.000 Personen Jahresdosen von mehr als 500 mrem erhielten und davon wieder 4500 mehr als 1000 mrem bzw. 470 mehr als 2000 mrem. Gemessen wurde die Gesamtdosis mit an Arm und Hals getragenen Dosimetern. Die zusätzlichen Belastungen durch Inkorporation von Radionukliden wurden nicht erfaßt. Kriterien für die Strahlenwirkung waren der Fruchtbarkeitsindex, das Geschlechterverhältnis der Neugeborenen, die Kindersterblichkeit, die Zahl der Fehl- und Mehrfachgeburten sowie die sichtbaren Mißbildungen.

Die Untersuchungen erbrachten gegenüber vergleichbaren schwach strahlenbelasteten Bevölkerungsgruppen keinen Unterschied in der Häufigkeit der untersuchten Kriterien. Lediglich bei einer Gruppe von 22 Ehepaaren, die eine Jahresdosis von mehr als 2000 mrem erhielten, zeigte sich ein niedrigerer Fruchtbarkeitsindex sowie eine höhere Kindersterblichkeit. Eine signifikante Abhängigkeit von der empfangenen Strahlendosis konnte jedoch nicht nachgewiesen werden.

Ähnlich wie in Kerala liegen die Verhältnisse in einigen Orten an der brasilianischen Küste, wo etwa 20.000 Personen einer jährlichen Strahlenbelastung von 200 bis 8000 mrem ausgesetzt sind.

In der Schweiz haben RENFER und HENGELHAUPT die Krebshäufigkeit (Malignome, Sarkome, Leukämie) in Abhängigkeit von der natürlichen Strahlenbelastung untersucht. Dabei wurde das Land in drei Zonen eingeteilt. In Zone I betrug die Strahlenbelastung weniger als 120 mR/a, in Zone II 120 bis 180 mR/a und in Zone III 180 bis 250 mR/a. Für die Zonen I und II ergab sich eine höhere Krebshäufigkeit als für die am stärksten strahlenbelastete Zone III.

Die an verschiedenen Orten bei einem relativ großen Personenkreis durchgeführten Untersuchungen über die Wirkung der natürlichen Strahlenexposition zeigen, daß eine jährliche Strahlendosis bis zu 2 rad, in 30 Jahren also rd. 60 rad, kein erhöhtes Risiko darstellt. In jedem Falle sind die Wirkungen von Strahlenbelastungen in dieser Größenordnung so gering, daß sie von anderen Einflüssen, wie Lebensgewohnheiten oder sozialer Struktur, überlagert werden und somit in den statistischen Schwankungen untergehen.

Tabelle 1:

Natürliche Strahlenexposition in mrem/Jahr  
(RBW bei Alphastrahlung und Neutronen = 10)  
(nach Aurand, abgeändert)

Strahlenquelle	Gonaden	Knochen (Osteozyten)	Lunge
<b>Äußere Bestrahlung</b>			
Kosmische Strahlung in Meereshöhe	30	30	30
Terrestrische Strahlung	55-60	55-60	55-60
<b>Innere Bestrahlung</b>			
Kalium-40	20	15	20
Kohlenstoff-14	1,5	1,5	1,5
Radium-226 (1/3 Folge-Prod.)	0,2	10	0,2
Thorium-228	0,3	10	0,3
Blei-210, Polonium-210	3	40	3
Inhalation von Radon und Folgeprodukten	1	1	60 Alveolen 120 Bronchien
<b>Insgesamt</b>	ca. 110	ca. 160	ca. 230

\*) Erklärung der Maßeinheiten s. Anhang

### Innere Bestrahlung

Die innere Bestrahlung des menschlichen Körpers erfolgt vor allem durch die Radioisotope Kalium-40, Kohlenstoff-14, Radium-226 und Radon-222 sowie die Folgeprodukte der beiden letztgenannten Isotope. Die einzelnen Radionuklide gelangen teils in fester Form mit der Nahrung in den menschlichen Organismus, teils werden sie gasförmig aufgenommen.

Kalium und Kohlenstoff sind im menschlichen Körper relativ gleichmäßig verteilt. Infolgedessen kommt es nach Inkorporationen von Radioisotopen dieser beiden Elemente zu einer Ganzkörperbestrahlung, die bei Kalium-40 rd. 20 mrem und beim Kohlenstoff-14 rd. 1,5 mrem/Jahr ausmacht (Tab. 1).

Anders liegen die Verhältnisse beim Radium-226 und seinem Folgeprodukt Blei-210, auch Radium D genannt, und dessen Folgeprodukt Polonium-210 (Radium F). Diese Isotope werden nach Aufnahme in den menschlichen Körper bevorzugt in der Knochensubstanz und im Knochenmark abgelagert und führen dort zu einer partiellen jährlichen Belastung von rd. 40 mrem.

Eine ähnliche Teilkörperbelastung erfolgt bei der Inhalation von gasförmigen Isotopen, wozu insbesondere das Radon und seine Folgeprodukte gehören. Hier sind vornehmlich die Luftwege betroffen. Da die eingeatmeten Aerosole, die Träger der kurzlebigen Folgeprodukte des Radons sind, entsprechend ihrer Größe in verschiedenen Abschnitten des Atemtraktes abgeschieden werden, sind darüber hinaus auch die einzelnen Teilbereiche des Luftweges einer unterschiedlichen Strahleneinwirkung ausgesetzt. Am stärksten werden die mittleren Bronchien belastet, nämlich im Durchschnitt mit einer biologisch relevanten Dosis von 120 mrem/Jahr (80-200 mrem). Die Alveolen der Lunge erhalten im Mittel etwa 60 mrem/Jahr (40-100 mrem). Diese hohen Partialdosen werden neben dem großen Luftdurchsatz vor allem dadurch verursacht, daß die Zerfallsprodukte des Radons vornehmlich dicht ionisierende Alphastrahlen aussenden.

Für die Strahlenwirkung, insbesondere für die Entstehung von Krebszellen, ist die Dosis an den Basalzellen des Bronchialepithels entscheidend. Infolge der Absorption von Alphastrahlung in der darüberliegenden Schleimzellschicht dürfte die mittlere natürliche Strahlenbelastung der Basalzellen nach MUTH bei etwa 200-400 mrem/Jahr liegen. Das wäre das zwei- bis dreifache der mittleren Bronchialdosis.

Insgesamt ergibt sich nach Addition der Einzelwerte für die äußere und innere Bestrahlung in Meereshöhe eine Ganzkörperbelastung von 110 mrem/Jahr. Die Gonaden sind der gleichen Dosis ausgesetzt. Beim Skelettsystem erhöht sich der Jahreswert auf rd. 160 mrem. Die Bronchien sind, bedingt durch die starke Inhalation von Radon, mit rd. 200-400 mrem/Jahr das am stärksten belastete Organ des menschlichen Körpers.

### 1.2 Künstliche (zivilisatorische) Strahlenbelastung

Einen Überblick über die derzeitige künstliche Strahlenexposition gibt Tab. 2. Den größten Anteil haben die röntgendiagnostischen Untersuchungen. Bei dem angegebenen Mittelwert von 50 mrem/Jahr handelt es sich um einen Durchschnittswert pro Kopf der Gesamtbevölkerung, d.h. auch nicht untersuchte Personen wurden mit einbezogen. Im Einzelfall einer röntgendiagnostischen Untersuchung liegen die tatsächlich applizierten Dosen natürlich über dem Jahresmittelwert für die Gesamtbevölkerung. So erfordert eine Lungenaufnahme etwa 0,2-0,5 R, eine

Tabelle 2:

Mittlere zivilisatorische Strahlenexposition in der Bundesrepublik (nach Bundesgesundheitsamt Berlin, 1972)

<b>1. Medizinische Strahlenanwendung</b>		
a) Röntgendiagnostik	ca. 50 mrem/a	} ca. 50 mrem/a
b) Nuklearmedizin (Berlin-W.)	ca. 0,5 mrem/a	
c) Strahlentherapie (München)	ca. 0,5 mrem/a	
<b>2. Berufliche Strahlenexposition</b>		
		< 1 mrem/a
<b>3. Kleinquellen</b> (radioaktive Leuchtfarben, Fernsehen)		
		< 2 mrem/a
<b>4. Fallout von Atombombenversuchen (1970)</b>		
a) von außen, ungeschirmt	ca. 8 mrem/a	} 8 mrem/a
b) durch inkorporierte radioaktive Stoffe	ca. 0,5 mrem/a	
<b>5. Friedliche Nutzung der Kernenergie</b>		
		< 1 mrem/a

Magenaufnahme 1,5-3,0 R, eine Beckenaufnahme 2,0-2,5 R und eine Zahnaufnahme 3,5-5,0 R.

Die genannten Durchschnittswerte schwanken je nach Untersuchungs- und Einstelltechnik in einem weiten Bereich. Häufig sind für eine Diagnose auch mehrere Aufnahmen erforderlich. Noch höher als bei einer Aufnahme liegen naturgemäß die Dosen bei einer Durchleuchtung. Je Minute Durchleuchtungszeit werden etwa 15-20 R appliziert, wobei Gesamtdurchleuchtungszeiten von 5 Minuten und länger nichts außergewöhnliches sind. Schließlich setzt man in der Therapie Dosen bis zu 10.000 R ein.

Neben der hohen Belastung des zu diagnostizierenden Organs werden bei jeder Röntgenuntersuchung auch andere Bereiche des Körpers, und dabei natürlich auch hoch strahlensensible Organe, von Streustrahlung erfaßt. Die hierzu von einzelnen Autoren publizierten Zahlen weichen zwar erheblich voneinander ab, lassen aber grundsätzlich keinen Zweifel daran, daß hier Aufmerksamkeit notwendig ist.

Bei vernünftiger Anwendung der Röntgendiagnostik sind grobe somatische und genetische Schäden heute nicht mehr zu erwarten. Würde allerdings schon eine Dosis von etwa 100 mrem ein erhebliches Risiko darstellen, wie manchmal behauptet wird, dann müßte es infolge der Röntgendiagnostik bei der großen Zahl der untersuchten Personen zu einer dramatischen Schadensmanifestation kommen. Dies ist jedoch nicht der Fall.

Man nimmt an, daß durch die diagnostische Verwendung von Röntgenstrahlen die männliche Bevölkerung im Verlauf der Fortpflanzungsphase (30 Jahre) im Mittel von einer Gonadendosis 2-3 rem belastet wird.

Gegenüber der medizinisch-diagnostischen Anwendung von Röntgenstrahlen kann die sonstige zivilisatorische Strahlenexposition weitgehend vernachlässigt werden. Zum Beispiel liegt die durch radioaktive Leuchtfarben und Fernsehen sowie durch sonstige Kleinquellen verursachte Bestrahlung im Mittel unter 2 mrem/Jahr (Tab. 2). Etwa 8 mrem/Jahr betrug 1970 die Exposition durch Fallout und Washout von Atombombenversuchen.

Die Emissionen von kerntechnischen Anlagen sind zur Zeit mit weniger als 1 mrem/Jahr an der Belastung der Bevölkerung beteiligt und somit praktisch bedeutungslos. Die allgemein restriktive Auslegung der bestehenden Vorschriften und Weiterentwicklung der technischen Schutzeinrichtungen lassen erwarten, daß dies auch in Zukunft so sein wird.

Insgesamt ergibt sich für die zivilisatorische Strahlenbelastung ein Mittelwert von rd. 60 mrem/Jahr. Wie bereits gesagt, im Einzelfall einer röntgendiagnostischen Untersuchung wird dieser Wert z.T. erheblich überschritten. Stärkere Abweichungen vom Mittelwert der zivilisatorischen Strahlenbelastung ergeben sich auch durch die Verwendung unterschiedlicher Baustoffe, die teilweise mit Radioaktivität angereichert sind. So beträgt die mittlere Ortsdosis in den Wohnhäusern Hamburgs 47 mR/Jahr, im Saarland sind es dagegen im Mittel 104 mR/Jahr. Wesentlich größer sind diese Unterschiede im Vergleich von Einzelhäusern. In einem Haus im Landkreis Neu-Ulm sind die Bewohner einer Jahresdosis von 330 mR ausgesetzt, in einem Fertighaus im Emsland sind es dagegen nur 44 mR/Jahr.

Die Radioaktivität von Baustoffen beruht vor allem auf ihrem Gehalt an Kalium-40-, Radium- und Thoriumaktivität. Der höchste Radiumgehalt wurde in bestimmten Gipsorten festgestellt, die in der Phosphatindustrie als Abfallprodukt anfallen. Hohe Thoriumwerte findet man in Ziegeln, die auf der Basis von Rotschlamm, einem Abfallprodukt der Aluminiumindustrie, hergestellt wurden. Auch Schlacken- und Bimssteine sind meist mit Radioaktivität angereichert.

Spezifische Verhältnisse liegen auch in Lagerhäusern für Düngemittel vor. Die dort beschäftigten Personen sind allein durch die dort gelagerten Phosphatdüngemittel einer zusätzlichen externen Belastung von rd. 50 mrem/Jahr ausgesetzt.

### 1.3 Kraftwerksemissionen und ihre Relationen zur natürlichen Strahlenbelastung

Die von Kernkraftwerken mit der Abluft und mit dem Abwasser an die Umwelt abgegebenen radioaktiven Stoffe können, genau wie die natürlichen Radioisotope, zu einer äußeren und inneren Strahlenbelastung des Menschen führen. Während die Beurteilung äußerer Strahleneinwirkungen relativ einfach ist, liegen bei der Inkorporation von radioaktiven Isotopen kompliziertere Verhältnisse vor. Ausschlaggebend für die Wirkung von Inkorporationen sind die Verteilung (kritisches Organ) und effektive Verweildauer des Nuklids im Organismus, d.h. die räumliche und zeitliche Dosisbelastung. Bestimmenden Einfluß haben dabei die physikalischen und chemischen Eigenschaften des Radioisotops.

Manchmal wird behauptet, daß Strahlenbelastungen von außen nicht mit inneren Strahlenbelastungen vergleichbar seien und daß ebenso innere Strahlenbelastungen durch natürliche Radioisotope nicht mit denen von künstlich erzeugten Nukliden verglichen werden könnten. Obwohl die Belastung durch Kernkraftwerke nicht einmal 1/100 der natürlichen Strahlenbelastung ausmacht, wird darin ein erhebliches Risiko gesehen. Dieses Risiko sei auch dadurch gegeben, daß ein Teil der künstlich erzeugten Radioisotope in der Natur nicht vorkomme und daß die bei ihnen ablaufenden Anreicherungsmechanismen nicht restlos geklärt seien.

Zu diesen Behauptungen ist zunächst zu sagen, daß innere und äußere Strahlenbelastungen zu den gleichen Wirkungen führen, sofern die räumliche und zeitliche Dosisverteilung übereinstimmen. Externe Bestrahlungen ermöglichen also Aussagen über die Wirkungen interner Belastungen. Wir sind über die Strahlensensibilität der verschiedenen Organe des menschlichen Körpers und die nach einer Bestrahlung ablaufenden Prozesse sehr gut informiert und können für fast alle Fälle sehr weitgehende Aussagen über die Dosisabhängigkeit des Strahlenschadens machen. Damit sind die gegebenen Risiken sicher abzuschätzen.

Zweitens aber ist die Behauptung falsch, innere Strahlenbelastungen durch natürliche und künstliche Radioisotope seien nicht miteinander vergleichbar. Die Wirkung von Strahlung in Materie, auch in lebender Materie, beruht auf Wechselwirkungen zwischen Strahlung und Materie. Diese Wechselwirkungen unterliegen rein physikalischen Gesetzen und sind davon unabhängig, ob es sich hierbei um Strahlung von natürlichen oder künstlichen Radioisotopen handelt. Aber auch wenn man die Verteilung der Radioisotope im Körper mit in Betracht zieht, bleibt die Vergleichbarkeit von natürlicher und zivilisatorischer Strahlenbelastung voll erhalten. Auch natürlich vorkommende Radionuklide verteilen sich, was offensichtlich häufig übersehen wird, sowohl homogen (Tritium) als auch inhomogen im Organismus, wie z.B. die in der Knochensubstanz oder direkt im Knochenmark abgelagerten Isotope Radium-22, Thorium-228, Blei-210 oder das die Luftwege stark belastende Radon. Auch wenn bei den durch Kernkraftwerke freigesetzten Radioisotopen die Anreicherungsmechanismen noch nicht restlos geklärt sein mögen, sind selbst bei Anlagen vorsichtigster Maßstäbe keine Inkorporationen denkbar, die gleich kritisch zu beurteilen wären, wie die Belastungen des Knochenmarks und der Bronchien durch natürliche Radioaktivität. Der Gesetzgeber läßt derart hohe Belastungen nicht zu.

Für die Aktivitätsabgabe durch Kernkraftwerke gilt: In der Umgebung einer kerntechnischen Anlage muß die durch Ableitung radioaktiver Stoffe verursachte Strahlenbelastung 'so gering wie möglich' sein. Sie darf 30 mrem pro Jahr für Ableitungen mit Luft nicht überschreiten und 'muß für die ungünstigsten Einwirkungsstellen unter Berücksichtigung sämtlicher relevanter Belastungspfade einschließlich der Ernährungsketten berechnet werden, unabhängig davon, ob diese Stellen tatsächlich besiedelt sind oder landwirtschaftlich oder in anderer Weise genutzt werden'. Die Vorschrift 'so gering wie möglich' wird im Einzelfall, z.B. bei der Betriebsgenehmigung für Kernkraftwerke, auch tatsächlich angewandt, so daß die 30-mrem-Grenze bereits durch die genehmigten Abgabewerte unterschritten werden kann. In der Praxis werden die genehmigten Werte während des normalen Betriebes nur zu etwa 10 % ausgeschöpft (s. Abb. 1). Der gleiche Wert – 30 mrem pro Jahr – gilt unter den gleichen Bedingungen auch für die Ableitungen mit dem Abwasser. Es ist außerordentlich unwahrscheinlich und technisch nahezu unmöglich, daß die beiden ungünstigsten Einwirkungsstellen zusammenfallen. Die tatsächliche Strahlenbelastung durch Kernenergie liegt in der Umgebung der Anlagen etwa bei 1 mrem pro Jahr.

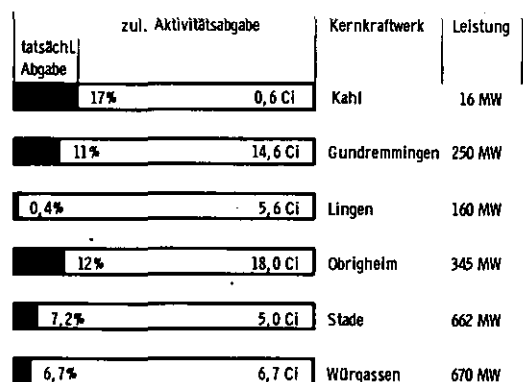


Abbildung 1:

Abgabe radioaktiver Stoffe (ohne Tritium) mit dem Abwasser aus sechs Kernkraftwerken der Bundesrepublik im Jahre 1973

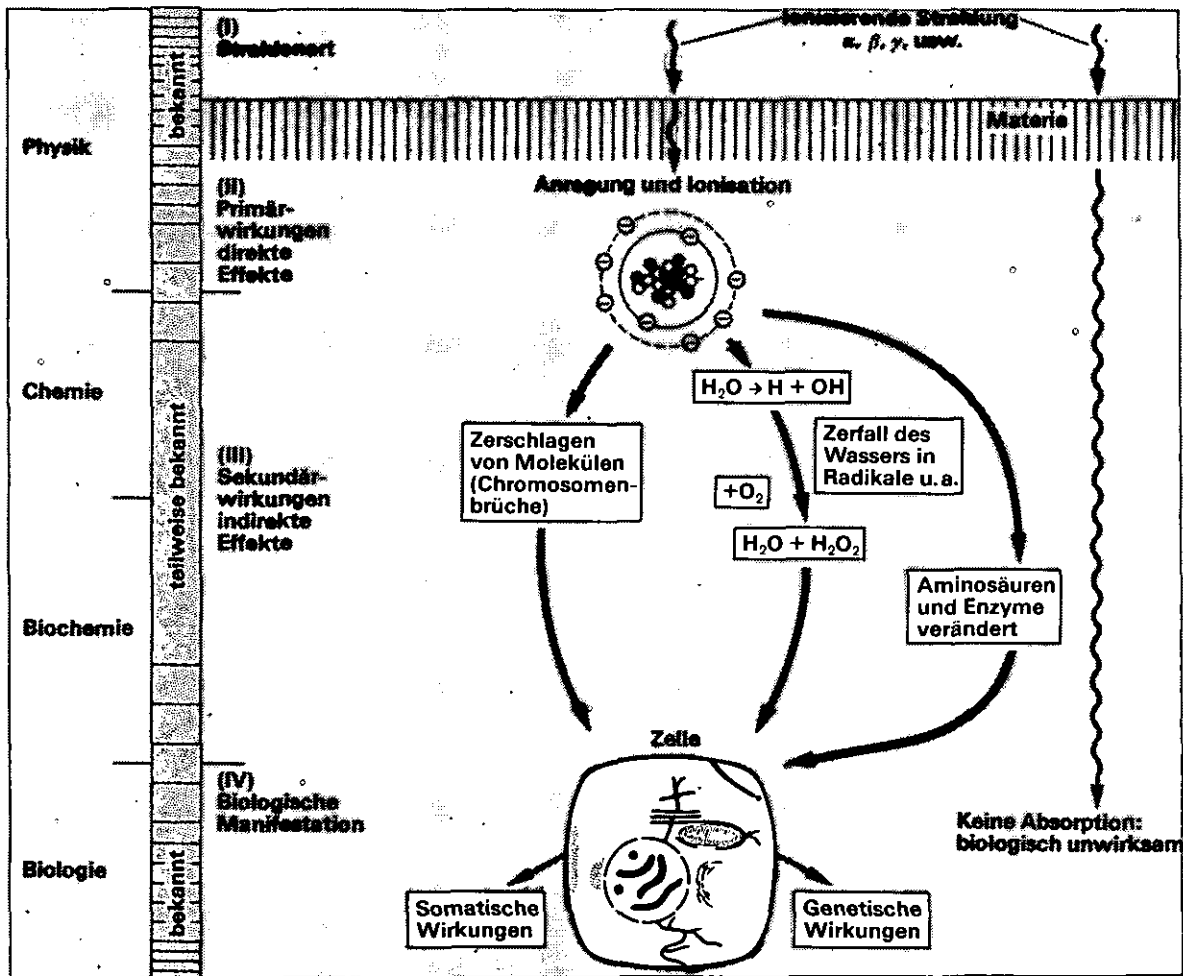


Abbildung 2: Die strahlenbiologische Wirkungskette

Die Abgabe radioaktiver Stoffe lag im Jahr 1973 im Mittel bei allen Kernkraftwerken in der Bundesrepublik bei etwa 10 % des genehmigten Grenzwertes. Bei einer Bewertung der Abgabe nach dem Toxizitätsgrad entfallen etwa 50 % auf Strontium-90 und Strontium-89, 20 % auf Jod-131, 15 % auf Tritium und nur etwa 5 % auf andere Spalt- und Aktivierungsprodukte. Die Emissionen mit der Abluft erreichten etwa folgende Anteile der genehmigten Grenzwerte: 5 % bei Edelgasen (Xe-133, Xe-135, Kr-85), 20 % bei J-131 und etwa 0,1 % bei den übrigen, in Aerosolform vorliegenden, längerlebigen Nukliden.

Aufgrund dieser Verhältnisse liegt die Belastung der Flüsse durch Kernkraftwerke z.Zt. noch weit unter dem natürlichen Aktivitätsgehalt. Eine pessimistische Abschätzung des Tritiumgehalts des Rheins für das Jahr 2000 ergab eine Konzentration von  $10^4$  pCi/l Wasser (holländische Grenze). Um diesen Wert richtig einzuordnen, sei darauf hingewiesen, daß dies in etwa der natürliche Radioaktivitätsgehalt von Lebensmitteln ist.

## 2. Die strahlenbiologische Wirkungskette

Energiereiche Strahlung, die in Form externer oder interner Bestrahlung im Körpergewebe absorbiert wird, tritt in Wechselwirkung mit den Atomen und Molekülen, aus denen die lebendige Materie aufgebaut ist. Dabei kommt es in

einer physikalischen Primärreaktion zunächst zur Anregung und Ionisation von Atomen und Molekülen. Dadurch können Molekularverbände und größere Strukturen zu Bruchstücken zerfallen, so daß ihre Funktionsfähigkeit gestört ist bzw. gänzlich verloren geht (Abb. 1). Es bilden sich freie Radikale.

Auf die physikalischen Direkteffekte folgt dann sekundär eine Fülle chemischer und biochemischer Reaktionen. Die gebildeten freien Radikale reagieren miteinander oder mit anderen Molekülen und führen so zu weiteren Strahlenschäden. Die wichtigsten chemischen Reaktionen vollziehen sich im Wasser, dem Lösungsmittel des biologischen Materials.

Bei den biochemischen Reaktionen sind insbesondere die Vorgänge an den hochkomplizierten Eiweiß- und Nucleinsäuremolekülen der Zelle von Bedeutung. Von diesen Strukturen geht ein vielfältiges dynamisches und steuerndes Geschehen aus, das durch eine große Zahl von ineinandergreifenden Kreisprozessen gekennzeichnet ist. Ein Angriff der Strahlung, insbesondere an der Spitze dieses hierarchisch organisierten Systems, kann so Auswirkungen in weiten Bereichen nach sich ziehen.

Die primären physikalischen und die sekundären chemisch-biochemischen Reaktionen manifestieren sich schließlich als biologischer Bestrahlungseffekt. Dabei ist zwischen somatischen und genetischen Wirkungen zu unterscheiden. Der



somatische Körperbereich, oder kurz das Soma, umfaßt den gesamten Körper unter Ausschluß der Keimzellen (Ei- und Samenzellen) und jener Gewebe, in denen diese Zellen produziert werden (Ovarien und Gonaden). Keimdrüsen und Keimzellen bilden den genetischen Komplex. Damit äußern sich somatische Strahlenschäden am bestrahlten Individuum, genetische Strahlenschäden in seiner Nachkommenschaft, wobei nicht nur die direkten Nachkommen betroffen sind, sondern auch nachfolgende Generationen.

### 3. Somatische Strahleneinwirkungen

Somatische Strahlenschäden können sich als Frühschäden (akuter Schaden) oder Spätschäden manifestieren. Frühschäden zeigen sich nur nach relativ hohen Strahlendosen und äußern sich spätestens einige Wochen nach der Strahleneinwirkung. Den hohen Dosen entsprechend ereignen sich Frühschäden meist aufgrund externer Bestrahlungen.

Spätschäden treten meist erst nach jahrelangen Latenzzeiten auf. Die kritische Dosischwelle läßt sich nicht eindeutig definieren; sie fehlt oder liegt zum wenigsten sehr tief. Aus diesem Grunde konzentriert sich die Diskussion über die biologischen Wirkungen von Kraftwerksemissionen vorwiegend auf die Spätschäden. Trotzdem muß an dieser Stelle auch auf die Frühschäden eingegangen werden. Zum einen sind die in den letzten Jahren stark diskutierten Fruchtschäden hier einzuordnen, zum anderen ist die Kenntnis gewisser Gesetzmäßigkeiten bei der Frühschadensentwicklung zum Verständnis der Spätschäden unerlässlich.

#### 3.1 Die Faktorenabhängigkeit somatischer Frühschäden

Die Wirkung einer Bestrahlung, ob somatischer oder genetischer Natur, hängt von einer Anzahl von Faktoren ab. Von besonderem Einfluß sind die Dosis, also die Menge an empfangener Strahlung, die Strahlenart, die zeitliche Verteilung einer Dosis, die räumliche Verteilung der Strahlung im

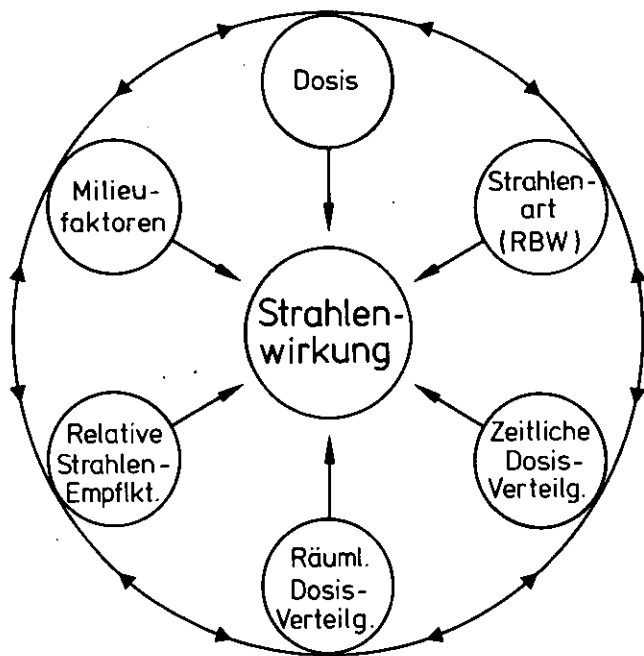


Abbildung 3: Faktorenabhängigkeit der Strahlenwirkung. Die genannten Faktoren sind sowohl beim somatischen Frühschaden als auch beim somatischen Spätschaden und den genetischen Effekten wirksam.

Organismus, die relative Strahlenempfindlichkeit, wozu z.B. Einflüsse des Alters, aber auch der Erbanlage zählen, und der Einfluß von Milieufaktoren, zu denen insbesondere Modifikationen in der Strahlensensibilität durch Ernährung, den Gebrauch von Genuß- und Arzneimitteln sowie Umweltbelastungen durch Luft- und Wasserverunreinigungen gehören (Abb. 3). Hier sei, neben einer kurzen Darstellung der Dosisbeziehungen, nur auf den Zeitfaktor und die Ganz- und Teilkörperbestrahlung eingegangen, weil hier bei den einzelnen, zur Diskussion stehenden Schadensereignissen abweichende Verhältnisse vorliegen.

#### Dosis und Strahlenfrühschäden

Allgemein gilt für die Gesamtheit der somatischen Körperzellen, daß ein Frühschaden erst nach einer gewissen Mindestmenge an Strahlung, d.h. nach Überschreiten eines Schwellenwertes, erkennbar wird. Unterhalb dieses Schwellenwertes sind unmittelbare biologische Folgen einer Bestrahlung nicht feststellbar. Nach Überschreiten des Schwellenwertes verstärkt sich mit zunehmender Dosis die biologische Wirkung ständig. Für den somatischen Frühschaden gilt also die Kurve c in Abb. 4.

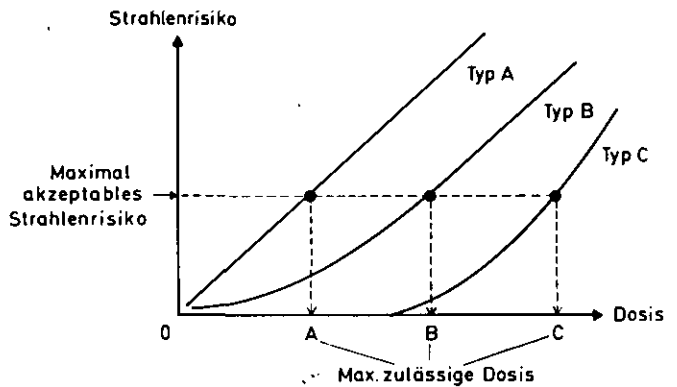


Abbildung 4: Schematische Darstellung der Dosis-Risiko-Beziehungen im Bereich kleiner Strahlendosen

Beim linearen Funktionstyp A und beim sigmoiden Typ B ist jede noch so kleine Dosis mit einem Strahlenrisiko behaftet. Beim Typ A ist der Risikozuwachs bzw. -verlust pro Doseinheit gleich groß, beim Typ B nimmt das Risiko mit sinkender Dosis ab. Der sigmoide Typ C mit Schwellendosis, der für die Strahlenfrühschäden gültig ist, hat eine Schwellendosis, unterhalb der das Risiko gleich Null ist (nach Jacobi).

Es muß davor gewarnt werden, die praktische Bedeutung des Schwellenwertes zu überschätzen. Die Tatsache, daß wiederholte Einzelbelastungen mit Strahlendosen unterhalb des Schwellenwertes auf die Dauer zu Spätschäden führen können, beweist, daß auch unterhalb des Schwellenwertes Veränderungen gesetzt werden, die sich offensichtlich akkumulieren. Dementsprechend liegen die Toleranzdosen der Strahlenschutzverordnung wesentlich unterhalb des Schwellenwertes.

Der Schwellenwert für den Menschen liegt bei einmaliger, kurzfristiger Ganzkörperbestrahlung, also der ungünstigsten denkbaren Situation, zwischen 25-50 R. Bei diesen Dosen zeigen sich Veränderungen im Blutbild, und zwar nimmt die Zahl der Lymphozyten ab.

### Zeitliche Dosisverteilung (Zeitfaktor)

Die Wirkung einer Strahlenbelastung hängt nicht nur von der Höhe der Dosis, sondern auch von der Zeit ab, in der diese Dosis den Organismus erreicht. Im allgemeinen ist die Wirkung einer bestimmten Strahlendosis umso geringer, je größer der Zeitraum ist, in welcher diese Dosis zur Einwirkung kommt, d.h. bei einer kontinuierlichen Bestrahlung mit kleiner Dosisleistung (Protrahierung) oder bei mehrmaliger Bestrahlung mit kleinen Einzeldosen (Fraktionierung), ist die Wirkung schwächer als bei einmaliger Applikation der gleichen Dosis in einer kurzen Zeit. Tab. 3 vermittelt einen Eindruck von der Wirksamkeit des Zeitfaktors.

**Tabelle 3:**  
Einfluß des Zeitfaktors bei Ganzkörperbestrahlung von Mäusen (nach Rajewsky)

Dosis (R)	Bestrahlungsbedingungen	Letalität*)
1000	einmalig kurzzeitig	100 %
1000	10 x 100 R täglich	90 %
1000	10 x 100 R verteilt auf 16 Tage	70 %
1000	12 x 75 R + 2 x 50 R verteilt auf 18 Tage	40 %
1000	20 x 50 R täglich	30 %
1200	einmalig kurzzeitig	100 %
1200	500 + 700 R, Abstand 7 Tage	80 %
1200	500 + 700 R, Abstand 10 Tage	73 %
1200	500 + 700 R, Abstand 15 Tage	64 %

\*) Anteil der nicht überlebenden Versuchstiere

Die Erscheinung des Zeitfaktors basiert im wesentlichen auf zwei Reaktionskomplexen, von denen der eine physikochemischer, der andere biologischer Natur ist. Beim physikochemischen Zeitfaktor ist u.a. von Einfluß, daß mit abnehmender Dosisleistung die durch Ionisation gebildeten freien Radikale weniger dicht gepackt sind und so deren Reaktionsmöglichkeiten eingeschränkt sind. Der biologische Zeitfaktor beruht darauf, daß Schädigungen im somatischen Bereich nicht irreversibel, sondern bis zu bestimmten Dosishöchstwerten heilbar sind. Im somatischen Bereich gibt es also eine Erholung von Strahlenschäden.

### Räumliche Dosisverteilung (Ganz- und Teilkörperbestrahlung)

Wäre bei der Strahlenwirkung allein die Menge der insgesamt vom Körper absorbierten Strahlenenergie ohne Rücksicht auf ihre Verteilung im Organismus maßgebend, so ließe sich relativ leicht eine gültige Beziehung zwischen Dosis und Wirkung für alle Strahlungsbedingungen aufstellen. Die vorliegenden Befunde zeigen jedoch, daß gleich hohe Dosen, als Ganz- oder Teilkörperbestrahlung gegeben, zu unterschiedlichen Reaktionen führen. Aus der Strahlentherapie weiß man, daß Bestrahlungen mit etwa 3000 bis 5000 R als Herddosis in der Tumorthherapie und bis zu 10.000 R in der Oberflächentherapie im allgemeinen keine bedrohlichen Reaktionen nach sich ziehen. Als Ganzkörperbestrahlung gegeben sind jedoch bereits Dosen um 700 R tödlich. Andererseits ist aber auch bekannt, daß eine Lokalbestrahlung bestimmter Organe schon bei schwachen Dosen u.U. starke Allgemeinschäden bewirken kann. Die verschiedenen Organe des menschlichen Körpers zeigen also eine unterschiedliche Strahlensensibilität.

Einen Überblick über die Strahlenempfindlichkeit einiger Körperorgane des Menschen gibt Tab. 4. Besondere Bedeutung kommt dabei jenen Gewebekomplexen zu, die eine besonders hohe Strahlenempfindlichkeit besitzen. Hierzu gehören die blutbildenden Organe (Knochenmark, Milz, Lymphknoten), die Schleimhautzellen im Bereich der Speise- und Luftwege, die Keimdrüsen und die Haare. Relativ strahlenempfindlich ist auch die Haut.

Die hohe Strahlenempfindlichkeit dieser Organe beruht auf einer Gemeinsamkeit. Alle hoch strahlensensiblen Gewebe sind mitotisch aktiv, d.h. in ihnen laufen Zellteilungen ab. Dabei werden aus Stammzellen durch Teilung intermediäre Tochterzellen gebildet. Diese durchlaufen einige weitere Teilungszyklen und differenzieren dann zu Funktionszellen aus. Die Zellumsätze sind dabei je nach Gewebe- und Zelltyp recht unterschiedlich. Die Lebensdauer der Granulozyten des Blutes beträgt z.B. nur rd. 24 Stunden. In dieser Zeit müssen also alle Zellen des gesamten Blutsystems ersetzt werden. Bei Menschen mittleren Gewichts sind dies rd. 30 Milliarden. Pro Minute müssen demnach rd. 100 Millionen Zellen neu gebildet werden. In der Dünndarmschleimhaut werden täglich mehrere Billionen Zellen produziert.

In das Zellteilungsgeschehen greift die Strahlung nun derart ein, daß die Mitose, also die Kernteilung, je nach Dosis mehr oder weniger lange blockiert wird. Gleichzeitig laufen jedoch die cytoplasmatischen\*) Vermehrungsvorgänge weiter. Als Folge kommt es zu einer vorzeitigen Ausdifferenzierung von Stammzellen, die damit zu Funktionszellen werden und ihre Teilungsfähigkeit verlieren. So wird z.B. bei einer Dosis von 200 rad die Zahl der teilungsfähigen Zellen auf etwa die Hälfte reduziert, bei einer Dosis von 800 rad ist nur noch 1 % der Zellen zur Mitose fähig. Die Strahlung führt also zu einer Störung des Gleichgewichts zwischen Zellabgang und Zellzugang und damit zu schweren Schäden in den auf Zellteilung angewiesenen Systemen.

**Tabelle 4:**  
Strahlenempfindlichkeit von Geweben beim Menschen

Organ	Sensibilitätsstufe
Blutbildende Organe (Milz, Thymus, Lymphknoten, Knochenmark) . . . . .	+++
Keimdrüsen (Ovarien, Gonaden) . . . . .	+++
Magen-Darmtrakt . . . . .	+++
Respirationstrakt . . . . .	+++
Haarpapillen . . . . .	+++
Haut . . . . .	++
Auge . . . . .	++
Gefäßsystem . . . . .	++
Leber . . . . .	+
Niere . . . . .	+
Lunge . . . . .	+
Herz . . . . .	+ (-)
Muskulatur . . . . .	+ (-)
Knochen . . . . .	-
+++ sehr empfindlich	
++ empfindlich	
+ schwach empfindlich	
- unempfindlich	

Die aufgezeigten Verhältnisse machen deutlich, daß Gewebe mit hohen Zellumsätzen besonders strahlenempfindlich

\*) Cytoplasma = alle Zellbestandteile außer Zellkern

sind. Zwischen der Intensität der Zellteilungstätigkeit und der Strahlensensibilität besteht eine direkte Beziehung. Es kann daher nicht überraschen, daß das keimende Leben im Mutterleib besonders strahlenempfindlich ist. Dabei bilden die ersten Entwicklungswochen, in denen im gesamten Embryo rasch aufeinanderfolgende Zellteilungen ablaufen, das empfindlichste Stadium. Hier kann es nach Bestrahlung zu Mißbildungen kommen.

Die Induktion von Mißbildungen setzt nun voraus, daß das normale Zellteilungsgeschehen modifiziert wird, und zwar im Regelfalle wohl derart, daß Zellteilungen unterbunden werden. Meßbare Auswirkungen auf das Teilungsgeschehen in Form einer Verlängerung der Zyklusdauer sind bei etwa 10 rad festzustellen. Schon der nächste Teilungszyklus läuft dann in der Regel wieder normal ab. Auch Temperaturveränderungen von wenigen Grad können die gleiche Wirkung haben. Veränderungen der Zyklusdauer sind also etwas ganz Normales und können nicht zu Mißbildungen führen.

Allgemein gesehen setzt die Minderung der Zellneubildungen bei etwa 50 R ein. Damit deckt sich fast absolut, daß ab 60 R in den ersten Schwangerschaftswochen mit Fehlgeburten und Mißbildungen zu rechnen ist, und daß bis zu 40 R derartige Ereignisse normalerweise auszuschließen sind. Mit zunehmender Entwicklung steigt dann die Strahlenresistenz des Embryos erheblich.

Nun kommen Mißbildungen und Fehlgeburten in nicht unerheblicher Zahl spontan vor. Das kann auf Umwelteinflüsse (Genußmittel, Pharmazeutika usw.) zurückzuführen sein, kann aber auch genetische Ursachen haben. Man muß also davon ausgehen, daß für die Auslösung von Mißbildungen unterschiedliche Sensibilitätsgrade vorliegen. In Einzelfällen können daher schon Dosen um 10 R in den ersten Schwangerschaftswochen Schäden auslösen (überdurchschnittlicher Schädelumfang, verzögerte Entwicklung). Aborte sind in dieser Entwicklungsphase ab 25 R möglich. Die durch Kernkraftwerke verursachte geringe Strahlenbelastung ist also ohne jeglichen schädigenden Einfluß auf das keimende Leben, obwohl der amerikanische Wissenschaftler STERNGGLASS das Gegenteil behauptet.

STERNGGLASS versucht in seinen Arbeiten mit Hilfe statistischer Analysen zu beweisen, daß schon die durch den Fallout von Atombombenexplosionen und die Emissionen von Kernkraftwerken verursachten schwachen Strahlenbelastungen die Kindersterblichkeit stark erhöhen. So sollen in den USA von 1950 bis 1968 allein durch das im Fallout enthaltene Strontium-90 zusätzlich 365.000 Säuglingssterbefälle (1. Lebensjahr) hervorgerufen worden sein. Ähnliche Behauptungen wurden von ihm später auch hinsichtlich der Fötussterblichkeit und der Leukämierate aufgestellt.

Die Behauptungen von STERNGGLASS widersprechen von vorneherein allen experimentellen und epidemiologischen Untersuchungen und Beobachtungen und wurden inzwischen auch wissenschaftlich widerlegt. U.A. hat K.O. OTT, Lafayette, das statistische Vorgehen von STERNGGLASS näher analysiert, (Atomwirtschaft, Jan. 1972). Ein Abschnitt aus dieser Arbeit macht deutlich, wie die Publikationen von STERNGGLASS zu beurteilen sind:

'Zusammenfassend muß man feststellen, daß in den von STERNGGLASS präparierten Diagrammen ein scheinbar kausaler Zusammenhang zwischen der Sr-90-Konzentration in der Milch und einer 'Überschuß-Sterblichkeit' künstlich erzeugt ist.

Dies wurde erreicht

- Durch Definition und Subtraktion eines geeigneten Untergrundes (1. Hypothese),
- durch Wahl einer 'geeigneten' Vergleichsgröße,
- durch 'geeignete' relative Maßstäbe,
- durch Fortlassen von wesentlichen Datenpunkten,
- durch Präsentation einer statistisch nicht erlaubten Auswahl.'

Genannt seien auch die kritischen Publikationen von HULL und SHORE (Atomic Industrial Forum Conference on Nuclear Public Information Century, Los Angeles, March, 5-8, 1975) sowie von BÖCK (Naturw. Rundschau/1974, 27. Jahrgang, Seite 411-415). Zwei Auszüge aus der Arbeit von BÖCK seien zur weiteren Charakterisierung des Vorgehens von STERNGGLASS wiedergegeben. Zunächst steht die Situation im Bereich des Kernkraftwerkes Dresden I zur Diskussion:

'Nimmt man anstelle des Vergleichsjahres 1964 z.B. das Jahr 1960, wo noch keinerlei Gasabgabe erfolgte, so findet man in den entsprechenden Bezirken eine Abnahme der Kindersterblichkeit im Widerspruch zu STERNGGLASS' Thesen.

Untersucht man größere Zeiträume, beispielsweise von 1957 bis 1967, so ist festzustellen, daß 1964 das Jahr mit der geringsten Kindersterblichkeit war und daher als Bezugsjahr den größten prozentuellen Anstieg erzeugen muß.'

Ein anderes Zitat (Kernkraftwerk Humboldt Bay): 'Bei Vergleich anderer Bezugsjahre beispielsweise 64/66, ist trotz höherer Aktivitätsabgabe eine Abnahme der relativen Sterblichkeit festzustellen. Es ist in diesem Fall sehr deutlich, wie durch geeignete Auswahl des Zahlenmaterials ein bestimmtes Ergebnis erzielt wird.'

Zusammenfassend ist zu STERNGGLASS zu sagen: Weder theoretisch, noch statistisch, noch experimentell läßt sich für seine Behauptungen ein Beweis erbringen. Die von ihm verwendeten Daten sind in keiner Weise repräsentativ. Man gewinnt den Eindruck, daß eine Auswahl im Hinblick auf ein bestimmtes gewünschtes Ergebnis erfolgte.

### 3.2 Somatische Strahlenspätchäden

Spätchäden werden vor allem in Verbindung mit schwachen chronischen Strahlendosen diskutiert, aber auch einmalig hohe Belastungen können nach ausgeheilten akuten Schäden später erneut Erkrankungen nach sich ziehen. In Hiroshima und Nagasaki wird uns dies noch heute immer wieder demonstriert.

Zu den Spätchäden gehört z.B. die Sterilität, die in der Frühzeit der Strahlenanwendung bei Röntgenpersonal infolge mangelhafter Schutzvorrichtungen und sorglosen Vorgehens relativ häufig beobachtet wurde. Bis zu Jahresdosen von rd. 15 rem ist jedoch im allgemeinen keine Minderung der Fruchtbarkeit zu erwarten.

Der typische Strahlenspätchaden ist der Krebs. Zahlreiche Tierexperimente haben immer wieder die karzinogene Wirkung ionisierender Strahlen bestätigt. Darüber hinaus liegen umfangreiche praktische Erfahrungen beim Menschen vor, die das Bild abrunden (Sächsischer Uranbergbau, beruflich strahlenexponierte Personen, Strahlentherapie, Hiroshima und Nagasaki, Schilddrüsenbestrahlungen u.a.).

Die Beurteilung schwacher Strahlendosen im Hinblick auf ihre Spätwirkungen ist schwierig. Von grundsätzlicher Bedeutung ist zunächst die Tatsache, daß alle durch ionisierende Strahlen bewirkten Spätchäden auch spontan in der Bevölkerung vorkommen. Die einzelnen Individuen sind also für diese Erkrankungen unterschiedlich sensibel bzw. sensibilisiert. Dadurch ist eine Krankheitsinduktion durch ionisierende Strahlen zwangsläufig viel weniger an eine bestimmte Dosis gebunden, als bei akuten Schäden. In Einzelfällen muß also schon von schwachen Strahlendosen eine Krankheitsauslösung erwartet werden.

Die Frage nach der unteren Schwelle der Gefährlichkeit ionisierender Strahlen ist schwierig zu beantworten. Es lassen sich weder im Experiment noch epidemiologisch bei schwachen Strahlendosen reproduzierbare Zahlen über die karzinogene Wirkung erzielen. Man war daher bei der Risikoabschätzung gezwungen, sich auf statistische Befunde zu beziehen, die im wesentlichen nach kurzzeitiger Einwirkung relativ hoher Dosen von meist über 100 rem gewonnen wurden. Von diesen Werten ausgehend hat man dann gegen Null extrapoliert. Damit wurde unterstellt, daß das Risiko linear verläuft, und somit im kleinsten Dosisbereich die gleiche Wirksamkeit pro Doseinheit besteht wie im hohen.

Eine weitere Schwierigkeit ergab sich aus der Tatsache, daß der Einfluß des Zeitfaktors nicht exakt zu beurteilen war. Man ging auch hier von dem größtmöglichen Risiko aus, und unterstellte, daß chronische Belastungen ähnlich wirk-

sam sind, wie einmalige Kurzzeitbestrahlungen mit gleicher Gesamtdosis. Ein Zeitfaktor wurde also nicht berücksichtigt.

Man war sich bei den unter diesen Voraussetzungen vorgenommenen Risikoabschätzungen von vorneherein darüber im klaren, daß man von extrem vereinfachten Annahmen ausging und somit das Risiko wahrscheinlich unrealistisch hoch eingeschätzt wurde. Dieses Risiko liegt bei 100-200 zusätzlichen Fällen maligner Erkrankungen (Leukämien und solide Krebsgeschwülste) unter 1 Million Menschen je 1 rem einer Ganzkörperbestrahlung (BEIR-Report).

In den vergangenen Jahren hat sich nun immer mehr bestätigt, daß eine Risikoabschätzung unter der Annahme eines linearen Verlaufs der Dosiseffektkurve für Strahlenarten mit hoher Ionisationsdichte in etwa berechtigt ist (Abb. 4, Kurve A), für weniger dicht ionisierende Strahlen gilt dies offensichtlich nicht. Dies zeigen neben zahlreichen Tierexperimenten, bei denen sich S-förmige Kurvenverläufe ergaben, insbesondere neue Auswertungsergebnisse bei den japanischen Atombombenopfern. In Hiroshima, wo die Wirkung vornehmlich von dicht ionisierenden Neutronen ausging, verläuft die Leukämierate in etwa linear zur Dosis, in Nagasaki, wo weniger dicht ionisierende Gammastrahlung überwog, steigt die Dosiswirkungskurve zunächst flach an und geht erst bei wesentlich höheren Dosen zu einem linearen Verlauf über (Abb. 4, Kurve B). Eine Analyse von ROSSI und KELLERER führte zu dem Ergebnis, daß die leukämieerzeugende Wirksamkeit von Gammastrahlen im unteren Dosisbereich in etwa um den Faktor 10 geringer ist als die von Neutronen.

Ähnlich differenziert wie die Dosisbeziehungen muß man den Einfluß des Zeitfaktors sehen. Man schätzt, daß bei chronischen Belastungen mit kleinen Dosen locker ionisierender Strahlen das karzinogene Risiko um den Faktor 5-10 niedriger liegt als bei kurzfristig hohen Dosen. Bei dicht ionisierender Strahlung jedoch modifizieren Protrahierung und Fraktionierung die Inzidenzrate praktisch nicht. Derartige Strahler werden jedoch von Kernkraftwerken in diskutablen Mengen nicht freigesetzt.

Ein UNO-Bericht, der sich in erster Linie mit der Wirkung locker ionisierender Strahlen (Röntgen-, Gamma-, Betastrahlung) bei gleichzeitig geringer Dosisleistung befaßt und damit den tatsächlichen Belastungen durch Kernkraftwerke gerechter wird als der BEIR-Report, kommt zu dem Ergebnis, daß eine kumulative Lebensalterdosis von 1 rad bei einer Million Betroffener zusätzlich nicht mehr als 10 Krebsfälle auslöst.

Aufgrund dieser neuen Fakten, nämlich einer Abnahme der Wirksamkeit ionisierender Strahlen mit absinkender Dosis und Dosisleistung, wird in der 'International Commission for Radiological Protection' (ICRP), an deren Empfehlungen man sich international orientiert, z.Zt. eine Revision der Risikoabschätzung um den Faktor 3-5 diskutiert.

Kurz sei noch auf die Spätwirkungen starker Lokalbestrahlungen eingegangen. Ionisierende Strahlen sind früher häufig zur Lokaltherapie von Mandelentzündung, Blutschwamm und Akne eingesetzt worden. Amerikanische Untersuchungen ergaben, daß bei Patienten, die im Kindesalter wegen Mandelentzündung mit Röntgenstrahlen behandelt wurden, selbst nach 20 Jahren noch Schilddrüsentumore auftraten. Nach einer Bestrahlung mit 300-900 R muß bei 2-3 % der Bestrahlten mit einem derartigen Spätschaden gerechnet werden. Bei Kindern wird das Risiko für Schilddrüsenkrebs je 1 rad Schilddrüsendosis mit einem Fall pro Jahr auf eine Million Individuen angegeben. Bei Erwachsenen ist das Risiko offenbar geringer.

Von aktuellerem Interesse sind die Folgen einer Lokalbestrahlung durch inkorporierte Radionuklide. Besonders viele Befunde liegen über die Dosisabhängigkeit von Knochentumoren nach der Zufuhr von selektiv im Knochengewebe und im Knochenmark angereicherten Isotopen vor (Radium, Plutonium, Strontium, Kalzium, Phosphor). Auch hier gilt hinsichtlich der Dosisabhängigkeit das bereits Gesagte: Strahler, welche Alphateilchen aussenden, haben eine annähernd lineare Wirkungskurve, Betastrahler einen mehr S-förmigen Kurvenverlauf.

Sehr intensive Lokalbestrahlungen erfolgen durch die sogenannte 'heißen Fleckchen'. Diese entstehen dadurch, daß ungelöste Plutoniumteilchen\* ('heiße Teilchen') eingeatmet werden. Die inkorporierten Partikel belasten dann kleine Areale von 0,1 mm Durchmesser, in denen sich etwa 380 Zellen befinden, infolge der ausgesandten Alphastrahlung mit extrem hohen Dosen. TAMPLIN und COCHRAN haben die Ansicht vertreten, daß diese inhomogene Bestrahlung ein einhundertfünfzehntausendfach größeres Lungenkrebsrisiko darstelle als eine gleichmäßige Bestrahlung der Lunge mit einer mittleren Dosis in entsprechender Höhe. Eine wesentliche Unterlage für ihre Thesen bilden Befunde von ALBERT et al. über die Inzidenzrate von Hauttumoren bei Ratten nach inhomogener Beta-Bestrahlung.

Zu der Arbeit von TAMPLIN und COCHRAN ist folgendes zu sagen:

1. Plutoniumkorporationen hat es in amerikanischen Plutoniumgewinnungsanlagen gegeben, und zwar auch mit unlöslichem Plutonium. Die Anfänge dieser Anlagen reichen bis 1942 zurück, und die dort tätigen Personen werden in einem Plutoniumregister erfaßt. Nach den Thesen von TAMPLIN und COCHRAN müßte ein großer Teil der dort Tätigen bzw. tätig gewesen in zwischen an Lungenkrebs erkrankt oder verstorben sein. In Wirklichkeit gibt es bei diesem Personenkreis keine signifikanten Abweichungen von der sonstigen Bevölkerung.
2. Die höhere Toxizität heißer Flecken gegenüber homogener Bestrahlung ist durch nichts erwiesen. Alle Erfahrungen und Erkenntnisse sprechen eher für das Gegenteil. Es ist bewiesen, daß Zellen, die im Strahlungsbereich eines heißen Teilchens liegen, letal geschädigt werden. Dies dürfte selbst dann der Fall sein, wenn nur Teilbereiche der Zelle von der Strahlung erfaßt werden. Tote Zellen aber können nicht bösartig entarten. Zellabgänge dagegen sind etwas Natürliches, womit nicht gesagt wird, daß der gehäufte Verlust von Zellgruppen unproblematisch ist.
3. Neben diesen und einigen weiteren Fakten, die gegen TAMPLIN und COCHRAN sprechen, ist schließlich entscheidend, daß sie ihre Behauptungen nicht beweisen. Letztlich handelt es sich um einen Beitrag, der keinerlei neue Erkenntnisse vermittelt, gleichzeitig aber erhebliche wissenschaftliche Mängel aufweist. Es wird in einseitiger Weise interpretiert (z.B. die Befunde von ALBERT et al.) oder die vorliegenden Erfahrungen über die Radiotoxizität von Plutonium werden einseitig qualitativ extrapoliert. 'Die vorliegende Arbeit von TAMPLIN und COCHRAN ist ein einziger Affront gegen die wissenschaftliche Redlichkeit' (HUG).

Zusammengefaßt bleibt hinsichtlich der Induktion von Krebs als Strahlenspättschaden festzuhalten:

Unter den ungünstigsten denkbaren Voraussetzungen ist damit zu rechnen, daß 1 rem bei einer Million Menschen zusätzlich etwa 200 Krebsfälle induziert (ein Tausendstel des spontanen Krebsrisikos). Diese Annahme geht davon aus, daß die Wirkungskurve linear verläuft. Berücksichtigt man die Abflachung der Kurve bei locker ionisierenden Strahlen (s. Dosisbeziehungen) und geringer Dosisleistung (s. Zeitfaktor) entsprechend den tatsächlichen durch Kernkraftwerke geschaffenen Gegebenheiten, so sinkt das Krebsrisiko von 200 bis auf weniger als 10 Fälle bei einer Million Menschen ab (ein Zehntausendstel des spontanen Krebsrisikos). Es gibt statistisch gesehen also keine Grenze, bis zu der ionisierende Strahlung ungefährlich ist, jedoch ist das

\*) Plutonium kann durch kleine Brennelementdefekte in geringen Mengen in das Kühlsystem von Reaktoren gelangen. In der Abluft und im Abwasser ist es bisher jedoch nicht nachgewiesen. Die Bevölkerung der Bundesrepublik wird also durch Kernkraftwerke z.Zt. nicht mit Plutonium belastet.

Risiko schwacher Belastungen so außerordentlich gering, daß bei der Größe der sonstigen zivilisatorischen Risiken das Problem kaum diskutabel erscheint.

#### 4. Genetische Strahlenwirkungen

Träger der Erbanlagen sind die im Zellkern eingebetteten Chromosomen. Genetische Strahleneffekte vollziehen sich dementsprechend an den Chromosomen bzw. an dem eigentlichen Träger der genetischen Information, der Desoxyribonucleinsäure (DNS). Ereignet sich eine Mutation in einer Keimzelle, so spricht man von einer Keimzellenmutation, erfolgt sie in einer somatischen Zelle, so liegt eine somatische Mutation vor. Hier interessieren nur die Keimzellenmutationen.

Mutationen kommen als natürliche Ereignisse im Tier- und Pflanzenreich immer wieder spontan vor. Im Verlauf der erdgeschichtlichen Entwicklung ist das Leben auf der Erde nicht konstant geblieben, sondern hat sich aus 'einfachsten Formen' zu dem entwickelt, was wir heute in seiner Vielfalt und teilweise hohen Organisationsform vorfinden. Diese Evolution wäre ohne eine gewisse Instabilität der erbtragenden Strukturen, d.h. ohne eine begrenzte Mutationsbereitschaft bzw. -anfälligkeit nicht möglich gewesen. Nur auf dem Wege über Mutationen konnte sich eine stammesgeschichtliche Entwicklung der Organismen vollziehen, ein Prozess, der nicht abgeschlossen ist, sondern weitergeht.

Die auslösenden Faktoren für natürliche Mutationen sind unbekannt. Künstlich kann man Erbänderungen durch verschiedene chemische Agenzien, Temperaturschocks, UV-Strahlen und durch ionisierende Strahlen auslösen. Daß ionisierende Strahlen Mutationen erzeugen, ist erst 1927, rd. 30 Jahre nach der Entdeckung der Röntgenstrahlen, nachgewiesen worden (MULLER, TIMOFEEFF-RESOVSKY).

Eine Röntgenstrahlung von 100 kV ruft bei der DNS eines Zellkerns von 8 µm Durchmesser etwa 3-5 Einzelstrangbrüche, 0,1-0,3 Doppelstrangbrüche und etwa 5 Veränderungen bei den die genetischen Information verschlüsselnden Nukleotiden hervor. Einzelstrangbrüche werden sehr effizient repariert, Doppelstrangbrüche sind für die Zelle häufig ein letales Ereignis. Veränderungen bei den Nukleotiden werden teilweise wieder rückgängig gemacht.

Eine Mutation ist ein irreversibles Ereignis, es sei denn, daß sie durch den sehr seltenen Vorgang einer gleichartigen Rückmutation wieder aufgehoben wird. Mutationen sind also erblich. Mutationen sind daneben meist negative Ereignisse, d.h. die Mutante ist der Ausgangsform in der Regel unterlegen. Man sollte jedoch nicht übersehen, daß die Evolution auf positiven Mutationen beruht und daß der Mensch fast ausschließlich durch die Auslese von positiven Spontanmutationen seine Kulturpflanzen entwickelt hat.

##### 4.1 Mutationsarten

Man unterscheidet 3 Arten von Mutationen: Die Gen- oder Punktmutation, die Chromosomenmutation und die Genommutation.

Die Gen- oder Punktmutation (Faktormutation) vollzieht sich in einem kleinen Bereich des DNS-Doppelfadens. Dabei kann es in der Basenfolge eines Triplets oder Codons (kleinste Verschlüsselungseinheit) zu Umstellungen kommen. Bei Bakterien konnte man nachweisen, daß die Basensequenz GGA für die Aminosäure Glycin steht. Mutiert diese Reihenfolge nach AGA, so ist daraus die Verschlüsselung für Glutaminsäure geworden. Auf diese Weise wird durch die punktförmige Mutation einzelner Codons in der DNS die Aminosäurefrequenz des gebildeten Proteins verändert und damit natürlich auch der Enzymcharakter dieses Proteins.

Eine Chromosomenmutation liegt vor, wenn Chromosomen ganz oder teilweise zerbrechen und die Bruchstellen wieder fehlerhaft verwachsen (Rekombination) bzw. sich die Bruchstücke an andere

Chromosomen anfügen (Translokation) oder gänzlich verlorengehen (Deletion).

Genommutationen entstehen durch Veränderung der Chromosomenzahl. Dabei kann es durch Verdoppelung oder im Wiederholungsfall durch Vervielfachung des haploiden Chromosomensatzes zur Polyploidie (Euploidie) oder wenn Veränderungen im nicht ganzzahligen Vielfachen des normalen haploiden Satzes auftreten, zur Aneuploidie kommen.

##### 4.2 Faktorenabhängigkeit genetischer Strahlenwirkungen

Ebenso wie bei den somatischen Zellen hängt der Bestrahlungseffekt auch beim genetischen Zellkomplex von einer Anzahl von Faktoren ab. Dabei zeigen sich Parallelen zu den somatischen Spätschäden.

###### *Dosisbeziehungen*

Wie bei den Spätschäden ist auch für die Induktion von Mutationen eine klare Aussage über die Dosisbeziehungen nicht möglich. Statistisch verwertbare Mutationsraten erhält man meist erst bei Dosen von mehreren 100 rad. Von diesen hohen Dosen hat man dann wiederum die Wirkung kleinster Dosen extrapoliert. Damit erhält man eine lineare Dosiseffektkurve. Es spricht jedoch manches dafür, daß die Kurve in ihrem unteren Teil nicht gradlinig verläuft, sondern zunächst flach ansteigt. Schon die Tatsache, daß schwache Strahlendosen vielfach nur Mutationsvorstufen induzieren, die wieder ausheilen, spricht für einen solchen Kurvenverlauf.

In der Praxis geht man davon aus, daß es keinen Schwellenwert gibt und somit schon schwache Belastungen der Keimdrüsen und Keimzellen mutagen wirken.

###### *Zeitfaktor*

Der Zeitfaktor bei den somatischen Frühschäden beruht neben physiko-chemischen Einflüssen vor allem auf der Erholungsmöglichkeit (vergl. S. 44). Mutationen jedoch sind irreversibel. Sie können nicht ausheilen und summieren sich demzufolge. Damit fehlt eine wesentliche Voraussetzung für die Ausbildung eines genetischen Zeitfaktors. Es überrascht daher nicht, daß in vielen Versuchen einmal gegebene hohe Dosen den gleichen Effekt hatten wie viele Einzeldosen in gleicher Gesamthöhe.

Auf der anderen Seite weiß man, daß die Reaktionsprodukte der Radikalbildung in stärkerer Konzentration teilweise mutagen wirken. Von Bedeutung ist in diesem Zusammenhang auch, daß sich die Mutationsrate durch chemische Schutzstoffe modifizieren läßt. Weiter ist bekannt, daß zur Induktion von Chromosomenbrüchen bestimmte Energiemindestmengen erforderlich sind. Schließlich ist auch in diesem Zusammenhang wichtig, daß schwache Strahlendosen vielfach nur zu Mutationsvorstufen führen, die wieder ausheilen.

All diese physiko-chemischen Faktoren müssen sich modifizierend auf die Mutationsrate auswirken. So liegen denn auch Versuchsergebnisse vor, bei denen nach 'verdünnter' Bestrahlung die Mutationsrate gegenüber 'konzentrierter' Bestrahlung deutlich reduziert war. RUSSEL konnte z.B. bei Mäusen die Zahl der genetischen Effekte durch Protrahierung der Bestrahlung auf 3/10 herabmindern.

Die bezüglich des Zeitfaktors widersprüchlichen Ergebnisse, ergeben sich z.T. aus der Tatsache, daß mit unterschiedlichen Strahlenqualitäten gearbeitet wurde. Bei Strahlen mit räumlich konzentrierter Energieabgabe, also hoher Ionisationsdichte, scheint die zeitliche Verteilung der Strahlendosis ohne Einfluß auf die Mutationsrate zu sein. Es kommt in diesen Fällen also zu einer weitgehenden Dosisakkumula-

tion. Bei weniger dicht ionisierenden Strahlen, wie sie in erster Linie von Kernkraftwerken emittiert werden, liegt jedoch mit hoher Wahrscheinlichkeit ein Zeitfaktor vor. Protrahierung und Fraktionierung der Dosis reduzieren bei diesen Strahlenarten also die Zahl der genetischen Effekte.

#### 4.3 Die Wirkung von Mutationen

Erbbiologisch wichtig ist neben der Zahl der möglichen Mutationen ihre Wirkung auf den Einzelorganismus und die Population. Weitgehend vernachlässigt werden können in diesem Zusammenhang, insbesondere populationsgenetisch gesehen, die Chromosomenmutationen. Im allgemeinen gehen derart mutierte Keimzellen unter, bzw. der Embryo wird frühzeitig abgestoßen. Damit unterbleibt eine Weitergabe des Erbschadens in nächste Generationen.

Von den neugeborenen Kindern weisen etwa 0,7 % Chromosomenschäden auf, wobei häufig jedoch numerische Defekte, also Aneuploidien vorliegen. Hierzu gehören die Trisomie 21, bei der das Chromosom Nr. 21 nicht zweifach, sondern dreifach in der Keimzelle enthalten ist. Die Trisomie 21 führt zum Mongolismus. Menschen mit Chromosomenschäden sind fast immer unfruchtbar, so daß auch im Falle einer Lebendgeburt der Erbschaden nicht weitergegeben wird.

Eine weitere Gruppe von Mutationen, die von Chromosomenmutationen kaum scharf zu trennen ist, sind die dominanten letalen und subletalen Gen- oder Punktmutationen. Wie bei den Chromosomenmutationen ist auch bei den dominanten letalen Punktmutationen eine Reifung der Keimzellen bis zur Befruchtungsfähigkeit meist nicht möglich. Derartige Mutationen manifestieren sich vornehmlich dann, wenn sie in reifen Keimzellen entstehen. Da der Reifezyklus der Keimzellen nur wenige Wochen dauert, haben derartig mutierte Keimzellen den Körper längstens nach 8-12 Wochen verlassen. Man nimmt an, daß bei etwa 0,8 % der Neugeborenen derart dominante Genmutationen vorliegen.

Praktisch bedeutungsvoll sind die verschiedenen rezessiven Punktmutationen, die schon unter Einwirkung kleiner Dosen entstehen. Rezessive Mutationen können sich jedoch nur dann manifestieren, wenn ein Individuum das gleiche mutierte Gen von beiden Eltern erbt. Eine solche Wahrscheinlichkeit ist nachweislich außerordentlich gering.

Diese Feststellung bedarf einer gewissen Einschränkung. Rein formal kann ein rezessiv mutiertes Gen nur dann zum Tragen kommen, wenn es mit einem gleichen mutierten Gen kombiniert. Häufig macht sich jedoch das mutierte rezessive Gen in Vitalitätsänderungen bemerkbar, die meist negativer, selten positiver Art sind. Solche qualitativen Mutationen zeigen sich z.B. bei Pflanzen in Form beschleunigter oder gehemmter Entwicklung, in einer Vergrößerung oder Verkleinerung von Blüten sowie deren Zahl oder auch im Verlust bzw. in der Vermehrung von Inhaltsstoffen.

#### 4.4 Das bevölkerungsgenetische Strahlenrisiko

Nach neueren Untersuchungen wird angenommen, daß sich in 1000 menschlichen Keimzellen spontan etwa 140 Genmutationen ereignen. Die natürliche Mutabilität liegt also sehr hoch, wobei deren Ursachen weitgehend unbekannt sind.

Nach einem Bericht, der 1966 von dem 'United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation' herausgegeben wurde, löst 1 rem bei Strahlen mit mittlerer Ionisationsdichte unter 1000 Keimzellen 2 Genmutationen

aus. Das wäre also 1/70 der natürlichen Mutationsrate. Bei 70 rem würde demnach die spontane Mutationsrate verdoppelt. Zu ganz ähnlichen Werten führten sehr eingehende Untersuchungen der 'International Commission for Radiological Protection' (1966). Hiernach sind zur Verdoppelung der natürlichen Mutationsrate 50-100 rem, im Mittel also 75 rem, erforderlich.

Ungünstiger sind die Verhältnisse bei Strahlen mit hoher Ionisationsdichte. Nach jüngsten Untersuchungen (National Academy of Sciences: Report of the Advisory Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiations 1972 und UNSCEAR-Bericht: Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 1972) nimmt man bei Strahlen mit hoher Ionisationsdichte eine Verdoppelungsdosis von 20-30 rem an. Dabei wird davon ausgegangen, daß die Dosiseffektkurve in diesen Fällen auch in ihrem unteren Teil linear verläuft.

Umgekehrt liegt bei Strahlen mit geringerer Ionisationsdichte und bei extremer Verdünnung der Strahlung, wie es bei Belastungen durch kerntechnische Einrichtungen der Fall ist, die Verdoppelungsdosis über dem Mittelwert von 50-70 rem. Unter diesen Bedingungen verdoppelt sich die spontane Mutationsrate bei rd. 100 rem. Die durch kerntechnische Anlagen in der Bundesrepublik verursachte Strahlenbelastung ist genetisch also bedeutungslos. Einen Eindruck von der Größe des durch Kernkraftwerke verursachten somatischen und genetischen Risikos vermittelt Tab. 5.

*Tabelle 5:*

#### *Strahlenrisiko durch Kernkraftwerke in den USA*

(Berechnungen des „Advisory Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation“, National Academy of Sciences)

<b>Strahlenbelastung 1973 durch Reaktoremission: 0,001 mrad</b>
Krebstote allgemein: 340.000
Krebstote durch Strahlenbelastung: 0,04
Genetische Schäden allgemein: ca. 500.000 bei 3,5 Mill. Geburten
Genetische Schäden durch Strahlenbelastung: 0,08
<b>Strahlenbelastung im Jahre 2000 durch Reaktoremission: ca. 0,2 mrad</b>
Krebstote allgemein: 510.000 (Einwohnerzahl ca. 300 Mill.)
Krebstote durch Strahlenbelastung: 8
Genetische Schäden allgemein: ca. 750.000
Genetische Schäden durch Strahlenbelastung: 16

Die Erbkonstitution des Menschen wird sich in den nächsten Jahrtausenden aufgrund spontaner Mutationen weiter verändern. Zusätzliche Mutationen infolge erhöhter Strahlenbelastung durch Röntgendiagnostik, Röntgentherapie oder den beruflichen Umgang mit ionisierenden Strahlen können für einzelne Individuen nachteilige Konsequenzen haben, für die gesamte Population ist eine solche Entwicklung mit Sicherheit auszuschließen. Der aufgrund des medizinischen Fortschritts ständig abnehmende natürliche Selektionsdruck und die dadurch rückläufige Elimination spontaner Mutationen stellt in dieser Hinsicht ein wesentlich ernsteres Problem dar.

## Literatur

### A) Bücher

- AURAND, K. et al: Die natürliche Strahlenexposition des Menschen. Grundlage zur Beurteilung des Strahlenrisikos. Georg Thieme-Verlag, Stuttgart, 1974.
- BACQ, Z.M.: Grundlagen der Strahlenbiologie. Georg Thieme-Verlag, Stuttgart, 1958.
- COGGLE, J.E.: Biological Effects of Radiation. The Wykeham Science Series Nr. 14, London and Winchester, 1971.
- DERTINGER, H. und JUNG, H.: Molekulare Strahlenbiologie. Springer-Verlag, Berlin-Heidelberg, 1969.
- FRITZ-NIGGLI, H.: Strahlenbiologie – Grundlagen und Ergebnisse. Geog Thieme-Verlag, Stuttgart, 1959.
- HÖFLING, O.: Strahlengefahr und Strahlenschutz. Mathematisch-Naturwissenschaftliche Taschenbücher Band 1/2, Ferd. Dummlers Verlag, Bonn, 1961.
- LINDACKERS, K.H. et al: Kernenergie Nutzen und Risiko. Deutsche Verlags-Anstalt, Stuttgart, 1970.
- RAJEWSKY, B.: Strahlendosis und Strahlenwirkung. Georg Thieme-Verlag, Stuttgart, 1956.
- STREFFER, C.: Strahlen-Biochemie. Heidelberger Taschenbücher Bd. 59/60. Springer-Verlag, Berlin, 1969.
- B) Einzelarbeiten**
- BÖCK, H.: Kernkraftwerke und Kindersterblichkeit. Naturw. Rundschau, 1974, S. 411–415.
- FRITZ-NIGGLI, H.: Anforderungen an die Reaktorsicherheit aus der Sicht der Strahlenbiologie. Genetische Aspekte. Informationstagung über die Sicherheit von Kernkraftwerken, Zürich, 1974. Tagungsreferate.
- HUG, O.: Anforderungen an die Reaktorsicherheit aus der Sicht der Strahlenbiologie. Somatische Aspekte. Quelle s. FRITZ-NIGGLI, H.  
Das STERNGGLASS-Phänomen und die FOGMAN-TAMPLIN-Kontroverse. Atomwirtschaft, 1972, S. 25–32.
- Wissenschaftlicher Beirat der Bundesärztekammer:  
Stellungnahme zum Thema „Gefährdung durch Kernkraftwerke“. Deutsches Ärzteblatt, Heft 41 vom 9. Oktober 1975, S. 2821–2824.

## Anhang

### Erklärung von Maßeinheiten

- R = Röntgen. Maß für die Strahlenmenge (Strahlendosis).  
1 R ist die Menge einer Röntgen- oder Gammastrahlung, die in 1 Kubikzentimeter Luft 2 Milliarden Ionenpaare erzeugt. Das Röntgen ist ein Maß zur Bestimmung der Bestrahlungsdosis, der ein Körper ausgesetzt ist.  
Untereinheit: mR = Milliröntgen = 1/100 R
- rad = "radiation absorbed dose". Maßeinheit für die absorbierte Dosis (Energiedosis).  
Unter Energiedosis versteht man das Verhältnis zwischen Energie, die an die durchstrahlte Materie abgegeben wird, und der Masse des bestrahlten Stoffes. Die Energiedosis einer Strahlung kann nicht durch unmittelbare Messungen bestimmt werden. Ihre Ermittlung muß vielmehr indirekt unter Verwendung bestimmter Umrechnungsfaktoren aus anderen Messungen erfolgen.
- rem = "röntgen equivalent man". Maßeinheit für die biologische Dosis.  
Die verschiedenen Arten energiereicher Strahlen besitzen unterschiedliche Ionisationsdichte, d.h. sie übertragen je Einheit Bahnlänge unterschiedliche große Energiebeträge (linearer Energietransfer = LET) auf die durchdrungene Materie. Damit ist auch die Wirkung im Körpergewebe unterschiedlich. Die verschiedenen Strahlenarten besitzen unterschiedliche relative biologische Wirksamkeit (RBW). Röntgenstrahlung von 200 kV Röhrenspannung hat den RBW-Faktor 1, dichtungisierende Neutronen und Alphateilchen haben RBW-Faktoren von 10–20 und sind damit 10–20 mal so wirksam wie die Röntgenstrahlung mit dem RBW-Faktor 1. Die Einheit rem ist nun das Produkt aus der Energiedosis in rad mal RBW-Faktor.
- Ci = Curie. Maßeinheit für die Radioaktivität.  
Ein Stoff weist die Aktivität von 1 Curie auf, wenn in ihm je Sekunde 37 Milliarden Zerfälle (Kernumwandlungen) stattfinden. 1 Gramm Radium besitzt die Aktivität von 1 Curie.

### Untereinheiten:

- 1 Millicurie (mCi) =  $10^{-3}$  (ein Tausendstel) Curie  
1 Mikrocurie (µCi) =  $10^{-6}$  (ein Millionstel) Curie  
1 Nanocurie (nCi) =  $10^{-9}$  (ein Milliardstel) Curie  
1 Picocurie (pCi) =  $10^{-12}$  (ein Billionstel) Curie

# Die Sicherheit von Kernkraftwerken

P. Borsch und E. Münch

Arbeitsgruppe Kernenergie-Information  
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

## Einleitung

Kernenergie hat viele Vorzüge, denn mit Kernenergie kann

- die Abhängigkeit von anderen Primärenergieträgern reduziert werden.
- die bei fossilen Kraftwerken entstehende Umweltbelastung durch chemische Schadstoffe vermieden werden,
- elektrische Energie preiswert erzeugt werden (im Grundlastbetrieb halb so teuer wie aus Steinkohle).

Kernenergie hat aber auch den Nachteil, daß die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte radioaktiv sind. Aufgabe der Reaktorsicherheit ist es, dieses radioaktive Material so aus dem ökologischen System fernzuhalten, daß das reale Risiko der Kerntechnik um Größenordnungen geringer ist als andere technische Risiken. Was dafür getan wird, soll im folgenden vor allem am Beispiel der Sicherheit von Leichtwasser-Reaktoren erläutert werden. Die gleichen Forderungen gelten entsprechend für andere Reaktorsysteme sowie für den gesamten Brennstoffkreislauf.

Im Unterschied zur übrigen Technik haben bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie hohe Sicherheitsforderungen seit Beginn an vorderster Stelle gestanden; man hat nicht erst erwartet, bis das Auftreten größerer Unfälle zu einer Erhöhung der Sicherheit zwang.

## Quellen der Radioaktivität im Reaktor

Radioaktive Stoffe entstehen vor allem als Spaltprodukte in den Brennelementen. Da bei der Brennelement-Herstellung auch geringe Spuren des Brennstoffs auf den Brennelementhüllen als Verunreinigung (Kontamination) abgelagert werden, gibt es auch hier einen nicht ganz vermeidbaren, aber sehr geringen Anteil von Spaltprodukten. Diese schwache Kontamination kann nur deshalb nicht ganz vernachlässigt werden, weil die daraus entstehenden Spaltprodukte leicht in das Primärkühlmittel (Wasser, Helium, Natrium) freigesetzt werden. Die Zusammensetzung des Spaltproduktinventars hängt hauptsächlich von der Bestrahlungszeit, der Bestrahlungsweise und der Halbwertszeit ab. Kritiker betonen gern, daß ein 1000-MW<sub>e</sub>-Reaktor so viel Spaltprodukte enthalte wie tausend Hiroshima-Bomben. Das ist nicht ganz falsch, obwohl die Zusammensetzung der Spaltprodukte im Reaktor eine andere ist. Sie hängt von der Zusammensetzung des Brennstoffs ab und davon, wie lange die Brennelemente bereits Energie erzeugt haben.

Während bei der Bombe ein Hauptzweck darin besteht, Spaltprodukte in sehr kurzer Zeit zu erzeugen und freizusetzen, besteht das Ziel aller Maßnahmen der Reaktorsicherheit gerade darin, eine solche Freisetzung zu verhindern.

Eine nukleare Explosion ist beim Reaktor aus physikalischen Gründen nicht möglich.

Eine weitere Quelle von radioaktiven Verunreinigungen sind die sogenannten Aktivierungsprodukte. Durch die Neutronenstrahlung, die vom Reaktorkern ausgeht, werden im Primärkühlmittel, in Verunreinigungen des Kühlmittels, aus Korrosionsprodukten und im Ringspalt um den Reaktor-druckbehälter durch Kernumwandlung radioaktive Isotope gebildet (vor allem Tritium, Argon-41 und Stickstoff-16). Aus dem Kühlkreislauf werden die radioaktiven Verunreinigungen durch Reinigung (Verdampfung, Ionenaustausch, Fällung, Ausfrieren, Filtration) entfernt; ein ähnliches System mit Filteranlagen sorgt für die Reinigung der Abluft. Ein geringer Anteil radioaktiver Emissionen geht über Abluft und Abwasser in die Umgebung. Die erlaubten Mengen sind durch gesetzliche Regelungen auf geringe Werte festgelegt. Über die dadurch verursachte Strahlenbelastung ist an anderer Stelle [1] berichtet worden.

## Mehrere Barrieren für Spaltprodukte

Spaltprodukte existieren gasförmig (Xenon, Krypton), flüchtig (Jod-131) und fest (Cäsium-131, Strontium-90). Ein Entweichen der Spaltprodukte wird durch drei Barrieren verhindert (Abb. 1): Die erste Barriere stellt die dichte Brennelementhülle aus Stahl, aus einer Zirkonium-Legierung oder aus pyrolytischem Graphit dar. Obwohl die Spaltprodukte auch im Kristallgitter des Brennstoffs selbst zurückgehalten werden, wird als erste Barriere die Hülle der Brennelemente angesehen, die für Spaltprodukte undurchlässig ist. Es läßt sich jedoch leicht eine Möglichkeit ausdenken, daß diese Hülle undicht wird und gasförmige oder leicht flüchtige Spaltprodukte in das Kühlmittel und damit in den Primärkreislauf gelangen. Um die Umgebung auch hiervoor zu schützen, umgibt man das Kühlmittel mit dem sogenannten Reaktor-druckbehälter. Dies ist ein äußerst stabiles Gefäß, das allen auftretenden Belastungen durch Druck, Temperatur und Strahlung standhält [2]. Um den Druckbehälter herum wird die biologische Abschirmung aufgebaut, die die Umgebung vor direkter Strahlung schützt. Doch auch mit dieser zweiten Hülle, der zweiten Barriere, gibt man sich nicht zufrieden, denn es könnten durch eventuelle Undichtigkeiten trotz allem winzige Mengen von Spaltprodukten aus diesem Gefäß oder dem Primärkreislauf herausgelangen. Deshalb wird das gesamte System noch mit einem Sicherheitsbehälter umgeben, der als dritte Barriere den gesamten nuklearen Teil der Kraftwerksanlage umschließt. Er ist so ausgelegt, daß er auch bei der schwersten technischen Störung – dem Bruch einer Hauptleitung im Primärkreislauf – die gesamte dabei auftretende Dampf- oder Gasmenge aufnehmen kann. Diese dritte Barriere ist mit einer Stahlbetonhülle umgeben, die auch den Schutz des Reaktors gegen äußere Einwirkungen übernimmt [3].

Der Schutz gegen äußere Einwirkungen umfaßt Einrichtungen, die dafür sorgen, daß das Reaktorgebäude den Absturz einer schnellfliegenden Düsenmaschine übersteht – d.h. daß dieser Unfall keine Auswirkungen durch den Reaktor auf die Umgebung des Kernkraftwerks hat –, daß es erdbebensicher ist, daß es der Explosion von Gaswolken standhält und auch wirksam gegen Sabotage geschützt ist.

## Qualitätskontrolle und Prüfung

Die Brennelemente, der Reaktor-druckbehälter, der Sicherheitsbehälter und die sonstigen für die Sicherheit wichtigen Komponenten unterliegen bei der Herstellung einer ständi-



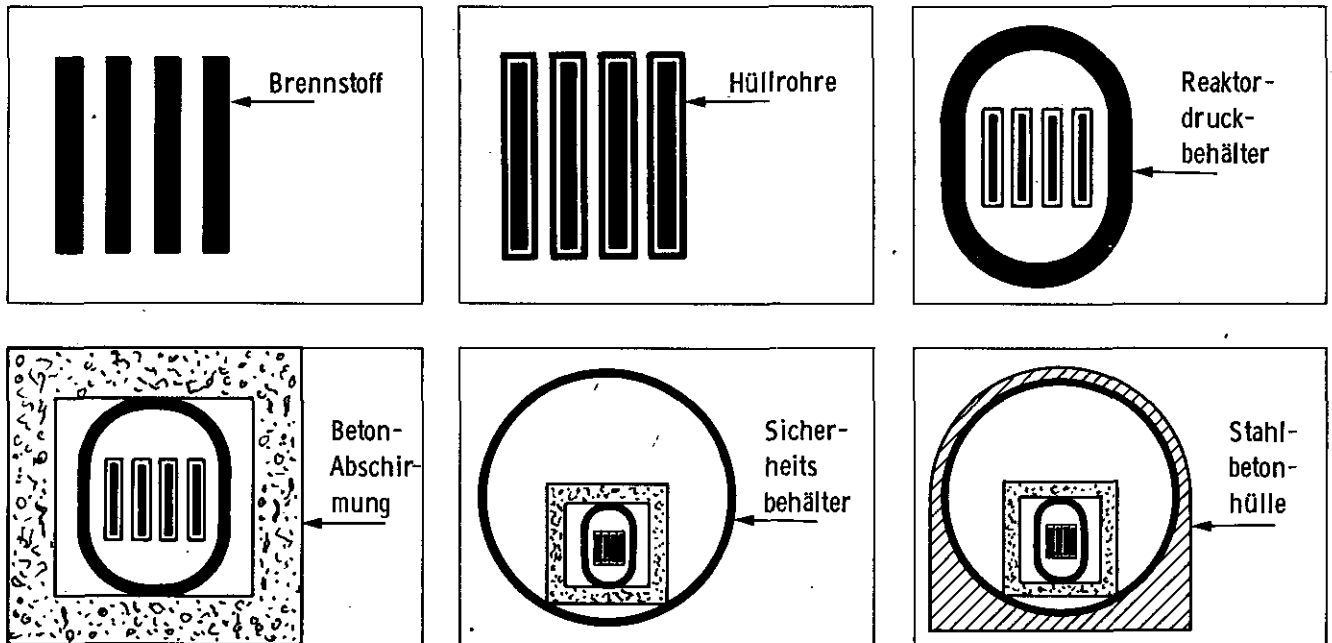


Abbildung 1: Die Sicherheitshüllen eines Reaktors

gen Prüfung und während des Betriebes einer andauernden Überwachung. Allein für die Qualitätskontrolle werden erhebliche Summen ausgegeben: während dieser Anteil an den gesamten Investitionskosten der Kernkraftwerke im Jahre 1960 noch unter 10 % lag, stieg er bis 1970 auf 15 % und liegt heute bei etwa 25 % [4]. In bestimmten zeitlichen Abständen finden die vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen statt, deren Durchführung von den zuständigen Sicherheitsbehörden sorgfältig überwacht wird. Damit ist für den Normalbetrieb eine ausreichende Sicherheit gewährleistet.

### Störfälle und GaU

Auch mit der Frage der Störfälle hat sich die Kerntechnik von Beginn an außerordentlich stark beschäftigt. Keine technische Anlage unterliegt so starken Sicherheitsanforderungen wie eine kerntechnische, und auch keine technische Anlage erfüllt sie in so weitgehendem Maße. Hier überlegt man sich bereits bei der Konstruktion der Anlage, mit welchen Störfällen gerechnet werden kann, welche Folgen diese Störfälle haben könnten und wie wahrscheinlich das Auftreten dieser Störfälle ist. Man erhält dabei ein sogenanntes „Störfallspektrum“. An einem Ende enthält es zahlreiche verschiedene kleinere Störfälle, die mit großer Wahrscheinlichkeit zu erwarten sind, aber keine oder kaum eine Beeinträchtigung der Sicherheit darstellen. Am anderen Ende stehen Störfälle mit evtl. hoher Freisetzung von Spaltprodukten, aber außerordentlich geringer Wahrscheinlichkeit. Dazwischen gibt es einen breiten Übergangsbereich. Man legt nun – letzten Endes per Definition – fest, welche Störfälle zu den „Auslegungsstörfällen“ gehören, welche also möglicherweise so schwerwiegende Folgen haben, daß eine Schädigung des Betriebspersonals oder sogar der Umgebung befürchtet werden muß. Damit das nicht geschieht, wird durch Sicherheitseinrichtungen (wie z.B. das Notkühl-system) dafür gesorgt, daß diese Auslegungsstörfälle schlimmstenfalls zur Stilllegung der Anlage führen, daß aber die Umgebung keinesfalls beeinträchtigt wird. Diese Auslegungsstörfälle werden also so behandelt, als ob sie sicher (also mit der Wahrscheinlichkeit 1) eintreten würden. Insbesondere müssen z.B. Leistungsüberschläge mit unzulässi-

ger Aufheizung der Brennelemente, welche eine Freisetzung von Spaltprodukten zur Folge haben könnten, unter allen Umständen verhindert werden. Das geschieht entweder durch eine aktive Abschaltung durch das Einführen von Absorberstäben oder aber passiv durch die Wirkung des negativen Temperaturkoeffizienten, der bewirkt, daß bei steigender Temperatur die Kettenreaktion behindert wird. Nach dem Betrieb, nach Abschalten des Reaktors, muß gewährleistet sein, daß die Nachwärme abgeführt wird. Diese Nachwärme entsteht durch die Zerfallswärme der Spaltprodukte und kann in Abhängigkeit von der Zeit nach dem Abschalten 5 bis 2 % der Ausgangsleistung betragen; das entspricht bei einem Kraftwerk mit 1000 MW<sub>e</sub> und einer thermischen Leistung von 3000 MW etwa 60–150 MW<sub>th</sub>. Ohne ausreichende Nachwärmeabfuhr würden die Brennelemente schmelzen, sie könnten damit erhebliche Mengen an Spaltprodukten freisetzen. Gegen solche Störfälle sind nun Sicherheitseinrichtungen vorhanden, die automatisch arbeiten, ohne menschliche Beeinflussung. Diese Sicherheitseinrichtungen sorgen für die Abschaltung des Reaktors, leiten schließlich die Notkühlung der Brennelemente ein und verhindern damit eine Beeinträchtigung der Umwelt bis hin zum sogenannten „Größten anzunehmenden Unfall“, der unter der Bezeichnung G a U oder GaU bekannt ist. Auch beim GaU tritt keine Gefährdung der Umgebung durch die Reaktoranlage auf.

Der größte anzunehmende Unfall bei einem Leichtwasserreaktor ist der Bruch einer Hauptdampfleitung: augenblicklich würde der Reaktor entlastet, Dampf und Wasser würden aus der Bruchstelle austreten und im Sicherheitsbehälter aufgefangen. Sofort würde nun die Notkühlung (Abb. 2) in Aktion treten. Kühlwasser würde sowohl als heiße Einspeisung, also oberhalb des Kerns, als auch als kalte Einspeisung, also unterhalb des Kerns, an den Reaktorkern gebracht, so daß auf jeden Fall gewährleistet ist, daß dieses Wasser durch den Kern tritt und ihn kühlt und nicht sofort aus der Bruchstelle austritt. Das Wasser wird aus einem Wasservorrat genommen.

Man gibt sich aber nicht damit zufrieden, durch Sicherheitseinrichtungen die Auswirkungen von Störfällen zu begrenzen, man sorgt auch dafür, daß diese Sicherheitseinrichtungen selbst mehrfach ausgelegt sind, damit sie auch bei

Folgestörungen einwandfrei ihre Funktion ausführen können (Abb. 3). Man nennt dies eine redundante Auslegung. Die Notkühlung z.B. ist vierfach ausgelegt, weil man die denkbar ungünstigste Situation vor Augen hat. Eine Notkühlleinrichtung sei zum Zeitpunkt der Anforderung in Reparatur, die zweite falle aus, von der dritten verlasse das Kühlwasser direkt den Reaktor wieder durch die Bruchstelle; dann ist die vierte in der Lage, die Kühlung des Kerns völlig allein zu übernehmen, ein Schmelzen zu verhindern und damit auch den Austritt der Spaltprodukte aus eventuell geschmolzenen Brennelementen vollkommen zu vermeiden.

Tatsächlich sind solche „Größten anzunehmenden Unfälle“ oder GaUs etwa nur einmal in 10.000 bis einmal in 100.000 Jahren pro Reaktor zu erwarten [5].

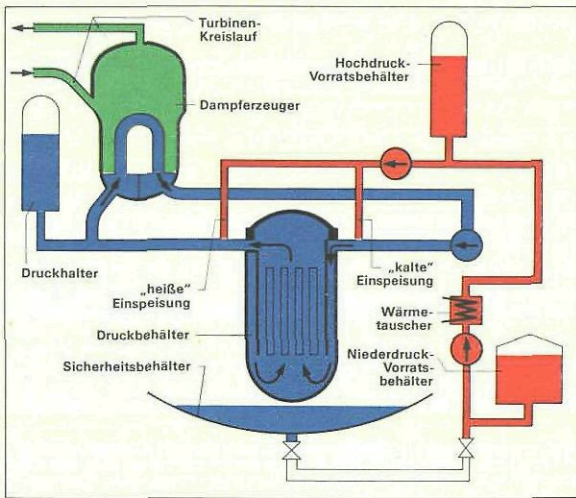


Abbildung 2: Schematische Darstellung des Notkühlsystems für einen Druckwasser-Reaktor (nur eins von 4 Systemen eingezeichnet)

### Sicherheitsanalyse

Die Ermittlung aller möglichen Störfälle und ihrer Eintrittswahrscheinlichkeiten ist Gegenstand der Sicherheitsanalyse. Zwei wichtige Methoden sollen hier dargestellt werden, die Fehlerbaum-Analyse und die Ereignisbaum-Analyse. Zunächst sei jedoch darauf hingewiesen, daß die meisten Komponenten und Werkstoffe in einem Kernkraftwerk die

z.B. Versagenswahrscheinlichkeit für 1 Ventil:  
 $\frac{1}{100}$  pro Anforderung  
 Versagenswahrscheinlichkeit für 3 Ventile gleichzeitig:  
 $\frac{1}{100} \cdot \frac{1}{100} \cdot \frac{1}{100} = \frac{1}{1000000}$  pro Anforderung

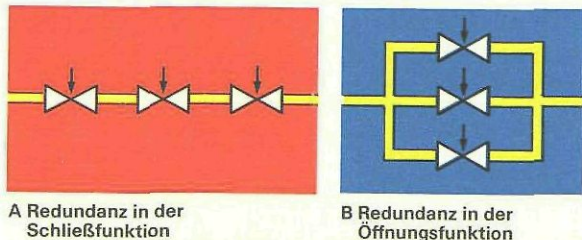


Abbildung 3: Redundanz am Beispiel von Ventilen

gleichen sind, wie sie auch in konventionellen Anlagen vorkommen (Ventile, Rohrleitungen, Schalter, Druckbehälter usw.). Man kann deshalb ihre Versagenswahrscheinlichkeit in vielen Fällen aus der Erfahrung beurteilen.

Beim Fehlerbaum geht man von einem angenommenen Störfall aus und fragt, welche Ursachen dazu führen können. Abb. 4 zeigt einen vereinfachten Ausschnitt aus

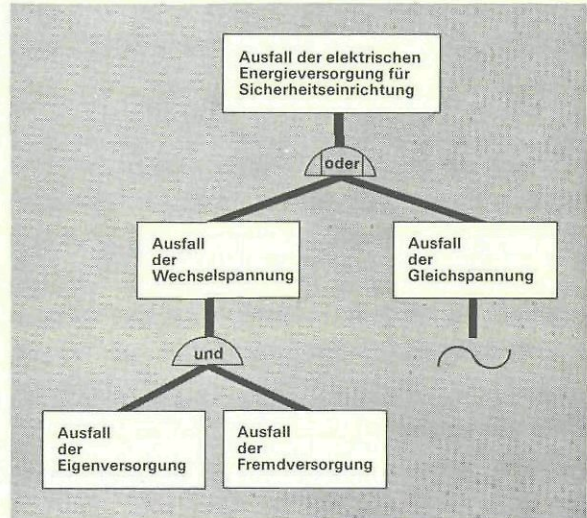


Abbildung 4: Fehlerbaum

einem solchen Fehlerbaum. Die Ursachen werden solange weiter verfolgt, bis man auf Komponenten stößt, deren Ausfallraten entweder bekannt sind oder mit vernünftigem Aufwand experimentell bestimmt werden können; wo das nicht möglich ist, wird nach der sicheren Seite abgeschätzt, d.h. die Ungenauigkeit der Daten wird durch höhere Sicherheitszuschläge kompensiert. Aus dem Fehlerbaum kann (von unten nach oben) mit Hilfe mathematischer Methoden die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten des angenommenen Störfalls – z.B. Ausfall des gesamten Notkühlungssystems im Falle einer Anforderung – berechnet werden. Im Beispiel der Abb. 4 bedeutet dies: die elektrische Energieversorgung für eine bestimmte Sicherheitseinrichtung fällt aus, wenn entweder die Wechselspannung oder die Gleichspannung ausfällt. Hier sind beide Wahrscheinlichkeiten zu addieren (z.B.  $10^{-4} + 10^{-4} = 2 \cdot 10^{-4}$ ). Damit die Wechselspannung ausfällt, müssen Eigenversorgung und Fremdversorgung ausfallen; die Wahrscheinlichkeiten sind zu multiplizieren (z.B.  $10^{-4} \cdot 10^{-4} = 10^{-8}$ ).

Beim Ereignisbaum geht man in umgekehrter Richtung vor (Abb. 5). Es wird untersucht, welche Folgen das Versagen eines Einzelteils hat und mit welchen Wahrscheinlichkeiten gefährliche Auswirkungen auftreten. Die Einzelwahrscheinlichkeiten für das Versagen (Abb. 5), mit  $P_A$ ,  $P_B$ ,  $P_C$  usw. bezeichnet, werden der Fehlerbaumanalyse entnommen. Die Wahrscheinlichkeit für den Erfolg ist dann entsprechend  $(1-P_A)$ ,  $(1-P_B)$ , usw. In Wirklichkeit sind Fehler- und Ereignisbäume sehr viel feiner unterteilt und umfangreicher, so daß die Auswertung nur mit Hilfe von elektronischen Datenverarbeitungs-Anlagen möglich ist.

Allerdings lassen sich aus logischen Gründen einzelne Zweige des Ereignisbaumes eliminieren. So führt z.B. der Ausfall der gesamten elektrischen Versorgung auch zum

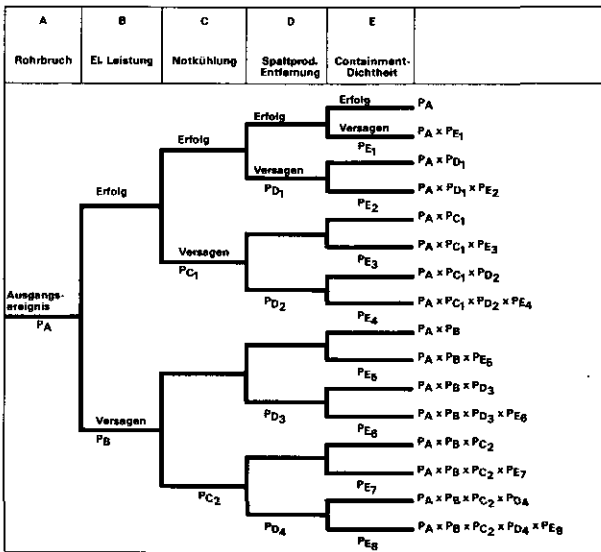


Abbildung 5: Ereignisbaum

Ausfall aller nachfolgenden Schutzsysteme und es bleibt nur ein Teil der Zweige übrig.

Auf diese Weise läßt sich ein weitgehend vollständiges Bild des Störfallspektrums gewinnen. Dabei gelingt es auch, evtl. noch vorhandene schwache Stellen des Systems zu identifizieren und durch gezielte Verbesserungen, Erhöhung der Redundanz oder ähnliche Maßnahmen, die Sicherheit zu erhöhen.

Mit Hilfe von besonderen Empfindlichkeitsstudien ist man zu dem Ergebnis gekommen, daß die Systemsicherheit praktisch unverändert bleibt, wenn Angaben über einzelne Ausfallraten recht kräftig geändert werden [6]. Und die Erfahrungen mit realen Störfällen (z.B. in Würzgassen oder Browns Ferry, USA) haben gezeigt, daß auch unvorhergesehene Störfälle, verursacht z.B. durch nicht optimales Verhalten des Reaktorpersonals, so abgedeckt sind, daß keine Beeinträchtigung des Reaktorpersonals und der Umgebung auftrat.

### Hypothetische Störfälle

Mit einiger Phantasie kann man sich natürlich auch Störfälle ausdenken, die über den GaU hinausgehen, sogenannte hypothetische Störfälle. Sie sind dadurch definiert, daß ihre Eintrittswahrscheinlichkeit weitaus kleiner ist als die Eintrittswahrscheinlichkeit des „Größten anzunehmenden Unfalls“ oder eines anderen Auslegungstörfalls. Es ist nicht möglich, gegen jede Art hypothetischer Störfälle Sicherheitseinrichtungen zu schaffen, so ist es z.B. technisch nicht durchführbar, einen Reaktor wirkungsvoll und absolut sicher gegen den Einschlag eines großen Meteoriten zu schützen. Daher greift man bei der Behandlung hypothetischer Störfälle zu einer probabilistischen Betrachtungsweise. Eine probabilistische Betrachtungsweise berücksichtigt die Eintrittswahrscheinlichkeit von Störfällen und die Analyse der Auswirkungen, die durch diese Störfälle verursacht werden. Für die Berechnung von Eintrittswahrscheinlichkeiten werden ebenfalls die methodischen Hilfsmittel der Sicherheitsanalyse herangezogen.

Das Produkt aus Eintrittswahrscheinlichkeit  $P_i$  und Auswirkung  $C_i$  ist das Risiko  $R_i$ . Wenn die Eintrittswahrscheinlichkeit in Ereignissen pro Zeiteinheit angegeben wird und die Aus-

wirkung in Schaden pro Ereignis, so ist das Risiko als Schaden pro Zeiteinheit definiert:

$$\text{Risiko} \left\{ \begin{array}{l} \text{Auswirkungen} \\ \text{Zeit-einheit} \end{array} \right\} = \text{Häufigkeit} \left\{ \begin{array}{l} \text{Ereignisse} \\ \text{Zeit-einheit} \end{array} \right\} \times \text{Schwere} \left\{ \begin{array}{l} \text{Auswirkungen} \\ \text{Ereignis} \end{array} \right\}$$

$$R_i = P_i \cdot C_i$$

(Beispiel:  $\frac{\text{Zahl der Unfalltoten}}{\text{Jahr}} = \frac{\text{Zahl der Unfälle}}{\text{Jahr}} \times \frac{\text{Zahl der Toten}}{\text{Unfall}}$ )

Das Gesamtrisiko ergibt sich als Summe der quantitativ gleichartigen Teilrisiken aus allen möglichen Ursachen, also

$$R = \sum R_i = \sum P_i C_i$$

Zur Bewertung des Risikos ist eine Art von Kosten-Nutzen-Analyse erforderlich, aus der hervorgeht, ob die Bevölkerung ein Risiko zu akzeptieren bereit ist oder nicht. Intensive Untersuchungen in den Vereinigten Staaten haben gezeigt (Abb. 6), daß die Eintrittswahrscheinlichkeit von  $10^{-3}$  pro Jahr für einen Unfall, der einen selbst zu Tode bringt, als zu hoch angesehen wird. Das Todesrisiko durch Krankheiten liegt etwa in dieser Größenordnung. Bei einer Eintrittswahrscheinlichkeit von  $10^{-4}$  pro Jahr besteht zwar eine geringe Bereitschaft, Risiken zu tolerieren, jedoch werden Gegenmaßnahmen unternommen, die auch dann eingeleitet werden, wenn sie Geld kosten, z.B. Schutz gegen Verkehrsunfälle und Feuer. Bei  $10^{-5}$  pro Jahr wird zwar ein Risiko wahrgenommen, jedoch toleriert. So werden z.B. Kinder von den Eltern gewarnt vor Ertrinken und vor der Einnahme von Gift. Ein Risiko von  $10^{-6}$  pro Jahr wird nicht mehr wahrgenommen; es wird absolut akzeptiert, da es vergleichbar ist mit der Eintrittswahrscheinlichkeit der Naturereignisse Blitz, Überschwemmung, Erdbeben und Schlangenbiß. Die Eintrittswahrscheinlichkeit für den Tod durch Kernkraftwerke ist erheblich kleiner als  $10^{-6}$  und sollte also nach dieser Skala durchaus im Bereich von akzeptierbaren Risiken liegen [7].

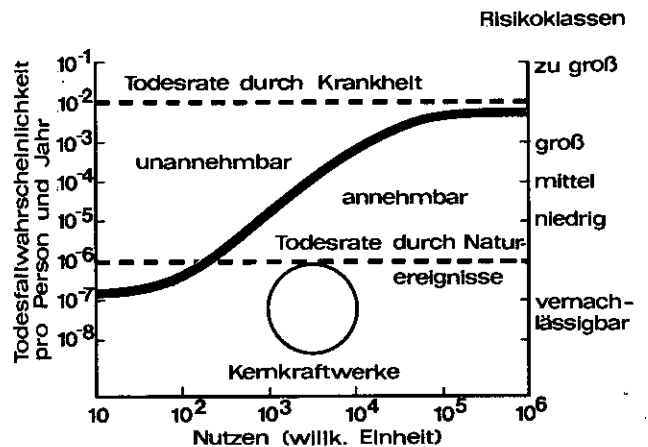


Abbildung 6: Abhängigkeit des akzeptierten Risikos vom erwarteten Nutzen [7]

Die Wahrscheinlichkeit für den Bruch einer Hauptdampfleitung ist  $10^{-4}$  pro Reaktor und Jahr. Daraufhin würde die Notkühlung als Sicherheitseinrichtung in Aktion treten. Ein Ausfall der Notkühlung ist nun mit  $10^{-5}$  pro Anforderung angegeben, so daß sich für den Bruch einer Hauptdampfleitung bei gleichzeitigem Ausfall der Notkühlung eine Eintrittswahrscheinlichkeit von  $10^{-8}$  bis  $10^{-9}$  pro Jahr ergibt,

d.h. einmal in etwa 100 Mio. Jahren. Tab. 1 zeigt verschiedene zivilisatorische und technische Risiken im Vergleich.

Tabelle 1: Vergleich verschiedener Risiken (nach [8])

	Tote pro 1 Mio. Personen und Stunde
Straßenverkehr .....	0,5
Linienflug .....	0,9
Haushalt und Freizeit .....	0,05
Staudammbruch .....	0,01
Kernkraftwerk: Katastrophaler Unfall.....	0,00001
	Erkrankungen pro 1 Mio. Personen und Stunde
Kernkraftwerke im Normalbetrieb .....	0,0004

### Die Rasmussen-Studie

In den Vereinigten Staaten ist mit einem Aufwand von 50 Mann-Jahren eine umfangreiche Studie angefertigt worden, die nach dem Leiter der Studiengruppe Rasmussen-Studie [9] genannt wird. Sie befaßt sich mit den Eintrittswahrscheinlichkeiten und den Folgen eines Kernschmelzen-Unfalls, d.h. eines Unfalls, der das Zusammenschmelzen eines Teils oder der Gesamtheit des Reaktorkerns zur Folge hat. Bisher war das Niederschmelzen des Kerns meistens mit der nuklearen Katastrophe gleichgesetzt worden.

Die Rasmussen-Studie weist nach, daß dies nicht richtig ist und daß ein Kernschmelzen-Unfall sehr unterschiedliche Auswirkungen haben kann. In dieser Studie wurde das Ergebnis von 4800 Kombinationen von Störfallabläufen analysiert. Die Auswirkungen wurden berechnet als Folge der Menge der freigesetzten radioaktiven Produkte, der Wetterbedingungen und der Anzahl der strahlenexponierten Personen. Die untere Grenze des Schadens ergibt sich aus einem Kernschmelzen-Unfall, der einmal in 17.000 Jahren pro Reaktor auftreten kann: keine Toten, keine Verletzten, 100.000 \$ Sachschaden. Die obere Grenze stellt ein Unfall dar, der einmal in einer Milliarde Jahren pro Reaktor auftritt, dann allerdings 2.300 Tote, 5.600 Verletzte und einen Sachschaden von 6,2 Milliarden \$ verursacht.

Um das Risiko der Kernenergie zu bewerten, muß man es mit anderen zivilisatorischen Risiken und mit Naturereignissen vergleichen. Abb. 7 zeigt das Risiko von insgesamt 100 Kernkraftwerken im Vergleich mit zivilisatorischen Risiken. Aufgetragen ist die Eintrittswahrscheinlichkeit eines Unfalltyps mit einer vorgegebenen Anzahl von Toten. Es ist deutlich zu erkennen, daß sämtliche zivilisatorischen Risiken, wie Flugzeugabsturz, Feuer, Explosionen, Staudammbrüche, Chlorfreisetzungen aus der chemischen Industrie, mindestens um den Faktor 100 über dem Risiko von 100 Kernkraftwerken liegen. Die Zahl von 100 Kernkraftwerken wurde gewählt, da um 1980 in den USA etwa diese Zahl von Kernkraftwerken in Betrieb sein wird.

Abb. 8 zeigt den Vergleich mit Naturereignissen wie Erdbeben, Tornados und Hurrikans.

Hier sind die natürlichen Risiken etwa tausendmal so groß wie das Risiko von 100 Kernkraftwerken. Erst ein Vergleich mit recht extremen Naturereignissen – nämlich mit dem Absturz eines Meteoriten – liefert vergleichbare Risikowerte.

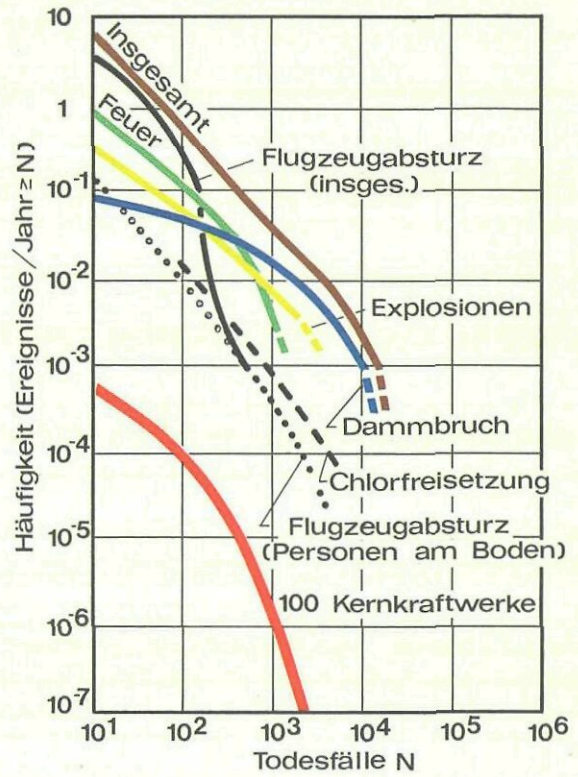


Abbildung 7: Das Risiko der Kernenergie im Vergleich mit anderen zivilisatorischen Risiken [9]

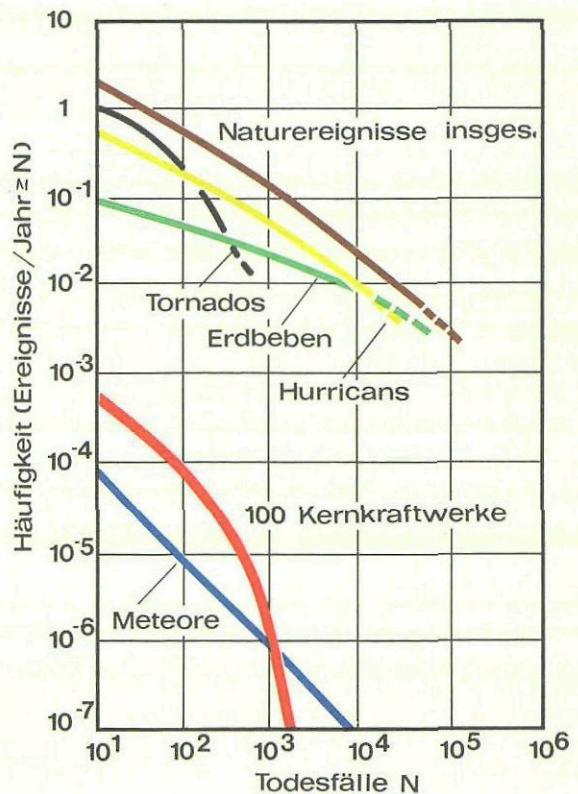


Abbildung 8: Das Risiko der Kernenergie im Vergleich mit natürlichen Risiken [9]

Die Ergebnisse der Studie, die in den Vereinigten Staaten durchgeführt wurde, sind nicht direkt übertragbar auf Deutschland. Unser Land ist dichter besiedelt als die Vereinigten Staaten, die Bevölkerungsdichte in der Nähe eines Kraftwerkes ist bei uns um den Faktor 3 bis 10 höher als in den USA. Die Notkühlung allerdings ist nach unseren Genehmigungsanforderungen 50 bis 100 mal zuverlässiger, da sie auf einer etwas anderen Art basiert und mehrere Einspeisungen – im heißen und im kalten Strang – vorsieht. Wenn man dies berücksichtigt, so kann man zu dem vorläufigen Schluß kommen, daß die Ergebnisse der Studie auch für die Bundesrepublik zutreffen. Eine genauere Prüfung der Übertragbarkeit ist zur Zeit in Arbeit und wird quantitativ exaktere Resultate liefern.

Früher veröffentlichte Abschätzungen von hypothetischen Störfällen hatten stets größere Risikowerte ergeben und wurden daher auch von Gegnern der Kernenergie bevorzugt zitiert. Diese Untersuchungen – am bekanntesten wurde die amerikanische Studie WASH-740 vom Jahre 1957 [10] – sind durch die Rasmussen-Studie überholt. Das liegt daran, daß z.B. bei WASH-740 Störfälle mit bestimmten Freisetzungen radioaktiver Stoffe einfach postuliert wurden ohne Rücksicht darauf, ob sie überhaupt physikalisch möglich sind, z.B. Freisetzung des halben Spaltproduktinventars einschließlich der Feststoffe. Die tatsächlichen Sicherheitseigenschaften von Kernkraftwerken wurden nicht untersucht. Außerdem wurden für die Ausbreitung und Auswirkung extrem ungünstige Annahmen über Wetterbedingungen und Bevölkerungsdichte gemacht; eine Evakuierung wurde nicht in Betracht gezogen. Vor allem aber basierten die Werte für die Eintrittswahrscheinlichkeit auf Vermutungen und waren nicht das Ergebnis wissenschaftlicher Untersuchungen. Erst die Rasmussen-Studie hat alle diese Parameter so exakt wie möglich erfaßt und eine Wahrscheinlichkeitsverteilung in der Analyse berücksichtigt.

### Sicherheitsforschung

Aus dem bisher Gesagten dürfte bereits hervorgegangen sein, daß es kein logischer Widerspruch ist, wenn einerseits behauptet wird, Kernkraftwerke seien sicher und andererseits auch vom Staat Geld für Sicherheitsforschung ausgegeben wird. In der Technik gibt es keine absolute Sicherheit, sie kann immer nur relativ sein und deshalb ist sie verbesserungsfähig. Weitere spezielle Gründe für die Notwendigkeit von nuklearer Sicherheitsforschung sind:

- In den letzten Jahren erfolgte der Übergang zu größeren und damit wirtschaftlicheren Einheiten. Daraus ergaben sich teilweise qualitativ neue Sicherheitsprobleme, die gelöst werden mußten.
- Für Reaktorstandorte in der Nähe von Ballungszentren ergeben sich erhöhte Sicherheitsanforderungen.
- Für fortgeschrittene Reaktoren – Hochtemperatur-Reaktor und Schneller Brüter – ist noch Sicherheitsforschung zusammen mit der technischen Entwicklung großer kommerzieller Anlagen erforderlich.
- Die Methoden der Sicherheitsanalyse wurden in den letzten Jahren weiterentwickelt und erheblich verfeinert. Früher war man mangels genauerer Kenntnisse gezwungen, Sicherheitseinrichtungen überdimensioniert auszuliegen; heute kann dank besserer Kenntnisse mit den gleichen Kosten eine höhere Sicherheit erreicht werden.

### Umweltbelastung durch fossile Kraftwerke und Kernkraftwerke

Zusammenfassend läßt sich feststellen: Jedes Kernkraftwerk erfüllt die Forderung, daß die radioaktive Belastung an der ungünstigsten Stelle in der Nachbarschaft im Normalbetrieb unter 30 mrem/Jahr bleibt. Das bedeutet praktisch, daß die radioaktive Belastung der Bevölkerung weniger als 1 mrem/Jahr beträgt, und zwar für alle kerntechnischen Anlagen zusammen und nicht etwa pro Reaktor. Dies ist weniger als 1 % der natürlichen Strahlenbelastung [1].

Um die Belastung der Umwelt durch Kernkraftwerke zu beurteilen, müssen wir sie mit der Belastung durch fossil beheizte Kraftwerke, also durch Kohle-, Öl- und Gaskraftwerke vergleichen. Kohle- und Ölkraftwerke emittieren Schwefeldioxid, Kohlendioxid und Stickoxide. Eine Studie [11] stellt fest, daß bereits heute die Grenze der zumutbaren Belastung durch Schwefeldioxid und Stickoxide sowie durch Staub erreicht ist. Geht man aber von der Annahme aus, daß die Versorgung der Bundesrepublik mit elektrischer Energie ganz von Kernkraftwerken übernommen würde, so läge die Belastung durch Radioaktivität heute noch etwa um den Faktor 100 bis 1000 unter den zulässigen Grenzen. Abb. 9 zeigt die Belastungen durch radioaktive Strahlung, durch Schwefeldioxid und durch

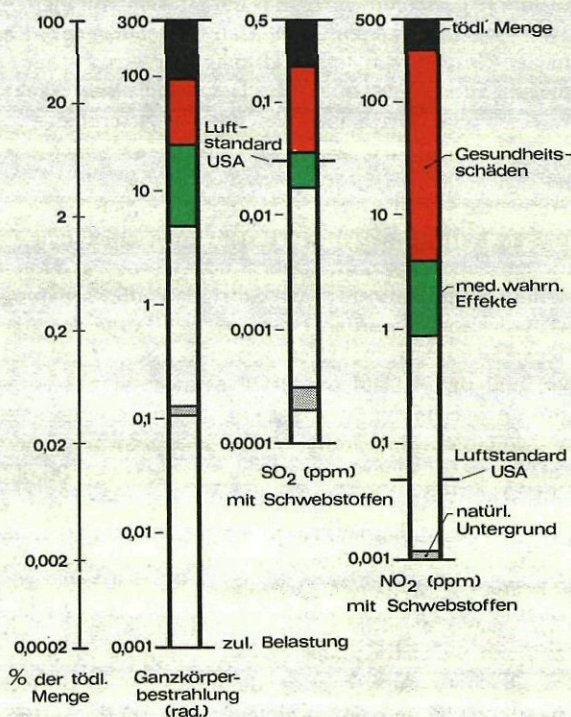


Abbildung 9: Umweltbelastung durch ionisierende Strahlung, durch Schwefeldioxyd (SO<sub>2</sub>) und Stickoxyd (NO<sub>2</sub>) [7]

Stickoxide. Aufgezeichnet sind die natürliche Untergrundbelastung, die zumutbare Belastung sowie die Mengen, die für den Nachweis medizinischer Effekte, für Erkrankungen und für den Tod verantwortlich sind. Bemerkenswert ist, daß bei der Radioaktivität die zumutbare Belastung unter der natürlichen Belastung liegt, wohingegen die zugelassenen Werte für Schwefeldioxyd und Stickoxide weit über der Untergrundbelastung liegen und sehr nahe in den Bereich der medizinisch erkennbaren Effekte geraten. Wenn man dazu berücksichtigt, daß durch fossile Kraftwerke die

zulässigen Grenzen der Umweltbelastung bei uns bereits in manchen Gegenden erreicht sind, so zeigt diese Darstellung, daß fossile Kraftwerke eine erheblich größere Umweltbelastung darstellen als Kernkraftwerke. Und wie bereits gezeigt wurde, ist das Risiko, durch ein Kernkraftwerk an Gesundheit oder Leben einen Schaden zu erleiden, in der Tat weitaus geringer als alle vergleichbaren Risiken.

Die Abwärmeprobleme sind gleich für jede Art von elektrischer Energieerzeugung aus Wärmekraftwerken. Die Abwärmemenge ist jedoch für heutige Leichtwasserreaktoren etwa um 50 % höher als für fossil beheizte Kraftwerke. Für fortgeschrittene Reaktoren, Hochtemperatur-Reaktor oder Schneller Brüter, sind die Abwärmemengen gleich groß oder sogar kleiner als bei konventionellen Anlagen.

Die bisherige Bilanz des Betriebes von Kernkraftwerken ist positiv. In Deutschland wurden durch den Betrieb von Reaktoren 450 Reaktorjahre erzielt; dabei ist kein Mensch aus der Bevölkerung zu Schaden oder gar zu Tode gekommen. Große Unfälle mit Auswirkungen auf die Umgebung sind nicht aufgetreten. Das ist auch nicht verwunderlich, da die Wahrscheinlichkeit für solche Unfälle verschwindend klein ist. Nicht zuletzt ist dies der großen Sorgfalt und äußersten Genauigkeit bei der Herstellung und Prüfung zu verdanken. Da die Anforderungen im Lauf der Jahre gestiegen sind und weiter steigen werden, ist zu erwarten, daß dieser große Sicherheitsstandard auch in Zukunft erhalten bleibt und noch gesteigert wird.

Absolute Sicherheit ist in der Technik nicht zu erzielen. Jeder technologischen Errungenschaft und jeder technischen Einrichtung ist ein gewisses Risiko zuzuordnen, dem man sich nicht entziehen kann, es sei denn, man verzichtet auf technische und zivilisatorische Einrichtungen überhaupt. Diese Risiken haben die Menschen bisher akzeptiert, wenn sie ihnen, verglichen mit den gewohnten Risiken, erträglich erschienen. So ist auch die Kerntechnik als technische Einrichtung mit einem zwar verschwindend kleinen, aber dennoch bestehenden Risiko, dem sogenannten „Restrisiko“ verbunden. Dieses Risiko wird jedoch durch eine maximal erreichbare Sicherheit so klein wie möglich gehalten.

Kernenergie ist vielleicht nicht die bester aller Methoden zur Energieerzeugung. Für die Gegenwart und die nächsten

Jahrzehnte scheint sie jedoch die einzige Möglichkeit zu sein, unseren Energiebedarf und den der wachsenden Erdbevölkerung sicher, umweltfreundlich und wirtschaftlich zu decken.

## Literatur

- [1] Feldmann, A.: Kernenergie und Strahlenrisiko. S. 39 dieses Heftes
- [2] Stünkel, D. et al: Stand und Entwicklung der Reaktordruckgefäße. Atomwirtschaft, Vol. 19, S. 530–536 (1974)  
Bonka, H.: Auslegung und Fertigung von Reaktordruckgefäßen für Leichtwasserreaktoren. Energie und Technik, 23. Jahrgang, S. 272–277 (1971)
- [3] Sütterlin, L.: Über die Gefährdung von Kernkraftwerken durch äußere Einwirkungen. TÜ, Bd. 16, S. 38–40 (1975)  
de Jong, K.-H.: Schutz von Kernkraftwerken gegen äußere Einflüsse Flugzeugabsturz, Druckwellen, Erdbeben. TÜ, Bd. 16, S. 41–44 (1975)
- [4] Mc Master, R.C.: Nondestructive Testing in Nuclear Power Industry; Conf. on Nondestructive Testing in the Nuclear Power Industry, Sept. 23–25, 1974, TANSO 19, (Suppl. 2), S. 1
- [5] Birkhofer, A. et al: Reactor Safety in the Federal Republic of Germany. 4. Genfer Konferenz 1971, Paper Nr. 364  
Mayinger, F.: Beherrschung des Kühlmittelverlustunfalles und Probleme der Notkühlung. SVA-Tagung Sicherheit von Kernkraftwerken, Nov. 1974
- [6] Dressler, E. et al: Ergebnisse einer Zuverlässigkeitsanalyse bei Verwendung unterschiedlicher Ausfalldaten. Atomwirtschaft, Vol. 20, S. 294–295 (1975)
- [7] Starr, C. et al: Public Health Risks of Thermal Power Plants. UCLA-ENG-7242 May 1972 und Nuclear News, Vol. 15, No. 10, Oct. 1972
- [8] Lindackers, K.-H.: Die Bedeutung technischer Risiken. Atomwirtschaft, Vol. 19, S. 284–288 (1974)
- [9] USAEC, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants. WASH-1400 (Draft), Aug. 1974  
Der Rasmussen-Bericht (WASH-1400), Übersetzung der Kurzfassung IRS-S-12. Institut für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungsvereine e.V., Köln (1974)
- [10] USAEC, Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants, WASH-740, März 1957
- [11] Büker, H. et al: Kernenergie und Umwelt; Studie im Auftrag des Bundesministeriums für Forschung und Technologie. Jül-929-HT-WT, 1973