



KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH

6412

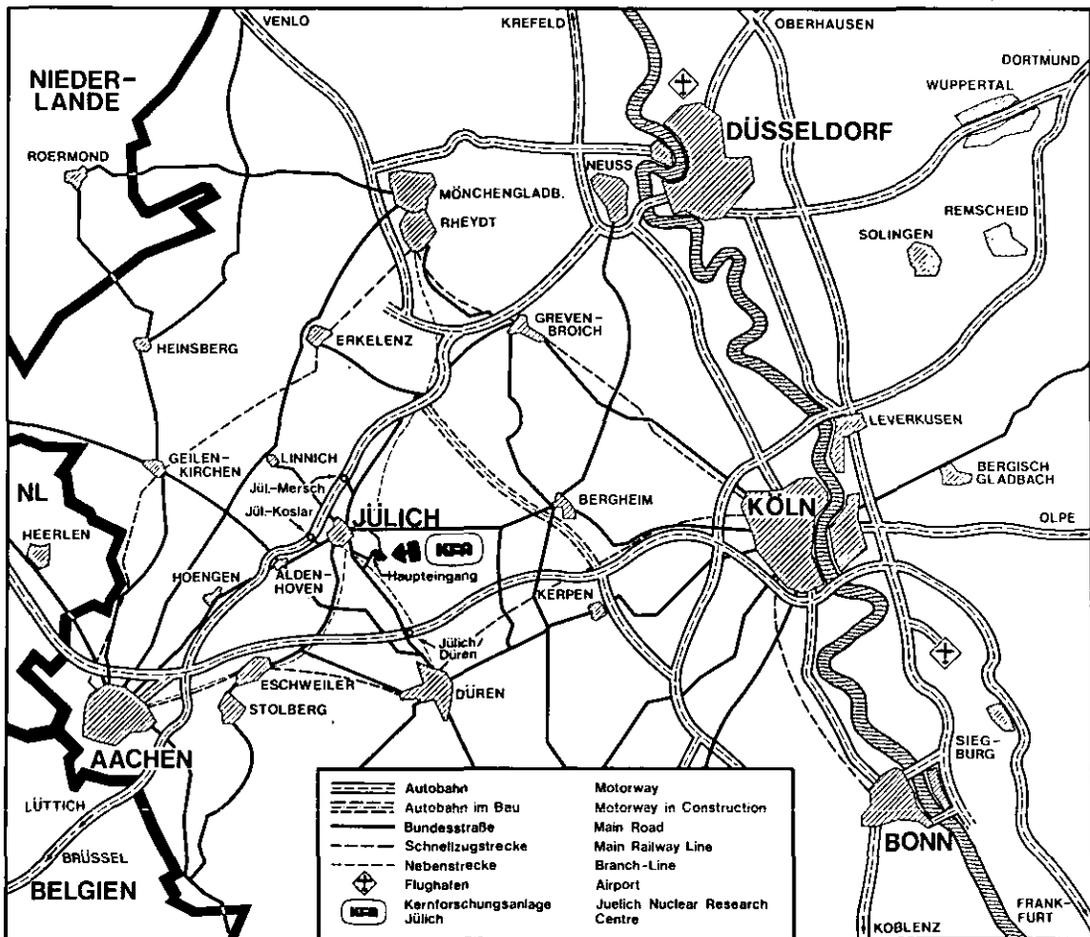
Perspektiven der Kernenergie

Vorträge eines Seminars
veranstaltet von der
Programmgruppe Kernenergie und Umwelt
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Redaktion: P. Borsch, W. Freier, E. Münch

**Jül-Conf-32
Dezember 1979**

ISSN 0344-5798



Als Manuskript gedruckt

Berichte der Kernforschungsanlage Jülich Jül-Conf-32

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
 Postfach 1913 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)
 Telefon: 02461/611 · Telex: 833556 kfa d

Perspektiven der Kernenergie

Vorträge eines Seminars
veranstaltet von der
Programmgruppe Kernenergie und Umwelt
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

H. Barnert, P. Borsch, J. Darvas,
G. Fuchs, H. Geiß, G. Heusener,
H. Kever, M. Meliß, E. Münch,
M. Paschke, R. Schulten, H.-J. Wagner,
G.H. Wolf

Redaktion: Peter Borsch, Waltraud Freier, Erwin Münch

Inhalt

E. Münch: Vorwort	5
--------------------------------	---

H. Barnert, E. Münch, R. Schulten:

Der Hochtemperaturreaktor	7
1. Einleitung	7
2. Funktionsweise des Hochtemperaturreaktors	7
2.1 Physikalische Prinzipien und Konstruktionsmerkmale	7
2.2 Der Brennstoffkreislauf des Hochtemperaturreaktors	8
2.3 Prototypen und Demonstrationsanlagen	9
3. Nukleare Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren	12
3.1 Sicherheitsaspekte des Hochtemperaturreaktors	12
3.2 Charakteristisches Störfallverhalten	12
3.3 Die AIPA-Studie	13
4. Möglichkeiten der Nutzung des Hochtemperaturreaktors	13
4.1 Der HTR zur Stromerzeugung	13
4.2 Der Hochtemperaturreaktor als Prozeßwärmerezeuger	13
5. Schlußbetrachtung	16

G. Heusener:

Schnelle Brutreaktoren	19
1. Einleitung	19
2. Die energiewirtschaftliche Bedeutung des SBR	19
2.1 Uranausnutzung beim LWR und beim SBR	19
2.2 Energiewirtschaftliche Konsequenzen	20
3. Technisches Konzept der Brüter-Kraftwerke	21
3.1 Energieerzeugung und Brutprozeß	21
3.2 Wärmeübertragung	22
4. Das Kühlmittel Natrium	22
4.1 Betriebseigenschaften	22
4.2 Verhalten bei Störfällen	23
5. Die nukleare Sicherheit Schneller Brutreaktoren	24
5.1 Das Barrierenprinzip	24
5.2 Sicherheitsmaßnahmen	24
5.3 Präventive Maßnahmen beim SNR-300	25
5.4 Containmentmaßnahmen beim SNR-300	26
6. Bau- und Betriebserfahrungen	27
7. Zusammenfassung	28

H. Geiß und M. Paschke:

Radioökologie – Die Emission von Radionukliden und ihr Verhalten in der Nahrungskette und im menschlichen Körper	29
Einleitung	29
1. Abgabe und Ausbreitung von Radionukliden	29
1.1 Betriebliche Freisetzung	29
1.2 Gasförmige radioaktive Stoffe (atmosphärische Ausbreitung)	30
1.3 Flüssige radioaktive Ableitungen	33
2. Radionuklide im Ökosystem	34
2.1 Das Verhalten im lebendigen Organismus	34
2.2 Die möglichen Wege der Strahlenbelastung für den Menschen	34
2.3 Der Begriff der Nahrungskette	35

2.4 Die wichtigsten Pfade für Ingestionsbelastung	35
2.5 Faktoren, die die Wanderung der Radionuklide beeinflussen	37
2.6 Der Transferfaktor – Produkt aus ökologischen Gegebenheiten und der Physiologie des Organismus	37
2.7 Von der Aktivität zur Organdosis	37
2.8 Die relevanten Nuklide und ihre kritischen Belastungspfade	37
Zusammenfassung	38

P. Borsch und H.-J. Wagner:

Energie und Umwelt	41
1. Einleitung	41
2. Schadstoffbelastung der Gewässer	41
3. Schadstoffbelastung der Luft	42
3.1 Luftschadstoffe und ihre Wirkungen	42
3.2 Übersicht über emittierte chemische Schadstoffe	44
3.3 Immissionsgrenzwerte	45
3.4 Vergleich der Schadstoffbelastung bei verschiedenen Methoden der Energieerzeugung	46
4. Die Risiken verschiedener Energietechnologien	47
4.1 Ein Risikovergleich Kohle-Kernenergie	47
4.2 Risikovergleich alternativer Energieerzeugungstechnologien	47
5. Die Wärmebelastung der Atmosphäre	49
6. Zusammenfassung	50

M. Meliß:

Nutzungsmöglichkeiten regenerativer Energiequellen in der Bundesrepublik Deutschland	53
1. Einleitung	53
2. Überblick über die der Menschheit zugänglichen Energieströme	53
3. Potentiale der in der Bundesrepublik Deutschland nutzbaren Energieströme	55
4. Technik und Wirtschaftlichkeit ausgewählter Nutzungsmöglichkeiten regenerativer Energieströme	57
4.1 Windenergiekonverter (WEK)	57
4.2 Niedertemperatur-Kollektoranlagen	57
4.3 Wärmepumpen	59
5. Zusammenfassung	60

J. Darvas, G. Fuchs, H. Keuer, G.H. Wolf:

Kontrollierte Kernfusion – eine Alternative der künftigen langfristigen Energieversorgung	63
1. Einleitung	63
2. Bedingungen für die Freisetzung der Fusionsenergie	63
3. Der Tokamak	64
3.1 Plasmaeinfluß und Wärmedämmung	64
3.2 Heizung	65
3.3 Zündung unter realen Bedingungen	66
4. Optimierungsaufgaben	66
5. Technologische Aufgaben	66
5.1 Tritium und Blanket	67
5.2 Materialfragen	68
5.3 Sicherheitsfragen	69
6. Ausblick	69

Vorwort

Die Auseinandersetzung um die Einführung und den weiteren Ausbau der Kernenergie besteht in der Bundesrepublik Deutschland mit wechselnder Intensität und in unterschiedlichen Erscheinungsformen seit mehreren Jahren. Die Argumente und Thesen der Diskussion drehen sich um die verschiedenen Wechselbeziehungen zwischen der Kernenergie und unserer Umwelt. In der Kontroverse, in der häufig emotionelle Aussagen anstelle eines sachlichen Abwägens des Für und Wider vorgebracht werden, stehen sich die diversen sozialen, politischen und wirtschaftlichen Gruppierungen unserer Gesellschaft gegenüber. Die Skala der Wertung reicht von höchster Zustimmung zur Kernenergie bis zu tiefster Verdammung einer Technologie, die eine wesentliche Option zur Deckung des Energiebedarfs der Zukunft darstellt.

Mit dem Seminarbericht „Nutzen und Risiko der Kernenergie“, der die wirtschaftliche Bedeutung der Kernenergie, ihre technische Realisierung, die Probleme des Brennstoffkreislaufs, die Wirkung radioaktiver Strahlung und die Sicherheit von Kernkraftwerken zum Inhalt hatte, versuchte die Kernforschungsanlage Jülich bereits einen sachlichen Beitrag zur Information der Öffentlichkeit über Fragen der Kernenergie zu leisten. Ein weiterer Seminarbericht „Aktuelle Themen der Kernenergie“ behandelte Fragen der Wiederaufarbeitung und Endlagerung, der Klimabeeinflussung, der Sicherung kerntechnischer Anlagen sowie die Eigenschaften und Möglichkeiten des Plutoniums. Der vorliegende Bericht betrachtet nunmehr weiterführende Gesichtspunkte im Zusammenhang mit der Kernenergie. Dazu werden die fortgeschrittenen Reaktortypen Hochtemperaturreaktor und Schneller Brüter dargestellt, radioökologische Fragen behandelt sowie Umweltbelastungen verschiedener Methoden der Energieerzeugung, einschließlich der Kernenergie erörtert; schließlich werden die Möglichkeiten alternativer Energiequellen einschließlich der Kernfusion aufgezeigt.

Die Autoren, die meist seit Jahren in dem von ihnen dargestellten Bereich arbeiten, waren bemüht, ihr fachliches Wissen allgemeinverständlich darzustellen. Die jeweiligen Hinweise auf weiterführende Literatur machen die Angaben nachprüfbar und eröffnen darüber hinaus die Möglichkeit zu einer vertieften Beschäftigung mit dem jeweiligen Thema.

Der vorliegende Bericht soll zur Klärung der komplexen Zusammenhänge der Kernenergie sachlich-fachlich beitragen und dem an Fragen der Kernenergie Interessierten bei seiner persönlichen Entscheidungsfindung behilflich sein.

Jülich, im Dezember 1979

Erwin Münch

Der Hochtemperaturreaktor

Heiko Barnert¹⁾, Erwin Münch²⁾, Rudolf Schulten¹⁾

¹⁾Institut für Reaktorentwicklung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

²⁾Programmgruppe Kernenergie und Umwelt der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Der Hochtemperaturreaktor (HTR) ist – wie der Schnelle Brutreaktor – im Vergleich zum Leichtwasserreaktor ein fortgeschrittenes Reaktorsystem. Die Entwicklung der fortgeschrittenen Reaktorsysteme erfolgt unter dem Aspekt der Vorsorge in der Energiepolitik.

Die Entwicklung des HTR verspricht eine Reihe von Technologien verfügbar zu machen, die in verschiedenen Bereichen der Energieversorgung eingesetzt werden können. Neben dem Einsatz des HTR zur Stromerzeugung zielt die Nutzung der HTR-Wärme auf die Herstellung neuer Energieträger, die der Substitution von Erdöl und Erdgas dienen können. Von besonderer Bedeutung ist dabei, daß die heimischen Kohlevorräte durch Kohleveredlungsverfahren zur Deckung des Bedarfs an umweltschonenden und anwendungsfreundlichen Energieträgern herangezogen werden können^[1].

Besondere Merkmale der Nutzung der Kernenergie im HTR sind der sparsame Uranverbrauch, die geringe Belastung der Umwelt durch Abwärme, eine erhöhte Flexibilität im Hinblick auf den Standort und das Potential zur Fernwärmenutzung. Insbesondere in der Vielseitigkeit seiner Einsatzmöglichkeiten werden in einer Zeit auslaufender Ölvorräte die volkswirtschaftlichen Vorteile des HTR für die zukünftige Energiewirtschaft und die Sicherung der Energieversorgung in der Bundesrepublik Deutschland gesehen.

2. Funktionsweise des Hochtemperaturreaktors

2.1 Physikalische Prinzipien und Konstruktionsmerkmale

Im Hochtemperaturreaktor wird, wie im Leichtwasserreaktor und im Schnellen Brutreaktor, die Energie durch Spaltung von schweren Atomkernen mit Hilfe von Neutronen freigesetzt. Die Neutronen werden durch die Kernspaltung selbst erzeugt. Der primäre Kernspaltstoff ist das Uranisotop Uran-235, das in dem in der Natur vorkommenden Uran zu 0,7 % enthalten ist. Daneben tragen zur Energieerzeugung erbrütete Spaltstoffe bei, die aus Brutstoffen mit Hilfe von Überschußneutronen erbrütet werden.

Beim HTR ist aus neutronenphysikalischen Gründen der Einsatz des Brutstoffs Thorium vorteilhaft, während bei anderen Reaktoren dafür vornehmlich das Uranisotop Uran-238 eingesetzt wird. Aus dem Thorium-Isotop Thorium-232 entsteht schließlich das spaltbare Uran-Isotop Uran-233.

Der HTR ist ein gasgekühlter, Graphit-moderierter, thermischer Reaktor, d.h. die bei der Kernspaltung freiwerdenden Neutronen werden durch den Moderator Graphit gebremst, bis sie thermische Energien haben. Die durch die Kernspaltung freiwerdende Energie wird durch das gasförmige Kühlmedium Helium abgeführt. Der Reaktor trägt das Attribut „Hochtemperatur“, weil er Wärmeenergie mit einer im Vergleich zu anderen Reaktoren hohen Nutzungstemperatur im Bereich von 300-950°C produziert.

Das HTR-Core – das ist der Bereich der nuklearen Energiefreisetzung – besteht aus einer losen Schüttung einer großen Anzahl von kugelförmigen Brennelementen (daher auch der Name „Kugelhaufen“-Reaktor), die von Coreinbauten gehalten und geführt wird^[2]. Das Konstruktionsmaterial im Corebereich ist Graphit. Graphit ist ein guter Wärmeleiter, es hat eine hohe Druckfestigkeit und ist bis zu sehr hohen Temperaturen ohne Strukturveränderung von fester Konsistenz. Formänderungen, wie sie durch die Neutronenbestrahlung eintreten, stellen kein Problem dar.

Ein wesentlicher Vorteil dieses Brennelement-Konzepts besteht darin, daß die Beladung mit frischen Brennelementen und die Entladung abgebrannter Brennelemente kontinuierlich, d.h. ohne Unterbrechung des Betriebes des Kernkraftwerks, erfolgt.

Das kugelförmige Brennelement hat einen Durchmesser von 6 cm (etwa wie ein Tennisball) und enthält im inneren Teil in einer festen Matrix aus Graphit eine große Anzahl beschichteter Partikel (Abb. 1). (Neben dem kugelförmigen Brennelement ist auch ein blockförmiges Brennelement entwickelt worden.) Die beschichteten Partikel (sogenannte coated particles) mit einem Außendurchmesser von etwa 0,5 mm enthalten im Kern den nuklearen Brennstoff in der Form von z.B. Uran-Thorium-Oxid. Die Beschichtungen umschließen diesen Misch-Oxid-Kern dicht und druckfest, sie stellen die wichtigste Barriere gegen das Entweichen von Spaltprodukten dar. Die bisher mit diesen kugelförmigen Brennelementen im Betrieb des Versuchskernkraftwerks AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor) in Jülich gewonnenen Erfahrungen sind sehr gut.

Zur Kühlung des Cores des HTR wird das gasförmige Kühlmittel Helium verwendet. Helium wird durch Neutronen nicht aktiviert, es ist chemisch inert und hat eine gute Wärmeleitfähigkeit. Es wird bei einem Druck von ca. 40 bar eingesetzt, was die Anwendung von Druckbehältern erfordert. Das gasförmige Kühlmittel Helium strömt durch die Zwischenräume zwischen den kugelförmigen Brennelementen der Kugelhaufenschüttung, erwärmt sich dabei und transportiert auf diese Weise die Wärmeenergie mit einer Temperatur bis zu 950°C zu wärme-

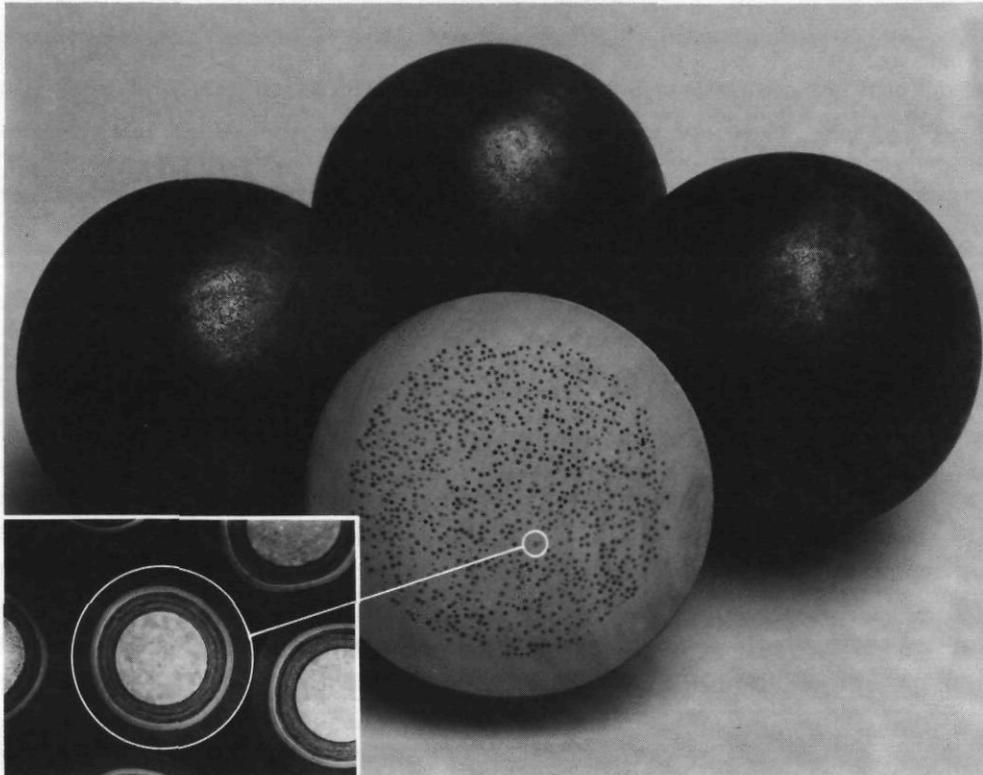


Abb. 1:
Kugelbrennelement und darin
enthaltene „Coated Particles“
für den Hochtemperaturreaktor

verbrauchenden Apparaten innerhalb des nuklearen Systems, mit denen die Energie weiter umgewandelt wird.

Charakteristisch für den Bau von Hochtemperaturreaktoren des derzeitigen Standes der Technik ist die Verwendung von vorgespannten Behältern aus Beton. Der Stand der Technik auf der Basis der bisherigen HTR-Entwicklung ist in^[3] zusammengefaßt beschrieben.

2.2 Der Brennstoffkreislauf des Hochtemperaturreaktors

Der HTR zeichnet sich durch eine große Flexibilität bezüglich des Brennstoffkreislaufs aus. Er kann sowohl mit dem Uran/Plutonium-Brennstoffkreislauf wie auch mit dem Thorium/Uran-Brennstoffkreislauf mit unterschiedlicher Urananreicherung betrieben werden. Die Vorteile des Thorium/Uran-Brennstoffkreislaufs werden durch den HTR in besonders guter Weise verwirklicht und lassen sich folgendermaßen charakterisieren:

- Der Einsatz von Thorium als Brutstoff verbreitert die Basis der nuklearen Primärenergie.
- Der Brennstoffkreislauf des HTR kann im Vergleich zum Leichtwasserreaktor „Uran-sparend“ gestaltet werden. Eine erhebliche Schonung der Uranreserven ist dadurch möglich, daß der HTR mit erbrütetem und rezykliertem Uran-233 als Hochkonverter betrieben wird.
- Normalerweise wird der HTR mit Brennstoff beladen, der hochangereichertes Uran und Thorium enthält. Es besteht jedoch die Möglichkeit der Realisierung eines Brennstoffkreislaufs mit erhöhter Sicherheit gegen Verbreitung waffenfähiger Materials^[4].

Diesen Vorteilen steht als Nachteil gegenüber, daß zur Realisierung des Thorium/Uran-Brennstoffkreislaufs die Einführung eines neuartigen Prozesses für die Wiederaufarbeitung notwendig ist.

Die Möglichkeit, den Brennstoffkreislauf des HTR „Uran-sparend“ zu gestalten, wird durch den Vergleich mit anderen Reaktorsystemen im folgenden anhand von Abb. 2^[5] näher erläutert. Als Vergleichsparameter dient der kumulierte Uranerzbe-

darf in Millionen Tonnen Uranerz (U_3O_8) der verschiedenen Reaktorsysteme im geschlossenen (d.h. mit Wiederaufarbeitung betriebenen) Brennstoffkreislauf für eine angenommene Entwicklung des Bedarfs an elektrischer Energie aus Kernkraftwerken (installierte Kernkraftwerke) in der Welt in Abhän-

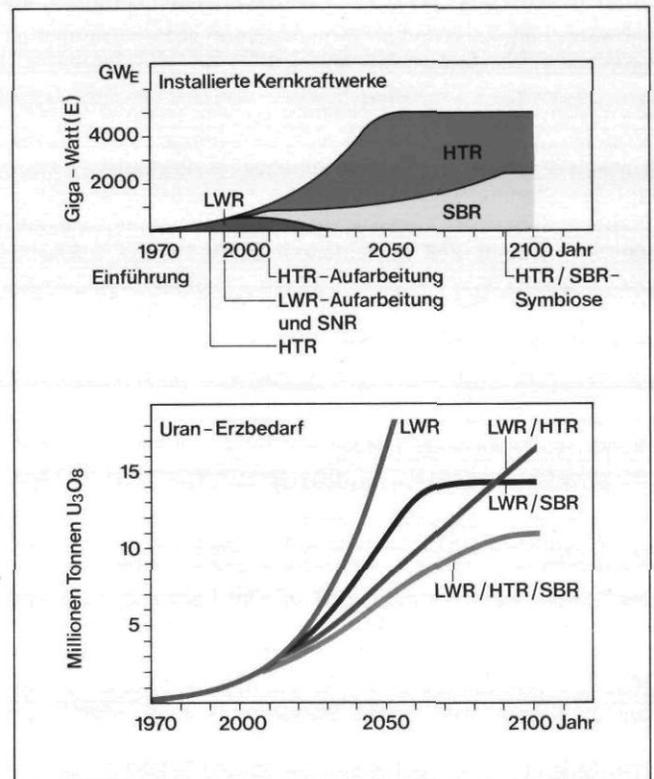


Abb. 2: Kumulierter Uranerzbedarf in Millionen Tonnen Uranerz (U_3O_8) verschiedener Reaktorsysteme im geschlossenen (d.h. mit Wiederaufarbeitung betriebenen) Brennstoffkreislauf für eine angenommene Bedarfsentwicklung (Ende nächstes Jahrhundert: 5000 Giga-Watt) in Abhängigkeit von der Zeit nach^[5]

gigkeit von der Zeit. In der angenommenen Bedarfsentwicklung, oberer Teil von Abb. 2, wird davon ausgegangen, daß schließlich im nächsten Jahrhundert eine elektrische Leistung von 5000 Giga-Watt aus Kernkraftwerken installiert ist. In dem Vergleich ist berücksichtigt, daß zunächst Leichtwasserreaktoren (LWR) errichtet worden sind bzw. errichtet werden.

Aus Abb. 2, unterer Teil, lassen sich folgende Aussagen entnehmen:

1. Würde der Bedarf ausschließlich durch Leichtwasserreaktoren (LWR) mit Rückführung von Uran und Plutonium gedeckt, so würden wegen des relativ hohen spezifischen Uranerzbedarfs des LWR die Uranreserven relativ schnell aufgebraucht. Deswegen ist die Einführung fortgeschrittener Reaktorsysteme erforderlich.
2. Eine weit bessere Nutzung des LWR-Plutoniums ist im Schnellen Brutreaktor (SBR) möglich. Damit wird im System LWR/SBR das Uran besser genutzt und der Zustand der Selbstversorgung erreicht.
3. Das System LWR/HTR (LWR im Vorlauf, HTR mit einem Konversionsfaktor von 0,82) benötigt wegen der Vorteile des HTR in den nächsten 90 Jahren weniger Uranerz als das System LWR/SBR, hat aber einen kontinuierlich steigenden Uranerzbedarf.
4. Die Symbiose von HTR und SBR (System LWR/HTR/SBR) kombiniert die letztgenannten Vorteile bei Vermeidung der Nachteile und führt insgesamt zum niedrigsten Uranerzbedarf und schließlich zur Selbstversorgung am Ende des nächsten Jahrhunderts. Die Aufteilung nach den einzelnen Reaktortypen dieses Systems ist nach dem oberen Teil von Abb. 2 vorgenommen worden.

2.3 Prototypen und Demonstrationsanlagen

Die Entwicklung des HTR in der Variante eines gasgekühlten Reaktors baut auf den Erfahrungen aus dem langjährigen Betrieb von weltweit etwa 40 Gas-Graphit-Reaktoren auf. Sein kennzeichnendes Merkmal ist das Angebot von Wärme auf einem hohen Temperaturniveau für die nachfolgende Erzeugung von Sekundärenergieträgern. Bisher konnten in der Welt vier HTR in Betrieb gesetzt werden: zwei in den USA, einer in England und der AVR-Reaktor in der Bundesrepublik Deutschland. Über diese vier Reaktoren und weiterführende Projekte gibt Tabelle 1 Auskunft.

Land	Reaktor	Leistung		Betrieb Jahr	Bemerkg.
		MW _{th}	MW _e		
Großbritannien	Dragon	20	0	1964*-76	planmäßig außer Betrieb
USA	Peach Bottom	115	40	1966*-74	in Bau
	Fort St. Vrain	837	330	1977	
Bundesrepublik Deutschland	AVR	46	15	1967	in Bau Projekt
	THTR 300	750	300	1981/82	
	HTR 600		600		
	PNP, Prototyp-anlage Nukleare Prozeßwärme	500	-		

* erste Kritikalität des Reaktors

Tab. 1: Hochtemperatur-Reaktoren HTR in verschiedenen Ländern. In Betrieb gewesene, in Betrieb und in Bau befindliche sowie geplante Anlagen.

Die beiden deutschen Reaktoren AVR und THTR 300 werden im folgenden ausführlicher beschrieben.

Der AVR

Das Versuchskernkraftwerk der AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH), eine Vereinigung von 16 Elektrizitätsversorgungsunternehmen, läuft in Jülich seit 1967 und hat mit seinem bisherigen Betrieb^[6] wissenschaftliche, technische und wirtschaftliche Erkenntnisse und Erfahrungen erbracht, die von großer Bedeutung für die laufenden Entwicklungsarbeiten sind. Der Reaktor dieses Versuchskernkraftwerks ist ein HTR mit Kugelhaufencore, der seit 1974 (als einziger Reaktor auf der Welt) mit einer erhöhten mittleren Gasaustrittstemperatur von 950°C betrieben wird. Damit wurde demonstriert, daß der HTR zur Bereitstellung von Hochtemperatur-Prozeßwärme eingesetzt werden kann.

Die technischen Daten des Versuchskernkraftwerks AVR sind in Tabelle 2 zusammengestellt, Abb. 3 zeigt das Modell dieser Anlage im Vertikalschnitt.

1. Elektrische Leistung des Kernkraftwerks	15 MW _e
2. Thermische Leistung des Reaktors	46 MW _{th}
3. Zahl der kugelförmigen Brennelemente im Core	ca. 80 000 Stück
4. Anzahl der beschichteten Partikeln im Brennelement	bis 40 000 Stück
5. Masse Uran im Brennelement	1 g U-235
6. Masse Thorium im Brennelement	5 g Th-232
7. Gesamtmasse an Uran 235	ca. 40 kg U-235
8. Druck des Kühlmittels Helium im Primärkreis	10,8 bar
9. Mittlere Kühlgastemperatur am Coreaustritt	950°C
10. Frischdampf Temperatur	505°C
11. Beginn des Betriebs	Dezember 1967

Tab. 2: Technische Daten des Versuchskernkraftwerks AVR

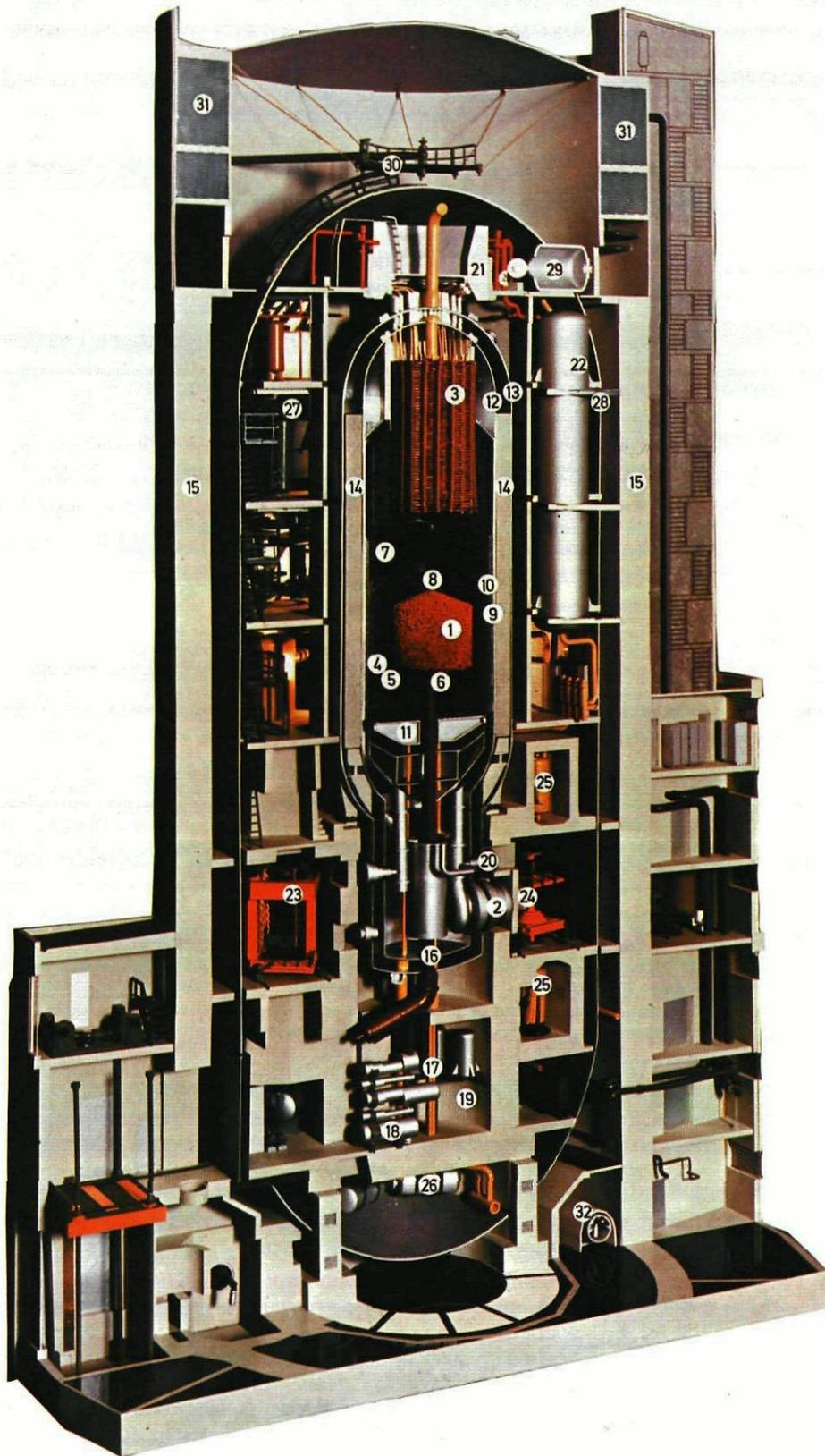
Das Core des AVR-Reaktors besteht aus etwa 80 000 kugelförmigen Brennelementen, es produziert eine thermische Leistung von 46 Mega-Watt. Das gasförmige Kühlmittel Helium wird durch ein Gebläse durch das Core gedrückt und transportiert damit die im Core produzierte Wärme in den über dem Core angeordneten Dampferzeuger. Die mittlere Kühlgastemperatur am Coreaustritt beträgt 950°C. Im Dampferzeuger wird Dampf erzeugt, der ähnliche Qualität wie der konventioneller Kraftwerke hat und der in einer nachgeschalteten Turbine in die elektrische Leistung von 15 Mega-Watt umgewandelt wird.

Die mit dem AVR im Leistungsbetrieb und bei der Durchführung von Experimenten gewonnenen sehr guten Erfahrungen betreffen insbesondere die hohe Verfügbarkeit in Zeit und Arbeit, die Produktion von Wärme auf hohem Temperaturniveau, die Demonstration der guten Sicherheitseigenschaften, ein fehlerfreies Betriebsverhalten der Gebläse und anderer Einrichtungen sowie die geringe Strahlenbelastung für das Personal und die Umgebung.

Wegen einer Leckage des Dampferzeugers mußte der AVR-Reaktor 1978 seinen Betrieb unterbrechen. Die bei diesem Störfall gewonnenen Erfahrungen zeigen, daß zukünftige HTR über geeignete Methoden und Vorrichtungen verfügen müssen, um beschädigte Dampferzeuger oder Wärmeübertrager schneller inspizieren und reparieren zu können. Im August 1979 hat der AVR seinen Betrieb wieder aufgenommen.

Der THTR 300

Das Prototyp-Kernkraftwerk THTR 300 (THTR für Thorium-Hochtemperaturreaktor, 300 für 300 Mega-Watt elektrische



- 1 Core
- 2 Kühlgasgebläse
- 3 Dampferzeuger
- 4 Kohlesteineinbauten
- 5 Reflektormantel
- 6 Reflektorboden
- 7 Reflektordecke
- 8 Graphitsäulen für Abschaltstäbe
- 9 Thermisches Schild
- 10 Kugelzugaberohr
- 11 Tragstern
- 12 Innerer Reaktorbehälter
- 13 Äußerer Reaktorbehälter
- 14 Biologischer Schild 1
- 15 Biologischer Schild 2
- 16 Kugelabzugrohr
- 17 Abschaltstäbe
- 18 Bauteile der Beschickungsanlage
- 19 Beschickungsraum
- 20 Hauptpaßklappen
- 21 Dampfsammler
- 22 Mischkühler
- 23 Montagegerät
- 24 Deckelheber
- 25 Gasreinigungsanlagen
- 26 Wasserauffangbehälter
- 27 Umluftanlage
- 28 Schutzbehälter
- 29 Personenschleuse
- 30 Sprinkleranlage
- 31 Wasserhochbehälter
- 32 Ringkanal

Abb. 3: Modell des Reaktorteils des Versuchs-Kernkraftwerks der Arbeitsgemeinschaft-Versuchsreaktor AVR in Jülich.

Leistung) der Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH, Uentrop bei Hamm^[7], befindet sich seit einigen Jahren im Bau; es wird erwartet, daß das Kernkraftwerk 1981/82 den Betrieb aufnehmen kann. Dieses Kernkraftwerk besitzt einen HTR mit Kugelhautencore und ist in integrierter Spannbetonbehältertechnik ausgeführt. Der THTR 300 wird das erste kommerzielle Kern-

kraftwerk mit HTR in der Bundesrepublik Deutschland sein, er ist vergleichbar mit dem Fort St. Vrain-Reaktor in den USA. Die Abwärme wird mit Hilfe eines Trockenkühlturms abgeführt; diese umweltfreundliche Technik kommt hier erstmals in der Bundesrepublik großtechnisch zum Einsatz. Die technischen Daten des THTR 300 sind in Tabelle 3 zusammengestellt.

1. Elektrische Nettoleistung des Kernkraftwerks	307 MW _e
2. Thermische Leistung des Reaktors	750 MW _{th}
3. Anzahl der kugelförmigen Brennelemente im Core	ca. 670 000 Stück
4. Mittlere Maximalleistung pro Brennelementkugel	3,0 kW 3,9 kW
5. Masse Uran pro Kugel	1,11 g U-235
6. Masse an Thorium pro Kugel	10,3 g Th-232
7. Druck des Kühlmittels Helium im Core	40 bar
8. Mittlere Kühlgastemperatur am Coreaustritt	750 °C
9. Anzahl der Dampferzeuger	6 Stück
10. Frischdampf Temperatur	535 °C

Tab. 3:
Technische Daten des Prototyp-Kernkraftwerks THTR 300.^[7]

Abb. 4 zeigt den Reaktor des THTR 300 im Vertikalschnitt, bestehend aus Core, Dampferzeugern und Spannbetonbehälter.

Der Druckbehälter des THTR-300 ist ein Spannbetonbehälter, der innen mit einer Stahlhaut ausgekleidet ist. Die durch den Innendruck auftretenden Kräfte werden von horizontalen und vertikalen Stahlkabeln aufgenommen, mit denen der Betonkörper vorgespannt wird. Im Innern dieses massiven Behälters ist der gesamte Primärkreislauf untergebracht. Im Zentrum erkennt man das Kugelhaufencore, eine Schüttung aus insgesamt 670 000 Brennelementkugeln mit einer mittleren Maximalleistung von 3,9 Kilo-Watt, wodurch eine thermische Leistung von 750 MW erzeugt wird. Der Kugelhaufen wird durch ein aus Graphitblöcken aufgebautes Gefäß zusammengehalten, das gleichzeitig die Funktion des Reflektors für Neutronen erfüllt. Ein Teil der zur Steuerung des Reaktors benötigten Ab-

sorberstäbe taucht direkt in den Kugelhaufen ein. Die restlichen Stäbe bewegen sich in Bohrungen des Seitenreflektors, wie die innere Wand des Graphitgefäßes genannt wird.

Im Außenraum zwischen dem Core und der Innenseite des Spannbetonbehälters befinden sich die 6 Dampferzeuger. Das Kühlmittel Helium wird durch Gebläse, die seitlich in der Spannbetonbehälterwand angeordnet sind, von oben durch das Core gedrückt und gelangt mit einer Temperatur von 750 °C in die Dampferzeuger, wo es seine Wärme an den sekundären Wasser/Dampf-Kreislauf abgibt. Das auf 250 °C abgekühlte Helium wird von den Gebläsen angesaugt und zur oberen Kaltgaskammer am Coreintritt zurückgefördert. Mit den hohen Temperaturen des Primärkreislaufs lassen sich Dampfzustände wie im konventionellen Kraftwerk erreichen. Die Folge ist ein sehr hoher Wirkungsgrad, der selbst bei Verwendung eines Trockenkühlturms etwa 40 % beträgt. Die elektrische Nettoleistung des Kernkraftwerks beträgt 307 Mega-Watt.

Der THTR braucht – dies ist ein besonderer Vorteil des Kugelhaufencores – zur Brennstoffnachladung nicht abgeschaltet zu werden. Kontinuierlich werden Brennelementkugeln über das Kugelabzugsrohr aus dem Reaktorcore abgezogen, in Meßvorrichtungen auf Beschädigung und Brennstoffgehalt überprüft und je nach Befund ausgeschieden oder über eine „Rohrpostanlage“ in das Core zurückgefördert. Ausgeschiedene Kugeln werden durch frische ersetzt.

Wegen der Vorteile des Thorium/Uran-Brennstoffkreislaufs wird dieser Reaktor mit Brennelementen betrieben, die neben dem Einsatz von etwa 1 g Uran-235 etwa 10 g Thorium-232 pro Brennelementkugel enthalten.

Die Errichtung des THTR 300 dient den Zielen der Gewinnung von Erfahrungen bei Planung, Auslegung und Bau sowie der Genehmigung und der Demonstration der Betriebsweisen sowie dem Nachweis, daß ein Kernkraftwerk dieser Bauart und Größenordnung kommerziell verwendbare elektrische Energie erzeugen kann.

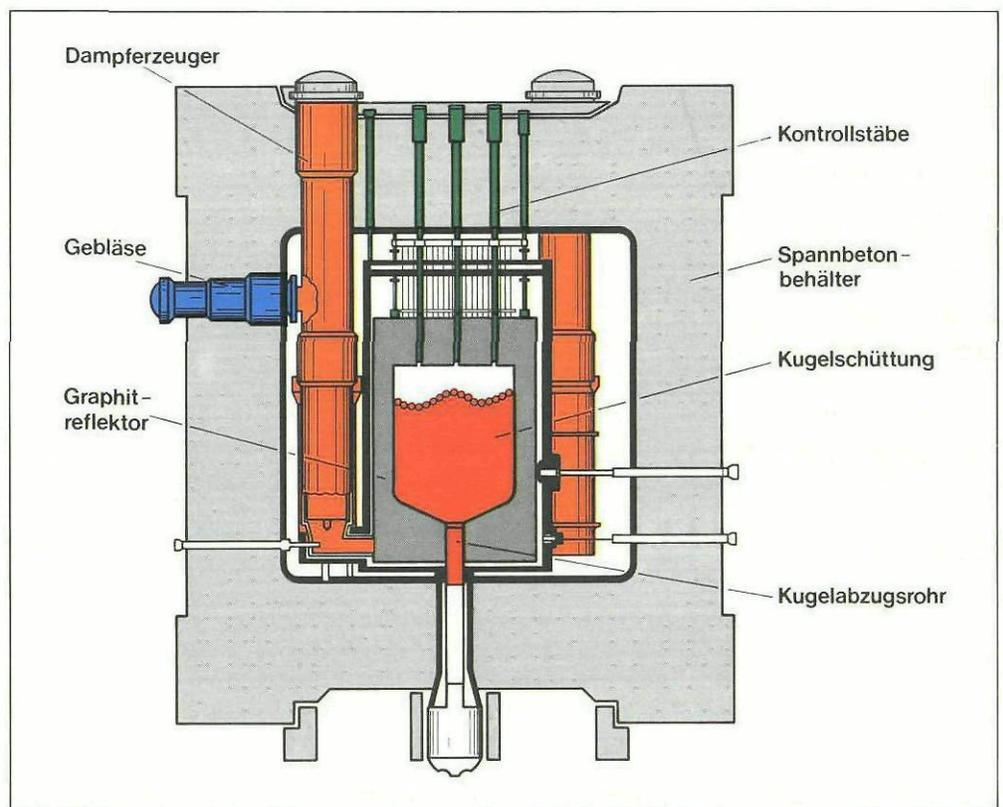


Abb. 4:
Querschnitt durch den Kugelhaufenreaktor des THTR 300

3. Nukleare Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren

Ebenso wie Leichtwasserreaktoren erfüllen auch Hochtemperaturreaktoren alle sicherheitstechnischen Anforderungen, die bei kerntechnischen Anlagen für eine Rückhaltung der bei der Kernspaltung entstandenen radioaktiven Spaltprodukte im Normalbetrieb und bei Störfällen sorgen^[9]. Auch hier sind mehrere Barrieren (coated particle, Brennelement, Spannbetonbehälter, Sicherheitsbehälter) vorhanden, die die radioaktiven Substanzen einschließen. Im Störfall sorgen aktive und passive Sicherheitseinrichtungen dafür, die Auswirkungen der Störfälle zu begrenzen. Diese Sicherheitseinrichtungen leiten z.B. die Abschaltung des Reaktors ein und gewährleisten die Abfuhr der Nachwärme aus dem Reaktorkern.

Mit der Erfüllung der sicherheitstechnischen Anforderungen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens haben alle Reaktortypen einen vergleichbaren Sicherheitsstand; dieser wird jedoch bei den verschiedenen Reaktortypen mit unterschiedlichem Aufwand, entsprechend ihren sicherheitstechnischen Besonderheiten, erreicht.

3.1 Sicherheitsaspekte des Hochtemperaturreaktors

Hochtemperaturreaktoren unterscheiden sich in ihrer reaktorphysikalischen Konzeption, ihrer Materialzusammensetzung und ihrer technischen Konstruktion erheblichen von anderen Reaktortypen. Markante Eigenschaften, die insbesondere das Sicherheitsverhalten des HTR beeinflussen, sind der Aufbau des Reaktorkerns und seiner Einbauten aus überwiegend keramischen Werkstoffen mit einer großen Wärmekapazität, die Verwendung des Edelgases Helium als Kühlmittel bei relativ niedrigem Druck sowie der Spannbetonbehälter als Einschluß für den gesamten nuklearen Teil der Reaktoranlage.

Die Verwendung keramischer Werkstoffe – vornehmlich Graphit – mit Phasenumwandlungstemperaturen (Schmelzen, Sublimation) von über 3000°C führt dazu, daß selbst die recht hohen normalen Betriebstemperaturen bei Störfällen erheblich überschritten werden können, ohne daß dabei bleibende Schäden entstehen oder eine Zerstörung der kühlfähigen Geometrie des Reaktors eintritt. Die große Wärmekapazität des Reaktorkerns mit Graphitmoderator und Graphitreflektor bewirkt im Zusammenhang mit einer geringen Leistungsdichte im Kern, daß Temperaturveränderungen nur sehr langsam vor sich gehen, so daß auch bei Störfällen ausreichend Zeit für geeignete Gegenmaßnahmen bleibt. Daneben führt der Kernaufbau des HTR und der benutzte Brennstoff zu einem hohen negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität, der bei auftretenden Temperaturerhöhungen von sich aus – inhärent – zu einer Selbstabschaltung des Reaktors und damit zu einer Leistungsbegrenzung führt.

Das gasförmige Helium als Kühlmittel ist chemisch inert, neutronenphysikalisch neutral und nicht korrosiv. Es kann keinen Phasenwechsel erfahren und auch nicht völlig aus dem Reaktor verlorengehen, sondern nur seine Dichte ändern, so daß selbst bei Brüchen im Primärkreislauf, die zur Druckentlastung des Systems führen, immer noch eine Abfuhr der Nachwärme möglich ist. Die im Kühlgas bei einem Betriebsdruck von etwa 40 bar enthaltene Energie ist so gering, daß bei Primärbrüchen mechanische Schäden am Reaktorkern und am Sicherheitsbehälter (Containment) vermieden werden.

Der den gesamten nuklearen Teil des Reaktors umschließende Spannbetonbehälter stellt eine gegen Bersten geschützte Einschließung für die Anlage dar, da durch Innendruck erzeugte Kräfte durch zahlreiche voneinander unabhängige Spannseile aufgenommen werden und das gleichzeitige Versagen mehrerer Spannseile ausgeschlossen werden kann.

Der gasdichte Einschluß wird durch eine isolierte metallische Auskleidung (Liner) erzielt.

3.2 Charakteristisches Störfallverhalten

Insbesondere bei extrem unwahrscheinlichen, hypothetischen Störfällen sind das günstige Selbstabschaltverhalten sowie der verzögerte Temperaturanstieg von entscheidendem Einfluß.

Das Versagen der Kühlung kann über längere Zeit durch die Naturkonvektion überbrückt werden. Auch bei Druckentlastungsstörfällen, bei denen der Betriebsdruck von 40 bar auf das Druckniveau des Sicherheitsbehälters abfällt, gibt es keine abrupten Temperaturanstiege. Selbst bei anfänglichem Versagen der Nachwärmeabfuhr können die Kühlsysteme auch noch mehrere Stunden nach Störfalleintritt in Betrieb genommen werden, so daß bleibende Schäden an der Reaktoranlage vermieden werden. In der Zeit bis zur Inbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr ergeben sich nennenswerte Möglichkeiten zur Reparatur von Nachwärmeabfuhrreinrichtungen. Untersuchungen dieses Störfalltyps zeigen, daß für Zeiträume zwischen 5 und 10 h nach Störfalleintritt Reparaturwahrscheinlichkeiten zwischen 65 % und 85 % bestehen (Abb. 5). Innerhalb dieser Zeit werden lediglich Temperaturen erreicht, die unterhalb der Versagenstemperaturen für die Brennelemente liegen und daher auch nicht zu einer massiven Freisetzung von Spaltprodukten führen. Bei längerfristigem Ausfall der Nachwärmeabfuhr kommt es durch die Nachwärmeproduktion zu einer weiteren langsamen Temperaturerhöhung. Bis zu Temperaturen von etwa 2400°C treten keine Zerstörungen der den Brennstoff enthaltenden coated particles auf. Aufheizversuche bis zu diesen Temperaturen wurden mit gutem Erfolg durchgeführt^[9]. Erst die Überschreitung dieses Versagensgrenzwertes der Brennelemente führt zu einer deutlich verzögerten Freisetzung von Spaltprodukten zu einem Zeitraum, zu dem kurzlebige Spaltprodukte schon in größeren Mengen zerfallen sind und nicht mehr zur Strahlenbelastung der Umgebung beitragen können.

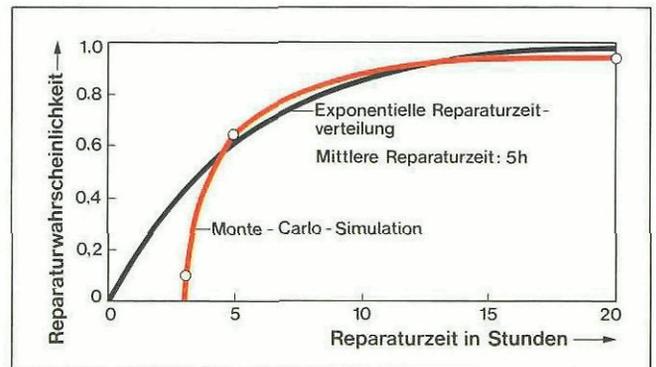


Abb. 5: Reparaturwahrscheinlichkeit für das Nachwärmeabfuhrsystem eines Hochtemperaturreaktors (PR-500)

Bei Hochtemperaturreaktoren sind u.a. auch Störfälle zu analysieren, die durch den Einbruch von Wasser, Luft oder – bei Prozeßwärmereaktoren – von Prozeßgas und die dadurch hervorgerufenen chemischen Reaktionen entstehen. Bei einem Wassereintrich aus den Dampferzeugern wird durch Feuchtfühler der Störfall erkannt und die Isolierung des defekten Dampferzeugers vorgenommen, so daß die Menge des in den Kern eintretenden Wassers begrenzt wird. Zudem ist die Reaktion zwischen heißem Graphit und Wasser endotherm, das bedeutet, daß Wärme durch die Reaktion selbst verbraucht wird. Darüber hinaus wird der Reaktor automatisch abgeschaltet und durch aktive Kühlmechanismen dafür gesorgt, daß die Temperaturen schnell unterhalb die Werte abgesenkt werden,

die für den Ablauf der Graphit-Wasser-Reaktion erforderlich sind.

Schon durch die Konzeption des Spannbetonbehälters sind die möglichen Leckgrößen und damit die Größe von Eintrittsöffnungen, die für den Einbruch von Luft entstehen können, eng begrenzt. Dadurch werden die ins Core im Störfall eindringenden Luft- und damit Sauerstoffmengen auf Werte beschränkt, die nur zu einer zu vernachlässigenden Aufheizung des Reaktorkerns führen. Durch Wärmeabfuhr kann die Temperatur soweit abgesenkt werden, daß die Reaktion nur noch sehr träge verläuft. Die Entstehung von Reaktionsprodukten durch den Abbrand von Graphit kann so bemessen werden, daß sich auch nach Ablauf der Reaktion aufgrund baulicher Maßnahmen keine zündfähigen Gemische ergeben. So werden Störfallfolgen verhindert, die das Reaktorsicherheitsgebäude beschädigen können.

Bei Erhöhung der Temperaturen wird der Reaktor aufgrund des bereits erwähnten negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität selbständig abgeschaltet. Eine erneute Kritikalität, d.h. ein Wiederbeginnen der Energieerzeugung, könnte sich erst wieder nach Abkühlen des Reaktorkerns ergeben. In diesem Fall ist durch Stäbe aus neutronenabsorbierendem Material und bei deren Versagen durch zusätzliche Abschaltkomponenten ein sicheres Abschalten des Reaktors gewährleistet.

Die coated particles bilden zusammen mit den Brennelementkugeln eine wirksame Barriere für die Zurückhaltung von radioaktiven Spaltprodukten. Die Folge davon ist, daß das Kühlmittel Helium während des Betriebes nur eine sehr geringe Spaltproduktaktivität aufweist. Die durch das Kühlmittel transportierten Spaltprodukte können sich auf kälteren Teilen des Kühlkreislaufes ablagern und sich dort im Laufe der Zeit zu einem gewissen Grade anreichern. Daher wird dafür gesorgt, daß die Geschwindigkeit einer Druckentlastung genügend klein ist, so daß ein Mitreißen dieser abgelagerten Spaltprodukte durch die bei der Druckentlastung auftretenden Strömungskräfte in engen Grenzen bleibt. Durch den geringen Betriebsdruck von nur 40 bar sind für die Erfüllung dieser Forderung günstige Voraussetzungen geschaffen.

3.3 Die AIPA-Studie

In den Vereinigten Staaten ist für den dort konzipierten HTR mit blockförmigen Brennelementen eine Risikostudie⁽¹⁰⁾ (AIPA, Accident Initiation and Progression Analysis) durchgeführt worden. Diese Studie wurde vom Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich einer kritischen Durchsicht unterzogen und in Zusammenarbeit mit der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) im Hinblick auf eine Übertragung auf deutsche Verhältnisse überprüft⁽¹¹⁾. Dabei zeigte sich, daß hypothetische Störfälle, die zur Kernaufheizung führen oder als Folge eines Wassereintruchs auftreten, den größten Anteil zum Risiko liefern. Verglichen mit der Rasmussen-Studie⁽¹²⁾, die Kernschmelzstörfälle von Leichtwasserreaktoren analysiert, sind die Auswirkungen auf die Umgebung beim betrachteten HTR deutlich geringer, während die Eintrittswahrscheinlichkeiten der Störfälle von gleicher Größenordnung sind.

4. Möglichkeiten der Nutzung des Hochtemperaturreaktors

Der HTR zeichnet sich durch eine große Vielfalt von möglichen Anwendungen zur Umwandlung von Kernenergie in Sekundärenergieträger aus. Der technische Grund für diese vielfältigen Nutzungsmöglichkeiten ist das hohe Temperaturniveau der produzierten Wärmeenergie. Damit kann neben der Erzeu-

gung von Elektrizität insbesondere auch Prozeßwärme dargeboten werden. Die Nutzung dieser Prozeßwärme eröffnet die Möglichkeit der Produktion von Sekundärenergieträgern für den Wärmemarkt durch die Verfahren der „Nuklearen Fernenergie“, der „Nuklearen Kohlevergasung“ und der „Nuklearen Wasserspaltung“.

4.1 Der HTR zur Stromerzeugung

Zur Umwandlung der im HTR erzeugten Hochtemperatur-Wärmeenergie in Elektrizität bestehen grundsätzlich zwei technologische Möglichkeiten, nämlich der Einsatz einer Dampfturbinenanlage und der Einsatz einer Heliumturbinenanlage.

Die Dampfturbine hat den Vorteil, daß sie eine etablierte Technologie darstellt. Der Wirkungsgrad eines Kraftwerks mit HTR und Dampfturbinenanlage liegt bei ca. 40 % und ist damit wesentlich höher als der Wirkungsgrad eines Kernkraftwerks mit Leichtwasserreaktor. Daraus resultiert eine gegenüber dem Leichtwasserreaktor verbesserte Nutzung der Uranreserven und eine verminderte Belastung der Umwelt durch Abwärme.

Die Technologie der Gasturbine im System „HTR mit Heliumturbine (HHT)“ hat gegenüber der Technologie der Dampfturbine den Vorzug, durch die Ausnutzung der hohen Temperaturen ein bisher noch nicht ausgeschöpftes Entwicklungspotential zu erschließen und damit erhebliche Vorteile realisieren zu können. Die Vorteile bestehen in der Verbesserung des Wirkungsgrades auf z.B. 44 %, in der Möglichkeit des Einsatzes von Trockenkühltürmen bei unvermindertem Gesamtwirkungsgrad sowie in der Abgabe von Fernwärme ohne Einbuße an Stromerzeugung.

Im HHT wird das im Core des HTR erhitze Helium in direkter Schaltung (deswegen auch der Name „Einkreis“-Anlage im Gegensatz zur „Zweikreis“-Anlage des HTR mit Dampfturbine) auf die Heliumturbine gegeben, die die Wärmeenergie in mechanische Arbeit umwandelt, woraus schließlich Elektrizität produziert wird. Bei einer maximalen Heliumtemperatur von 950°C wird eine Wirkungsgradverbesserung auf 44,5 % erreichbar⁽¹³⁾. Darüber hinaus führen die Besonderheiten des Heliumturbinenprozesses dazu, daß die notwendigerweise abzugebende Abwärme bei relativ hohem Temperaturniveau (bis zu 200°C) anfällt, welche dazu benutzt werden kann, Fernwärme zu Heizungszwecken zu produzieren.

Die bisher errichteten und in Bau befindlichen Kernkraftwerke mit HTR sind mit Dampfturbinenanlagen ausgestattet. Die Gasturbinentechnologie wird derzeit im Projektstadium entwickelt, und es besteht die Aussicht, zukünftig HTR-Kernkraftwerke mit Gasturbinenanlage zu realisieren.

4.2 Der Hochtemperaturreaktor als Prozeßwärmeerzeuger

Der Wärmemarkt

Die Struktur des Verbrauchs an Endenergie ist heute und in Zukunft dadurch gekennzeichnet, daß nur ein Teilbereich des Gesamtbedarfs durch Elektrizität (zur Erzeugung von Licht und Kraft) abgedeckt wird, während ein sehr viel größerer Teil der Deckung des Wärmeenergiebedarf dient. Dieser Wärmemarkt wird derzeit vorwiegend mit Erdölprodukten und Erdgas versorgt, welche langfristig nicht in ausreichendem Maß zur Verfügung stehen und deshalb ersetzt werden müssen. Bei dieser langfristig notwendigen Substitution kann Kernenergie, insbesondere im Verbund mit der Veredlung von Kohle, einen erheblichen Beitrag zur Sicherung der zukünftigen Energieversorgung leisten⁽¹⁴⁾.

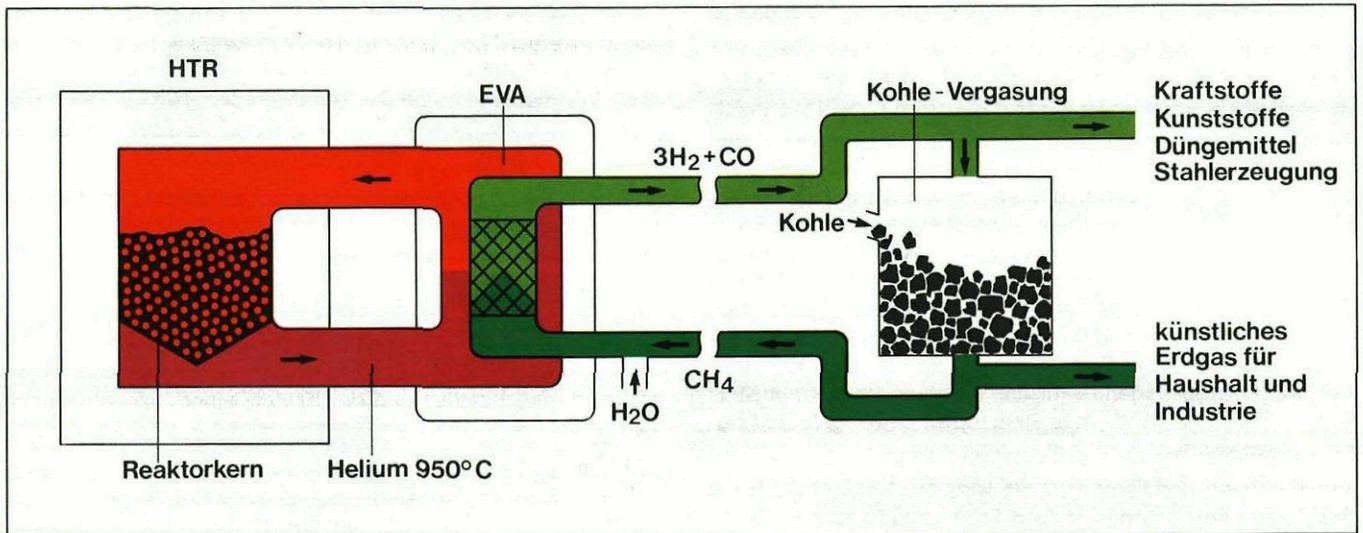


Abb. 6: Schematische Darstellung des Verfahrens der „Hydrierenden Kohlevergasung“ mit der Einkopplung von Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor (HTR) über den Röhrenspaltöfen (Kurzzeichen EVA von Einzelrohr-Versuchsanlage). Die Vergasungsreaktion lautet:

$\text{Kohle} + \text{Wasserstoff} = \text{Methan}$.

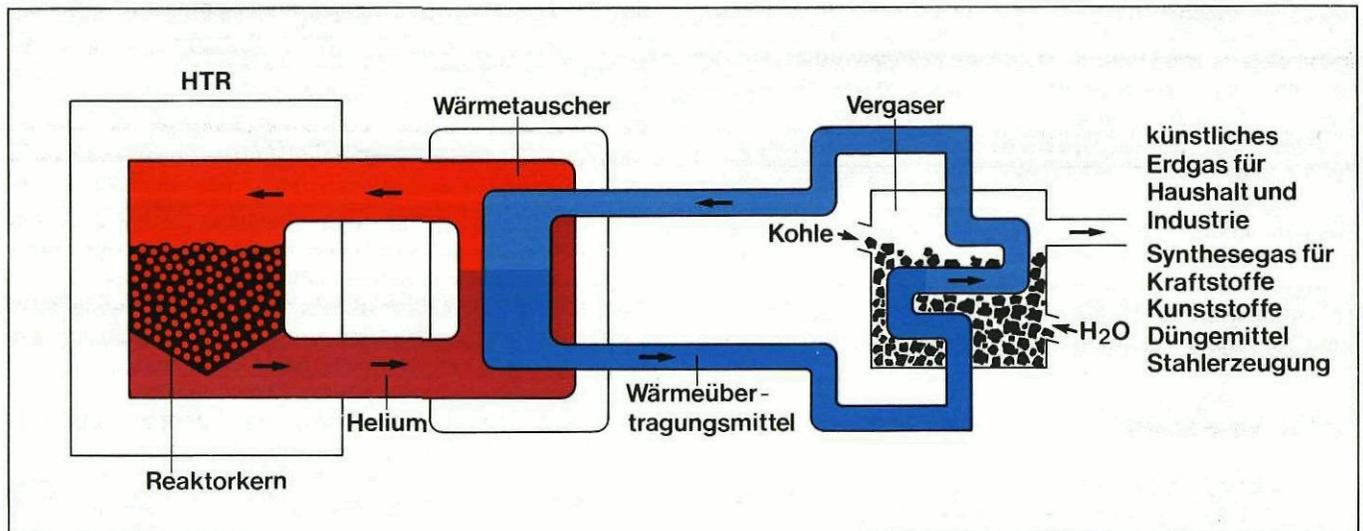


Abb. 7: Schematische Darstellung des Verfahrens der „Wasserdampf-Kohlevergasung“ mit der Einkopplung von Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor (HTR) über einen Wärmetauscher und ein Wärmeübertragungsmittel. Die Vergasungsreaktion lautet: $\text{Kohle} + \text{Wasserdampf} = \text{Wasserstoff} + \text{Kohlenmonoxid}$.

Der Wärmemarkt ist bezüglich der Produktion von Sekundärenergieträgern, des Transports, der Verteilung, der Speicherung und schließlich der Anwendung sowie im Hinblick auf die Auslastung und die Leistungsgrößen stark strukturiert und bietet damit auf vielfältige Art und Weise Substitutionsmöglichkeiten. Die absehbar technisch realisierbaren Verfahren zur Erzeugung von Sekundärenergieträgern aus Kernenergie für den Wärmemarkt sind zahlreich, und es kann schließlich für alle möglichen Anwender passende Nutzformen geben. Die Verfahren der Erzeugung von Sekundärenergieträgern mit Hilfe des HTR werden im folgenden kurz erläutert:

Die nukleare Kohlevergasung

Das Verfahren der nuklearen Kohlevergasung ist deshalb von Bedeutung, weil damit auf der Basis der heimischen Kohlevorräte durch Kohleveredlung die Möglichkeit gegeben ist, die Abhängigkeit der Volkswirtschaft der Bundesrepublik Deutschland von den Importen an Erdöl und Erdgas langfristig zu redu-

zieren. Die Einsatzstoffe der nuklearen Kohleveredlungsverfahren sind Kernenergie und Kohle, die möglichen Produkte sind künstliches Erdgas für Haushalt und Industrie sowie Synthesegase und Wasserstoffgas für die Herstellung von Kraftstoffen, Kunststoffen, Düngemitteln und zur Stahlerzeugung.

Bei den Verfahren der nuklearen Kohlevergasung wird die für den Prozeß der Umwandlung der Kohle in Gase benötigte Prozeßwärme als Kernenergiewärme aus dem HTR in einem Temperaturbereich bis zu 950°C eingekoppelt. Für diese Einkopplung werden grundsätzlich zwei Prozeßvarianten unterschieden, nämlich die hydrierende Kohlevergasung und die Wasserdampf-Kohlevergasung. Bei der hydrierenden Kohlevergasung (Abb. 6) wird aus Kohle und Wasserstoff (H_2) in einer wärmeabgebenden (exothermen) chemischen Reaktion hauptsächlich Methan (CH_4) erzeugt. Ein Teil dieses Methans dient zur Herstellung des benötigten Wasserstoffs, und zwar durch die wärmeaufnehmende (endotherme) chemische Reaktion von Methan und Wasserdampf (H_2O) in einem Röhren-

spaltöfen (Kurzzeichen EVA für Einzelrohr-Versuchsanlage) mit den Produkten Wasserstoff und Kohlenmonoxid (CO). Die für diese Reaktion benötigte Wärmeenergie wird vom HTR durch die Beheizung des Röhrenspaltöfens mit heißem Helium (Temperatur etwa 950°C) geliefert und auf diese Weise die Koppelung zwischen Kernenergie und Kohle bewerkstelligt. Bei der Wasserdampf-Kohlevergasung (Abb. 7) wird die wärmeaufnehmende Reaktion zwischen Kohle und Wasserdampf (H₂O_D) mit den Produkten Wasserstoff und Kohlenmonoxid von dem Wärmeübertragungsmittel Helium direkt beheizt, das seinerseits über einen Wärmetauscher vom heißen Helium (Temperatur 950°C) des primären Kreislaufs des HTR aufgeheizt wird. Auch hier wird die Koppelung zwischen Kernenergie und Kohlevergasung durch Einkoppelung von Wärmeenergie bewerkstelligt^[15]. Abb. 8 gibt einen Überblick über die chemischen Reaktionsgleichungen.

Hydrierende Kohlevergasung	
1. $2C + 4H_2 \rightarrow 2CH_4$	Hydrierende Kohlevergasung,
2. $CH_4 + H_2O_D \rightarrow 3H_2 + CO$	Methan-Reformierung,
3. $CO + H_2O_D \rightarrow CO_2 + H_2$	Konvertierungs-Reaktion
<hr/>	
$2C + 2H_2O_D \rightarrow CH_4 + CO_2$	
Wasserdampf Kohlevergasung	
1. $2C + 2H_2O_D \rightarrow 2CO + 2H_2$	Wasserdampf-Kohlevergasung
2. $CO + H_2O_D \rightarrow CO_2 + H_2$	Konvertierungs-Reaktion
3. $3H_2 + CO \rightarrow CH_4 + H_2O$	Methanisierung
<hr/>	
$2C + 2H_2O_D \rightarrow CH_4 + CO_2$	
Nukleare Fernenergie	
$CH_4 + H_2O_D \rightarrow 3H_2 + CO$	
Nukleare Wasserspaltung	
1. $2H_2O + SO_2 \rightarrow H_2SO_4 + H_2$	Elektrochemische Reaktion
2. $H_2SO_4 \rightarrow H_2O + SO_2 + 1/2O_2$	Hochtemperatur-Reaktion
<hr/>	
$H_2O \rightarrow H_2 + 1/2O_2$	

Abb. 8: Chemische Reaktionsgleichungen

Die Vorteile der nuklearen Kohlevergasung gegenüber konventionellen Verfahren bestehen in der Erhöhung des Gesamtwirkungsgrades, der Einsparung an fossilen Reserven um etwa 40-50 % und einer drastischen Senkung der spezifischen Schadstoff-Emissionen. Das Erreichen der Wirtschaftlichkeitsgrenze der nuklearen Kohlevergasung gegenüber den

konventionellen Verfahren wird für die 90er Jahre und die dann vorherrschenden Markt- und Kostenverhältnisse von Erdöl und Erdgas prognostiziert^[16].

Die für die Markteinführung des Verfahrens der nuklearen Kohlevergasung noch zu lösenden technologischen Probleme werden in dem Projekt „Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP)“ bearbeitet. Nach Abschluß der Planungsarbeiten wird angestrebt, eine Prototypanlage mit einer thermischen Leistung von z.B. 500 Mega-Watt zu errichten und zu betreiben, um danach eine großindustrielle kommerzielle Nutzung anzustreben.

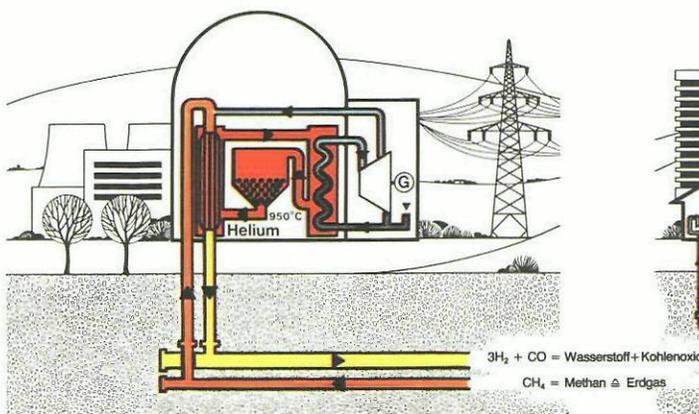
Nukleare Fernenergie

Eine weitere Möglichkeit der Bedienung des Wärme-Marktes besteht in dem Einsatz von Wärme aus dem HTR zusammen mit dem Übertragungssystem „Nukleare Fernenergie (NFE)“^[17]. Das Problem der Wärmeübertragung von einer zentralen Anlage über Entfernungen bis zu 100 km zum Verbraucher wird in diesem Konzept durch den Transport eines chemisch-reagierenden Systems gelöst. Das chemische System ist ein Gemisch aus Methan und Wasserdampf einerseits und Wasserstoff und Kohlenmonoxid andererseits. Wärmeenergie aus dem Hochtemperaturreaktor wird in einem mit heißem Helium beheizten Röhrenspaltöfen in die chemische Energie der wärmeaufnehmenden chemischen Reaktion von Methan und Wasserdampf zu Wasserstoff und Kohlenmonoxid überführt (Abb. 8). Die beiden letzteren Gase werden zum Verbraucher transportiert, wo die Rückwärts-Reaktion des chemischen Systems abläuft und unter Bildung von Methan und Wasserdampf Wärmeenergie freigesetzt wird. Mit dem Rücktransport der Reaktionsprodukte zur zentralen Anlage ist der Kreislauf des Übertragungssystems geschlossen. Die freigesetzte Wärme wird zur Erzeugung von Prozeßdampf für den industriellen Wärmeverbrauch, von Heizwasser für den Haushaltswärmeverbrauch sowie für die verbrauchsnahe Erzeugung von Elektrizität verwendet.

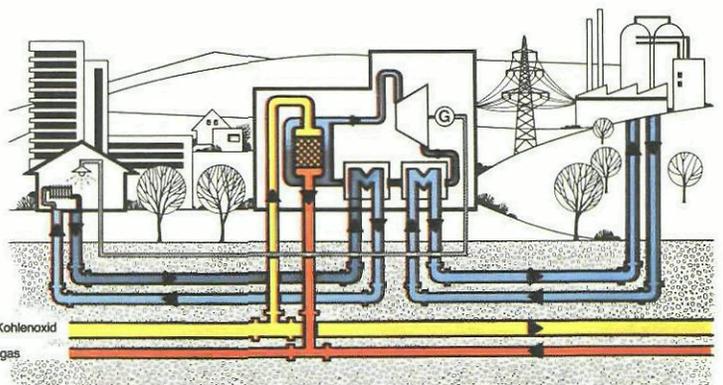
Die Vorteile der in Abbildung 9 dargestellten nuklearen Fernenergie gegenüber konkurrierenden Systemen, insbesondere der konventionellen Fernwärme, bestehen darin, daß Energieübertragung über größere Entfernungen wirtschaftlich möglich ist, daß der Einsatz von fossilen Primärenergieträgern entfällt und daß die Energieerzeugung mit hohem Wirkungsgrad und umweltfreundlich geschieht. Die für den Einsatz in der Energiewirtschaft noch zu lösenden technologischen Probleme werden im Projekt „Nukleare Fernenergie (NFE)“ bearbeitet.

Abb. 9: Nukleare Fernenergie

Hochtemperatur-Reaktor mit EVA (Methanreformierung)



ADAM (Methanisierung)



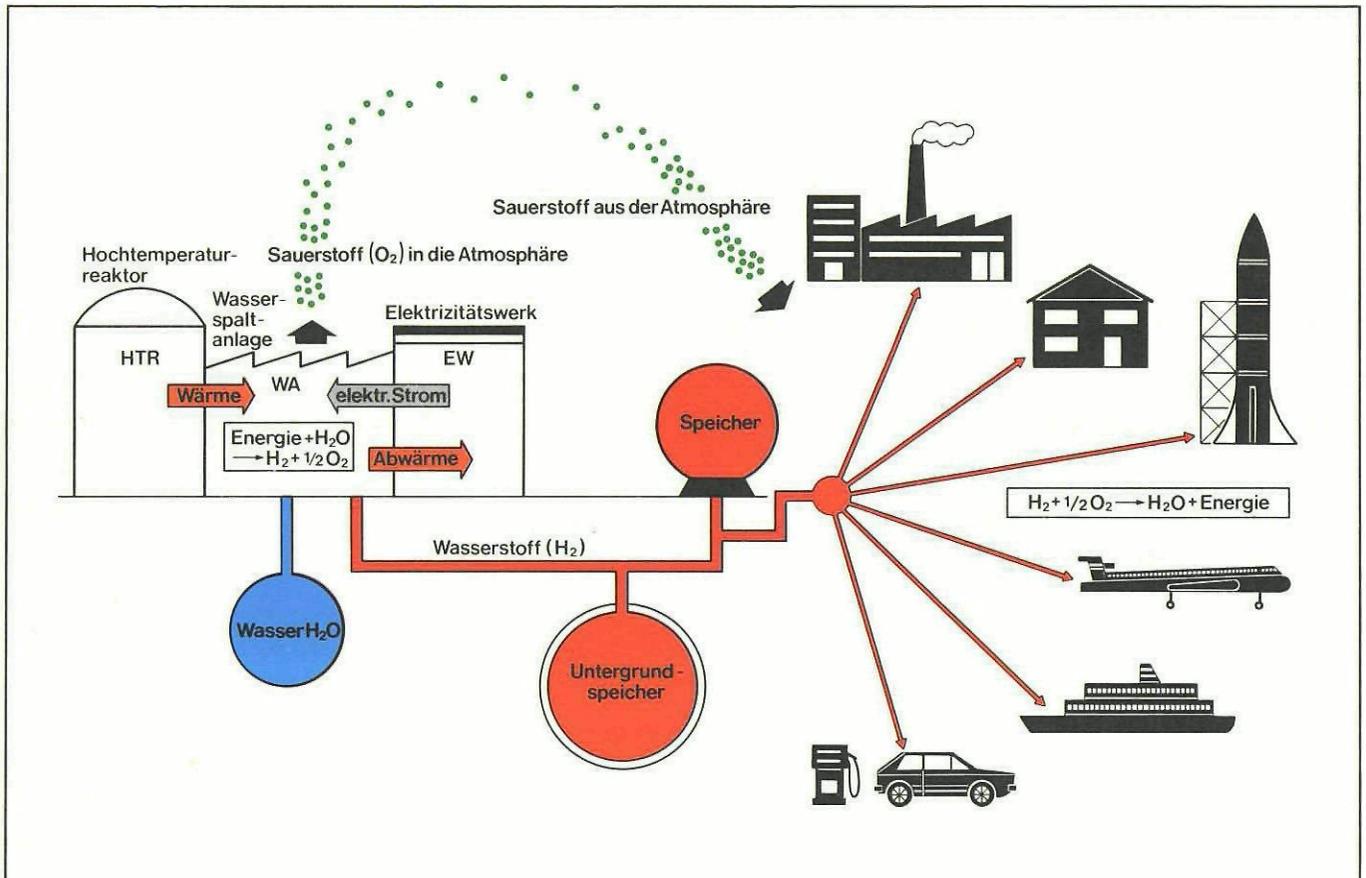


Abb. 10: Schematische Darstellung der Energie- und Rohstoffversorgung mit dem Sekundärenergieträger Wasserstoff aus der nuklearen Wasserspaltung durch Einsatz von Hochtemperatur-Wärme aus dem Hochtemperurreaktor

Nukleare Wasserspaltung

Eine weitere Möglichkeit der Nutzung von Kernenergie zur Erzeugung von Sekundärenergieträgern für den Wärmemarkt ist die Produktion von Wasserstoff und Sauerstoff durch die Spaltung von Wasser mittels Hochtemperatur-Wärmeenergie aus dem HTR. Das Hauptprodukt Wasserstoff ist als Sekundärenergieträger kostensparend transportierbar (auch über größte Entfernungen), preiswert speicherbar (auch über größere Zeiträume), umweltfreundlich (da als Verbrennungsprodukt Wasser entsteht) und anwendungsorientiert. Einsatzmöglichkeiten des Sekundärenergieträgers Wasserstoff bestehen zur verbrauchsnahe Produktion von Elektrizität und Fernwärme, zur Heizung in Industrie und Haushalt, als Kraftstoff, insbesondere für den Flugverkehr, als chemischer Rohstoff für die Industrie (Kunststoffe, Düngemittel), als Reduktionsstoff für die metallherstellende Industrie, als Hydrierwasserstoff z.B. für die Herstellung von Hydrierbenzin und für viele andere Einsatzzwecke mehr (Abb. 10). Das Nebenprodukt Sauerstoff kann für viele industrielle Prozesse und für Verfahren der Umweltverbesserung eingesetzt werden.

Das Verfahren zur Umwandlung von Wärmeenergie aus dem HTR in chemische Energie in der Form von Wasserstoff und Sauerstoff aus Wasser ist der thermochemische (bzw. thermochemisch-elektrochemische) Kreisprozeß^[18]. Ein solcher Prozeß besteht aus einer Folge von chemischen Reaktionen, deren Summenreaktion die der Wasserspaltung ist (Abb. 8). Die Reaktionsteilnehmer, außer Wasser, Wasserstoff und Sauerstoff, werden weder verbraucht noch erzeugt, sondern im Kreise geführt.

An der Entwicklung thermochemischer Kreisprozesse wird in vielen Forschungsinstituten der Welt seit einigen Jahren gearbeitet. Der Stand der Entwicklung befindet sich noch im Labo-

ratoriumsstadium. Bei gutem Erfolg der Entwicklungsarbeiten kann der großtechnische Einsatz für die Zeit nach der Jahrhundertwende erwartet werden.

5. Schlußbetrachtung

Der Hochtemperurreaktor ist heute als alternative Kernkraftwerksvariante zur Elektrizitätserzeugung anwendbar. Als fortgeschrittenes Reaktorsystem ist er aufgrund seiner technischen Eigenschaften in der Lage, zusätzlich eine Reihe von Technologien verfügbar zu machen, die in vielen Bereichen der Energieversorgung eingesetzt werden können. Neben der Stromerzeugung ist hier die Veredelung fossiler Energieträger sowie die Herstellung neuer Energieträger zu nennen, die zur Substitution von Erdöl und Erdgas geeignet sind. Der Hochtemperurreaktor ermöglicht die Anwendung der Kernenergie im Hinblick auf eine Schonung der Umwelt, er besitzt ein hohes Sicherheitspotential und ist in der Lage, Energie unter sparsamer Verwendung der Uranvorräte zu erzeugen.

Die mit Hilfe des Hochtemperurreaktors möglichen Verfahren zur Nutzung der nuklearen Prozeßwärme für die Veredelung der heimischen Kohlevorräte sind insbesondere für eine gesicherte Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland von Bedeutung und können in hohem Maße dazu beitragen, die Abhängigkeit von Öllieferungen zu mildern.

Literatur

- ^[1] HAUFF, V.: Die Rolle des Hochtemperaturreaktors bei der Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland, HTR-Statusbericht, 26. Sept. 1978, Jül-Spez. 21. Nov. 1978, S. 9 und S. 12
- ^[2] SCHULTEN, R. et al.: Industriekernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor PR 500 – „Otto-Prinzip“ – zur Erzeugung von Prozeßdampf, Jül-941-RG, April 1973, S. 25
- ^[3] EHLERS, K., FRÖHLING, W., KIRCH, N., SCHULTEN, R.: Das nukleare Wärmesystem Hochtemperaturreaktor im Verbund mit Prozeßwärmanlagen und Stromerzeuger, HTR-Statusbericht, 26. Sept. 1978, Jül-Spez. 21. Nov. 1978, S. 83
- ^[4] TEUCHERT, E., SCHULTEN, R.: Flexibilität und Urannutzung des Kugelhaufenreaktors. Jahresbericht 1978/79 der KFA Jülich
- ^[5] TEUCHERT, E., RÜTTEN, H.J., WERNER, H.: Uranium Resource Conservation by the HTR-Thorium Cycle, European Nuclear Conference, Hamburg, May, 6-11, 1979
- ^[6] Arbeitsgemeinschaft-Versuchsreaktor GmbH, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH: 10 Jahre Stromerzeugung mit dem Kugelhaufen-Reaktor der AVR, 17. Dezember 1977
- ^[7] SCHWARZ, D., SCHWEIGER, F.: Stand und Weiterentwicklung der THTR-Linie in der BRD, HARDER, H., OEHME, H., SCHÖNING, J., THURNHER, K.: Das 300-MW-Thorium-Hochtemperatur-Kernkraftwerk (THTR), HACKSTEIN, K.G.: Herstellung von Brennelementen für den THTR und den AVR-Reaktor, Atomwirtschaft, Jahrg. XVI, Nr. 5, Mai 1971, S. 235-246
- ^[8] BORSCH, P., MÜNCH, E.: Die Sicherheit von Kernkraftwerken. In: Nutzen und Risiko der Kernenergie. Bericht Jül-Conf-17. Kernforschungsanlage Jülich, September 1979
- ^[9] SCHENK, W.: Untersuchungen zum Verhalten von beschichteten Brennstoffteilchen und Kugelbrennelementen bei Störfalltemperaturen, Jül-1490, Mai 1978
- ^[10] HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report, GA-Report, GA-A 13617, UC-77, January 1976
- ^[11] KRÖGER, W. et al.: Sicherheitsstudie für Hochtemperaturreaktoren unter deutschen Standortbedingungen. Ergebnisbericht über die Phase Ia „Kritische Bewertung der AIPA-Studie“, Jül-Spez-19, August 1978
- ^[12] (NUREG 75/014) U.S. Nuclear Regulatory Commission, Oct. 1975. Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in US Commercial Power Plants. WASH-1400.
- ^[13] MATTICK, W., HARDER, H. MARNET, Chr.: Stand der Entwicklung des HTR zur Stromerzeugung, HTR-Statusbericht, 26. Sept. 1978, Jül-Spez-21, Nov. 1978, S. 23 und S. 28
Partner des Projekts „Hochtemperaturreaktor mit Heliumturbine (HHT)“: Brown Boveri & Cie, AG Mannheim, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Nuklear-Chemie und Metallurgie GmbH, Brown Boveri & Cie. AG, Baden/Schweiz, Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung, Gebr. Sulzer AG und Schweizerische Aluminium AG
- ^[14] BARNERT, H.: Künftige Möglichkeiten der Wärmeversorgung durch Kernenergie, Atomwirtschaft, Bd. 23, Okt. 1978, S. 452-457
- ^[15] FRÖHLING, W., NEEF, H.J.: Synthetisches Naturgas aus Kohle und Hochtemperatur-Reaktorwärme, Jahresbericht 1976/77 der KFA Jülich
- ^[16] PNP: Statusbericht zum Ende der Konzeptphase vom 1.8.1975-30.11.1976, Markt- und Wirtschaftlichkeitsstudie zur nuklearen Kohlevergasung, Dezember 1976
Partner des Projekts „Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP)“: Bergbau-Forschung GmbH, Gesellschaft für Hochtemperaturreaktor-Technik mbH, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Kernforschungsanlage Jülich GmbH und Rheinische Braunkohlenwerke AG
- ^[17] HARTH, R.: Nukleare Fernenergie, Jahresbericht 1975 der KFA Jülich. Partner des Projekts „Nukleare Fernenergie (NFE)“: Rheinische Braunkohlenwerke AG und Kernforschungsanlage Jülich GmbH
- ^[18] BARNERT, H.: Grundlagen thermochemischer Kreisprozesse, Jül-967-RG, Juni 1973

Schnelle Brutreaktoren*

Gerhard Heusener

Projekt Schneller Brüter des Kernforschungszentrums Karlsruhe

1. Einleitung

Leichtwasserreaktoren (LWR) haben heute eine Entwicklungsstufe erreicht, die eine wirtschaftliche Stromerzeugung erlaubt. Andere Reaktorkonzepte wie der Hochtemperaturreaktor (HTR) und der Schnelle Brutreaktor (SBR) werden noch einen beträchtlichen Entwicklungsaufwand benötigen, bevor auch sie dieses Ziel erreicht haben.

Wegen der hohen Kosten müssen sie sich die Frage gefallen lassen, was diesen Entwicklungsaufwand rechtfertigt. Welche Vorteile haben diese Konzepte; wie funktionieren sie und sind sie ebenso sicher wie die etablierten Leichtwasserreaktoren?

Diese Fragen sollen im folgenden für den natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor beantwortet werden.

2. Die energiewirtschaftliche Bedeutung des SBR

2.1 Uranausnutzung beim LWR und beim SBR

Sowohl der LWR wie auch der SBR benötigen als Brennstoff Uran. Natururan besteht zu 99,3% aus dem nicht oder nur schwer spaltbaren Uran-238 und zu 0,7% aus dem leicht spaltbaren Uran-235. Der LWR kann unmittelbar nur diesen geringen Anteil des leicht spaltbaren Uran-235 ausnutzen. Die Umwandlung von Uran-238 in spaltbares Plutonium, die in geringem Maße auch im LWR stattfindet, erhöht die Ausnutzung um ca. 0,3%. Insgesamt bleibt jedoch die Ausnutzung der Uranvorräte beim LWR auf ca. 1% beschränkt.

Anders ist die Situation beim SBR. Das hier verwendete Spaltmaterial ist Plutonium. Durch den Brutprozeß wird aus dem nicht spaltbaren Uran-238 mehr Spaltstoff (Plutonium) erzeugt, als in der gleichen Zeit verbraucht wird. Damit wäre der SBR theoretisch in der Lage, Uran vollständig zu verbrennen und in Energie umzuwandeln. Durch unvermeidbare Verluste bei der Brennelementfertigung und der Wiederaufarbeitung wird diese vollständige Nutzung auf ca. 60% beschränkt.

Der Zusammenhang zwischen Natururanausnutzung und Konversions- bzw. Brutrate ist in Abb. 1 quantitativ dargestellt.

Die Konversions- bzw. Brutrate ist das Verhältnis der im Reaktorbetrieb neu entstandenen spaltbaren Kerne zu den jeweils verbrauchten spaltbaren Kernen. Ist dieses Verhältnis kleiner als eins, so spricht man von Konversion, bei einem Verhältnis größer als eins von Brüten. Der Leichtwasserreaktor hat eine Konversionsrate zwischen 0,5 und 0,6 und damit 1% Natururanausnutzung, der Hochtemperaturreaktor mit Uran-Tho-

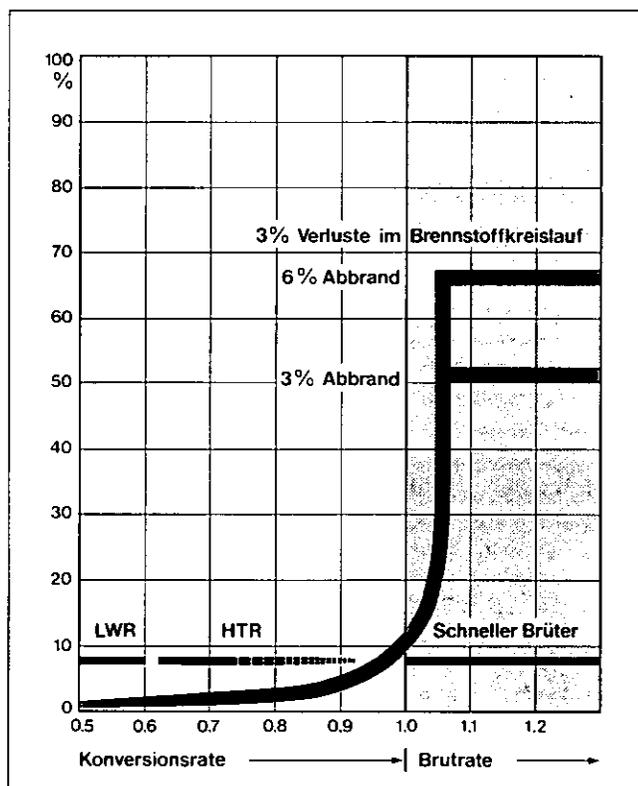


Abb. 1: Mögliche Ausnutzung des Natururans

rium-Brennstoff, Wiederaufarbeitung und Rückführung des im Reaktor (aus Thorium-232) erzeugten Uran-233 liegt mit der Konversionsrate zwischen 0,65 und 0,85 und erreicht damit einen mehrfach höheren Ausnutzungsgrad.

Mit geänderten Brennstoffkreislaufkonzepten läßt sich beim Hochtemperaturreaktor (wie übrigens auch beim Leichtwasserreaktor) die Konversionsrate grundsätzlich noch bis auf 1,0 anheben („Hochkonverter“), und man erreicht damit eine Ausnutzung von einigen Prozenten. Erst bei Überschreiten des Wertes von 1, was im Schnellen Brüter erreicht wird, wird die Situation qualitativ anders – bei einem Wert der Brutrate von 1,06 in Abb. 1 nimmt die Natururanausnutzung sprunghaft zu (theoretisch würde dazu die Brutrate 1,0 ausreichen, in der Praxis muß man die Plutoniumverluste im Brennstoffkreislauf mit einkalkulieren). Von diesem Grenzwert der Brutrate an hängt die Ausnutzung nicht mehr von der Brutrate ab, sondern

* Dieser Beitrag ist die Kurzfassung einer vom Kernforschungszentrum Karlsruhe herausgegebenen Broschüre „Wie sicher ist der Schnelle Brüter“

von den Parametern des Brennstoffkreislaufs: nämlich von den Verlusten bei der Brennelement-Fabrikation und bei der Wiederaufarbeitung und vom Abbrand, d.h. von der pro Tonne Reaktorbrandstoff erzeugten Energiemenge. Im Vergleich von Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brütern ergibt sich insgesamt folgende Feststellung: Der Schnelle Brüter nutzt die Uranvorräte wesentlich besser (etwa um den Faktor 60) und verbreitert die Brennstoff-Versorgung auf Uranbasis erheblich.

2.2 Energiewirtschaftliche Konsequenzen

Es soll jetzt untersucht werden, welche Konsequenzen diese bessere Uran-Ausnutzung hat. Dies kann unter zwei Gesichtspunkten erfolgen. Betrachten wir zunächst die Bedeutung für die weltweite Energie-Versorgung und dann die Bedeutung für die Versorgung der Bundesrepublik Deutschland.

Der Weltenergieverbrauch liegt heute bei 9 Mrd. Tonnen Steinkohleeinheiten pro Jahr, davon werden etwa 20 % zur Stromerzeugung eingesetzt. Die Frage ist: Wie wird sich der Energieverbrauch und insbesondere der Stromverbrauch in Zukunft entwickeln?

Weltenergieprognosen, wie sie z.B. von der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) in Salzburg 1977 vorgetragen wurden, oder die MIT-Studie „Workshop on Alternative Energy Strategies“ aus den USA weisen für das Jahr 2000 einen geschätzten Weltenergiebedarf um 20 Mrd. Tonnen Steinkohleeinheiten pro Jahr aus, davon 4 bis 6 Mrd. Tonnen für den Anteil der Kernenergie, was einer Kernkraftwerks-Kapazität von etwa 1500 bis 2000 GW_e entspricht. Der wachsende Bedarf an Kernenergie wird dabei nicht nur durch Energieverbrauchszuwachs und durch Substitutionsprozesse im Energieeinsatz in den hochindustrialisierten Ländern, sondern vor allem durch den notwendigen Energieverbrauchszuwachs in den Entwicklungsländern bestimmt.

Wie sehen demgegenüber die Energiereserven der Erde aus? Die insgesamt vorhandenen fossilen Energievorkommen der Erde werden auf ca. 12000 Mrd. Tonnen SKE geschätzt. Von diesen Reserven kann jedoch ein großer Teil aus technischen Gründen kaum genutzt werden. Schätzungen sprechen davon, daß nur ca. 1/4 dieser Energievorräte gewinnbar ist. Unter Berücksichtigung der Wirtschaftlichkeit ist das Verhältnis noch schlechter. So sind von geschätzten 10000 Mrd. Tonnen Steinkohle-Vorkommen nur ca. 500 Mrd. Tonnen in die Kategorie „bekannt, wirtschaftlich abbaubar“ einzustufen.

Die „bekanntesten, wirtschaftlich abbaubaren“ Mineralöl-Reserven werden heute auf ca. 100 Mrd. Tonnen (\pm 140 Mrd. t SKE) geschätzt. Etwa noch einmal die gleiche Menge kann mit verbesserten Fördermethoden und – damit verbunden – mit höheren Kosten gefördert werden. Ein Abbau der sog. unkonventionellen Mineralöl-Ressourcen, wie z.B. Ölsande oder Ölschiefer, ist in der Entwicklung.

Die kostengünstigen Uranvorräte werden heute auf insgesamt etwa 4 bis 6 Mill. Tonnen geschätzt, was bei der Nutzung in Leichtwasserreaktoren bei Wiederaufarbeitung und Rückführung von Plutonium und Resturan etwa 120 bis 180 Mrd. Tonnen SKE entspricht. Dieselbe Menge im Schnellen Brüter genutzt, ergibt einen Wert von 7000 bis 10000 Mrd. Tonnen SKE. Uran der nächsthöheren Kostenkategorie ist im Schnellen Brüter ebenfalls wirtschaftlich ausnutzbar und ergibt Werte in der Größenordnung von 100000 Mrd. Tonnen SKE.

Eine Grenze für den wirtschaftlichen Einsatz von Uran im Schnellen Brüter ist auch damit noch nicht erreicht – der Schnelle Brüter kann wegen der hohen Uranausnutzung sehr hohe Urankosten in Kauf nehmen. Dies führt zu einem wesentlichen Argument für die Brüterentwicklung: Die Kernenergie erweitert die begrenzten Vorräte fossiler Energieträger; ihr Beitrag wäre jedoch relativ klein, wenn nur nichtbrütende Systeme

eingesetzt werden. Dagegen vergrößern Brutreaktoren die Energievorräte der Erde um ein bis zwei Größenordnungen.

Betrachten wir als nächstes die Situation in der Bundesrepublik: In der Bundesrepublik Deutschland beträgt der Energieverbrauch derzeit etwa 400 Mio. Tonnen SKE pro Jahr (d.h. 4 % des Weltenergieverbrauchs), mit einem weiteren Anwachsen in den nächsten Jahrzehnten ist zu rechnen – wenn auch nicht in gleicher Höhe wie im Weltmaßstab.

Deutschland hat außer der Kohle nur sehr geringe Energiereserven. Kohle wird heute in der Bundesrepublik zu einem Großteil zur Stromerzeugung genutzt. Die heutige Kohleförderung – Steinkohle und Braunkohle zusammen – liegt bei 120 Mio. Tonnen SKE pro Jahr. Eine Steigerung der Förderung ist nur in sehr begrenztem Umfang möglich. Das Energieprogramm der Bundesregierung sieht vor, daß der weiter zunehmende Anstieg des Stromverbrauchs neben der Kohle vor allem von der Kernenergie getragen wird. Dazu werden zunächst Leichtwasserreaktoren eingesetzt. Für den Leichtwasserreaktor muß die Bundesrepublik das Natururan auf dem Weltmarkt kaufen.

Hieraus folgt, daß man bei einer realistischen Einschätzung der Situation davon ausgehen muß, daß der Bundesrepublik Deutschland nicht mehr als einige hunderttausend Tonnen Natururan zur Verfügung stehen werden. Würde diese Menge Uran ausschließlich im LWR genutzt, so wäre sie in der ersten Hälfte des nächsten Jahrhunderts verbraucht. Die Kernenergie hätte dann in Deutschland nur einen kurzfristigen und relativ unwesentlichen Beitrag zur Energieversorgung geleistet.

Die Abb. 2 zeigt modellartig, daß die Situation bei der Verwendung von Schnellen Brutreaktoren anders ist: Gezeigt wird der jährliche Natururanverbrauch bei Verwendung verschiedener Reaktorstrategien. Da einerseits der Natururanverbrauch in t/a in starkem Maße von Energieprognosen abhängt, die ihrerseits häufig umstritten sind, andererseits aber die wesentliche Aussage des Bildes von diesen Prognosen nur wenig beeinflusst wird, werden bewußt keine quantitativen Angaben zum Natururanverbrauch gemacht.

Bei einer reinen Leichtwasserreaktorstrategie (oberes Band) steigt der jährliche Natururan-Bedarf proportional zum Kernenergiebedarf. Die obere Grenzkurve zeigt den Fall ohne jegliche Wiederaufarbeitung, die untere Grenzkurve den Fall mit Wiederaufarbeitung und vollständigem Rezyklieren von Plutonium und Resturan. Bei der kombinierten Strategie von Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brütern (unteres Band) übernimmt zunächst der Leichtwasserreaktor die nukleare Energieerzeugung: von einem bestimmten Zeitpunkt an wird der Schnelle Brüter eingesetzt – er wird entsprechend dem vorhandenen Plutonium zugebaut und löst so in zunehmendem Maße die Leichtwasserreaktoren ab. Der jährliche Natururan-Bedarf geht durch den Brütereinatz zurück und schließlich gegen Null. Von da an erlaubt es diese Strategie, ausschließlich das Abfalluran der Leichtwasserreaktoren (U-238) als Brennstoff zu verwenden, und zwar über viele Jahrhunderte.

Abb. 2 zeigt noch eine weitere Reaktorstrategie, nämlich die von Leichtwasserreaktoren und Hochtemperaturreaktoren (mittleres Band). Der Hochtemperaturreaktor gehört in die Kategorie der fortgeschrittenen thermischen Reaktoren und ist insbesondere wegen seiner hohen Kühlmittelaustrittstemperatur (über 900°C) energiewirtschaftlich von Interesse.

Auch hier übernimmt der Leichtwasserreaktor zunächst die nukleare Energieerzeugung und wird dann zunehmend von fortgeschrittenen Hochtemperaturreaktoren abgelöst. Abb. 2 zeigt, daß eine solche Strategie von Leichtwasserreaktoren und Hochtemperaturreaktoren im Uranverbrauch zwischen der reinen Leichtwasserreaktor-Strategie und der Leichtwasserreaktor-Brüter-Strategie liegt. Der Hochtemperaturreaktor in der heutigen Konzeption verwendet als Ausgangsspaltstoff

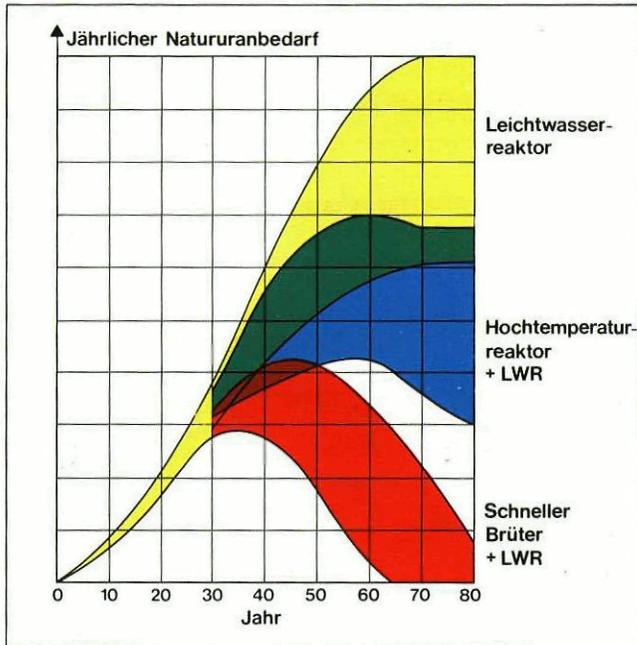


Abb. 2: Vergleich des Natururanbedarfs bei verschiedenen Reaktorstrategien

geführt und zur Dampferzeugung für die Turbogeneratoren verwendet wird. Der Spaltstoff besteht aus Plutonium in der Form von Plutoniumoxid (PuO_2). Es ist etwa im Verhältnis 1:5 mit Uranoxid (UO_2) vermischt. Dieses Mischoxid bildet in Tablettenform etwa bleistiftdicke Säulen in sehr dünnwandigen Hüllrohren aus austenitischem Stahl. Derart aufgebaute Brennstäbe werden zu sechseckigen Bündeln zusammengefaßt. In diesen so entstandenen Brennelementen wird der Hauptteil der Wärmeenergie erzeugt. Die Brennelemente werden wiederum zur Spaltzone des Reaktorkerns zusammengefaßt, wie es in Abb. 3 schematisch dargestellt ist. Die Spaltzone des Reaktors ist von einem sogenannten Brutmantel umgeben. Er enthält bei Betriebsbeginn keinen Spaltstoff, sondern allein UO_2 , das Oxid von abgereichertem oder natürlichem Uran. Das UO_2 ist ebenfalls in der Form von Tabletensäulen in Hüllrohren enthalten. Die Brutstäbe haben einen größeren Durchmesser als die Brennstäbe. Sie bilden bündelweise, ähnlich wie die Brennelemente, die Brutelemente. Im Laufe des Reaktorbetriebs führt der hohe Fluß von schnellen (nicht gebremsten) Neutronen zur Umwandlung eines Teils des Urans in Plutonium. Insgesamt entsteht mehr Plutonium als jeweils durch Spaltung verbraucht wird. Der Brutprozeß vollzieht sich zum Teil im Uran der Spaltzone, vor allem aber im Uran des Brutmantels (Abb. 4 rechts). Die Menge des jeweils erbrüteten Plutoniums hängt u.a. von der gewählten Menge des eingesetzten Brutstoffes ab. Nach Entladung des Reaktors und etwa

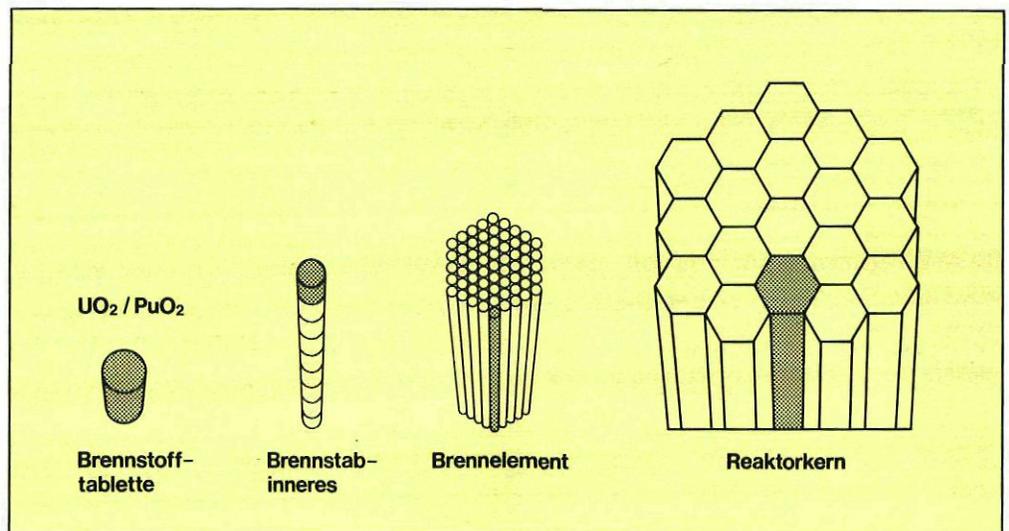


Abb. 3: Brüter-Brennelemente

hoch angereichertes Uran-235, und er ist deshalb ebenso wie der LWR auf eine Anreicherungsanlage angewiesen. Der Hochtemperaturreaktor kann höhere Konversionsraten als der Leichtwasserreaktor und damit eine bessere Natururanausnutzung erreichen. Aber der Hochtemperaturreaktor benötigt – im Gegensatz zum Schnellen Brüter – fortlaufend Natururan, genauer gesagt, den im Natururan enthaltenen Spaltstoff Uran-235.

Somit ist die wesentliche Aussage der Abb. 2, daß der Brüter als einziges Reaktorconcept das Potential hat, ca. 50 Jahre nach seiner Einführung eine vollständige Unabhängigkeit vom Uranmarkt herbeizuführen.

3. Technisches Konzept der Brüter-Kraftwerke

3.1 Energieerzeugung und Brutprozeß

Brüter sind ebenso wie andere Kernkraftwerke Wärmekraftwerke. Durch kontrollierte Kernspaltung im Kernbrennstoff wird Wärme erzeugt, die von einem Wärmeübertragungsmittel ab-

einem halben Jahr Abklingzeit wird das Plutonium in Wiederaufarbeitungsanlagen chemisch vom Uran und von den Spaltprodukten getrennt und zur Herstellung neuer Brennelemente verwendet. Die unmittelbare Verwendung schneller Neutronen in Brütern hat den Vorteil, daß sehr viel mehr Plutonium als im Leichtwasserreaktor (LWR) erzeugt werden kann. Schnelle Neutronen haben jedoch den Nachteil, daß sie die Spaltung eines Pu-Kernes mit wesentlich geringerer Wahrscheinlichkeit auslösen als die abgebremsten Neutronen herkömmlicher Reaktoren. Zum Ausgleich braucht man einen kompakteren Reaktorkern mit einer sehr viel höheren Konzentration an spaltbaren Atomkernen als bei den LWR.

Abb. 4 zeigt die Größenverhältnisse von LWR- und Brüterkernen von Anlagen gleicher elektrischer Leistung im Längsschnitt. Die pro Volumeneinheit der Spaltzone erzeugte Leistung ist bei einem Brüter drei- bis fünfmal höher als bei einem Leichtwasserreaktor.

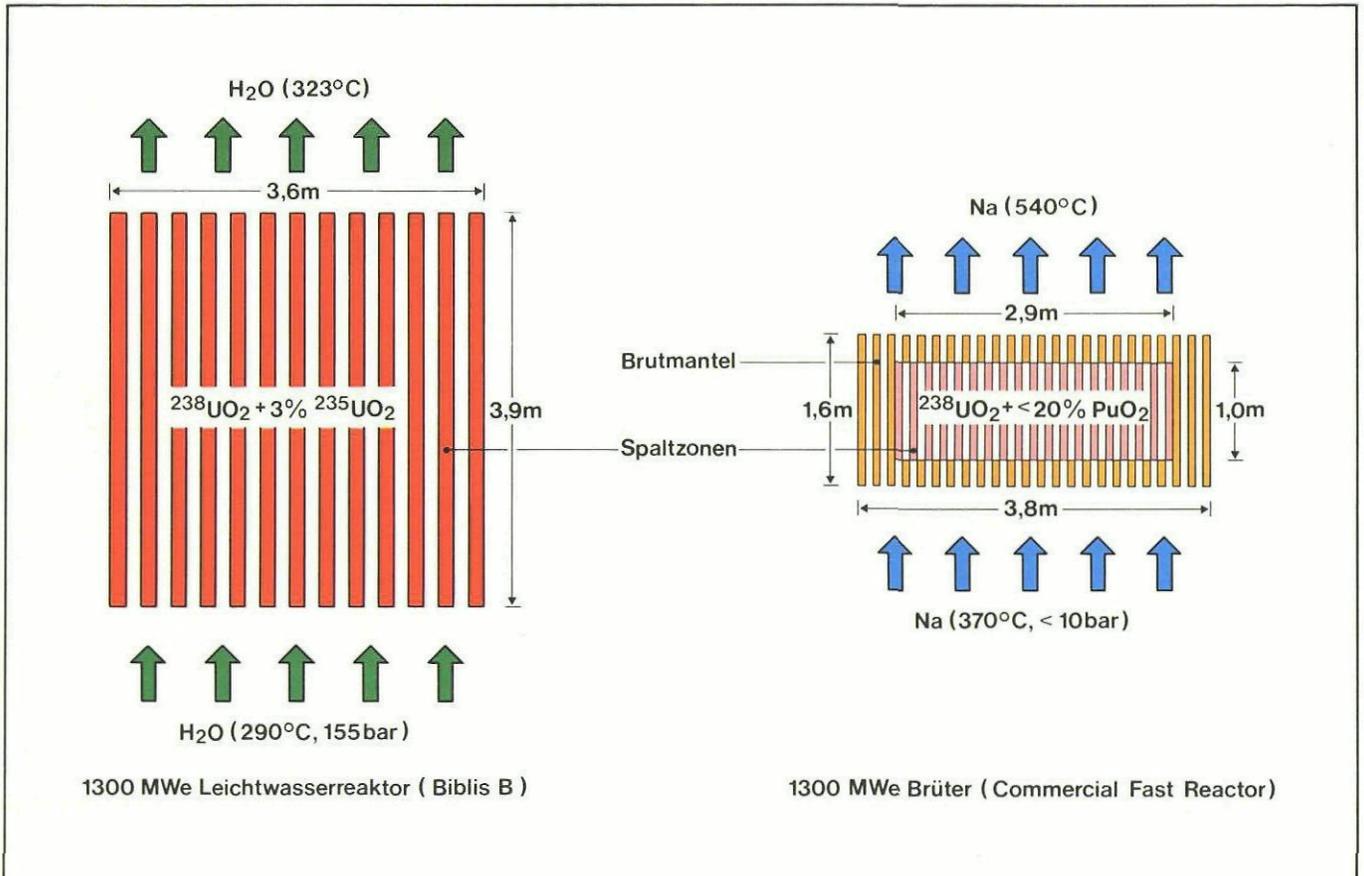


Abb. 4: Reaktorkerne im Längsschnitt (schematisch)

3.2 Wärmeübertragung

Die hohe Volumenleistung im Brüterreaktorkern muß durch ein geeignetes Wärmeübertragungsmittel aus dem Reaktor in die Dampferzeuger abgeführt werden. In sämtlichen bisher gebauten Brutreaktoren der Welt wird als Wärmeübertragungsmittel (Kühlmittel) flüssiges Natrium benutzt. Natrium hat hervorragende Wärmeübertragungseigenschaften und erfordert keinen wesentlichen Betriebsdruck. Seine wichtigsten Eigenschaften werden weiter unten ausführlich diskutiert. Es wird beim Durchströmen eines Brutreaktors von etwa 370°C auf etwa 540°C aufgeheizt. Diese relativ hohe Temperatur ermöglicht einen thermodynamischen Wirkungsgrad der Anlage von etwa 40 %, damit kann ein ähnlich hoher Anteil der erzeugten Wärme in elektrische Energie umgewandelt werden wie in einem modernen Kohlekraftwerk. Das „primäre“ Natrium, das sich im Reaktorkern zwischen den Brenn- und Brutstäben aufgeheizt hat, gibt seine Wärme zunächst über sogenannte Zwischenwärmetauscher an Natrium in „sekundären“ Kreisläufen, den Zwischenwärmekreisläufen, ab, und erst das sekundäre Natrium heizt die Dampferzeuger (Abb. 5). Dieses Konzept mit Zwischenwärmekreisläufen ist im Vergleich zu einem LWR aufwendiger. Es wird aus Sicherheitsgründen gewählt:

- Störungen im Dampferzeuger, z.B. bei Natrium-Wasserreaktionen infolge auftretender Undichtigkeiten innerhalb eines Dampferzeugers, können nicht unmittelbar auf den Reaktorkern zurückwirken.
- Das durch die Dampferzeuger strömende Natrium ist im Gegensatz zum Primär-Natrium nicht radioaktiv.

Das in Abb. 5 dargestellte Wärmeübertragungssystem ist in Schnellbrüter-Kernkraftwerken in Parallelschaltung mehrfach vorhanden, so daß auch bei Ausfall eines solchen Systems die Nachwärmeleistung aus dem Reaktorkern sicher abgeführt werden kann. Das im Bau befindliche 300-MW_e-Kernkraftwerk Kalkar mit dem Schnellen Natriumgekühlten Prototypreaktor

SNR 300 hat z.B. drei parallele Wärmeübertragungssysteme, die aus Sicherheitsgründen räumlich voneinander getrennt sind.

4. Das Kühlmittel Natrium

4.1 Betriebseigenschaften

Seit etwa einem halben Jahrhundert wird Natrium großtechnisch eingesetzt, insbesondere in der Chemie, z.B. zur Herstellung von Antiklopfmittel als Benzinzusatz und von Natronlauge sowie als Bestandteil anderer Chemikalien, so auch in den Waschmitteln. In Europa werden heute pro Jahr etwa 40000 Tonnen an Natriummetall gewonnen, davon allein in der Bundesrepublik etwa 20000 Tonnen. Für die Hersteller ist der Umgang mit Natrium, das in heißer, flüssiger Form anfällt, eine gewohnte Technik. Natrium schmilzt bei etwa 110°C .

Es wird in flüssigem Zustand als Kühlmittel verwendet, weil es ausgezeichnete Kühleigenschaften hat. Große Wärmemengen, die konzentriert auf kleinem Raum freigesetzt werden, können durch Natrium bei hohen Temperaturen praktisch drucklos abgeführt werden. Diese Bedingung der konzentrierten Wärmefreisetzung in einem verhältnismäßig kleinen Raum liegt beim Reaktorkern eines Schnellen Brutreaktors vor. Im folgenden sei zunächst auf die wichtigsten Eigenschaften des Natriums als Kühlmittel im Normalbetrieb eingegangen, später sollen diejenigen Eigenschaften des Natriums erörtert werden, die bei Auftreten eines Störfalls wichtig sind. In Tab. 1 sind die wichtigsten Betriebseigenschaften – teilweise verglichen mit Wasser – zusammengestellt. Das spezifische Gewicht ist mit dem des Wassers vergleichbar. Eine wichtige Eigenschaft ist die Wärmeleitfähigkeit, die bestimmend für den Wärmeübergang ist. Die Wärmeleitfähigkeit des Natriums ist etwa hundertmal größer als die des Wassers. Die Wärmekapazität beträgt etwa ein Drittel der des Wassers.

Spez. Gewicht	0,7 ... 0,9 kg/l	etwas leichter als Wasser
Wärmeleitfähigkeit	60 kcal/mh grd 250 kJ/mh grd	ca. 100 mal größer als bei Wasser
Wärmekapazität	0,3 kcal/kg grd 1,25 kJ/kg grd	etwa 1/3 der von Wasser
Siedepunkt bei Reaktordruck	1000°C	Abstand zwischen Arbeitstemperatur und Siedepunkt ca. 400°C
Korrosion (Stahl)	1 ... 5 µm/Jahr	hängt vom Material, der Reinheit und anderen Betriebsdaten des Natriums ab

Tab. 1: Wichtige Betriebseigenschaften des Natriums

Eine weitere wichtige Eigenschaft des Natriums für die technische Seite des Einsatzes ist der sehr hohe Siedepunkt, der unter Atmosphärendruck bei 880°C liegt, beim Einsatz in Kreislaufsystemen mit einigen bar Überdruck sogar bei 1000°C. Im Vergleich dazu hat Wasser von 340°C bereits einen Siededruck von 150 bar, was den primärseitigen Betriebsbedingungen eines modernen Druckwasserreaktors entspricht.

Da im Betrieb eines Schnellen Brutreaktors zum Abtransport der Wärme maximal etwa 600°C genügen, ergibt sich ein Sicherheitsabstand zwischen dem eigentlichen Betriebspunkt und dem Sieden von etwa 400°C. Die Bedeutung des hohen Siedepunktes und – damit in engem Zusammenhang – der relativen Drucklosigkeit des Primärkreises kann nicht stark genug betont werden: Ein plötzliches Versagen dieser Primärkreissysteme ist ausgeschlossen. Tritt dennoch ein Leck auf, so führt die entsprechende Druckabsenkung nicht zum Verdampfen des Kühlmittels. Das Natrium läuft vielmehr entsprechend den hydrostatischen Verhältnissen aus. Durch die geometrische Gestaltung des Primärkreises ist dafür gesorgt, daß der Reaktorkern immer mit Natrium bedeckt ist. Für den Langzeiteinsatz des Kühlmittels Natrium muß noch eine sehr wichtige Voraussetzung erfüllt sein, nämlich eine hohe Korrosionsbeständigkeit der Werkstoffe, die mit diesem Kühlmittel in Berührung gelangen. Hierfür kommen überwiegend nichtrostende Stähle in Betracht, vorzugsweise austenitische Stähle,

und an manchen Stellen auch warmfeste ferritische Stähle. Unter technisch leicht erreichbaren Reinheitsbedingungen ist Natrium gut verträglich mit den Werkstoffen, aus denen die Wärmeübertragungssysteme gefertigt werden. Die übliche Korrosionsrate liegt zwischen 1 und 5 µm/Jahr (1 µm = 1/1000 mm).

4.2 Verhalten bei Störfällen

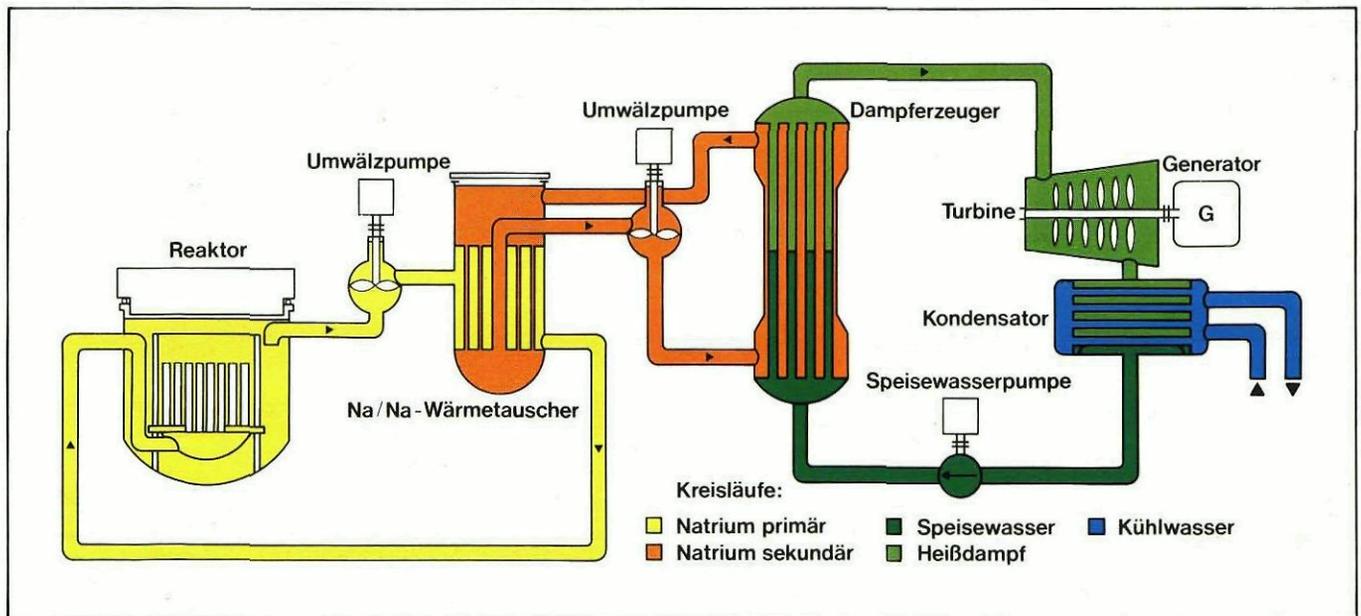
Bevor auf denkbare Störfälle mit Natrium eingegangen wird, sollten die wichtigsten sicherheitsrelevanten Eigenschaften des Natriums bekannt sein, um die Maßnahmen gegen Störfälle verstehen zu können. In Tab. 2 sind diese Eigenschaften zusammengestellt. Zwei Reaktionen sind von besonderer Bedeutung: die Reaktionen von Natrium mit Luft und mit Wasser.

Am Beispiel der Natrium-Versuchsanlagen im Kernforschungszentrum Karlsruhe, in denen etwa 8 Tonnen Natrium enthalten sind, sei dargelegt, wie Natriumanlagen gegen mögliche Natriumbrände an Luft geschützt werden.

Der Boden unter Natrium-Versuchsanlagen ist durchgehend mit Auffangwannen bedeckt. Die Auffangwannen werden mit perforierten Abdeckblechen abgedeckt, deren Wirksamkeit anhand eines Versuches demonstriert wurde. 200 kg Natrium von 600°C wurden auf die Abdeckbleche geschüttet. Das Natrium floß sofort in die Wannen ab, nur der anhaftende Rest verbrannte. Durch den geringen Zutritt von Luft in die Wannen verlief die Reaktion unter der Abdeckung so schwach – was auch an der geringen Rauchentwicklung erkennbar war –, daß das Natrium nach einiger Zeit in der Wanne erstarrte. Es konnte dann in fester Form entfernt werden. Das System arbeitet ohne aktiven Eingriff von außen.

Mit Wasser reagiert Natrium recht heftig. Die Reaktionsgeschwindigkeit hängt, ähnlich wie bei anderen chemischen Reaktionen, von der Geschwindigkeit der Vermischung des Natriums mit dem Wasser ab. Die Wärmefreisetzung erreicht etwa zwei Drittel der des Natriumbrandes an Luft. Entscheidend ist jedoch nicht die dabei freiwerdende Wärme, sondern vielmehr die Bildung von Wasserstoff. So werden bei einer Natrium-Wasser-Reaktion je Kilogramm ca. 500 Normliter Wasserstoff frei. Ein bekanntes Schulexperiment demonstriert die Natrium-Wasser-Reaktion, indem ein Stückchen festes Natrium in Wasser geworfen wird. Bei diesem Schulexperiment kann sich, im Gegensatz zu den Verhältnissen in der Reaktor-

Abb. 5: Wärmeübertragung im Kernkraftwerk Kalkar



technik, der durch die Natrium-Wasser-Reaktion gebildete Wasserstoff sofort mit Luft vermischen und ein Knallgasgemisch bilden, das sich nach einiger Zeit selbst entzündet. Dies erweckt den Eindruck, die Natrium-Wasser-Reaktion sei explosionsfähig, während in Wirklichkeit die Explosionsfähigkeit bedingt. In Natrium-Kühlsystemen ist Luft grundsätzlich nicht vorhanden, so daß der Wasserstoff unschädlich bleibt.

Reaktionswärme	2500 kcal/kg 10500 kJ/kg	bei der gleichen Menge Benzin wird etwa die 4fache Wärmemenge frei
Siedepunkt	850 ... 1000°C	bei Benzin liegt der Siedepunkt bei 80°C
Verdampfungswärme	1000 kcal/kg 4180 kJ/kg	Verd.-Wärme bei Natrium 12malhöherals bei Benzin
Reaktion Na-Wasser	1500 kcal/kg 6100 kJ/kg	es entsteht Wasserstoff u. ca. 500 Nl/kg Natrium (benötigt 0,4 kg H ₂ O)
Sonstige Reaktionen	–	Na reagiert mit verschiedenen Betonsorten

Tab. 2: Natriumeigenschaften in Störfallsituationen

Bei einem Leck der Wasserdampfrohre im Dampferzeuger oder Überhitzer können Wasser bzw. Wasserdampf ins Sekundärnatrium fließen. Bei einem größeren Leck würde die Natrium-Wasser-Reaktion in dem betroffenen Sekundärsystem durch den dabei entstehenden Wasserstoff bzw. Wasserdampf zu einem schnellen Druckaufbau führen. Das Natriumsekundärsystem ist für diesen Störfall ausgelegt, es hält einem kurzzeitigen Druckaufbau stand. Ein längerfristiger Druckaufbau wird durch das Druckentlastungssystem verhindert: auf der Natriumseite der Verdampfer bzw. Überhitzer sind Berstscheiben in Rohrleitungen zur Druckentlastung angebracht, die bei Erreichen eines bestimmten Druckes die Rohrleitungen freigeben. Diese Berstscheiben sind in der chemischen Industrie seit Jahrzehnten erprobte Sicherheitselemente. Die Rohrleitungen führen die Reaktionsprodukte der Natrium-Wasser-Reaktion, ein Gemisch aus Natrium-Wasser-Wasserstoff, in einen unter Schutzgas stehenden Abscheider ein. Dort werden im wesentlichen Natriumreste und der Wasserstoff abgeschieden und der Wasserstoff nach außen abgeblasen, wo er verbrennt. Die Dampferzeugungsleistung eines jeden Systems ist aufgeteilt auf drei parallele Verdampfer und drei parallele Erhitzer.

5. Die nukleare Sicherheit Schneller Brutreaktoren

5.1 Das Barrierenprinzip

Als die wesentliche Aufgabe der sicherheitstechnischen Auslegung von Kernkraftwerken ist sicherzustellen, daß radioaktive Substanzen, die sich im Innern der Anlage befinden, auch bei Störfällen weder in unkontrollierter Weise noch in unzulässigen Mengen in die Außenwelt gelangen. Zur Lösung dieser Aufgabe wird eine in der Technik häufig benutzte Methode angewendet: das Radioaktivitäts-Inventar wird durch mehrere hintereinanderliegende „Barrieren“ im Kraftwerk eingeschlossen.

Das Barrierenprinzip wird in Abb. 6 am Beispiel des SNR-300 gezeigt. Spaltprodukte und Actiniden entstehen im Kernbrennstoff, der selbst ein beträchtliches Rückhaltevermögen besitzt. Der Kernbrennstoff ist in Hüllrohre eingeschweißt, die eine erste gasdichte Barriere gegen das Entweichen der radioaktiven Stoffe bilden. Eine zweite, ebenfalls gasdichte Barriere wird durch den Reaktortank und das primäre Kühlsystem sowie das in ihnen befindliche Natrium gebildet, das einen großen Teil der durch eventuelle Lecks aus dem Kernbrennstoff in das Natrium entwichenen Spaltprodukte chemisch bindet. Weitere Barrieren sind die Räume des sogenannten inneren und äußeren Containments, also die Betonwände des Reaktorgebäudes, die mit Stahlblechen gasdicht ausgekleidet sind.

Eine letzte Barriere bildet der Luftspalt zwischen der Betonwand des äußeren Containments und dem gasdichten Stahlblechbehälter, der diese umgibt. Gebläse, die die Luft ständig absaugen, halten den Luftspalt auf Unterdruck.

Diese mehrfachen Barrieren garantieren, daß weder im Normalbetrieb noch unter Störfallbedingungen unkontrollierte oder unzulässige Aktivitätsfreisetzungen möglich sind. Zur Vermeidung von Störfällen sind darüberhinaus besondere Sicherheitsmaßnahmen vorgesehen.

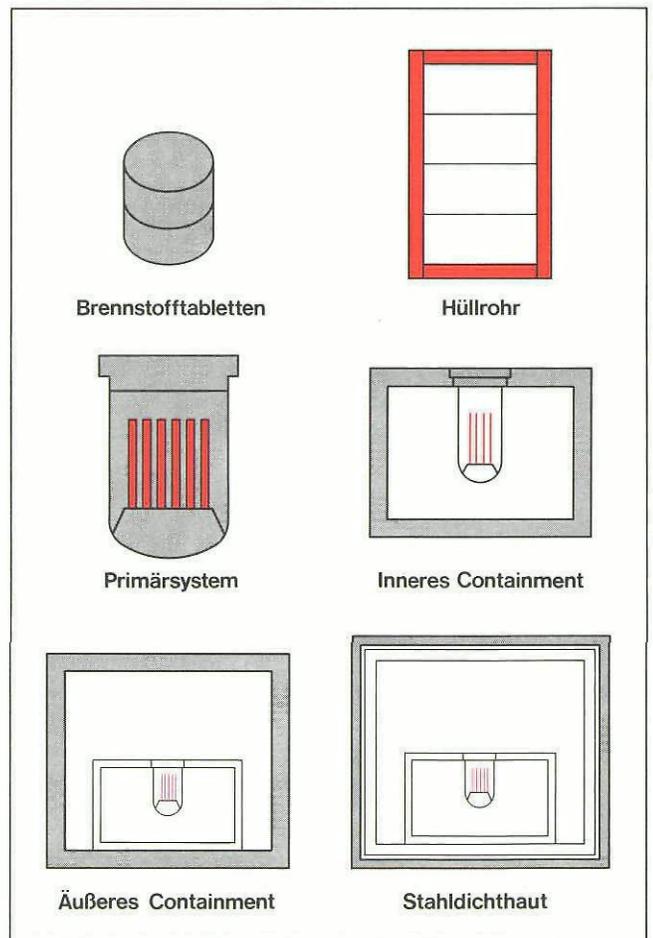


Abb. 6: Sicherheitsbarrieren eines Natriumbrüters

5.2 Sicherheitsmaßnahmen

Sicherheitsmaßnahmen lassen sich allgemein in zwei Kategorien aufteilen: in präventive, das heißt vorbeugende Maßnahmen und in Containmentmaßnahmen, das heißt Maßnahmen zum Einschluß radioaktiver Stoffe innerhalb des Kraftwerks nach einem Störfall.

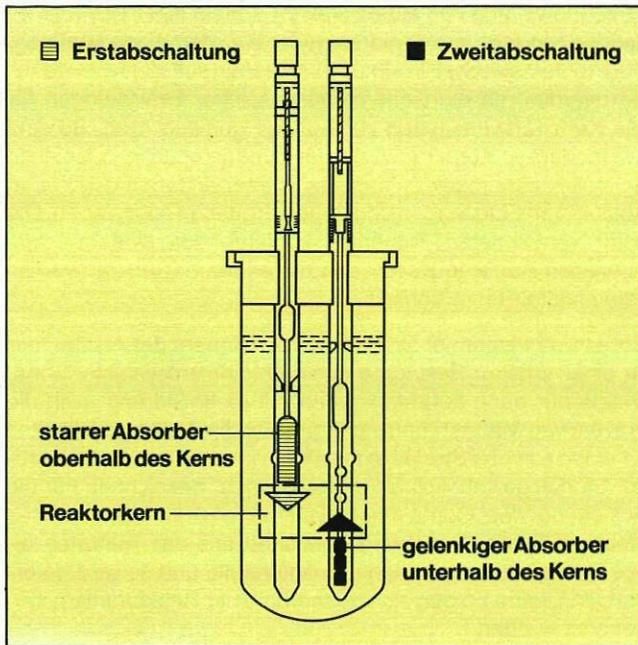


Abb. 7: SNR-Abschaltssysteme

Präventive Maßnahmen sind Maßnahmen und Einrichtungen, die verhindern, daß sich eine auftretende Betriebsstörung zu einem größeren Störfall entwickelt und damit zur Gefährdung einer Barriere führt. Dafür sind vor allem zwei Bedingungen zu erfüllen:

- a) Der Reaktor muß jederzeit und aus jeder Situation heraus sicher und zuverlässig abzuschalten sein;
- b) Die sichere Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern muß auch nach der Abschaltung jederzeit gewährleistet sein.

Containmentmaßnahmen sind aktive und passive Maßnahmen, die die Folgen von Störfällen mildern oder auf das Innere des Reaktors begrenzen. Im wesentlichen bestehen diese Maßnahmen darin, daß die Barrieren aufgrund ihrer Konstruktion den Störfallfolgen standhalten. Es handelt sich somit um passive Maßnahmen. Wie später noch dargelegt wird, werden jedoch auch aktive Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen getroffen.

5.3 Präventive Maßnahmen beim SNR-300

Die Aufgabe der präventiven Maßnahmen ist es, Störfälle in einem möglichst frühen Stadium zu entdecken und so zu beenden, daß keine wesentliche Belastung des Containment-systems auftritt. Zur Erfüllung dieser Aufgabe dient eine Vielzahl von Sicherheitseinrichtungen, deren Beschreibung im einzelnen hier allerdings zu weit führt.

Die beiden oben genannten Forderungen a) und b) sind besonders wichtig und werden hier am Beispiel des SNR-300 detailliert diskutiert.

Aus a) und b) folgen als wichtigste Präventivmaßnahmen:

- Die Abschaltssysteme und
- die Nachwärmeabfuhrsysteme.

Abschaltssysteme

Abb. 7 zeigt, daß der SNR-300 zwei völlig getrennte und in ihrem Aufbau unterschiedliche Abschaltssysteme besitzt. Die Absorberstäbe des sogenannten Erstabschaltsystems befinden sich oberhalb des Reaktorkerns. Sie fallen bei Bedarf allein durch Schwerkraft in den Reaktorkern. Falls dieses System versagt, was sehr unwahrscheinlich ist, wird das sogenannte Zweitabschaltssystem angeregt. Die Absorberstäbe dieses Systems befinden sich unterhalb des Reaktorkerns und werden durch vorgespannte Federn in den Kern hineingezogen. Die Absorberstäbe des Zweitabschaltsystems sind gelenkig ausgeführt, um auch noch in einen eventuell verformten Reaktorkern eingezogen werden zu können. Jedes Abschaltssystem ist für sich in der Lage, den Reaktor allein abzuschalten. Man bezeichnet dies als Prinzip der Redundanz. Die Systeme sind, wie erläutert, auch in ihrem Aufbau unterschiedlich. Dies wird als Prinzip der Diversität bezeichnet.

Für die Gewährleistung der Abschaltsicherheit wurde ein beträchtlicher Aufwand getrieben. Zum Versuchsumfang für den SNR-300 gehörten unter anderem mehr als 10000 Abschaltungen und 3 bis 4 Millionen Regelspiele. Zur Abschaltung aus jedem beliebigen Betriebszustand genügt das Hereinfallen eines der insgesamt zwölf Abschaltelemente. Ein vollständiges Versagen der Abschaltung muß daher als eine gedankliche Hypothese angesehen werden, der jede technische Glaubwürdigkeit fehlt.

Nachwärmeabfuhrsysteme

Abb. 8 zeigt die zwei Vorrichtungen der Nachwärmeabfuhr (NWA), die in die Hauptkreisläufe für die normale Wärmeab-

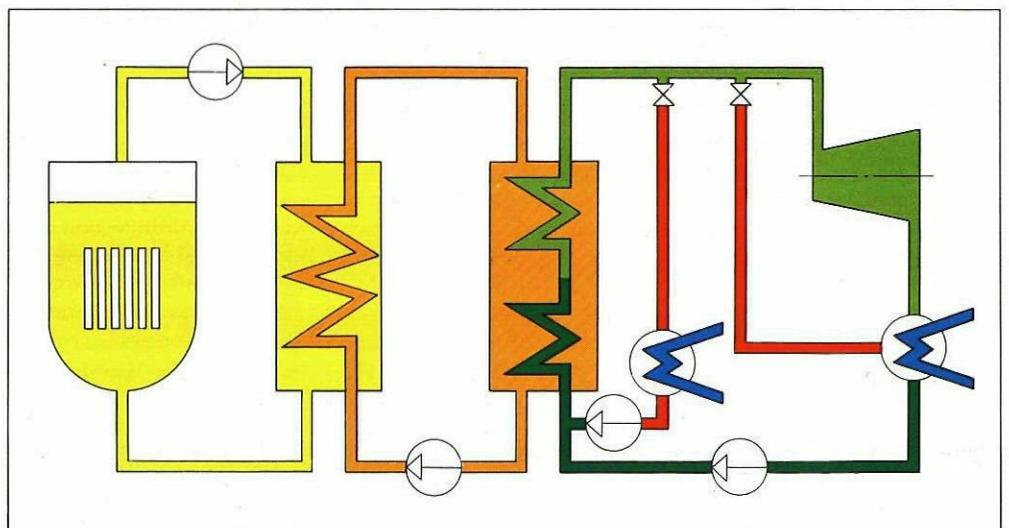


Abb. 8: Nachwärmeabfuhr beim SNR-300

fuhr eingebaut sind. Zunächst kann die Nachwärme über die im Normalbetrieb verwendeten Pumpen, Rohrleitungen und Wärmetauscher abgeführt werden. Die Nachwärme wird im Wasser/Dampf-System unter Umgehung der Turbine direkt in den Hauptkondensator abgeführt. Eine sichere Nachwärmeabfuhr ist gewährleistet, wenn dieses System in einem der drei parallelen Hauptkreise zur Verfügung steht. Sollten diese Systeme aller drei Hauptkreise ausfallen – dies ist denkbar, wenn zum Beispiel die externe Versorgung mit Kühlwasser unterbrochen würde, was jedoch extrem unwahrscheinlich ist – so steht für die Nachwärmeabfuhr über die Hauptkreise ein spezielles NWA-System mit eigenem Kondensator und eigener interner Kühlwasserversorgung zur Verfügung.

Eine dritte Möglichkeit – nur für den Notkühlfall gedacht – ist durch ein direkt in den Reaktortank eingebautes Tauchkühler-System gegeben, das die Nachwärme über einen eigenen Natriumkreislauf und mittels eines Luftkühlers an die Umgebung gibt. Abb. 9 zeigt diese Tauchkühlvorrichtung. Dieses Kühlsystem ist auch dann noch funktionsfähig, wenn aus irgendeinem Grund der Natriumspiegel im Reaktortank so weit abgesunken sein sollte, daß die Hauptkreise nicht mehr funktionsfähig sind. Auch hier sind die Prinzipien der Redundanz und der Diversität zugrunde gelegt. Die Ausfallwahrscheinlichkeit liegt bei einem statistischen Wert von kleiner als 10^{-6} (das heißt, im Mittel ein einmaliges Versagen bei mehr als einer Million Anforderungen).

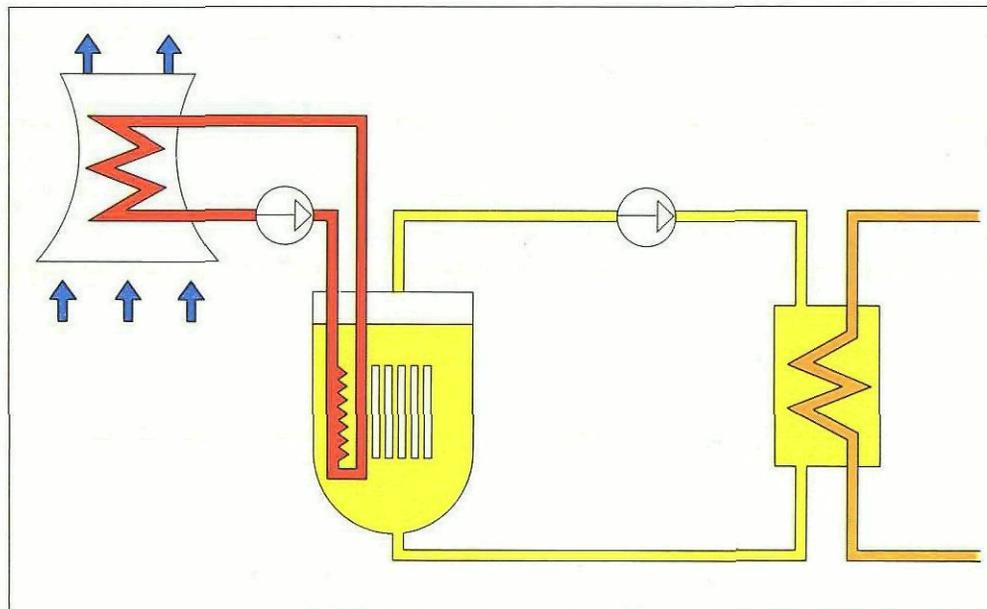


Abb. 9:
Notkühlung beim SNR-300

Eine erst kürzlich durchgeführte Studie zeigt darüber hinaus, daß selbst bei dem Ausfall der aktiven Komponenten sämtlicher Wärmeübertragungssysteme noch so viel Wärme durch Natrium-Naturumlauf in den Hauptkreisen abgeführt wird, daß die Sicherheitsbarrieren intakt bleiben. Der Reaktorkern kann nach Beheben der Störung wieder in Betrieb genommen werden.

5.4 Containmentmaßnahmen beim SNR-300

Wie bereits gesagt, hat der Schnelle Natriumgekühlte Brüter ein Natrium-Niederdruckkühlsystem mit sehr guten Kühleigenschaften. Das Containmentsystem ist dadurch in der Lage, Störfälle aus dem Innern der Reaktoranlage zu beherrschen, auch solche, die gravierend sind (aber eine extrem geringe Eintrittswahrscheinlichkeit aufweisen). Zu einer mechanischen Belastung des Containmentsystems kann es durch gewalt-

same Einwirkung von außen oder im Verlauf eines schwerwiegenden Störfalls aus dem Innern der Reaktoranlage kommen. Die Problematik der Einwirkung von außen soll hier nicht diskutiert werden, da die Beherrschung solcher Einwirkungen für alle Kernkraftwerkstypen zur Auflage gemacht wird. So sind alle modernen Kernkraftwerke der Bundesrepublik – also auch Schnelle Natriumgekühlte Brüter – unter anderem gegen den Absturz von Flugzeugen und gegen Erdbeben auszulegen. Die dafür verwendeten Sicherheitsvorkehrungen sind bei dem Schnellen Brüter in Kalkar den bei anderen Kernkraftwerken verwendeten recht ähnlich.

Ein schwerwiegender Störfall aus dem Innern der Anlage, der zu einer ersten Belastung des Containmentsystems führte, könnte nur dann auftreten, wenn mit einer Störung auch die präventiven Maßnahmen versagen. Da die Wahrscheinlichkeit für einen solchen Störfall extrem klein ist, wird auch ein derartiger Störfall gewöhnlich als „hypothetisch“ bezeichnet. Für die Auslegung des Containmentsystems wird im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens das Auftreten eines Störfalls dieser Art einfach unterstellt, und es wird gefordert, daß seine Folgen sicher innerhalb der Reaktoranlage beherrscht werden.

Zur Veranschaulichung des extremsten Störfallablaufes, der als sogenannter Bethe-Tait-Störfall bekannt ist, geht man zunächst von der Annahme aus, daß sämtliche Hauptkühlmittel-

pumpen gleichzeitig ausfallen und beide Abschaltvorrichtungen gleichzeitig versagen. Da dann der Kühlmitteldurchsatz im Reaktorkern nicht mehr ausreicht, die entstehende Wärme abzuführen, käme es im Reaktorkern zu Temperatursteigerungen und örtlich schließlich zum Sieden des Natriums. Das Natriumsieden bewirkt über den „Void-Effekt“ (Blasen-Effekt) eine Reaktivitäts- und damit eine Leistungssteigerung. Letztlich ist eine Leistungsexkursion denkbar, in deren Verlauf der Reaktorkern teilweise oder ganz zerstört würde. Die vom Containmentsystem zu beherrschenden Folgen eines solchen Störfalls sind:

- die freigesetzte thermische und mechanische Energie,
- große Mengen geschmolzenen Kernbrennstoffs, der auch weiterhin Wärme erzeugt, sowie
- im Containmentsystem freigesetzte Spaltprodukte und Aerosole, die die eigentliche radiologische Gefahr darstellen.

Der Reaktortank und der Primärkreis des SNR-300 sind so konstruiert, daß sie der freigesetzten mechanischen Energie mit Sicherheit standhalten. Grundlage der Auslegung ist eine mechanische Belastung von 370 Megawattsekunden (MWs). Die als wahrscheinlich berechnete Energie liegt jedoch unterhalb dieses Auslegungswertes. Nur bei Verwendung extrem pessimistischer Annahmen lassen sich 370 MWs errechnen.

Ein intakter Reaktortank und Primärkreis bedeuten aber auch, daß der geschmolzene Brennstoff im Reaktortank weiterhin gekühlt werden kann. Die bereits erwähnten Tauchkühler des Notkühlsystems sind so ausgelegt, daß sie auch nach einem Bethe-Tait-Störfall funktionsfähig bleiben.

in den Spalt gelangt sind, nicht unkontrolliert in die Umgebung der Reaktoranlage gelangen können. Erst nach etwa zehn Tagen Unterdruckspalt-Betrieb wird es wegen des damit verursachten Druckaufbaus innerhalb des Reaktorgebäudes notwendig, das Zurückpumpen einzustellen und die Luft im Reaktorgebäude über Filter kontrolliert an die Außenwelt abzugeben. Infolge der bis dahin durch Abkling- und Ablagerungsvorgänge sowie durch die Rückhaltetechniken stark verringerten Radioaktivität in der Abluft liegt selbst in diesem extremen Fall die radiologische Belastung unter den gesetzlich zugelassenen Werten.

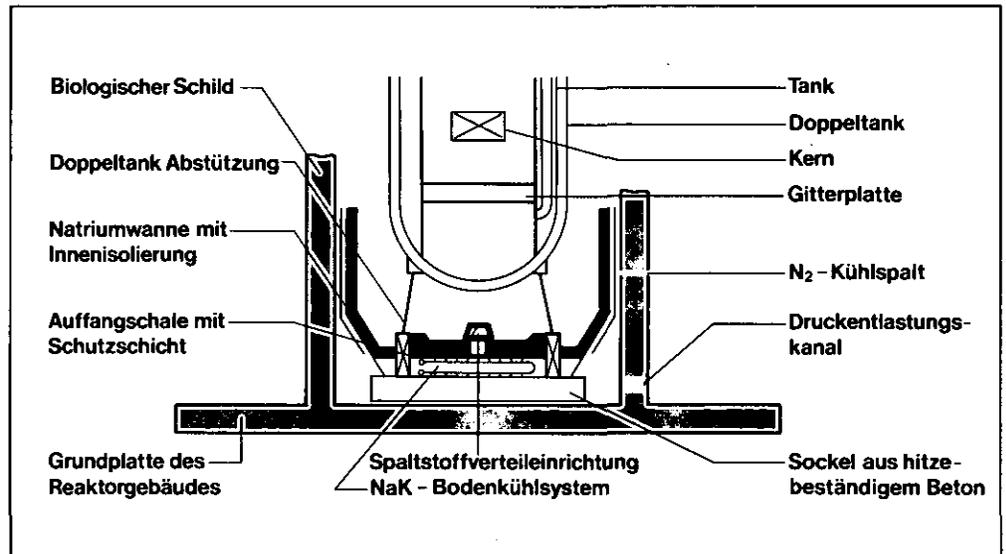


Abb. 10:
SNR Core Catcher
(Bodenkühlleinrichtung)

Da bei heutigem Wissensstand noch nicht mit letzter Sicherheit auszuschließen ist, daß geschmolzener Kernbrennstoff den Reaktortank durchmilzt und damit die Primärkreis-Integrität zerstört, hat der SNR-300 eine letzte Möglichkeit zur Kühlung des Kernbrennstoffes in Form einer dicht unterhalb des Reaktortanks liegenden Kühlleinrichtung. Abbildung 10 zeigt diese Konstruktion; sie wird als core catcher (sog. Bodenkühlleinrichtung) bezeichnet. Diese Kühlleinrichtung soll den geschmolzenen Reaktorkern auffangen und bis zum Erkalten kühlen. Sie ist wie ein Behälter ausgeführt; die Wände sind mit natriumbeständigem Isoliermaterial ausgekleidet, ihre Außenseiten werden mit Stickstoff gekühlt. Der Boden des Behälters ist mit einer Schutzschicht aus einem extrem temperaturbeständigen Material bedeckt, das den hohen Temperaturen des geschmolzenen Kernbrennstoffes standhält. Zusätzlich wird der Boden durch eingebaute Kühlschlangen mit Natrium/Kalium gekühlt, so daß der Kernbrennstoff auch über längere Zeit sicher gekühlt werden kann. Ein Durchschmelzen durch dieses Containmentsystem, das heißt durch das Bodenfundament des Reaktorgebäudes in die umgebende Erde, ist ausgeschlossen.

Das Containmentsystem hat die Rückhaltung der Aerosole und der radioaktiven Edelgase sicherzustellen. Im bisherigen Verlauf des Störfalles wurde angenommen, daß die beiden ersten gasdichten Barrieren – das sind die Hüllrohre der Brennstäbe im Reaktorkern und das Primärsystem – zerstört werden. Es bleiben als Barrieren die Betonwände des inneren und äußeren Containments sowie der alles umgebende gasdichte Stahlmantel mit dem Unterdruckspalt (siehe Abb. 6).

Der Spalt zwischen äußerem Containment und dem Stahlmantel wird auf Unterdruck gehalten, um Leckagen von außen wie Leckagen durch die äußere Betonwand des äußeren Containments aufzufangen und in das Reaktorgebäude zurückzuführen. Dadurch wird sichergestellt, daß radioaktive Stoffe, die bis

6. Bau- und Betriebserfahrungen

Zum Schluß sei ein Überblick über den bisher erreichten Stand der Schnellbrüterentwicklung gegeben. An dieser Entwicklung beteiligen sich zahlreiche Industriestaaten seit vielen Jahren, die Bundesrepublik Deutschland seit 1960. Deutschland führt sein Projekt seit 1967 gemeinsam mit Belgien und den Niederlanden durch.

Im Jahre 1978 ging das erste deutsche Versuchs-Kernkraftwerk mit natriumgekühltem Schnellen Reaktor in Karlsruhe auf dem Gelände des Kernforschungszentrums in Betrieb: die KNK II-Anlage mit 20 MW elektrischer Leistung. Diese Anlage hatte nach verschiedenen Umbauarbeiten eine zentrale Kernzone mit Schnellneutronenspektrum erhalten und wird in Zukunft vor allem der Erprobung von Schnellbrüterreaktor-Brennelementen, Natriumkreislaufkomponenten und der Instrumentierung dienen.

1973 hat in Kalkar der Bau des schon erwähnten Brüter-Prototyp-Kraftwerks SNR-300 von 300 MW elektrischer Leistung begonnen. Die bisherigen Pläne sehen die Übergabe an den Betreiber der Anlage 1983 vor. In der Sowjetunion, England und Frankreich erzeugen Prototyp-Reaktoren dieser Größenordnung, aber etwas anderer Bauart, bereits seit einigen Jahren Energie. Allgemein zeigen bisherige Betriebserfahrungen im Prototypmaßstab: natriumgekühlte Brüter sind technisch realisierbar.

Schwierigkeiten sind in den letzten Jahren fast nur außerhalb des Reaktorkerns im „konventionellen“ Anlagenbereich – insbesondere an Na/Na-Zwischen-Wärmetauschern und Dampferzeugern – aufgetreten und haben sich als überwindbar erwiesen. Erfahrungsgemäß lassen sich Schäden beim Kraftwerksbetrieb weitgehend vermeiden, wenn man Groß-

komponenten vor der eigentlichen Inbetriebnahme zunächst außerhalb des Kernkraftwerks getestet. Hierzu liefern die großen industriellen Versuchsstände, z.B. in Bensberg bei Köln und in Hengelo (Holland), wesentliche Beiträge, wo solche Komponenten in voller Größe durch Dauertests mit Natrium erprobt werden. Diese Testserien haben z.B. gezeigt, wie wichtig strenge Qualitätskontrollen für die Tausende von Schweißstellen an Dampferzeugern sind, damit Na-Wasser-Reaktionen in ihnen vermieden werden.

In der Sowjetunion und Frankreich sind derzeit nicht nur Prototypanlagen in Betrieb, sondern außerdem Demonstrationsbrüter von 600 bis 1200 MW_e im Bau. Der französische Demonstrationsbrüter Super-Phénix von 1200 MW_e Leistung ist gemeinsam von Elektrizitätsversorgungsunternehmen Frankreichs, Italiens, Deutschlands, Belgiens und Hollands in Auftrag gegeben worden und seit 1977/78 im Bau.

Im Juli 1977 wurden Verträge abgeschlossen, die zu einer weitgehenden Integration der deutschen und der französischen Schnellbrüterarbeiten führen sollen – sowohl auf der Ebene der Kernforschungszentren und der Herstellerindustrie als auch der Stromversorgungsunternehmen.

7. Zusammenfassung

Schnelle Brutreaktoren bieten die Möglichkeit, die Energievorräte der Erde um ein bis zwei Größenordnungen zu vermehren. Schnelle Brutreaktoren sind bis jetzt die einzige Technologie, die sich bereits in der großtechnischen Erprobung befindet, mit dem Potential, langfristig große Energiemengen bereitzustellen. Ein ähnlich hohes Potential ergibt sich bei der Kernfusion, deren prinzipielle Machbarkeit aber noch bewiesen werden muß.

Im nationalen Bereich bietet dieses Reaktorkonzept die Chance, in ca. 50-70 Jahren unabhängig von fremden Uranlieferungen zu werden. Aus den bisherigen Bau- und Betriebserfahrungen kann abgeleitet werden, daß Schnelle Brüter großer Leistung gebaut und sicher betrieben werden können.

Literatur

- RÖTTEN, H.J., LEE, C.E., TEUCHERT, E.: The Bebble-Bed HTR as a Net-Breeding Reactor System, Jüli-1521 (Juli 1978)
- „Schnelle Brutreaktoren“ aus: Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Eine Dokumentation der Bundesregierung. Herausgeber: BMFT, Bonn, 1977, S. 119-127
- HENNIES, H.H., BRANDSTETTER, A.: „Stand und Aussichten des Schnellen Brütters in der Bundesrepublik Deutschland“, Atomwirtschaft, April 1977, S. 199
- WÄTZEL, G.: „Wie arbeitet der Schnelle Brüter“, RWE-Verbund, Werkzeitschrift, Heft 82 und 83, 1973
- „Streit um eine neue Technologie – Schneller Brüter: Millionen verplant?“, Bild der Wissenschaft, 1974
- „Schnelle Brüter Pro und Contra“. Reihe: Argumente in der Energiediskussion. Herausgeber: Hans Matthöfer, Neckar-Verlag, Villingen, 1977
- BRANDSTETTER, A.: Stand der Schnellbrüterentwicklung. Atomwirtschaft XXII (1977), 477
- DÄUNERT, U., KESSLER, G.: Status and Program of Development of the Fast Breeder Reactor System in the Federal Republic of Germany. Proc. Int. Conf. on Nucl. Power and its Fuel Cycle, 2.-13.5.77 Salzburg, IAEA Wien 1977, Vol. I, S. 455
- HÜPER, R.: Brütereentwicklung – Fortschritte in Europa und Japan. Grundsatzdiskussion in den USA. Atom und Strom, Jg. 23 (1977) 81
- HUBER, F., MENZENHAUER, P., PEPLER, W., TILL, W.: Verhalten von Natriumbränden und Erprobung von Schutzsystemen KFK 1970 (April 1974)
- DeBeNeLux-SNR 300. Atomwirtschaft XVII, Nr. 7, Juli 1972
- TRAUBE, K.: Internationale Brutreaktorentwicklung, Atomwirtschaft XXI, Nr. 9-10, Okt. 1976
- HÜBEL, H.J.: The Safety Related Criteria and Design Features for SNR Proceedings of the Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, April 2-4, 1974, CONF-740401 P2, p. 3-28
- KUGLER, E., WIESNER, S.: Licensing Aspects in the Verification of the SNR-300 Design Concept Against Hypothetical Accidents, Intern. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5-6, CONF-761001, p. 24-33
- TRAUBE, K.: Safety Design of SNR 300, Intern. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5-6, CONF-761001, p. 84-99
- MORGENSTERN, F.H. et al.: The Decay Heat Removal Concept of SNR-300 Intern. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5-6, CONF-761001, p. 442-451
- OEYNHAUSEN, H. et al.: Design Requirements for the SNR-300 Containment System, Intern. Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5-6, CONF-761001, p. 452-462
- VOSSEBRECKER, H.: Verhalten des SNR-300 bei völligem Versagen der Nachwärmeabfuhr, Atomwirtschaft XXII, Nr. 9, Sept. 1977
- FRIEDRICH, H.J.: Die Bodenkühlleinrichtung des SNR-300. Reaktortagung Mannheim 1977, 29.3.-1.4.

Radioökologie – Die Emission von Radionukliden und ihr Verhalten in der Nahrungskette und im menschlichen Körper

Heiner Geiß¹⁾ und Manfred Paschke²⁾

¹⁾Zentralabteilung Strahlenschutz der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

²⁾Programmgruppe Kernenergie und Umwelt der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Einleitung

Bei keinem technologischen Prozeß können die entstehenden und zum Teil giftigen Abfallprodukte vollständig zurückgehalten werden. So ist auch beim Betrieb kerntechnischer Anlagen eine Abgabe geringer Mengen radioaktiver Stoffe, Radionuklide wie sie bei der Spaltung des Urans oder durch Aktivierung infolge Neutroneneinfangs entstehen, unvermeidlich. Die höchstzulässige Abgaberate wird durch die Genehmigungsbehörde festgesetzt, die dabei an die Forderung der Strahlenschutzverordnung vom 13.10.1976 gebunden ist, daß „die durch Ableitung radioaktiver Stoffe aus diesen Anlagen oder Einrichtungen mit Luft oder Wasser bedingte Strahlenexposition des Menschen so gering wie möglich gehalten wird“ (Minimal-Prinzip). Als Höchstwert wird dabei für Ganzkörperbelastung an der ungünstigsten Einwirkungsstelle – auf die Definition wird später noch eingegangen – die Dosis von 30 mrem je Jahr während der gesamten Betriebszeit des Reaktors getrennt für Abluft und Abwasser festgelegt. Für jede kerntechnische Anlage muß für das Genehmigungsverfahren in detaillierten Gutachten durch neutrale Stellen der Nachweis erbracht werden, daß diese Forderung erfüllt ist.

1. Abgabe und Ausbreitung von Radionukliden

1.1 Betriebliche Freisetzung

Radioaktivität wird in kerntechnischen Anlagen über Abluft und Abwasser abgegeben. Das Maß für die freigesetzte Aktivität ist die Zahl der Zerfälle in der Sekunde, das Becquerel (Bq). Alte, aber immer noch gebräuchliche Einheit ist das Curie (Ci). 1 Ci entspricht $37 \cdot 10^9$ Zerfällen pro Sekunde, also $37 \cdot 10^9$ Bq. Die in der Radioökologie vorkommenden Aktivitäten werden in Nanocurie ($nCi = 10^{-9}$ Ci = 37 Bq) oder Picocurie ($pCi = 10^{-12}$ Ci = 0,037 Bq) gemessen. Die Praxis hat gezeigt, daß die Genehmigungswerte im Betrieb teilweise erheblich unterschritten werden. In der Tabelle 1 sind die zu erwartenden Abgabewerte mit der Abluft für zwei verschiedenen Reaktortypen von je 1000 MW_e dargestellt, Tabelle 2 zeigt einen Vergleich von Genehmigungs- und Abgabewerten für Biblis A im Jahre 1975. Diese im Vergleich zum Antrag günstigen Werte sind durch ein ausgeklügeltes System von Filtereinrichtungen und Verzögerungsstrecken zum Abklingen der Aktivität kurzlebiger Nuklide möglich. Wie effektiv diese Filter arbeiten, zeigt das Beispiel J-131. Die in Tabelle 2 erwähnte Jahresabgabe von 0,0049 Ci entspricht nur Bruchteilen eines Milligramms.

Nuklidgruppe	Nuklid	Freisetzung in Ci/a	
		Siedewasserreaktor	Druckwasserreaktor
Edelgase	Kr 85	700	700
	Xe 133	2.500	2.500
Jod-131	J 131	0,1	0,05
Kurzlebige Aerosole	Co 58	0,001	0,001
	Sr 89	0,001	0,001
	J 133	0,5	0,2
Langlebige Aerosole	Co 60	0,001	0,001
	Sr 90	0,0001	0,0001
	Cs 134	0,0001	0,0001
	Cs 137	0,0002	0,0002
Sonstige Gase	H 3	30	20
	C 14	10	10

Tab. 1:

Zu erwartende jährliche Aktivitätsfreisetzungen für die Abluft, Siedewasser-, Druckwasserreaktor für 1000 MW_e.

Nuklidgruppe	Abgabewert 1975 Ci/a	Genehmigungswert Ci/a	Abgabewert in % des Genehmigungswertes
Edelgase	1682	89500	1,9
Jod-131	0,0049	0,695	0,7
Aerosole			
– kurzlebige	0,0469	115	0,04
– langlebige	0,0061	3,25	0,19

Tab. 2:

Genehmigungswerte und tatsächliche Jahresabgaben über den Kamin; Biblis Block A

1.2 Gasförmige radioaktive Stoffe (atmosphärische Ausbreitung)

1.2.1 Meteorologische und nichtmeteorologische Parameter, die die Ausbreitung beeinflussen

Die Ausbreitung von Schadstoffen in der Atmosphäre wird von vielen und zum Teil sehr komplexen Parametern beeinflusst. Man kann im wesentlichen zwei Gruppen unterscheiden, die dabei eine Rolle spielen. Die erste Gruppe von Parametern, die die Verwirbelung der Luft (Turbulenz) beschreiben, hängt von der Struktur des Untergrundes ab, zum Beispiel von Art und Höhe des Bewuchses oder Art und Höhe der Bebauung. Die Turbulenz ist umso größer, je höher die „Rauhigkeit“ der Erdoberfläche ist. Der Begriff „Rauhigkeit“ hat dabei durchaus die in der Umgangssprache übliche Bedeutung. So ist zum Beispiel die Oberfläche des Meeres bei Windstille glatt im meteorologischen Sinn, während andererseits das durch Bäume und Gebäude stark strukturierte Gelände eine große Rauhigkeit besitzt.

Die zweite Gruppe besteht aus meteorologischen Größen, der Wetterlage, die ebenfalls durch viele schwankende Einzelgrößen gekennzeichnet ist, zum Beispiel Windgeschwindigkeit, Stabilität der Luftschichtung oder Niederschlag. Die Stabilität

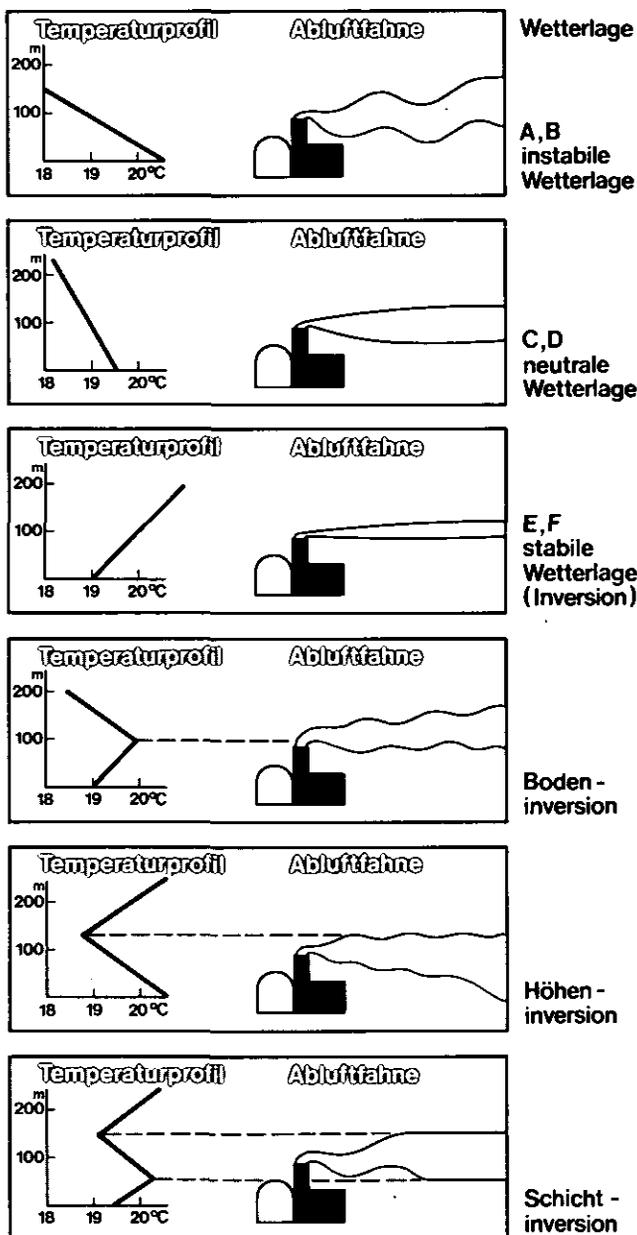


Abb. 1: Luftschichtungen und zugehörige Rauchfahnen

der Luftschichtung läßt sich durch den Temperaturverlauf in Abhängigkeit von der Höhe über dem Erdboden beschreiben. In Abb. 1 sind einige typische Fälle dargestellt. Man teilt dabei die Wetterlagen in 6 Klassen A-F (Diffusionskategorien) ein, in denen die Fähigkeit, in die Atmosphäre abgegebene Schadstoffe schnell zu verdünnen, von A nach F abnimmt. Fall A, B zeigt labile Schichtung. Die Temperatur nimmt mit zunehmender Höhe schnell ab. Das führt zu starker Turbulenz, die auch für die Entstehung von Gewitterwolken verantwortlich ist. Die Durchmischung der Atmosphäre und damit die Verdünnung der Schadstoffe ist gut (hohe Verdünnungseffektivität). Der andere Extremfall ist die sogenannte stabile Schichtung, besser unter dem Begriff Inversion bekannt. In diesem Fall (E, F) nimmt die Temperatur mit der Höhe zu. Der Austausch zwischen den unteren und den oberen Luftschichten wird nahezu völlig unterbunden. Zusammen mit geringen Windgeschwindigkeiten in Bodennähe kann es zur Smoglage kommen. In der Mitte dieser Extreme liegen die neutralen Schichtungen (C, D). Zwischen allen diesen Lagen gibt es kontinuierliche Übergänge. Die ursprüngliche Einteilung dieser Klassen geht auf F. Pasquill zurück und beruht auf Beobachtungen von Rauchfahnen, die je nach Wetterlage charakteristische Formen zeigen (Abb. 1). So erhält man bei geringer Turbulenz (stabile Schichtung) nur eine geringe Auffächerung der Fahne, während bei hoher Turbulenz (labile Schichtung) eine starke Auffächerung zu beobachten ist. Die Haupttypen sind mit den 6 Klassen relativ gut repräsentiert.

Für die Bestimmung der Diffusionskategorie können alle die meteorologischen Größen und Parameter herangezogen werden, die die Turbulenz der atmosphärischen Schichtung und damit die Verdünnungseffektivität der Atmosphäre bei den einzelnen Wetterlagen beschreiben. Besonders geeignet sind dafür die Messungen, mit denen man die horizontale und vertikale Turbulenz direkt erfassen kann. Diese Messungen sind jedoch technisch aufwendig und zeitraubend. Deshalb ermittelt man unter Inkaufnahme geringerer Vorhersagegenauigkeit die Diffusionskategorie aus leicht zugänglichen meteorologischen Daten. Hierzu gehören Beobachtungen des Deutschen Wetterdienstes, bei denen neben der bodennahen Windgeschwindigkeit auch die Bewölkung angegeben wird. Unter Berücksichtigung des Sonnenstandes läßt sich daraus die Stabilität der Schichtung ermitteln.

1.2.2 Mathematische Beschreibung der Ausbreitung von Schadstoffen

Man kann nun unter geeigneten Bedingungen mathematische Formeln angeben, mit deren Hilfe die Konzentrationsverteilung auf der dem Wind abgewandten Seite eines Abluftkamins für die weiteren Anwendungen hinreichend genau beschrieben werden kann, insbesondere für die später zu diskutierenden Langzeituntersuchungen. Die Konzentration der abgegebenen Stoffe in der Abluftfahne ist eindeutig bestimmt durch die Menge der abgegebenen Schadstoffe in der Zeiteinheit (Quellstärke, gemessen in Ci/s oder g/s), die mittlere Windgeschwindigkeit, die Höhe des Abluftkamins (Emissionshöhe) und die Werte für horizontale und vertikale Ausbreitung der Schadstoffe in der Abluftfahne (Ausbreitungsparameter, Diffusionskonstanten).

Quellstärke sowie die Emissionshöhe sind für die Anlage charakteristisch. Ausbreitungsparameter und Windgeschwindigkeit werden durch die meteorologischen Verhältnisse festgelegt.

Ein Hauptproblem der Ausbreitungsrechnung ist die Bereitstellung geeigneter Zahlenwerte für die Ausbreitungsparameter in den jeweiligen Diffusionskategorien. Diese Parameter sollten sowohl die mechanische als auch die durch Wärmeströmung erzeugte Turbulenz hinreichend genau beschreiben. Zu ihrer

Bestimmung sind Ausbreitungsexperimente in möglichst großer Zahl an möglichst vielen Stellen notwendig. Da die vor 1970 verwendeten Werte aus der Literatur in der Regel die wirklichen Verhältnisse nur unzureichend wiedergeben, wurden seit dem Jahre 1970 von der Zentralabteilung Strahlenschutz in der KFA Feldexperimente mit markierten Abluffahnen durchgeführt, um für die Anwendung über Gelände mit mittlerer bis höherer Rauigkeit geeignete Ausbreitungsparametersätze zu ermitteln.

1.2.3. Experimentelle Ergebnisse

Einige wichtige Ergebnisse der Ausbreitungsversuche lassen sich anhand der Abbildungen 2-4 erläutern, in denen die Konzentration der atmosphärischen Schadstoffe in der bodennahen Luft unter der Abluffahne dargestellt ist. Bei konstanter Wettersituation läßt sich der Einfluß unterschiedlicher Emissionshöhen (H) erkennen (Abb. 2). Bei geringer Emissionshöhe liegt das Maximum der Ablagerung nahe an der Quelle und ist relativ hoch. Bei großer Emissionshöhe ist der Weg bis zum Boden bereits so groß, daß die ursprüngliche Schadstoffkonzentration der Abluffahne durch turbulente Durchmischung schon stark verdünnt wird und damit das Maximum der Konzentrationsverteilung viel niedriger ausfällt. Hierdurch wird der Nutzen hoher Schornsteine deutlich.

Bei fester Emissionshöhe zeigt sich der Einfluß der Wettersituation (Diffusionskategorie) auf die Ausbreitungsverhältnisse (Abb. 3). Die Diffusionskategorie A liefert Maxima in geringer Entfernung von der Quelle, die Kurve der Konzentrationsverteilung fällt dann aber am stärksten mit zunehmender Entfernung zu kleineren Konzentrationen hin ab. Die Kategorie F hat ein niedrigeres Maximum in bedeutend größerer Entfernung,

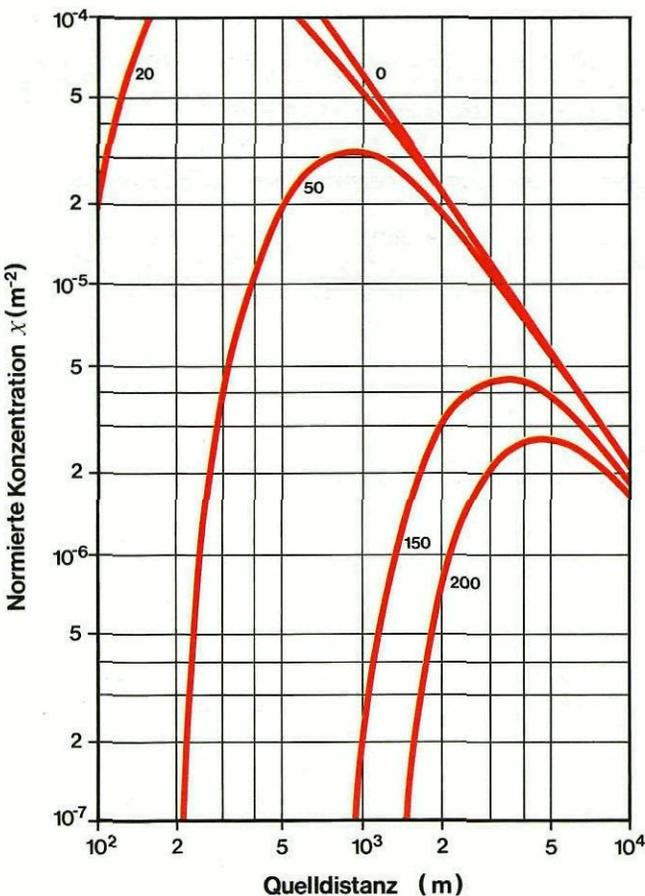
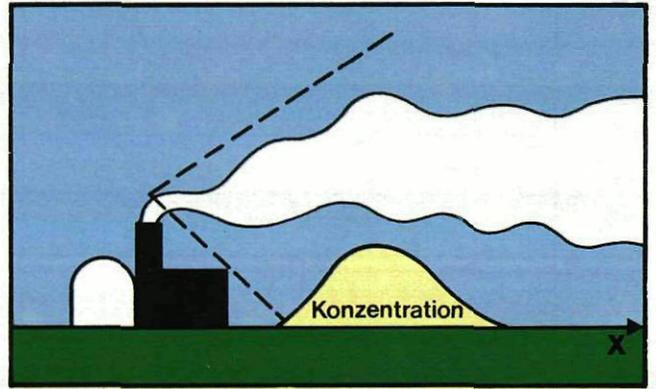
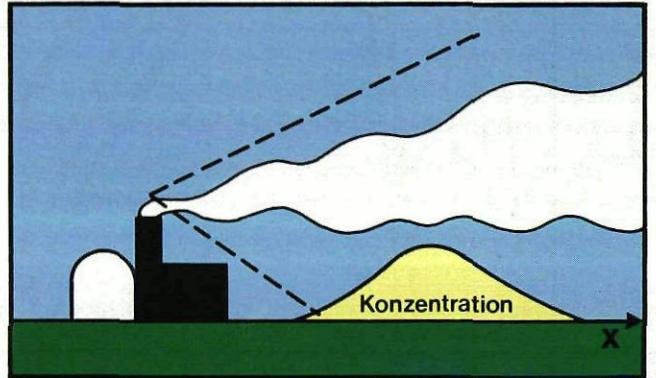


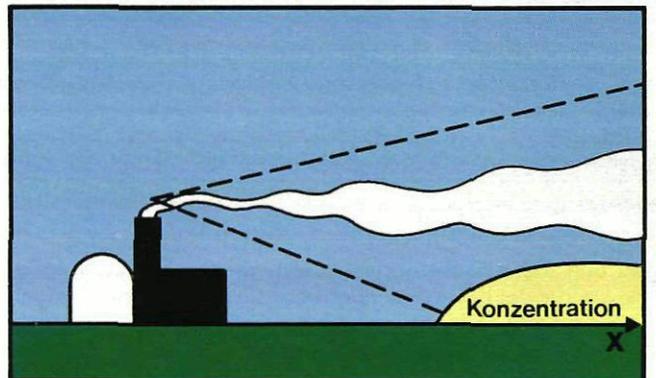
Abb. 2: Schnitt durch die Konzentrationsverteilung längs der Hauptausbreitungsrichtung für verschiedene Emissionshöhen (m) für die Diffusionskategorie E



starke Turbulenz (instabil)



mittlere Turbulenz (neutral)



schwache Turbulenz (stabil)

Abb. 3: Abhängigkeit der Lage des Ablagerungsmaximums von der Wetterkategorie

dabei aber auch den schwächsten Abfall der Konzentration mit wachsender Entfernung, so daß unter ihrem Einfluß auch in größerer Distanz von der Quelle noch relativ hohe Konzentrationen auftreten.

Unterschiedliche Strukturen der Erdoberfläche (Bebauung, Bewuchs) führen, wie schon erwähnt, ebenfalls zu unterschiedlichen Ausbreitungsverhältnissen. Während die früher meist benutzten Ausbreitungsparameter nach Pasquill auf Meßergebnissen über flachem Präriegelände basieren, sind die Jülicher Werte über einem Gelände mit Waldbestand und aufgelockerter Bebauung gewonnen worden (Abb. 4). Sie werden in den vom Bundesminister des Inneren herausgegebenen Berechnungsgrundlagen verwendet.

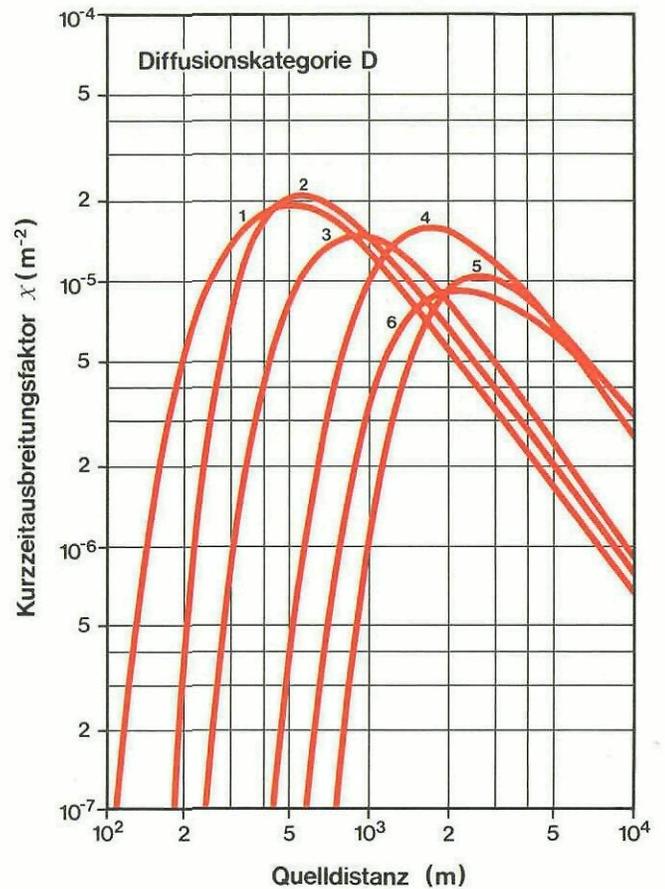
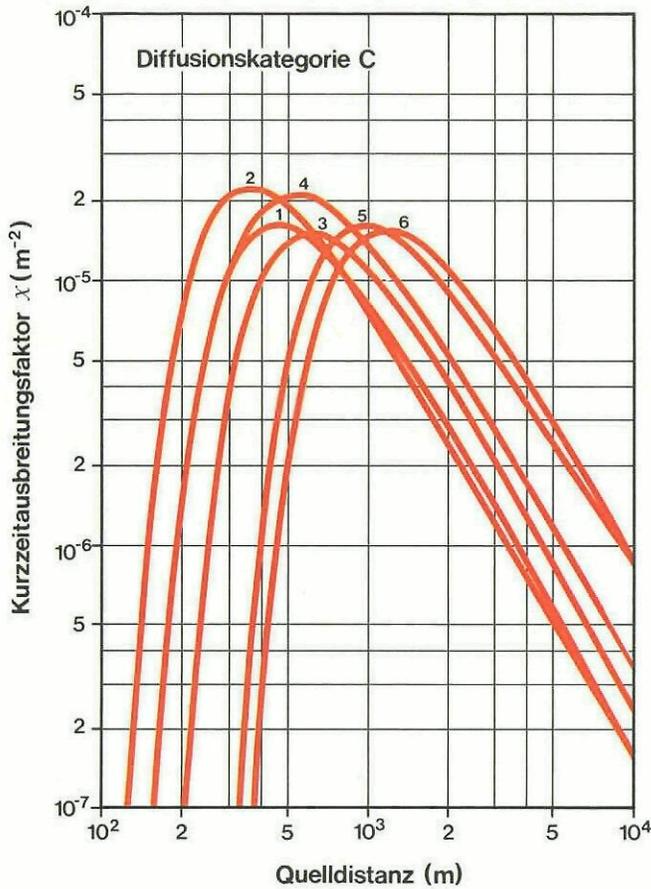


Abb. 4: Kurzzeitausbreitungsfaktoren für eine Emissionshöhe von 100 m als Funktion der Quelldistanz für verschiedene Parametersysteme (1 St. Louis, 2 Briggs II, 3 Jülich 100 m-Kamin, 4 Brookhaven, 5 Briggs I, 6 Pasquill)

1.2.4 Anwendung der Ausbreitungsrechnung: Kurzzeit- und Langzeitausbreitungsfaktoren

Mit den theoretischen und experimentellen Ergebnissen ist man nun in der Lage, Aussagen über die Konzentrationsverteilung in der Umgebung eines Emittenten sowohl für kurzzeitige Emissionen von wenigen Stunden Dauer als auch für Langzeitmittelwerte zu machen. Hierzu werden Kurzzeit- und Langzeitausbreitungsfaktoren definiert. Der erste gibt aktuelle Werte für eine bestimmte Wetterlage, während der Langzeitausbreitungsfaktor Aussagen über Jahresmittelwerte liefert. Die Fehler, die man bei der Bestimmung der Konzentrationsverteilung macht, sind für Kurzzeit- und Langzeitfaktoren unterschiedlich. Für die Kurzzeitfaktoren muß man in der Nähe des Maximums mit einem mittleren Fehler von einem Faktor 1.4 rechnen, wobei im Einzelfall höhere Abweichungen möglich sind. Die Mittelwertbildung beim Langzeitausbreitungsfaktor führt dagegen zu erheblich sichereren Prognosen. Vergleiche mit Immissionsmessungen zeigen mittlere Abweichungen von maximal 30 %.

1.2.5 Atmosphärische Ablagerung (Abb. 5)

Für die Berechnung der Ablagerung unterscheidet man zwei Gruppen von Schadstoffen: Aerosole und Gase.

Aerosole sind kleine feste Teilchen oder Tröpfchen, die durch die Turbulenz an Vegetation und Bodenhindernissen abgelagert werden können. Sie lagern sich dabei in der Regel nur auf der Oberfläche der Vegetation ab und können von dort durch Niederschläge zu einem großen Teil wieder abgewaschen werden, besonders wenn die Blätter der Pflanzen mit einer na-

türlichen Wachsschicht bedeckt sind. Größere Partikel fallen aufgrund ihres Gewichts auf den Boden.

Bei den Gasen müssen wir zwischen Edelgasen und reaktionsfähigen Gasen unterscheiden. Edelgase besitzen wie die Aerosole eine schlechte Haftfähigkeit auf Pflanzen. Reaktionsfähige Gase können dagegen an der Blattoberfläche festgehalten werden. Durch biochemische Reaktionen kann diese Haftung zum Teil noch erheblich verstärkt werden.

Neben der trockenen Ablagerung (Fallout) spielt die nasse Ablagerung (Washout) für einzelne Radionuklide, wie Tritium, eine wichtige Rolle. Beim Washout werden die Schadstoffteilchen aus der Luft durch Niederschläge mehr oder weniger stark ausgewaschen. Sie gelangen auf den Boden und in die Vegetation und damit in die Nahrungskette. Einen Sonderfall der nassen Ablagerung stellt der „Rainout“ dar (Abb. 5).

1.2.6 Mathematische Beschreibung der Ablagerung

Die Ablagerung ist wie die Ausbreitung ein komplizierter physikalischer Vorgang. Um zu einigermaßen handhabbaren und mit nicht zu großen Fehlern behafteten Aussagen zu kommen, müssen die Modelle stark vereinfacht werden. Hierzu führt man den Begriff der „Ablagerungsgeschwindigkeit“ (Falloutkonstante) ein. Die Kenntnis der Ablagerungsgeschwindigkeit ermöglicht bei bekannter Konzentration in der Luft die Vorhersage der Menge abgelagerter Schadstoffe (Kontamination) je Flächeneinheit. Unter Ablagerungsgeschwindigkeit oder Falloutkonstante darf man nicht etwa die Sinkgeschwindigkeit der Schadstoffe verstehen. Es handelt sich vielmehr um das Verhältnis der Kontamination je Flächeneinheit zu der Luftkonzentration.

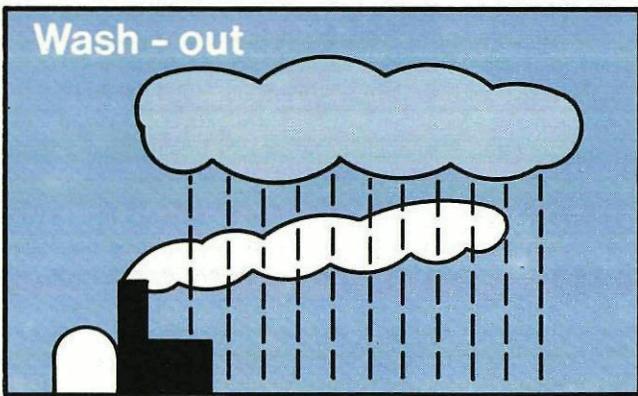
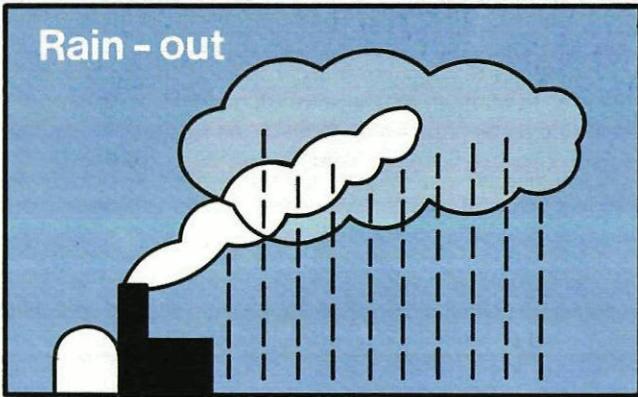
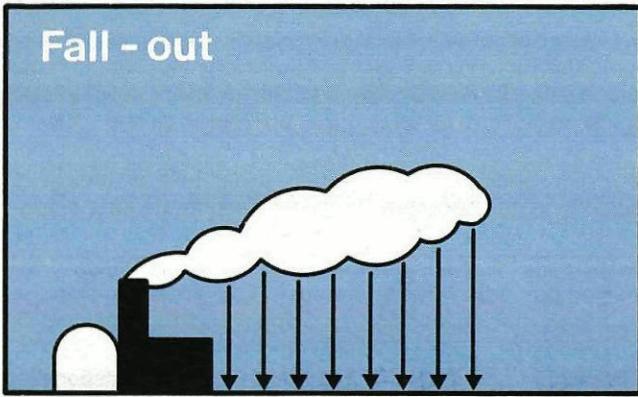


Abb. 5: Möglichkeiten der Ablagerung radioaktiver Stoffe aus der Abluffahne

tration (zeitintegriert), gemessen in 1 m Höhe über dem Boden. Dieser Wert hat die Dimension m/s, also die einer Geschwindigkeit.

Das Modell für den Washout ist in Anlehnung an das für den Fallout entwickelt worden. Die Washoutkonstante ist allerdings experimentell weitaus schwerer zu bestimmen als die Falloutkonstante. Da fast alle Experimente unter nicht realen Bedingungen durchgeführt wurden, muß mit erheblichen Fehlern von einigen 100 % gerechnet werden. Je nach Niederschlagshäufigkeit und Intensität ist deshalb eine beträchtliche Unter- oder Überschätzung der Menge ausgewaschener Schadstoffe möglich.

Als Beispiel für die trockene Ablagerung wurde in der KFA Jülich die Ablagerung und das Verweilen von elementarem Jod auf Gras und Klee untersucht. Die Ablagerung von Jod auf der Vegetation hängt hauptsächlich von drei Parametern ab:

1. Von der Trockenmasse der Vegetation pro Flächeneinheit, die ein Maß für die zur Ablagerung zur Verfügung stehende Oberfläche ist,

2. von einem Parameter, der die Absorption und die biochemische Bindung des elementaren Jods durch die Vegetation erfaßt und
3. von einem meteorologischen Parameter, der den Transport aus der Abluffahne zur Vegetation beschreibt.

Die Ablagerung wird stark durch meteorologische Größen beeinflusst. Deshalb wurden auf dem Versuchsfeld in verschiedenen Höhen die Windgeschwindigkeit und am meteorologischen Turm weitere Daten gemessen.

Um das Verweilen von Jod auf Gras und Klee zu studieren, wurden von einer kontaminierten Fläche in Zeitabständen von einigen Tagen Proben entnommen. Eine solche Meßreihe ist in Abb. 6 dargestellt. Die Meßreihen zeigen, daß der Jodgehalt des Grasses wie auch des Klees in 4 bis 8 Tagen zur Hälfte abgebaut war. Im Gegensatz dazu zeigen Messungen, bei denen das Gras nach der Kontamination abgeschnitten wurde, keine Abnahme des Jodgehaltes der Vegetation. Da, wie aus Abb. 6

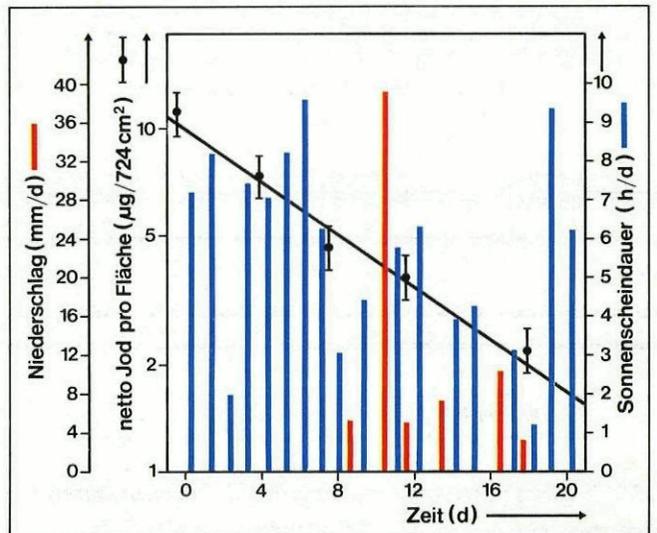


Abb. 6: Biologische Halbwertszeit von Jod auf Gras. Der Jodgehalt des Grasses wird in 4-8 Tagen auf die Hälfte abgebaut. Sonnenschein und Regen beeinflussen diesen Prozeß nicht.

zu ersehen ist, die Geschwindigkeit, mit der die Kontamination abnimmt, nicht durch Sonnenschein oder Regen beeinflusst wird, kann man folgern, daß die Jodabnahme nicht durch äußere meteorologische Einflüsse bewirkt wird, sondern daß sie mit den Vorgängen in der lebenden Pflanze zusammenhängt, z.B. mit dem Stoffwechsel oder dem Gasaustausch. Dieses Ergebnis erlaubt die Definition der „biologischen Verweilkonstante“.

1.3 Flüssige radioaktive Ableitungen

Auch mit dem Abwasser gibt eine kerntechnische Anlage Radioaktivität an die Umwelt ab, dabei spielen teilweise andere Nuklide als bei der Abluft eine wichtige Rolle.

Typische Erwartungswerte für zwei verschiedene Reaktortypen von 1000 MW_e zeigt Tab. 3, in Tab. 4 ist wieder ein Vergleich zwischen Genehmigungs- und Abgabewerten für Bibli A im Jahre 1975 dargestellt.

Grundsätzlich gelten für die Ausbreitungsvorgänge in Fließgewässern die gleichen Überlegungen wie für die atmosphärische Ausbreitung; die mathematische Berechnung wird jedoch durch die enge Begrenzung der Strömung im Flußbett und die Krümmung des Flußlaufs sehr erschwert. Die für die Verdün-

nung der Einleitungen wichtigsten Parameter sind die Wasserführung, die Fließgeschwindigkeit und Sedimentationsvorgänge.

Die eingeleitete Aktivität kann entweder im Fluß selbst abgelagert werden (Sedimentation) und führt damit zu einer äußeren Strahlenbelastung bei Personen, die sich im Sediment aufhalten (z.B. Angler) oder die auf Booten den Fluß befahren.

Auf dem Wege der Bewässerung kann die im Fluß enthaltene Aktivität aber auch auf die Vegetation und in den Boden gelangen. Die dritte Kontaktmöglichkeit besteht schließlich für Mensch und Tier über die direkte Wasseraufnahme (Trinkwasser oder Viehtränke).

Nuklid	Freisetzungsrate in Ci/a	
	Siedewasserreaktor	Druckwasserreaktor
H3 Tritium	150	900
Fe 55	0,03	
Co 58	0,02	0,2
Co 60	0,15	0,1
Sr 89	0,3	
Sr 90	0,03	
J 131	0,1	0,15
Cs 134	0,1	0,1
Cs 137	0,15	0,2

Tab. 3:
Beim Betrieb eines 1000 MW_e-Reaktors zu erwartende Radionuklidmenge im Abwasser

	Abgabewert 1975 Ci/a	Genehmigungswert Ci/a	Abgabewert in % des Genehmigungswertes
Abwasser ohne Tritium	0,74	10	7,4
Tritium	110	1600	6,9

Tab. 4:
Jährliche Aktivitätsabgabe und Genehmigungswerte über das Abwasser; Biblis, Block A, Kalenderjahr 1975

2. Radionuklide in Ökosystemen

2.1 Das Verhalten im lebendigen Organismus

Der Begriff Ökosystem beschreibt eine Lebensgemeinschaft mit allen das Zusammenleben beeinflussenden Faktoren wie Bodenbeschaffenheit, Pflanzengesellschaft, Tiergesellschaft, Klima usw.. Damit ist nicht gesagt, daß ein gesundes Ökosystem eine Urlandschaft sein muß. Auch eine vom Menschen geschaffene Kulturlandschaft kann durchaus im „ökologischen Gleichgewicht“, also „ökologisch gesund“ sein.

Der Eintritt der Radionuklide in Ökosysteme erfolgt über Abluft und Abwasser. Ihr Verhalten in den Organismen selbst ist sehr unterschiedlich und auf der einen Seite von der chemischen Form abhängig, auf der anderen Seite aber auch von chemischen Prozessen in der lebenden Zelle selbst. Von besonderer Bedeutung sind naturgemäß Isotope von Elementen, die entweder selbst im Stoffwechsel eine wichtige Rolle spielen (z.B. Tritium, Kohlenstoff-14, Jodisotope) oder wegen chemischer

Ähnlichkeit mit für den Organismus wichtigen Elementen mit diesen in Konkurrenz treten können (z.B. Strontium mit Calcium oder Cäsium mit Kalium). Anreicherungen kommen dadurch zustande, daß die lebende Zelle für alle benötigten Elemente aktive Transportsysteme besitzt, die es ihr ermöglichen, diese lebensnotwendigen Stoffe auch entgegen einem Konzentrationsgefälle aufzunehmen und in der Zelle anzureichern. Dabei kann der Anreicherungsfaktor beachtliche Größenordnungen (zwischen 1 und 100 000) erreichen. In gleicher Weise werden nicht benötigte Stoffe ausgeschieden. In einigen Fällen erfolgen auf diese Weise auch für den Organismus sinnlose Anreicherungen in bestimmten Organen (z.B. Plutonium in Lymphknoten). Aufgrund räumlicher Ähnlichkeit und gleicher elektrischer Ladung können nämlich bei diesen Transportvorgängen auch für die Zelle vollkommen unwichtige, unter Umständen sogar giftige Elemente in die Zelle „einreisen“ und sich dort anreichern. Die aktive Stoffaufnahme ist bei den einzelnen Organen je nach ihrer Funktion sehr unterschiedlich. So reichert z.B. die Schilddrüse selektiv Jod an, die Knochen enthalten große Mengen an Calcium. Es gibt für sehr viele Elemente und damit natürlich auch für deren radioaktive Isotope solche „kritischen Organe“, in denen sie besonders hohe Konzentrationen erreichen können.

Die Verteilung eines aufgenommenen Radionuklids im Organismus wird durch Compartment-Modelle beschrieben, in denen die möglichen Wege des betreffenden Elements, die Bruchteile der Gesamtmenge, die auf diesen Wegen verlagert werden und die Anreicherung in bestimmten Organen berücksichtigt und damit auch berechnet werden können. Ein Beispiel für ein Compartment-Modell ist für den Inhalationsweg in Abb. 7 dargestellt. Über den Pfeilen sind die für das betrachtete Isotop charakteristischen Bruchteile der Gesamtmenge, in den Organkästchen die Anreicherungsfaktoren einzusetzen. Ähnliche Modelle lassen sich für alle anderen Aufnahmewege (z.B. Aufnahme mit der Nahrung) erstellen. Die Höhe der Anreicherung ist von einer wichtigen Größe, der effektiven Halbwertszeit des betrachteten Radionuklids in einem bestimmten Organ abhängig. Sie wird auf folgendem Wege ermittelt:

Die physikalische Halbwertszeit gibt an, nach welcher Zeit von einer gegebenen Menge eines radioaktiven Isotopes noch genau die Hälfte vorhanden ist, ihren Kehrwert nennt man physikalische Zerfallskonstante λ_p . Unter biologischer Halbwertszeit versteht man den Zeitraum, nach dem von einer einmaligen Gabe eines bestimmten Stoffes oder eines stabilen Elements durch Stoffwechselprozesse die Hälfte wieder aus dem Körper ausgeschieden ist. Ihren Kehrwert nennt man biologische Verweilkonstante λ_{bi} . Sie ist stark von Temperatur und Stoffwechselaktivität abhängig und kann daher von Organ zu Organ sehr unterschiedlich sein. Die Summe von λ_p und λ_{bi} ergibt die effektive Verweilkonstante in dem betreffenden Organ, λ_{eff} , ihr Kehrwert ist die „effektive Halbwertszeit“.

2.2 Die möglichen Wege der Strahlenbelastung für den Menschen (Abb. 8)

Externe Bestrahlung

Die durch den Abluftkamin entweichende Wolke und das Abwasser stellen „Strahlenquellen“ dar und führen zu einer äußeren Bestrahlung. Die β -Strahlen besitzen nur eine geringe Eindringtiefe und belasten vornehmlich die Haut, die γ -Strahlen führen zu einer Ganzkörperbelastung. Ein Sonderfall ist die äußere Kontamination, die Ablagerung radioaktiver Stoffe auf der Körperoberfläche.

Inhalation und Ingestion

Als Inhalation bezeichnet man die Aufnahme von gasförmigen Stoffen oder Aerosolen über die Atemwege. Dabei kann es zu einer Inkorporation kommen, einer Aufnahme der eingeatmeten Stoffe in den Körper selbst und der bereits vorher beschrie-

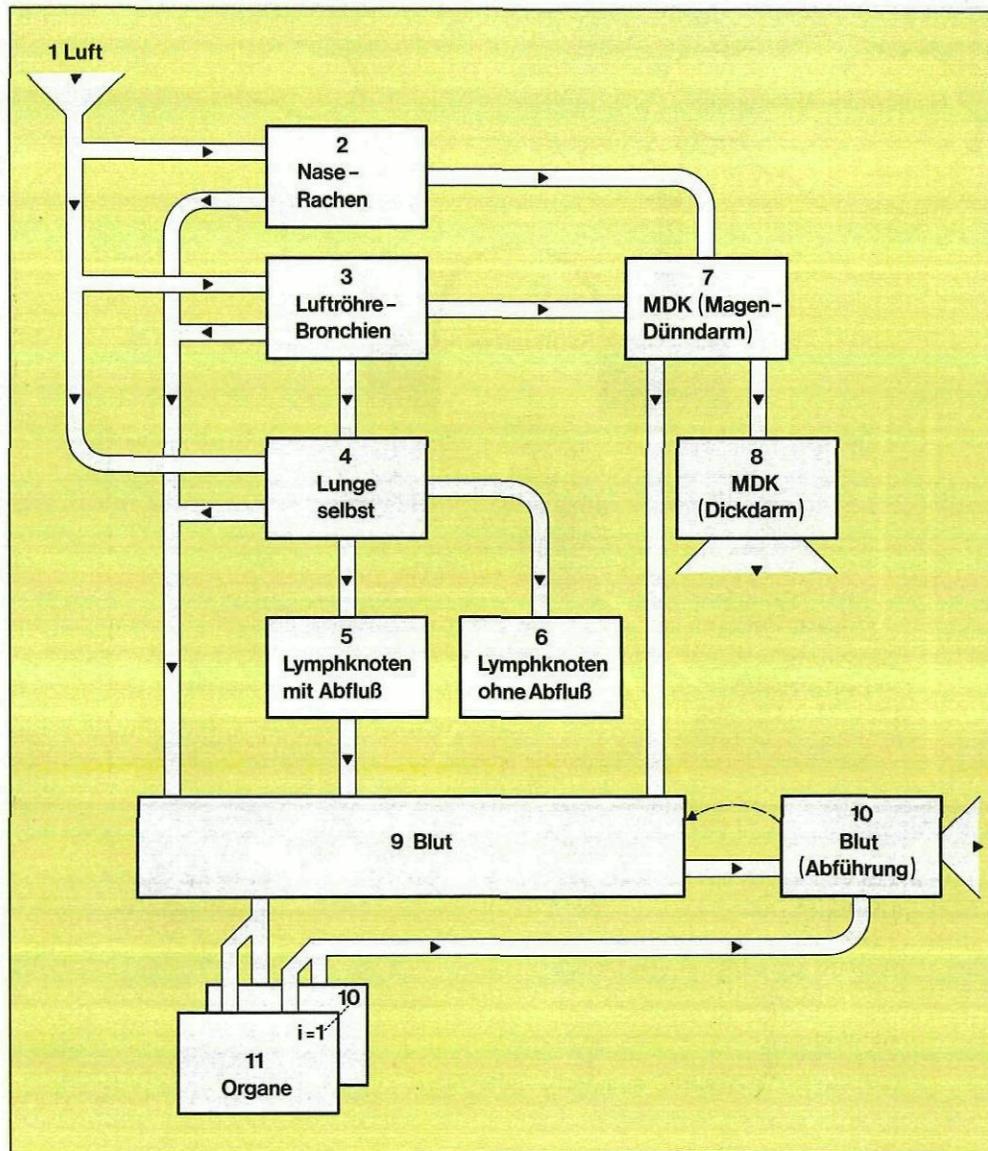


Abb. 7:
Detailliertes
Compartment-Modell
zur Berechnung
von Dosisfaktoren
infolge Einatmung
kontaminierter
Atemluft (aus
Nehmitz und Brenk)

benen Verlagerung in einzelne Organe. Auch bereits auf dem Boden abgelagerte Feststoffteilchen können nach Aufwirbelung durch Inhalation in den Körper gelangen.

Bei der Ingestion erfolgt die Aufnahme der Radionuklide über den Magen-Darm-Trakt mit der Nahrung. Wie im Falle der Inhalation erfolgt also eine Inkorporation der Radionuklide mit anschließender Verlagerung im Körper. In beiden Fällen erfolgt die Strahlenbelastung von innen her.

2.3 Der Begriff der Nahrungskette

Wie bereits erwähnt, kommt es im lebenden Organismus zu Anreicherungsvorgängen. Diese Anreicherung kann umso stärker werden, je mehr Zwischenschritte eingeschaltet sind. Am Anfang der Nahrungskette stehen immer die Produzenten, also die Pflanzen. In ihnen findet der erste Anreicherungsschritt statt. Sie dienen dem Menschen entweder selbst als Nahrung, oder sie werden von „Konsumenten 1. Ordnung“ gefressen. Dieser Konsument 1. Ordnung kann nun seinerseits von einem Konsumenten 2. Ordnung gefressen werden, z.B. ein Kleinkrebs oder ein kleiner Fisch von einem Raubfisch. Am Ende einer solchen Kette von Räuber-Beute-Beziehungen steht der Mensch. Die Anreicherungsvorgänge in den einzelnen Gliedern der Nahrungskette können bedeutungslos sein, wenn sie Organe betreffen, die der Mensch üblicherweise nicht

verzehrt, z.B. Knochen, und auf der anderen Seite große Wichtigkeit erlangen, wenn sie in pflanzlichen oder tierischen Produkten stattfinden, die der Mensch zu seiner Ernährung in großem Maße verwendet, z.B. Muskelfleisch. Aufgrund dieser Tatsache kann man einige wichtige Belastungspfade formulieren, auf denen der weitaus überwiegende Teil der Radioaktivität zum Menschen gelangt.

2.4 Die wichtigsten Pfade für Ingestionsbelastung

Die wichtigsten Belastungspfade für Jod, Cäsium und Strontium sind in Abb. 9 dargestellt.

Der Weide-Kuh-Milch-Pfad.

Dieser Pfad ist, besonders für Kleinkinder wegen ihres hohen Milchverbrauchs, einer der wichtigsten Belastungspfade für den Menschen. Die von der weidenden Kuh mit dem kontaminierten Futter aufgenommene Aktivität gelangt zu einem bestimmten Prozentsatz in die Milch und von dort aus weiter zum Menschen. Da Milch zu einem großen Teil in frischem Zustand verwendet wird, sind über diesen Belastungspfad auch relativ kurzlebige Radionuklide von Bedeutung. Eine wichtige Rolle spielt dabei auch noch ein erheblicher Konzentrationsfaktor in der Milch. In der Tagesmilchmenge finden sich je nach Nuklid zwischen 1 % und 15 % der gesamten täglich aufgenommenen Aktivität wieder, bei einem Verhältnis von ca. 10 kg Milch zum Körpergewicht der Kuh eine beachtliche Menge.

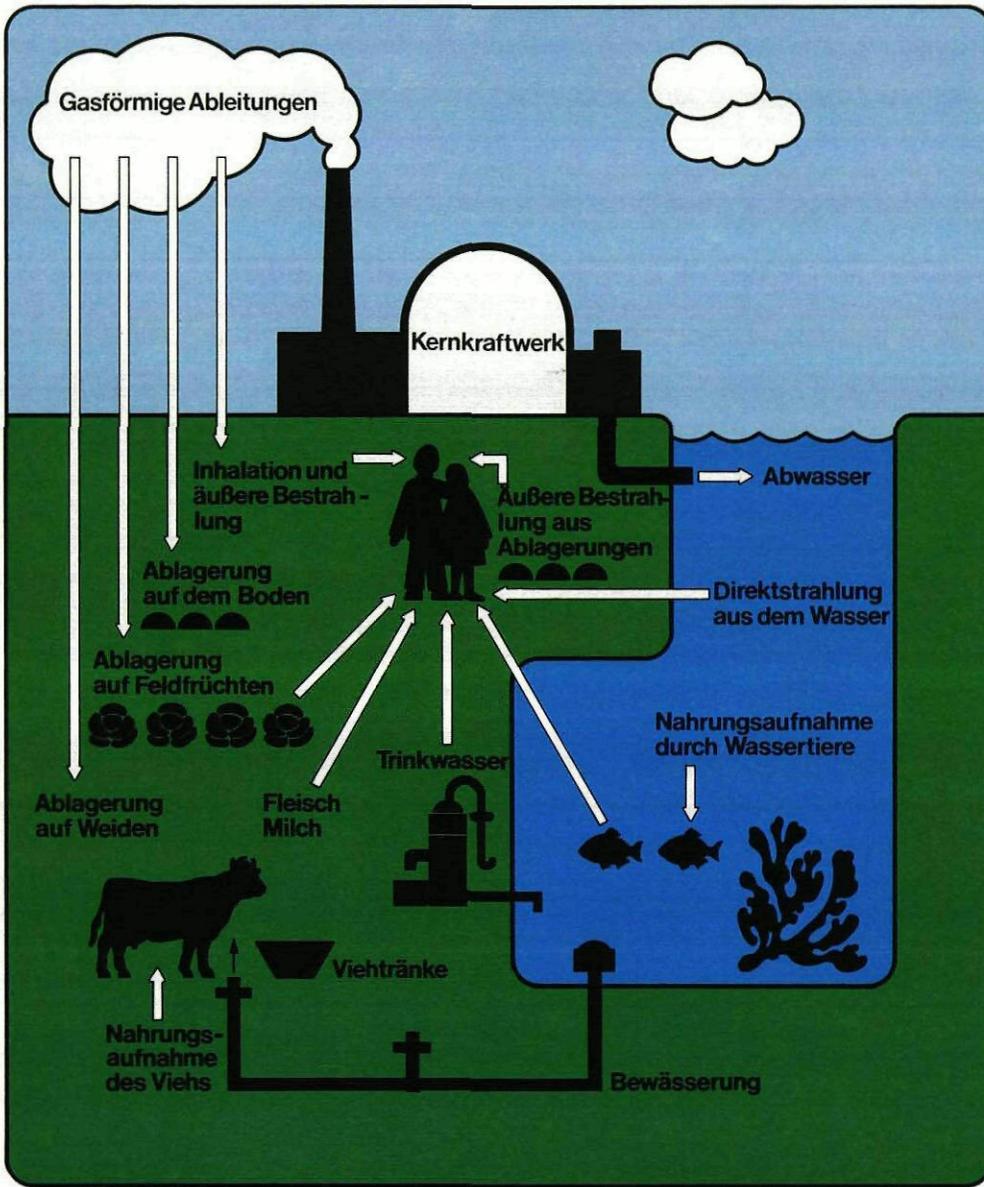


Abb. 8:
Die Möglichkeiten
der Einwirkung
radioaktiver Emis-
sionen auf den
Menschen

Der Pflanze-Mensch-Pfad

Der Genuß kontaminierter pflanzlicher Produkte führt zu einer weiteren Belastungsmöglichkeit. Für diesen Belastungspfad ist die direkte Ablagerung auf die Pflanzen aus der Luft oder künstliche Beregnung mit Flußwasser von hauptsächlichster Bedeutung.

Der Futter-Fleisch(Fisch)-Mensch-Pfad

Auf diesem Belastungspfad kann es zu mehreren aufeinander folgenden Anreicherungs Vorgängen kommen, entsprechend müssen auf diesem Weg alle Radionuklide als kritisch bezeichnet werden, die sich im Fleisch oder anderen üblicherweise vom Menschen verzehrten Organen, z.B. der Leber, anreichern.

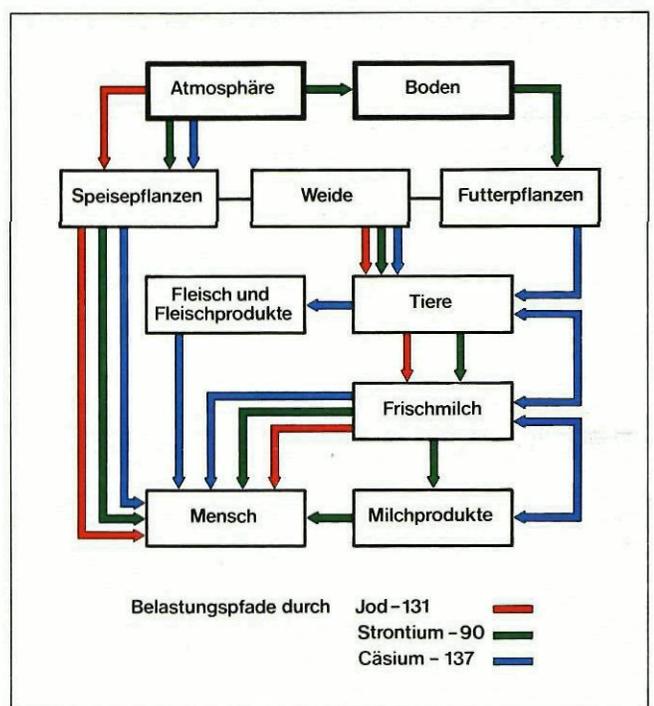


Abb. 9: Übersicht über die kritischen Pfade

2.5 Faktoren, die die Wanderung der Radionuklide beeinflussen

Bei einer gegebenen Aktivitätskonzentration an einer bestimmten Stelle im Ökosystem kann die Verlagerung der Radionuklide nicht durch einen konstanten Wert beschrieben werden, sondern sie ist von einer ganzen Reihe von Faktoren abhängig, von denen hier nur einige erwähnt werden sollen: Die Aufnahme der auf dem Boden abgelagerten Radioaktivität durch die Pflanzen ist abhängig von Pflanzenart, Alter der Pflanze, Bodenart, Bodenstruktur, Feuchtigkeit, Temperatur, Nährstoffgehalt und Nährstoffzusammensetzung. Bei guter Calcium-Versorgung ist die Aufnahme des konkurrierenden Strontiums z.B. erheblich geringer. In ähnlicher Weise ist auch die Verlagerung im tierischen und menschlichen Organismus stark abhängig von Art, Alter, Ernährungszustand, Vitaminversorgung, Spurenelementversorgung, Klima und vielen anderen Faktoren. Die Aufnahme von radioaktivem Jod kann z.B. stark herabgesetzt werden durch gute Versorgung mit inaktivem Jod, der Einbau von Strontium in den Knochen kann durch gute Calcium-Versorgung weitgehend verhindert werden.

2.6 Der Transferfaktor – Produkt aus ökologischen Gegebenheiten und der Physiologie des Organismus

Der Übergang eines Radionuklids vom Boden in die Pflanze, von der Pflanze ins Tier und vom Tier oder Tierprodukt in den Menschen läßt sich nicht ohne Schwierigkeit voraussagen und berechnen. Die diese Übergänge beschreibenden Faktoren werden Transferfaktoren genannt, die folgendermaßen definiert sind:

Transferfaktor Futter-Milch: Aktivität je Liter Milch bezogen auf die Aktivität einer Tagesration Futter.

Transferfaktor Futter-Fleisch: Aktivität je Kilogramm Muskelfleisch oder anderes Organ bezogen auf Aktivität einer Tagesration Futter.

Transferfaktor Boden-Pflanze: Aktivität je Kilogramm frische Pflanzenmasse bezogen auf Aktivität je kg trockener Boden in Pflugschartiefe (25 cm).

Die Transferfaktoren Futter-Fleisch und Futter-Milch sind noch verhältnismäßig gut standardisierbar, da man allein schon aus wirtschaftlichen Überlegungen für einen guten Ernährungs- und Gesundheitszustand des Viehs sorgt und damit die wichtigsten, im vorangegangenen Abschnitt bereits erwähnten Parameter in einem einigermaßen konstanten Bereich liegen.

Die größten Schwierigkeiten ergeben sich bei der Ermittlung des Transferfaktors Boden-Pflanze. Es ist ohne weiteres klar, daß es „den“ Transferfaktor Boden-Pflanze für ein bestimmtes Nuklid nicht gibt und auch nicht geben kann, man muß mit einer ganzen Schar solcher Faktoren für die wichtigsten Pflanzen- und Bodenarten rechnen. Die Fülle von Transferfaktoren, die der Literatur zu entnehmen ist, ist wegen unterschiedlicher Versuchsparameter nur schwer vergleichbar. Fast alle dort vorkommenden Transferfaktoren beziehen sich auf eine einmal dem Boden zugesetzte Aktivität, auf Versuche in kleinen Gefäßen und vor allem eine Ernte, die häufig nicht in dem Stadium erfolgte, in dem die Pflanze real verbraucht wird. Im Gegensatz dazu wird bei der Berechnung nach den vom Bundesminister des Inneren herausgegebenen Berechnungsgrundlagen für radioökologische Gutachten nach folgendem Prinzip verfahren:

Es wird postuliert

- daß das Kernkraftwerk die genehmigten Aktivitätswerte abgibt,

- daß sich ein Mensch während der gesamten Reaktorbetriebszeit von 50 Jahren an einem Punkt größtmöglicher Aktivitätskonzentration („ungünstigste Einwirkungsstelle“, „maximaler Aufpunkt“) aufhält und außerdem
- seine gesamte pflanzliche und tierische Nahrung von diesem Punkt bezieht, wobei angenommen wird, daß auch die Tiere ihr Futter nur von dieser Stelle beziehen.

Solche Forderungen bezeichnet man als konservativ, weil sie vom ungünstigsten denkbaren Fall ausgehen. Es wird weiterhin angenommen, daß die gesamte Aktivitätsablagerung von 50 Jahren Betrieb den Boden erreicht und dort verbleibt. Diese Annahme führt jedoch dann zu unrealistischen Überschätzungen, wenn man hohe Transferfaktoren verwendet. Bei einem Transferfaktor von z.B. 15 würden allein infolge der Abreicherung durch die Pflanze in den vorausgegangenen 49 Jahren bei einem Ertrag von 4 kg/m² nach 50 Jahren nur knapp 7 % der theoretisch auf den Boden gebrachten Aktivität wirklich noch vorhanden sein können.

Es ist jedoch durchaus möglich, für bestimmte Pflanzengruppen hinreichend genaue Transferfaktoren zu definieren, wenn man keine extremen Abweichungen vom Normalwert bei Temperatur, Feuchtigkeit, Nährstoffversorgung und -zusammensetzung voraussetzt und sich an den Bodenverhältnissen des Standortes orientiert.

2.7 Von der Aktivität zur Organdosis

Mit Hilfe von Compartment-Modellen und den Aktivitätswerten aus der Nahrung läßt sich der maximale Aktivitätsgehalt eines Organs errechnen. Da Zerfallsenergie und Zerfallsart der Radioisotope bekannt sind, kann man auch die pro Gewichtseinheit des Organs aufgenommene Zerfallsenergie, die Energiedosis berechnen. Alte, aber immer noch gebräuchliche, Maßeinheit für die Energiedosis ist das rd = 0,01 J/kg. Die neue Maßeinheit ist das Gray (Gy) = J/kg.

Die biologischen Wirkungen im Organ hängen aber nicht nur von der absorbierten Energie ab, sondern auch von dem Weg, auf dem diese Energie absorbiert wird und damit von der Dichte, mit der die Schadensereignisse in der Zelle aufeinander folgen. Je kürzer die Abstände, desto größer ist bei gleicher absorbierten Energie der Schaden. Die einzelnen Strahlenarten haben daher eine unterschiedliche relative biologische Wirksamkeit. Bezieht man die Dosis nicht auf gleiche absorbierte Energie je Gewichtseinheit, sondern auf gleiche biologische Wirkung, so erhält man die Äquivalenzdosis (alt), das rem. 1 rem ist diejenige Dosis, die die gleiche biologische Wirksamkeit hat wie 1 rd Röntgenstrahlung von 200 kV Röhrenspannung (häufigster Bezugspunkt). Als die neue Maßeinheit für die Äquivalenzdosis ist das Sievert (Sv) = Qualitätsfaktor · J/kg vorgeschlagen.

Bezieht man die so errechnete Dosis auf die Gesamtaufnahme eines bestimmten Nuklids in einem Jahr und eine vorausgegangene 50-jährige Anreicherung, erhält man den sogenannten Dose-Commitment-Faktor für das betreffende Organ. Mit diesem Faktor ist durch einfache Multiplikation mit der Jahresaufnahme dieses Nuklids die maximale Dosisleistung in rem pro Jahr nach 50 Betriebsjahren für das Organ errechenbar.

2.8 Die relevanten Nuklide und ihre kritischen Belastungspfade

Aus der Anreicherung und der daraus resultierenden Organdosis ergibt sich ein Maß für die Gefährlichkeit eines Radionuklids, das heißt für seine Radiotoxizität.

Die Radionuklide mit der höchsten Radiotoxizität sind α -Strahler, z.B. Polonium-210, die Radiumisotope Ra-226, Ra-228, Plutonium-239, Americium-241 und Curium-242. Wegen der hohen Qualitätsfaktoren für α -Strahler ergibt sich schon für geringe Aktivitäten eine hohe Äquivalenzdosis. Aufgrund von Radiotoxizität einerseits sowie Abgabemenge und Anreicherungseffekten in Nahrungsketten auf der anderen Seite ergibt sich die Tatsache, daß für die Strahlenbelastung des Menschen nur eine begrenzte Zahl von Radioisotopen von Bedeutung ist. Sie sind im Folgenden mit ihren wichtigsten radioökologischen Daten aufgeführt.

- Tritium (H-3) ist ein β -Strahler und zerfällt mit einer Halbwertszeit von 12,3 Jahren. Seine radioökologische Bedeutung ergibt sich aus der Tatsache, daß es anstelle von normalem Wasserstoff in Wasser und organische Verbindungen eingebaut wird und damit bei allen Stoffwechselvorgängen eine Rolle spielt. Die wichtigsten Belastungspfade sind die Inhalation tritiumhaltiger Atemluft und die Ingestion von kontaminiertem Trinkwasser. Eine gewisse Rolle kann auch noch die Beregnung von Gemüse- oder Weidepflanzen spielen. Über die biologische Halbwertszeit gibt es stark differierende Angaben, je nachdem an welchem Objekt diese gemessen wurde. Im Mittel darf man von etwa 10-20 Tagen ausgehen.
- Kohlenstoff (C-14) entsteht im Reaktor durch Kernreaktionen aus C-13, Stickstoff-14 und Sauerstoff-17. Er ist ein β -Strahler mit einer Halbwertszeit von ca. 5.600 Jahren. C-14 wird in alle Teile der lebenden Zelle anstelle des normalen Kohlenstoffs eingebaut. Die mittlere biologische Halbwertszeit beträgt etwa 12 Tage, in einzelnen Teilen der Zelle liegt der Wert unter Umständen beträchtlich höher. Auch hier schwanken die Angaben sehr stark. Der Eintritt des C-14 in die Biosphäre erfolgt hauptsächlich als Kohlendioxid (CO₂), in geringerem Umfang als Methan (CH₄) über Abluft und Abwasser.
- Die Edelgasisotope Krypton-85 und Xenon-133 machen neben Tritium den bei weitem größten Anteil der Radioaktivitätsabgabe einer kerntechnischen Anlage aus. Sie entstehen in großer Menge im Reaktor als Produkte der Spaltung des eingesetzten Brennstoffs. Beide sind β - und γ -Strahler. Kr-85 hat eine Halbwertszeit von 10,7 Jahren, Xe-133 ist bereits nach 5,27 Tagen zur Hälfte zerfallen. Ihre Radiotoxizität ist verhältnismäßig gering. Der wichtigste Belastungspfad für den Menschen ist die Submersion, das heißt die Bestrahlung von außen; kritisches Organ ist die Hautoberfläche. Die Ganzkörperbelastung ist deutlich niedriger als die Hautdosis. Die Dosisbelastung durch inhalierte oder im Blut gelöste Edelgase ist demgegenüber von untergeordneter Bedeutung. In den letzten Jahren sind für Edelgase wirksame Rückhaltetechniken entwickelt worden.
- Die Jodisotope, J-131 und aus Wiederaufarbeitungsanlagen J-129, sind Spaltprodukte. Wegen ihrer starken Flüchtigkeit ist trotz ausgefeilter Rückhaltetechniken eine gewisse Abgabe an die Umgebung unvermeidlich. Ihre große radioökologische Bedeutung ergibt sich aus der starken Anreicherung in der Schilddrüse. Kleinkinder stellen wegen der sehr geringen Masse ihrer Schilddrüse und der höheren Strahlenempfindlichkeit die potentiell am stärksten gefährdete Gruppe („kritische Bevölkerungsgruppe“) dar. J-131 hat eine physikalische Halbwertszeit von ca. 8 Tagen, das langlebige Isotop J-129 eine von 17 Millionen Jahren. Die biologische Halbwertszeit liegt bei 139 Tagen in der Schilddrüse und im übrigen Körper des Menschen. Kritische Pfade für die Jodisotope sind hauptsächlich der Weide-Kuh-Milchpfad und der Verzehr von Gemüse. Im Falle des J-129 ist auch noch der Fleischgenuß von Bedeutung.
- Cäsium ist ebenfalls ein Spaltprodukt. Das wichtigste Isotop ist Cs-137, ein β -Strahler mit einer Halbwertszeit von etwa

30 Jahren. Die γ -Strahlung stammt von dem extrem kurzlebigen Tochternuklid Barium-137^m. Die Cäsiumisotope sind ausschließlich auf dem Ingestionsweg von Bedeutung, sie gelangen über Milch, Fleisch und Pflanzen zum Menschen. Kritische Organe sind Muskeln und Leber, mit einem gewissen Abstand auch der gesamte Körper. Aufgenommenes Cäsium hat im Muskel eine biologische Halbwertszeit von etwa 140 Tagen, im übrigen Körper von etwa 70 Tagen.

- Ein weiteres nennenswertes Spaltprodukt ist Strontium, seine wichtigsten Isotope sind Sr-89 und Sr-90. Sr-90 hat eine Halbwertszeit von etwa 28 Jahren. Es zerfällt unter β -Strahlung in das ebenfalls radioaktive Yttrium-90, auch ein β -Strahler, das aber nur eine Halbwertszeit von 65 Stunden besitzt. Der Eintritt in den menschlichen Körper erfolgt über den Ingestionspfad durch pflanzliche Produkte und Milch. Etwa 90 % des gesamten Strontiumgehaltes des Körpers sind in den Knochen zu finden. Das Skelett ist daher auch das kritische Organsystem für Strontium. Es besitzt dort eine biologische Halbwertszeit von etwa 50 Jahren. Das bedeutet, einmal aufgenommenes Strontium verläßt den Körper nicht mehr vollständig. Das Tochternuklid Y-90 kann auch in den Keimdrüsen angereichert werden. Wegen der sehr kurzen Halbwertszeit findet jedoch eine nennenswerte Verlagerung nicht statt.
- Aus Wiederaufarbeitungsanlagen gelangen die Technetiumisotope in die Umwelt. Wichtigstes ist Tc-99^m mit einer Halbwertszeit von 0,25 Tagen. Es geht in das langlebige und daher auch spezifisch um Größenordnungen weniger aktive Tc-99 über. Kritische Organe sind Knochen (biologische Halbwertszeit 25 Tage), Leber (30 Tage) und Nieren (20 Tage). Die Aufnahme erfolgt hauptsächlich durch Ingestion über Frischgemüse und Milch.
- Wie am Anfang dieses Kapitels schon erwähnt, besitzen Radium, Polonium und die Transurane (besonders Plutonium-239) die höchste Radiotoxizität. Das kommt einmal durch die hohe Äquivalenzdosis der α -Strahlen, aber auch durch die langen biologischen Halbwertszeiten. Da viele Isotope der genannten Elemente auch lange physikalische Halbwertszeiten besitzen, verschwinden diese Elemente, einmal aufgenommen, nur sehr langsam oder fast überhaupt nicht mehr aus dem Körper. Kritische Organe sind für Pu-239 auf dem Inhalationswege Lunge und Lymphknoten, auf dem Ingestionswege Knochen, Leber und Lymphknoten.
- Alle anderen Isotope tragen zur Strahlenbelastung der Bevölkerung durch kerntechnische Anlagen in der Regel weniger als 1 % bei. Sie sind also nur in Sonderfällen von radioökologischer Bedeutung. Als wichtigste weitere Isotope seien genannt: Chrom-51, Mangan-54, Cobalt-58 und 60, Zirkonium-95, Niob-95, Ruthenium-103, Cer-141 und 144, Silber-110^m und 111, Antimon-124 und 125.

Zusammenfassung

Zweifellos kann das radioaktive Inventar eines Kernreaktors ein ganz erhebliches Gefährdungspotential für die Umwelt darstellen. Die Kenntnis davon zwingt zu erheblichen Vorsorge- und Sicherheitsmaßnahmen, die verhindern müssen, daß Radioaktivität in größerem Maße in die Umwelt gelangen kann. Ein modernes Kernkraftwerk trägt diesen Anforderungen in hohem Maße Rechnung.

Die vorstehenden Ausführungen zeigen, daß die Berechnungen in radioökologischen Gutachten auf der Basis zahlreicher Untersuchungen und vieler Meßwerte stehen, wobei versucht wird, nach dem Stand der Wissenschaft derzeit durch Messung schwer oder nicht erfaßbare Parameter durch konservative, das heißt auf der sicheren Seite liegenden Annahmen anzunä-

hern. Damit ist eine vereinfachte Berechnungsmöglichkeit für die Kontamination von Luft, Wasser und Nahrungsmitteln und die daraus resultierende Strahlenbelastung des Menschen gegeben, die auch seltene und ungünstigste Fälle berücksichtigt. Alle radioökologischen Gutachten für kerntechnische Anlagen gehen von der Aktivität an der ungünstigsten Einwirkungsstelle und den genehmigten Abgabewerten aus, die bisher noch von keinem Kernkraftwerk im Normalbetrieb erreicht wurden. Aus diesem Grunde liegt die tatsächliche zur Zeit meßtechnisch erfaßbare Belastung der Bevölkerung durch Radionuklide in der Umgebung um mehr als eine Größenordnung unter solchen Rechenwerten.

Keine Art der Energiegewinnung ist gefahrlos und ohne Einfluß auf die Umwelt, die Kernenergie macht von dieser Regel keine Ausnahme. Entscheidend ist, in welchem Verhältnis Umweltbelastung und Gefahren zum Nutzeffekt stehen und wie sie im Verhältnis zu anderen Möglichkeiten der Energiegewinnung einzuordnen sind. Unter diesem Gesichtspunkt steht die Kernenergie derzeit nicht schlechter da als die realisierbaren alternativen Möglichkeiten.

Literatur

- ALBERG, B., HUNGATE, F.P.: (Edts): Radioecological Concentration Processes, Pergamon Press, Oxford und London, 1966
- AURAND, K.: Kernenergie und Umwelt, E. Schmidt, Berlin, 1976
- BRENK, H.D.: Ein anwendungsbezogenes Konzept zur Berechnung der Umweltbelastung durch Abluftemissionen kerntechnischer Anlagen für Standorte in der Bundesrepublik Deutschland, Jül-Bericht 1485, Jülich, 1978
- BRENK, H.D., VOGT, K.J.: Dosisfaktoren zur Berechnung der Strahlenexposition durch radioaktive Abluft kerntechnischer Anlagen, Jül-Bericht 1381, Jülich, 1977
- Bundesministerium des Inneren: Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe, I. Fließgewässer (1977), II. Abluft (1978)
- Bundesministerium des Inneren: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, Jahresberichte 1974-1977
- COMAR, C.L.: Radiosotopes in Biology and Agriculture, McGraw-Hill, New York, 1955
- Deutsches Atomforum, Fachtagung Radioökologie, Bonn, 2.-3.10.1979
- GEISS, H., VOGT, K.J., EHRlich H.G., POLSTER, G.: Neuere Ergebnisse von Ausbreitungsexperimenten mit 50 und 100 m Emissionshöhe, Vortrag anlässlich der Jahrestagung 1978 des Fachverbandes Strahlenschutz, Nordemey, Oktober 1978
- GIFFORT, F.A.: Turbulent Dispersion Study, Vol. II Analysis. US Dep. of Health, Education and Welfare, Nat. Air Poll. Control Admin., Arlington (1968)
- GIFFORT, F.A.: Uses of Routine Meteorological Observations for Estimating Atmospheric Dispersion, Nucl. Safety 1 (1960)
- HEINEMANN, K., VOGT, K.J., ANGELETTI, L.: Deposition and Biological Half-Life of Elemental Iodine on Grass Clover, ZST-Bericht Nr. 199, Jülich, 1974
- International Atomic Energy Agency: Environmental Aspects of Nuclear Power Stations, IAEA STI/PUB/261, Wien 1971
- International Atomic Energy Agency: Environmental Behaviour of Radionuclides Released in the Nuclear Industry, IAEA STI/PUB/345, Wien 1973
- International Atomic Energy Agency: Population Dose Evaluation and Standards for Man and his Environment, IAEA STI/PUB/375, Wien 1974
- International Atomic Energy Agency: Impacts of Nuclear Releases into the Aquatic Environment, IAEA STI/PUB/406, Wien 1976
- International Atomic Energy Agency: Transuranium Nuclides in the Environment, IAEA STI/PUB/410, Wien 1976
- International Atomic Energy Agency: Biological Implications of Radionuclides Released from Nuclear Industries, IAEA Wien, Symposium 26-30.3.1979
- McELROY, J.L., POOLER, F. jr.: St. Lous Dispersion Study, Vol. II Analysis. US Dep. of Health, Education and Welfare, Nat. Air Poll. Control Admin., Arlington (1968)
- NEHMITS, G., BRENK, H.D.: Berechnung organspezifischer Inhalationsdosisfaktoren mit Hilfe von Mehrcompartment Modellen. ZST-Bericht 241, Jülich, 1976
- PASQUILL, F.: The Estimation of the Dispersion of Windborne Material. Met. Mag. 90, S. 33-49 (1961)
- Radiological Health Handbook, US. Dept. of Health, Education and Welfare, Rockville, Maryland, 1970
- RUSSEL, R.Sc.: Radioactivity and Human Diet. Pergamon Press, 1966
- SINGER, I.A., SMITH, M.E.: Atmospheric Dispersion at Brookhaven National Laboratory, Air & Water Poll. Int. J. 10 (1966)
- UN-Report, Sources and Effects of Ionizing Radiation, UNSCEAR-Report to the General Assembly, with Annexes, New York, 1977
- VOGT, K.J. et al.: Ausbreitung und Ablagerung, Jül-807-ST (1971)
- VOGT, K.J. et al.: Untersuchungen zur Ausbreitung von Abluffahnen in der Atmosphäre, Jül-998-ST (1973)
- VOGT, K.J. et al.: Untersuchungen zur Ausbreitung von Abluffahnen in der Atmosphäre, Jül-1143-ST (1974)
- VOGT, K.J., GEISS, H.: Tracer Experiments on the Dispersion of Plumes over Terrain of Major Surface Roughness. Jül-1131-ST (1974)
- VOGT, K.J.: Empirical Investigations of the Diffusion of Waste Air Plumes in the Atmosphere, Nucl. Techn. 34, 1977
- GERWIN, R.: So ist das mit der Kernenergie. Econ, Düsseldorf/Wien, 1978
- RWE (Hrsg.) Das Minimal-Prinzip, Essen, 1977
- RWE (Hrsg.) Die Abgabe-Minimierung, Essen, 1978
- RWE (Hrsg.) Das Millirem-Konzept, Essen, 1979

Energie und Umwelt

Peter Borsch¹⁾ und Hermann-Josef Wagner²⁾

¹⁾Programmgruppe Kernenergie und Umwelt der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

²⁾Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1. Einleitung

Die Menschen haben von Beginn an versucht, sich von den stets wechselnden Umweltbedingungen, die z.B. durch das Wetter gegeben sind, unabhängiger zu machen, und dazu haben sie Energie gebraucht. Die Nutzung des Feuers ist das wichtigste Beispiel, und mit Hilfe der Nutzung dieser Energiequelle – und anderer Energiequellen – wurde schließlich die moderne Technik geschaffen. Von Anfang an hat der Mensch dabei auch seine Umwelt verändert, z.B. durch die Rodung von Wäldern zur Nutzholzgewinnung und zur Gewinnung von Ackerbauflächen. Wenn man sich vergegenwärtigt, daß die verkarsteten südeuropäischen Küsten früher bewaldet waren, oder daß Karthago, die ehemalige Kornkammer Roms, durch Menschenhand zur Wüste wurde, so sieht man, daß solche Veränderungen ganz erheblich waren und bis heute kaum rückgängig gemacht worden sind.

Mit den ersten Feuern haben auch die Umweltbelastungen und Risiken begonnen, wie wir sie heute im Zusammenhang mit der Energieerzeugung sehen: mit den Rauchgasen – die unter anderem karzinogene Stoffe enthalten – wurde die Luft verschmutzt; die Feuerstätten stellten gleichzeitig ein Unfallrisiko dar, es konnten z.B. Waldbrände entstehen.

Die heutigen Techniken verwenden verschiedene Energieträger: inzwischen weniger Holz, dafür mehr Kohle, Erdöl, Erdgas, Uran. Unterschiedliche Energieumwandlungsverfahren – z.B. Zentralheizung, Hochofen, Kraftfahrzeug, Küchenherd, Kraftwerk – werden genutzt, und entsprechend vielfältig sind die Umweltbelastungen, die dabei auftreten können. In diesem Beitrag soll zunächst versucht werden, eine Übersicht über diese Umweltbelastungen zu geben und den gegenwärtigen – relativ bescheidenen – Stand der Kenntnisse zu erläutern. Anschließend wird ein spezieller Bereich herausgegriffen, bei dem ungefähre quantitative Vergleiche möglich sind: Die gesundheitlichen Schädigungen von Menschen durch den Betrieb von Kraftwerken und allen zugehörigen Einrichtungen des Brennstoffkreislaufs bei der Erzeugung elektrischer Energie. Im letzten Teil wird in einer knappen Betrachtung gezeigt, wie sich die Nutzung von nichterneuerbaren Energiequellen langfristig auf das globale Klima auswirken könnte.

Zunächst lassen sich grob verschiedene Arten der Belastung unterscheiden, bei denen auch unterschiedliche Medien die Belastung übertragen:

- Verschmutzung von Luft durch Schadstoffe
- Verschmutzung von Wasser durch Schadstoffe
- Belastung von Wasser durch Abwärme
- Belastung der Atmosphäre durch Abwärme
- Lärm

- Flächenbedarf
- Ästhetische Aspekte: Landschaftsverunstaltung

Da es nicht möglich ist, hier alle diese verschiedenen Belastungen zu diskutieren, sind die, die im folgenden erörtert werden sollen, gesperrt gedruckt. Fett gedruckt wurden die Stichworte, die im zweiten Teil, beim quantitativen Vergleich, Berücksichtigung finden.

Weiter ist wichtig zu wissen, in welchen Bereichen unserer Gesellschaft sich die Quellen dieser Belastung befinden, und hier wird üblicherweise nach den Sektoren

- Industrie
- **Kraftwerke**
- Haushalte und Kleinverbraucher
- Verkehr

unterschieden. Von Bedeutung ist außerdem, durch welche Primärenergiequellen die Belastung verursacht wird, und dabei können

- Kohle
- Erdöl
- Erdgas
- **Sonnenenergie**
- Wasser (Laufwasser, Stauseen)
- **Kernenergie**

berücksichtigt werden. Schließlich können Wirkungen in verschiedenen Bereichen beobachtet werden, und zwar

- auf Sachgüter wie z.B. Bauwerke
- auf Pflanzen
- auf Tiere
- **auf Menschen.**

Ein Beispiel für die Einwirkung auf Bauwerke ist die Beobachtung, daß schwefelhaltige Verbrennungsprodukte den Kalksandstein unserer mittelalterlichen Dome stark abtragen. Über die Wirkungen verschiedener Umweltbelastungen auf die Pflanzen- und Tierwelt ist einiges bekannt. Spezielle Pflanzen kann man sogar für bestimmte Schadstoffe in der Luft als Indikatoren benutzen. Dieses Thema ist aber so umfangreich, daß es an dieser Stelle ausgeklammert werden soll. Im folgenden sollen die unmittelbaren Wirkungen auf die Menschen betrachtet werden.

2. Schadstoffbelastung der Gewässer

Die Verschmutzung des Wassers in unserer Zivilisation spielt eine große Rolle, sie erfolgt vorwiegend durch Abwässer aus der Industrieproduktion und aus Haushalten; bei übermäßiger Verwendung von Kunstdünger kann auch die Landwirtschaft

dazu beitragen. Verschmutzungen im Zusammenhang mit Energieerzeugung sind demgegenüber von weniger großer Bedeutung.

Von Zeit zu Zeit gibt es Schäden durch Öl, das bei Transportunfällen zu Lande das Grundwasser verseuchen kann und bei Transportunfällen auf See den Menschen unmittelbar trifft, wenn der dabei austretende Ölteppich Küstenbereiche verschmutzt.

In gewissem Umfang tritt eine Belastung des Wassers beim Waschen der Kohle (4,5 m³ Wasser für 1 t Steinkohle^[1]), sowie bei der Erdölverarbeitung durch chemische Schadstoffe auf^[1,2]. Die Grubenwässer des Kohlenbergbaus können mit natürlichen radioaktiven Stoffen belastet sein^[3]. Die Abwässer fossiler Kraftwerke fallen dagegen nicht ins Gewicht. Bei kern-technischen Anlagen enthält das Abwasser radioaktive Stoffe. Bei Energieerzeugung, -umwandlung und -verbrauch sind jedoch im Vergleich zu den Schadstoffbelastungen der Atmosphäre die Belastungen der Gewässer gering, so daß sie hier nicht weiter betrachtet werden sollen.

3. Schadstoffbelastung der Luft

Die wichtigste Art von Umweltbelastung bei der Energieerzeugung stellen die Schadstoffemissionen dar. Hier treten beim Erdgas – um bei einem „sauberen“ Primärenergieträger zu beginnen – Kohlenmonoxid und Stickoxide als Verbrennungsprodukte auf, die aus dem Kamin entweichen (Abb. 1). Bei Erdöl und Erdölprodukten wie Heizöl oder Benzin kommen dazu noch Schwefelverbindungen und Kohlenwasserstoffe, bei der Verbrennung von Kohle stellen wir auch noch erhebliche Mengen an Stäuben fest, die auch radioaktive Anteile enthalten. Bei Kernenergieanlagen entfallen die chemischen Schadstoffe, hier müssen wir aber grundsätzlich mit der Abgabe radioaktiver Stoffe rechnen. Beim Betrieb von Sonnen-, Wind- und Laufwasser-Energieanlagen treten keine Emissionen auf.

Primärenergieträger	Schadstoffe					
	SO ₂	Staub	NO _x	CO	C _m H _n	Radioaktivität
Kohle	■	■	■	■	■	■
Erdöl	■	■	■	■	■	■
Erdgas	■	■	■	■	■	■
Kernenergie	■	■	■	■	■	■

Abb. 1: Luftverunreinigungen bei der Energieerzeugung

Die bei der Verbrennung fossiler Primärenergieträger freigesetzten Schadstoffe kommen auch in der Natur vor, z.B. im Auswurf von Vulkanen oder als Abbauprodukt von organischem Material. Sie werden, sofern es chemische Verbindungen wie SO₂ oder Kohlenwasserstoffe sind, auch durch natürliche Vorgänge im Laufe der Zeit wieder abgebaut.

Die durch die Verbrennung von Kohle verursachte Luftverschmutzung ist übrigens schon lange als lästig und gesundheitsschädlich empfunden worden. In London wurde z.B. bereits im Mittelalter – mit wechselndem Erfolg – versucht, die Verbrennung von Kohle einzuschränken und die Handwerker zu zwingen, stattdessen das teurere Holz oder Holzkohle zu verwenden^[4].

¹⁾ Das Wort „Smog“ ist ein Kunstwort; es ist aus den englischen Wörtern „Smoke“ (Rauch) und „Fog“ (Nebel) gebildet.

Anhaltspunkte für die quantitativen Wirkungen dieser Schadstoffe haben vor allem mehrere Smog¹⁾-Katastrophen geliefert^[5], wenn sich bei ungünstigen Inversionswetterlagen über mehrere Tage hindurch die Verbrennungsprodukte in der Luft ansammelten: Ärzte und Krankenhäuser stellten daraufhin deutlich erhöhte Zahlen von Erkrankungs- und Todesfällen fest, zum ersten Mal 1930 im belgischen Maastal, dann 1948 in der Innenstadt von Donora in Pennsylvania (USA). Die größte bekannte Smogkatastrophe ist die von London im Dezember 1952, wo innerhalb von 2 Wochen nach Eintritt der Smog-Bedingungen etwa 4 000 Menschen mehr starben als sonst in dieser Jahreszeit (Abb. 2). Nach weiteren Smogzwischenfällen in London in den Jahren 1956-1963 mit ca. 3 200 Todesopfern wurden intensive Gegenmaßnahmen ergriffen (Änderung der Heiztechnik, Anforderungen an die Brennstoffe), so daß dort solche Katastrophen heute nicht mehr befürchtet werden müssen. Weitere Smogzwischenfälle sind auch an anderen Stellen, z.B. in Los Angeles oder im Dezember 1962 im Ruhrgebiet aufgetreten.

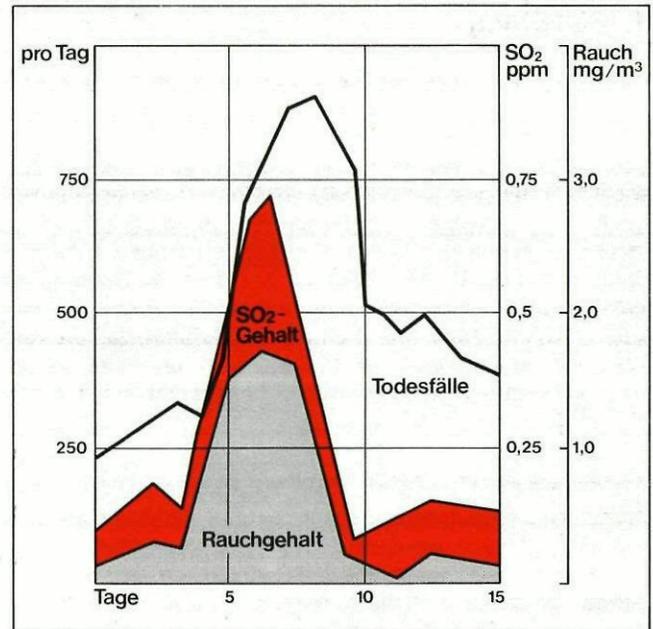


Abb. 2: Smog im Dezember 1952 in London, nach ^[5]. Die obere Kurve zeigt die Zahl der Todesfälle pro Tag (linke Skala), darunter sind SO₂-Gehalt und Rauchgehalt der Luft angegeben (rechte Skalen). 1 ppm SO₂ entspricht etwa 2,8 mg SO₂/m³

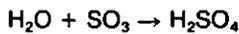
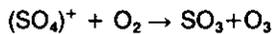
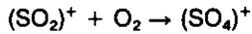
Neben den giftigen Schadstoffen wird als unvermeidliches Verbrennungsprodukt auch Kohlendioxid (CO₂) freigesetzt. CO₂ ist zwar nicht giftig, es hat jedoch eine erhebliche Bedeutung für das Klima der Erde. Darauf wird in Abschnitt 5 im Zusammenhang mit der Abwärme eingegangen.

3.1 Luftschadstoffe und ihre Wirkungen

3.1.1 Schwefeldioxid (SO₂)

Kohle und Erdöl enthalten bis zu 4 % Schwefel, der bei der Steinkohle durch Naßverfahren (Flotation) auf 1-1,25 % reduziert wird. Bei der Verbrennung wird Schwefel weitgehend zu gasförmigem SO₂ oxidiert, das als wichtigster Luftschadstoff bei der Verbrennung angesehen wird. Dabei ist, wie medizinische Untersuchungen in den letzten Jahren erwiesen haben, in trockener Atemluft enthaltenes SO₂ erst bei recht hohen Konzentrationen wirksam – es führt dann zu einer Reizung der Bronchien und der Lunge^[6]. Bei Gegenwart von Sonnenlicht

und Luftfeuchtigkeit wird SO_2 zu Schwefelsäure H_2SO_4 oxidiert (Photochemischer Smog):



SO_2 und die Oxidationsprodukte schweflige Säure H_2SO_3 und Schwefelsäure können zu Erkrankungen der Atmungsorgane, des Herzens und des Kreislaufs führen. Das entstehende Ozon O_3 reizt die Atemwege und reagiert mit anderen Luftverunreinigungen, wobei neue und zum Teil aggressive Schadstoffe entstehen.

In Kraftwerken besteht prinzipiell die Möglichkeit, durch technische Maßnahmen SO_2 weitgehend (bis etwa 90 %) aus dem Rauchgas zu entfernen. Die Verfahren sind allerdings teuer und brauchen relativ viel Energie. In Japan und den USA gibt es bereits ausgereifte Rauchgasentschwefelungsanlagen^[7], in der Bundesrepublik Deutschland werden seit einiger Zeit drei verschiedene Verfahren der Rauchgasentschwefelung in Demonstrationsanlagen (Bischoff-Verfahren in Lünen und Wilhelmshaven, Saarberg-Hölter-Verfahren in Weiher/Saarland, Bergbauforschung-Verfahren in Lünen) untersucht^[8]. Eine große Rauchgasentschwefelungsanlage, die 25 % der Rauchgase des 707-MW-Steinkohlekraftwerks Weiher III entschwefelt, ging im Sommer 1979 in Querscheid/Saar in Betrieb. Für neue große Kohlekraftwerke ist die Rauchgasentschwefelung heute in der Bundesrepublik Deutschland vorgeschrieben.

Da in kleinen Anlagen eine Rauchgasentschwefelung zu aufwendig ist, muß der dafür verwendete Brennstoff entschwefelt werden. So ist für Haushaltsheizungen das schwefelarme leichte Heizöl vorgeschrieben. Eine weitgehende Entschwefelung ist auch bei anderen Ölsorten und bei Kohle im Prinzip möglich, bisher aber nur in begrenztem Umfang durchgeführt.

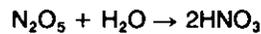
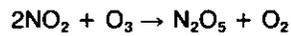
3.1.2 Staub

Stäube entstehen in Industriebetrieben (z.B. Zementfabriken) und vor allem bei Verbrennungsprozessen, nicht nur bei der Verbrennung fester Brennstoffe. In der Industrie und in Kraftwerken werden heute etwa 99 % der Grobstäube mit Elektrofiltern abgeschieden. Feinste Staubpartikel unter $3 \mu\text{m}$ passieren die Filter jedoch weitgehend. Im Gegensatz zum Grobstaub kann dieser Feinstaub über die Atemwege bis in die Lunge gelangen. Die toxikologische Wirkung beruht vor allem auf dem Gehalt an Stoffen wie Blei, Vanadium, Fluor, Nickel, Arsen, Selen, Cadmium, Beryllium, Quecksilber, von denen einige die Entstehung von Krebs fördern^[1,9]. Zudem lagern sich an der Oberfläche der feinen unsichtbaren Staubteilchen andere Schadstoffe wie Kohlenwasserstoffe, Schwefel- oder Stickstoffverbindungen an, so daß deren Wirkung bei gleichzeitiger Anwesenheit von Staub verstärkt wird. Allgemein erzeugt Staub eine Erhöhung der Zahl von Erkrankungen der Atmungsorgane, wie Grippe, Lungenentzündung, Asthma.

3.1.3 Stickoxide

Stickoxide (NO , NO_2 , NO_3) entstehen als Reaktion des Luftstickstoffs mit dem Luftsauerstoff überall dort, wo Verbrennungen mit hoher Temperatur ablaufen, in fossilen Kraftwerken (ca. 1800°C), in Kraftfahrzeugmotoren und in geringerem Umfang bei Haushaltsheizungen. Stickoxide greifen die Schleimhäute und Atmungsorgane an und begünstigen dort Katarrhe und Infektionen (Bronchitis, Lungenentzündung). Sie verstärken die Wirkung von SO_2 ^[10]. Stickstoffmonoxid wirkt lähmend auf das Gehirn. Auch die Stickoxide sind am photochemischen

Smog beteiligt; NO_2 reagiert mit Ozon und Luftfeuchtigkeit zu Salpetersäure HNO_3 :



Die aggressive Salpetersäure liegt ähnlich wie die aus SO_2 entstandene Schwefelsäure in Form von Aerosolen vor.

Durch geeignete Führung der Verbrennung kann die NO_x -Entstehung minimiert werden, zu vermeiden ist sie nicht. Verfahren zur Abscheidung aus den Rauchgasen werden gegenwärtig in Japan erprobt^[7].

In den letzten Jahren wurden verstärkte Bemühungen unternommen, die Reduzierung von SO_2 - und NO_2 -Emissionen durch die Wirbelschichtfeuerung zu erreichen^[11]. Mit diesem Verfahren, das auch die Nutzung von schlechten Kohlesorten (Ballastkohlen) ermöglicht^[12], wird die Entstehung von Stickoxiden durch niedrige Verbrennungstemperaturen ($800\text{-}900^\circ\text{C}$) weitgehend vermieden. Der Schwefelgehalt der Kohle wird durch die Zugabe von Kalkstein bereits in der Feuerung gebunden, so daß die Rauchgase nahezu schwefelfrei sind. Für den großtechnischen Einsatz ist jedoch noch einige Entwicklung zu leisten^[13]. Bisher ist nicht geklärt, wieweit die Emission von lungengängigen Feinstäuben bei diesem Verfahren gegenüber modernen Großfeuerungsanlagen erhöht wird.

3.1.4 Kohlenmonoxid (CO)

Kohlenmonoxid entsteht bei unvollständiger Verbrennung, vor allem beim Betrieb von Kraftfahrzeugen sowie bei Haushaltsheizungen. Seine Giftigkeit beruht darauf, daß es sich an Stelle des Sauerstoffs mit dem roten Blutfarbstoff Hämoglobin sehr fest verbindet (200-300 mal stärker als Sauerstoff), nur sehr langsam wieder abgegeben wird und damit den Sauerstofftransport im Blut behindert. In größeren Konzentrationen führt es zum Tod durch Blockade der Zellatmung.

Durch technische Maßnahmen kann die CO-Entstehung in großen Feuerungsanlagen praktisch verhindert werden; bei Kraftfahrzeugen sorgt der TÜV dafür, daß der CO-Anteil im Auspuffgas bestimmte Grenzwerte nicht überschreitet. Beim Otto-Motor ist aber ein gewisser CO-Anteil anscheinend nicht zu vermeiden, erst eine Nachverbrennung könnte hier Abhilfe schaffen. Gerade wegen seines wesentlich geringeren CO-Ausstoßes steht der Dieselmotor im Ruf geringerer Umweltbelastung.

3.1.5 Kohlenwasserstoffe (C_mH_n)

Unter diesem Begriff versteht man alle organischen Verbindungen, die aus Kohlenstoff und Wasserstoff bestehen. Sie sind technisch als Kraftstoffe (Benzin, Benzol, Erdgas, Propan usw.) von großer Bedeutung und werden vor allem von der erdölverarbeitenden Industrie sowie vom Straßenverkehr an die Luft abgegeben. Einige Kohlenwasserstoffe sind krebserregend, z.B. Benzol und Benzpyren, Bestandteil von Autoabgasen und von Abgasen aus Öl- und Kohlefeuerungen. Auch beim Einatmen sehr geringer Konzentrationen von karzinogenen Stoffen ist langfristig mit einer Erhöhung des Krebsrisikos zu rechnen.

3.1.6 Radioaktivität

Da in der Erde radioaktive Substanzen als Spurenelemente weit verbreitet sind, enthält Kohle auch geringe Mengen an radioaktiven Stoffen aus den in der Natur vorkommenden Zerfallsreihen von Uran und Thorium, und ein Teil dieser Stoffe

wird mit den Feinstäuben über den Kraftwerkskamin in der Umgebung verteilt. Mit dem Staub eingeatmet können diese radioaktiven Stoffe – Schwermetalle wie Blei und Radium – in die Blutbahn gelangen; sie werden vor allen Dingen in den Knochen abgelagert und führen dort zu einer Strahlenbelastung^[14,15]. Radioaktive Stoffe werden auch über den Abluftkamin von Kernkraftwerken emittiert; hier sind es vor allem radioaktive Spalt- und Aktivierungsprodukte wie Jod-131, Krypton-85, Strontium-90, Tritium, die unterschiedlich vom menschlichen Körper aufgenommen werden: Jod konzentriert sich vorzugsweise in der Schilddrüse, Strontium in den Knochen, während ein Edelgas wie Krypton, da es keine chemischen Verbindungen eingeht, im Körper auch nicht eingebaut werden kann.

Die Emissionen der Kernkraftwerke werden recht genau gemessen; die dadurch erzeugte Strahlenbelastung liegt im ungünstigsten Fall – mit Ausnahme der Schilddrüsenbelastung durch Jod – deutlich unter 1 Millirem pro Jahr^[16]. Bei Wiederaufarbeitungsanlagen ist sie höher und der Strahlenbelastung, die in ungünstigen Fällen in der Umgebung von Kohlekraftwerken erreicht werden kann, vergleichbar^[17,18].

Radioaktive Stoffe erhöhen durch ihre Strahlung das Krebsrisiko, sie wirken – obwohl der biophysikalische und biochemische Primärvorgang ein anderer ist – also ähnlich wie gewisse Kohlenwasserstoffe oder Schwermetalle.

	Emissionen		Immissionen	
	t/a	%	µg/m ³	%
Industrie	33482	95,4	19-47	24-49
Haushalte	1465	4,2	46	51-76
Verkehr	142	0,4	4	

Tab. 1:
SO₂-Emissionen und Immissionen in Ludwigshafen^[20]

z.B. die geringeren Staub- und höheren Kohlenwasserstoffemissionen von Heizöl gegenüber Kohle und die insgesamt sehr geringen Emissionen von Gasfeuerungen. Der Vergleich der Sektoren untereinander belegt die unterschiedliche Qualität der Verbrennungsvorgänge, etwa beim Vergleich der Haushalte mit der Industrie.

Für die Beurteilung der tatsächlichen gesundheitsschädigenden Wirkungen sind aber letzten Endes nicht die emittierten Mengen verantwortlich, sondern das, was davon auf den Menschen einwirkt, also die sogenannten Immissionen. Das sind Konzentrationswerte, etwa in Milligramm Schadstoff pro Kubikmeter Luft angegeben. Die von den Sektoren Haushalte und Kleinverbraucher sowie Verkehr freigesetzten Schadstoffe tragen wegen der geringen Freisetzungshöhe und der Freisetzung unmittelbar in den Ballungsgebieten relativ stärker zur

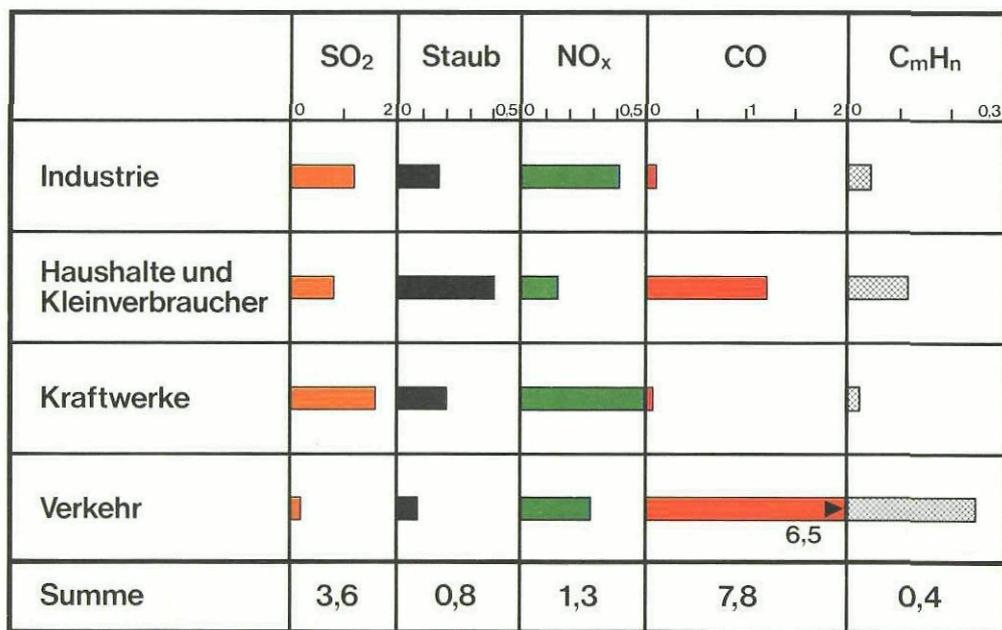


Abb. 3:
Schadstoffemissionen in der Bundesrepublik Deutschland 1970 aus Feuerungsanlagen und Kraftfahrzeugen (in Mio t)^[19]

3.2. Übersicht über emittierte chemische Schadstoffe

Die Abbildung 3 zeigt die Mengen an Schadstoffen, die von den einzelnen Verbrauchssektoren emittiert werden^[19]. Hauptemittenten von SO₂ und Stickoxiden sind die Kraftwerke und die Industrie, beim Staub sind es Haushalte und Kleinverbraucher. Der Verkehr emittiert die überwiegenden Mengen von CO und Kohlenwasserstoffen, gefolgt vom Sektor Haushalte und Kleinverbraucher, während Industrie und Kraftwerke bei diesen Schadstoffen nur geringe Beiträge liefern.

Diese Übersicht stammt aus dem Jahr 1970. Der Brennstoffverbrauch hat sich seitdem erhöht, andererseits haben modernere Feuerungsanlagen in der Regel geringere spezifische Emissionen. Insgesamt dürften sich die SO₂-Emissionen um 10-20 %, die Staubemissionen um 40 % und die CO-Emissionen um 15 % verringert haben, während NO_x und C_mH_n nahezu unverändert geblieben sind.

Einige spezifische Emissionswerte zeigt die Abb. 4. Innerhalb der Sektoren wird der Unterschied der Brennstoffe deutlich,

Immission bei als die aus hohen Kaminen und häufig am Rande von Ballungszentren freigesetzten Schadstoffe der Industrie und der Kraftwerke. In Tabelle 1 ist am Beispiel Ludwigshafen dargestellt, daß z.B. die Haushalte und Kleinverbraucher sowie der Verkehr dort nur mit 5 % zu den Emissionen beitragen, an den Immissionen jedoch – abhängig von der Nähe industrieller Emittenten zu 50-75 % beteiligt sind. Dabei ist berücksichtigt, daß zu den Immissionsbelastungen auch Industrie und Kraftwerke aus der Nachbarstadt Mannheim beitragen^[20]. In den Städten scheint der Kraftfahrzeugverkehr gegenwärtig den größten Anteil an der Schadstoffbelastung der Luft zu liefern^[21].

Die Freisetzung aus hohen Schornsteinen, die die nähere Umgebung entlastet, wirkt sich jedoch weiträumig ungünstig aus. Schwefel- und Stickoxide sowie deren Oxidationsprodukte Schwefelsäure und Salpetersäure können viele hundert Kilometer von den Emissionsquellen entfernt die Niederschläge ansäuern und damit in Flüssen und Seen die Biotope derart verändern, daß Fische in diesen sauren Gewässern nicht mehr

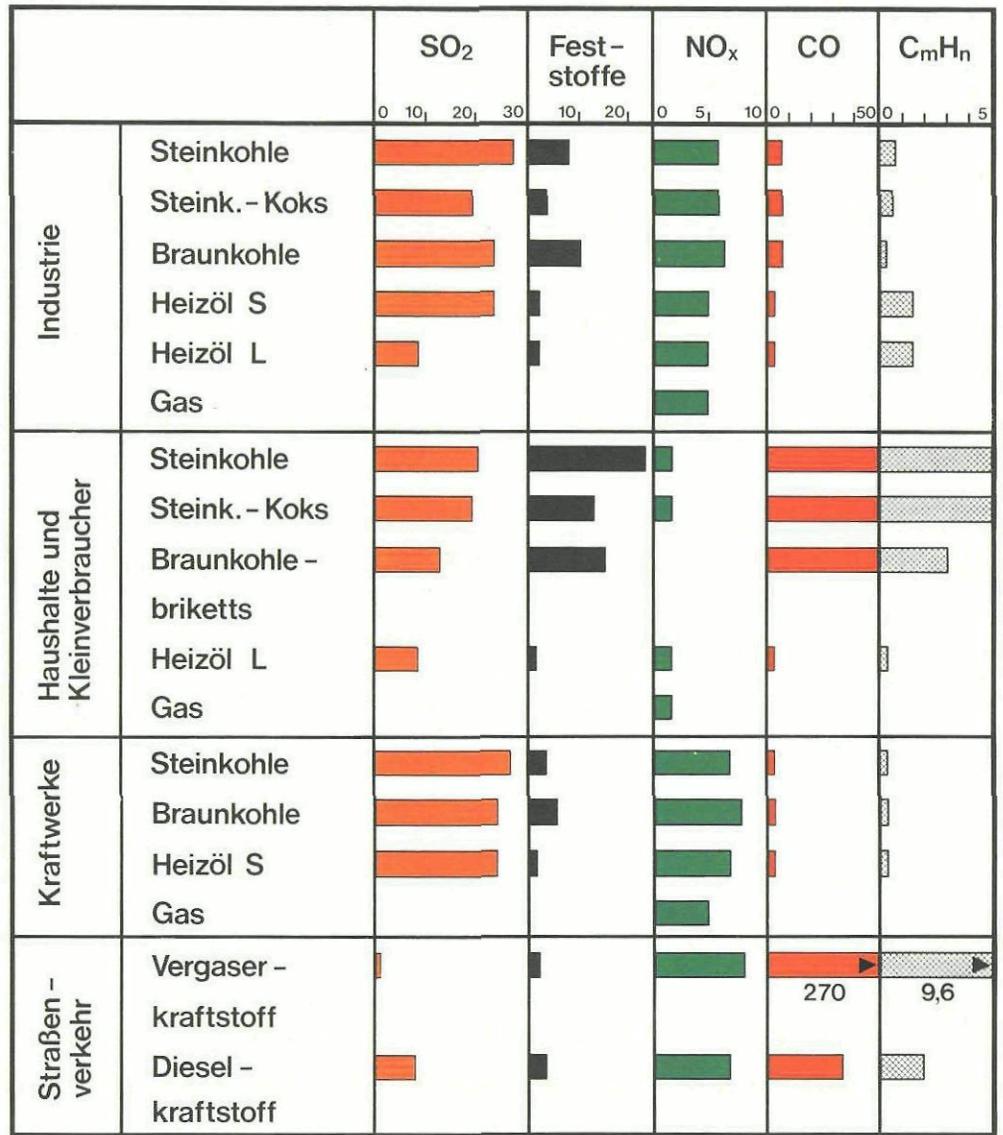


Abb. 4:
Spezifische Emissionen in kg
Schadstoff je t SKE^[19]

Stoff	Einheit	TA Luft		Smog-Verordnung NRW		
		Langzeit- einwirkung	Kurzzeit- einwirkung	Stufe 1	Stufe 2	Stufe 3
Staubniederschlag	g/m ² /Tag	0,35	0,65	-	-	-
Staubkonzentration	mg/m ³	0,10	0,20	-	-	-
Schwefeldioxid SO ₂	mg/m ³	0,14	0,40	0,8	1,6	2,4
Stickstoffdioxid NO ₂	mg/m ³	0,10	0,30	0,6	1,2	1,8
Kohlenmonoxid CO	mg/m ³	10,0	20,0	30,0	60	90
Kohlenwasserstoff C _m H _n (ohne Methan)	mg/m ³	-	-	5,0	10	15

Tab.: 2:
Immissionsgrenzwerte für Luftverunreinigungen
Smogalarm Stufe 1 bedeutet „Vorwarnung“, d.h. Vorbereitung auf Stufe 2.
Bei Stufe 2 wird der Kraftfahrzeugverkehr zwischen 6.00-10.00 und 15.00-20.00 Uhr eingeschränkt, der Einsatz schwefelhaltiger Kohle- und Ölsorten ist verboten.
Bei Stufe 3 wird der Kraftfahrzeugverkehr eingestellt, dazu kommen weitere Einschränkungen für Feuerungsanlagen.

existieren können. So sind Südnorwegen, Schweden und Teile Finnlands von den Emissionen aus Großbritannien und Mitteleuropa betroffen^[22].

3.3 Immissionsgrenzwerte

Auf der Basis des Bundes-Immissionsschutzgesetzes wurde 1974 die Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft (TA Luft) als Verordnung erlassen, die Grenzwerte für die wichtigsten Schadstoffe angibt (Tab. 2). Aufgrund der TA Luft werden für neue Kraftwerke und Industrieanlagen entsprechende Emissionsgrenzwerte festgelegt.

Bei ungünstigen Wetterlagen kann es dennoch in Ballungszentren zu deutlichen Überschreitungen der Immissionsgrenzwerte kommen. Dann kann die zuständige Behörde Smog-Alarm auslösen, der zur Beschränkung des Kraftverkehrs und des Betriebes von Industrieanlagen führen kann. Ein solcher Smog-Alarm – allerdings erst Voralarm der Stufe 1 – erfolgte erstmals für Teile des Ruhrgebietes am 17.1.1979.

Ähnliche Bedeutung wie die Immissionsgrenzwerte der TA Luft haben die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung (Strl.Sch.V.) für die Strahlenbelastung aus kerntechnischen Anlagen. Sie betragen für den „Ganzkörper“, das Knochenmark und die Keimdrüsen 30 mrem, für die Knochen und die Haut 180 mrem und für die Schilddrüse 90 mrem pro Jahr.

3.4 Vergleich der Schadstoffbelastung bei verschiedenen Methoden der Energieerzeugung

Für eine vergleichende Bewertung der verschiedenen Arten der Energieerzeugung wäre ein einheitlicher Maßstab erforderlich. Dieser existiert nicht, da er auch den Nutzen mit berücksichtigen müßte, und bereits in dieser Hinsicht sind etwa Heizungsanlagen, Kraftfahrzeuge und Kraftwerke nicht auf eine Nutzengröße zu reduzieren. Es ist aber möglich, etwa Otto- und Dieselmotoren zu vergleichen, wenn sie dem gleichen Zweck als Fahrzeugantrieb dienen. Ebenso kann man verschiedene Methoden der Stromerzeugung hinsichtlich ihrer Umweltbelastungen vergleichen.

Eine Übersicht über die Schadstoffbelastungen verschiedener Arten von Kraftwerken zeigt die Tabelle 3. Dort sind neben den emittierten Mengen die daraus resultierenden maximalen Konzentrationswerte (Immissionen) angegeben und zum Vergleich die Grenzwerte der TA Luft bzw. der Strahlenschutzverordnung. Für diese Zahlen könnte ein gemeinsamer Maßstab gebildet werden, wenn man annimmt, daß die Grenzwerte der TA Luft bzw. der Strahlenschutzverordnung die gleiche ge-

sundheitliche Bedeutung haben; d.h. beim Einwirken einer SO_2 -Konzentration von $0,14 \text{ mg SO}_2/\text{m}^3$ Luft über ein Jahr treten annähernd vergleichbare Gesundheitsschäden auf wie bei einer Strahlenbelastung von 30 mrem für ein Jahr. Diese Annahme berücksichtigt also nicht die unterschiedliche Art der Gesundheitsschäden. Ein Vergleich der in Tabelle 3 angegebenen SO_2 -Konzentration für ein Braunkohlekraftwerk ($130 \mu\text{g}/\text{m}^3$) mit dem Grenzwert ($140 \mu\text{g}/\text{m}^3$) sowie der Strahlenbelastung durch das Kernkraftwerk Stade 1974 ($0,01 \text{ mrem}/\text{a}$) mit dem entsprechenden Grenzwert ($30 \text{ mrem}/\text{a}$) ergibt eine etwa 3000-fach höhere Belastung durch das Kohlekraftwerk. Zu einem ähnlichen Ergebnis (Kernkraftwerk etwa 1000-fach günstiger als ein Kohlekraftwerk) kommt man, wenn man untersucht, mit wieviel Kubikmetern reiner Luft man die Emissionen verdünnen muß, um die genannten Grenzwerte zu erreichen^[24]. Mit ähnlichen Methoden haben andere Autoren ähnlich große Unterschiede erhalten^[25,26,27]

Es reicht allerdings nicht aus, nur die Kraftwerke zu berücksichtigen. Dabei wird die Kernenergie begünstigt, denn z.B. die Wiederaufarbeitungsanlagen tragen bei der Kernenergie zur Umweltbelastung bei.

KKW Kernkraftwerk
SKW Steinkohlekraftwerk
BKW Braunkohlekraftwerk
ÖKW Ölkraftwerk
GKW Gaskraftwerk
E Emissionen
MI Maximale Immissionskonzentrationen an der ungünstigen Stelle in der Umgebung des Kraftwerks (berechnet)

Grenzwert TA Luft bzw. SSV	Kraftwerkstyp Lastfaktor	KKW (Stade 1974)	SKW	BKW	ÖKW	GKW
		0,92	0,44	0,83	0,75	0,75
140	SO_2 E [1000 t/a] MI [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]		21 230	36 130	22 120	0,3 ~0
2	F E [t/a] MI [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]		130 1,5	480 1,8	13 0,07	
100	NO_x E [1000 t/a] NO_2 MI [$\mu\text{g}/\text{m}^3$]		5 60	15 60	9 50	7 50
30 180	Radioaktive Gase / Aerosole / Tritium E [mCi/a] MI [$\frac{\text{mrem}}{\text{a}}$]	900/0,2/11 0,01 —	0,057 38			
90	Jod E [mCi/a] MI [$\frac{\text{mrem}}{\text{a}}$]	11 0,4 —				

Tab. 3:
Schadstoffbelastung bei verschiedenen Kraftwerkstypen (Leistung 600 MW) nach^[23], ^[15] und ^[16]
Die Balken geben die jeweilige maximale Immissionskonzentration MI im Vergleich zu den Grenzwerten der TA Luft bzw. der Strahlenschutzverordnung (SSV) an. Die maximale Strahlenbelastung in der Umgebung des KKW von $0,01 \text{ mrem}/\text{a}$ ist als Ganzkörperbelastung auf den Grenzwert von $30 \text{ mrem}/\text{a}$ zu beziehen; die Strahlenbelastung neben dem SKW von $38 \text{ mrem}/\text{a}$ betrifft die Knochen und ist deshalb mit dem Grenzwert von $180 \text{ mrem}/\text{a}$ zu vergleichen.

	Todesfälle	Erkrankungen
Kohle	10 – 200	300 – 500
Öl	3 – 51	150 – 300
Gas	0 – 2	20
Uran	1 – 3	8 – 30

(10¹⁰ kWh ist etwa die jährliche Stromerzeugung einer Kraftwerkskapazität von 1 400 MW)

Tab. 4:
Gesundheitsschäden durch eine Stromerzeugung von 10¹⁰ kWh bei verschiedenen Primärenergien in den USA, 1975^[28]. (Die Zahlen für Todesfälle enthalten auch tödliche Erkrankungen, vgl. Tab. 5)

In verschiedenen Studien, die derartige vergleichende Untersuchungen zum Ziel hatten, wurde versucht, als Endergebnis nicht nur Immissionswerte mit Immissionsgrenzwerten zu vergleichen, sondern Zahlenwerte für Gesundheitsschäden zu erhalten. Dazu wurden die verfügbaren Kenntnisse aus zahlreichen epidemiologischen Studien und experimentellen Untersuchungen ausgewertet. Das Ergebnis einer Studie aus dem Brookhaven National Laboratory^[28] zeigt die Tabelle 4. Die Unterschiede sind hier nicht mehr so groß, weil die Emissionen aus den Brennstoffkreisläufen berücksichtigt sind (z.B. Wiederaufarbeitungsanlagen bei der Kernenergie, Raffinerien bei Öl), aber sie sind beachtlich. Gas zeigt sich neben der Kernenergie als ein sehr umweltfreundlicher Primärenergieträger.

Bei den Zahlen fällt auf, daß die Schwankungsbreite bei Kohle und Öl viel größer ist als bei Gas und Kernenergie. Dies liegt vor allem daran, daß die Kenntnisse über die tatsächlichen gesundheitlichen Auswirkungen der Schadstoffe aus der fossilen Verbrennung wesentlich geringer sind als über die Wirkungen ionisierender Strahlung, die in den letzten Jahrzehnten außerordentlich intensiv untersucht worden sind.

4. Die Risiken verschiedener Energietechnologien

Bei einem Vergleich verschiedener Primärenergieträger, bei deren Nutzung zum Teil unterschiedliche Technologien angewandt werden, sind aber noch weitere Faktoren zu berücksichtigen, wenn man die gesundheitsschädlichen Auswirkungen umfassend darstellen will. Wenn man z.B. die Möglichkeit von Unfällen mit berücksichtigt, erhält man einen Risiko-Vergleich.

4.1 Ein Risikovergleich Kohle-Kernenergie

Die Studie der Ford-Stiftung^[29], die die gegenwärtige Kernenergiepolitik der Regierung der USA stark beeinflusst hat, untersucht im Kapitel 5 „Auswirkungen auf die Gesundheit“ die Gesundheitsrisiken durch Kernenergie und kohlebetriebene Stromerzeugung. Die Ergebnisse sind in der Tabelle 5 zusammengefaßt. Die einzelnen Zahlen beruhen zum Teil auf statistischen Erfahrungen (z.B. Unfälle im Bergbau, Kraftwerksbau und bei Transporten), zum anderen Teil auf Risikostudien (z.B. Schäden durch Kernkraftwerksunfälle) sowie auf epidemiologischen Studien (Gesundheitsschäden durch den Betrieb von Kohlekraftwerken).

Bei der Kernenergie stammen die Zahlen in der Zeile „Kraftwerke, Unfälle“ aus der Rasmussen-Studie^[30], zum Vergleich sind in^[29] außerdem extrem pessimistische Werte angegeben, die mit Sicherheit unrealistisch hoch sind. (Wären sie richtig, müßte es bereits bei der gegenwärtigen Zahl von ca. 200 Kernkraftwerken jedes Jahr etwa 5 Kernschmelz-Unfälle geben.) Ein großer Anteil an Gesundheitsschäden wird durch die Erzurückstände verursacht, die auf Halden gekippt werden und aus denen durch Erosion insbesondere Radon in die Umgebung

getragen wird. Durch Abdecken der Halden ließe sich dieser Wert leicht und ohne große Kosten reduzieren.

Bei den Gesundheitsschäden durch Kohlekraftwerke wirkt sich zunächst einmal bei den Unfällen im Bergbau und beim Brennstofftransport die große Menge an Kohle (2 Mio t Steinkohle gegenüber 30 t Kernbrennstoff) aus. Die Auswirkungen des Kraftwerksbetriebes ließen sich durch Entschwefelung der Brennstoffe oder Rauchgasentschwefelung verringern.

Leider gibt es bisher keine vergleichbare Studie für die Bundesrepublik Deutschland. Eine solche Studie müßte z.B. berücksichtigen, daß das bei uns eingesetzte Uran aus verschiedenen Ländern importiert wird, daß Transportrisiken hier evtl. eine andere Größe haben, daß für eine deutsche Wiederaufarbeitungsanlage andere Emissionsbegrenzungen gelten als in den USA und vor allem die Tatsache, daß in den USA Steinkohle im Tagebau abgebaut wird und nicht im Untertage-Bergbau. Allein dieser letzte Unterschied ändert die Risikozahlen bereits erheblich: Für ein 1000-MW_e-Kraftwerk, das mit deutscher Steinkohle gefeuert wird, muß (bei einem Lastfaktor von 70 %) jährlich mit 4 tödlichen Unfällen und 30-40 Fällen von Berufskrankheiten (Silikose) im Bergbau gerechnet werden^[31].

	Kernenergie		Kohle	
	Tod. d. Unfall	tödliche Erkrankung	Tod d. Unfall	tödliche Erkrankung
Bergbau: Unfälle	0,20		0,50	
Bergbau: Bestrahlung		0,06 Beschäftigte 0,08 Umgebung		
Erzaufbereitung		0,03 Beschäftigte 0,02 Umgebung		
Erzurückstände in 100 Jahren		0,20 (reduzierbar) (0,01)		
Transporte	0,01	0,01	0,55-1,3	
Kraftwerksbau	0,10		0,05	
Kraftwerksbetrieb		0,09 Umgebung 0,15 Beschäftigte		18-50 (1,8-5 mit Entschwefelg.)
Kraftwerk, Unfälle	0,002 (1)*	0,021 (10)*		
Wiederaufarbeitung		0,004 Beschäftigte 0,02 Umgebung 0,08 global (Kr-85)		
Summe	0,31	0,75	1,1-1,85	18-50

* extrem pessimistische Werte, vgl. Text

Tab. 5:
Vergleich der Risiken von Kern- und Kohlekraftwerken in den USA. Leistung der Anlagen 1000 MW_e, Lastfaktor 70 %, Gesundheitsschäden in einem Jahr.

4.2 Risikovergleich alternativer Energieerzeugungstechnologien

Bisherige Betrachtungen beschränkten sich auf den Vergleich von fossilen Primärenergien mit Kernenergie, wobei auf die Frage des Materialbedarfs für die Anlagen selbst nicht eingegangen wurde, weil in dieser Beziehung fossile und Kernkraftwerke nur geringe Unterschiede aufweisen. Eine weitere Untersuchung, bei der auch neue Technologien wie Sonnen- und Windkraftwerke berücksichtigt werden, wurde 1978 von H. INHABER, Mitarbeiter des kanadischen AECB (Atomic Energy Control Board) veröffentlicht^[32]. Diese Studie erfaßt auch die Risiken zum Bau der Anlagen selbst. Insgesamt werden dabei 10 Energieversorgungstechnologien untersucht. Auf die Er-

gebnisse von 8 Technologien wird im folgenden detaillierter eingegangen. Die verbleibenden beiden Technologien, Nutzung der Meereswärme und Methanolerzeugung, werden wegen ihrer derzeit geringeren Relevanz für die Bundesrepublik Deutschland ausgeklammert.

Die 8 betrachteten Technologien unterscheiden sich hinsichtlich der genutzten Primärenergie, der erzeugten Sekundärenergie und des Standes der Markteinführung (Tabelle 6). Bei den ersten drei Technologien handelt es sich um fossil befeuerte Kraftwerke in der in den USA derzeit üblichen Bauweise. Daneben steht als vierte Technologie ein Kernkraftwerk mit Leichtwasserreaktor, dessen Bauart und Daten ebenfalls dem derzeitigen Stand der Technik in den USA entsprechen. Bei den weiteren Technologien handelt es sich um sogenannte neue Technologien, die die regenerativen Energiequellen Wind und Sonne nutzen.

Kurzbezeichnung	Technologie	erzeugte Energie	Lebensdauer	Speicher	'Back-Up-System'
Kohle	Steinkohlenkraftwerk ohne Rauchgasentschwefelung	Strom	30 a	–	–
Öl	Ölkraftwerk ohne Rauchgasentschwefelung	Strom	30 a	–	–
Erdgas	Erdgaskraftwerk	Strom	30 a	–	–
Kernenergie	Kraftwerk mit Leichtwasserreaktor	Strom	30 a	–	–
Wind	Windenergiekraftwerk	Strom	20 a	ja	ja
Raumheizung	Sonnenenergieanlage zur Raumheizung und Brauchwasserbereitung	Niedertemperatur-Wärme	20 a	ja	nein
Thermische Stromerzeugung	„Solar-tower“-Kraftwerk	Strom	30 a	ja	ja
	Photoelektrisch	Kraftwerk mit Solarzellen	Strom	30 a	ja

Tab. 6: Zusammenstellung der in^[32] betrachteten Technologien und charakteristischen Daten

Standort dieser Anlagen ist der Süden Kanadas, der etwa auf dem gleichen Breitengrad wie die Bundesrepublik Deutschland liegt. Da das Energieangebot des Windes und der Sonne tages- und jahreszeitlichen Schwankungen unterworfen ist, benötigen diese Technologien Speicher- und Back-Up-Systeme. Der Speicher dient zum Ausgleich des Energieangebotes im Stundenbereich, während das Back-Up-System die Energieversorgung über längere Zeiträume hinweg übernimmt.

Beim Bau und beim Betrieb der Energieversorgungsanlagen können die daran beteiligten Personen und auch Dritte Schaden erleiden. Der Schaden besteht darin, zu erkranken oder getötet zu werden. Das Risiko für Dritte ergibt sich im wesentlichen aus den Folgen der Emissionen der Energietechnologien und der Prozesse zur Herstellung der benötigten Bauteile, z.B. bei der Stahlerzeugung.

Die Risikobetrachtung schließt alle diese Stationen des Baus und des Betriebs ein; ausgehend von der Gewinnung der Rohstoffe, der Fertigung der Bauteile, der Anlagenmontage, den Betriebs- und Wartungsarbeiten, der Gewinnung und Bereitstellung des Brennstoffes bis hin zur Entsorgung der Kernkraftwerke. Die Produktions- und Unfallstatistiken weisen für fast jeden dieser Arbeitsschritte Erkrankungen und Todesopfer aus, so daß darüber das statistische Risiko einer Energiever-

sorgungstechnologie bestimmt werden kann. Unsicherheiten bereiten dabei die Emissionen der fossil befeuerten Kraftwerke, weil ihre gesundheitlichen Auswirkungen noch nicht ausreichend erfaßt sind.

Das Risiko der untersuchten Technologien wird in der Einheit „Ausgefallene Arbeitstage“ ausgedrückt. Während die Erkrankungen statistisch so ausgewiesen sind, wurde die Anzahl der Todesopfer auf den gleichen Maßstab umgerechnet. Dazu wurden die Todesopfer mit 6000 ausgefallenen Arbeitstagen pro Todesfall bewertet, das entspricht der Arbeitszeit eines etwa 35-jährigen bis zu seinem Ausscheiden aus dem Beruf. Die Ergebnisse der INHABER-Studie wurden in einer ausführlichen Kritik^[33] scharf angegriffen. Im Verlauf der Auseinandersetzung mit seinen Kritikern wurden von INHABER einzelne Fehler korrigiert^[34]; die Risikowerte der untersuchten Technologien änderten sich dabei bis um das Achtfache. Die grundsätzliche Aussage wurde dadurch jedoch nicht berührt.

Die Risikowerte in Abb. 5 entsprechen bereits dem überarbeiteten Stand vom Dezember 1979^[35]. Sie sind über die Lebensdauer einschließlich der Bauzeit der Anlagen summiert und auf die in diesem Zeitraum erzeugte Energie bezogen. Besonders hingewiesen sei auf die logarithmische Skalierung. Abb. 5 weist Erdgaskraftwerke, dicht gefolgt von Kernkraftwerken als die Technologien mit den niedrigsten Risiken aus, während Kohle- und Ölkraftwerke ein bis zu 600 mal höheres Risiko bewirken. Die Sonnen- und Windtechnologien haben alle ein hohes Risiko, in der Größenordnung fast vergleichbar mit dem von Kohle- und Ölkraftwerken. Dieses Ergebnis überrascht. Die Ursache dafür liegt

- im Materialeinsatz zum Bau der Anlagen, besonders aber
- im gewählten Back-Up-System.

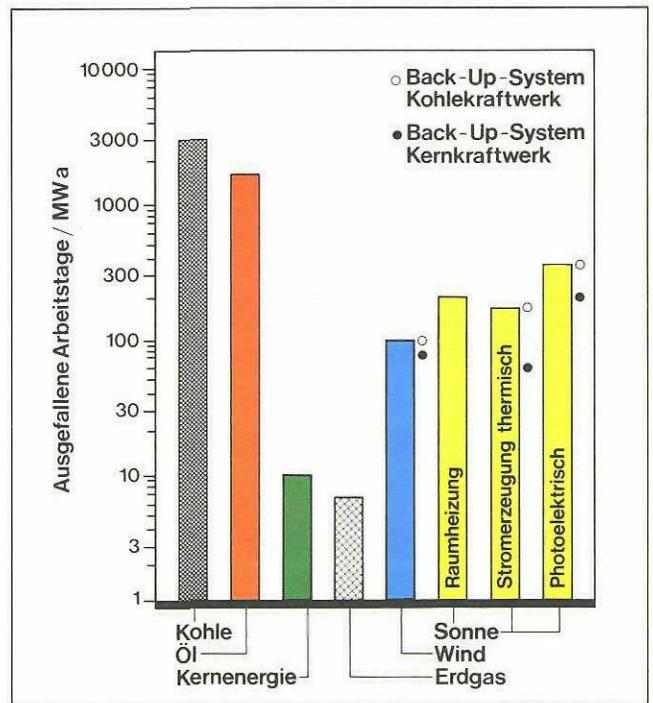


Abb. 5: Risikowerte verschiedener Energieerzeugungstechnologien nach^[35].

Der spezifische Materialbedarf (t/kWh) ist im Vergleich zu Wärmekraftwerken wegen der kleinen Einheitsgrößen der Sonnen- und Windanlagen relativ groß (Abb. 6). Das Risiko beim Bau der Anlagen wird aber durch die Menge des zu produzierenden und zu verarbeitenden Materials bestimmt.

Einen Einfluß auf die Ergebnisse hat außerdem das Back-Up-System. In der INHABER-Studie wird als Back-Up-System ein

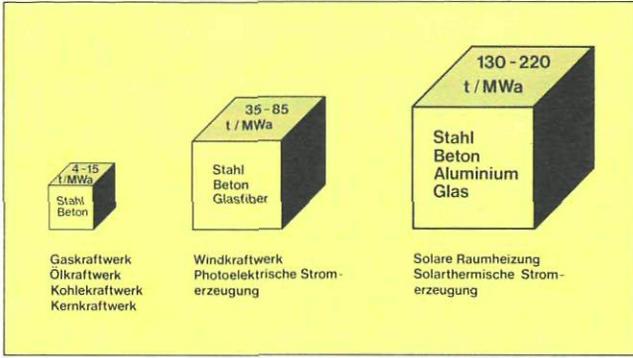


Abb. 6:
Materialaufwand für verschiedene
Energieerzeugungstechnologien nach ^[35]

Steinkohlekraftwerk eingesetzt, und dessen große Risikowerte sind weitgehend durch die Schadstoffemissionen beim Betrieb bestimmt. Da bei Sonnen- und Windkraftwerken das Back-Up-System relativ oft einspringen muß, gehen dessen Emissionen anteilmäßig mit in das Risiko der Sonnen- und Windkraftwerke in Abb. 5 ein. Die Wahl des Back-Up-Systems hängt von der Stromerzeugungsstruktur des Landes ab. Kämen beispielsweise Gas- oder Kernkraftwerke anstelle der von INHABER gewählten Steinkohlekraftwerke als Back-Up-System zum Einsatz, dann verringerte sich das Risiko

- der Windkraftwerke und der solarthermischen Stromerzeugung um etwa die Hälfte und der
- der photoelektrischen Stromerzeugung um etwa ein Drittel.

Aber auch nach einer solchen Reduktion sind die Risiken durch Sonnen- und Windkraftwerke noch deutlich größer als die von Erdgas- und Kernkraftwerken.

Diese erhebliche Abhängigkeit der Ergebnisse von den Annahmen wirft die Frage auf, welcher Aussagewert der Studie zukommt. Im Zentrum steht dabei die Frage, inwieweit die Ergebnisse der INHABER-Studie, die ja für nordamerikanische Verhältnisse gelten, auf europäische Gegebenheiten übertragbar sind. Gegen eine direkte Übertragbarkeit sprechen

- die unterschiedlichen Produktionsverhältnisse und die unterschiedlichen Unfallstatistiken sowie
- eine zum Teil abweichende Auslegung neuer Technologien wegen anderer Gegebenheiten (z.B. Klima) in Nordamerika.

Auf der anderen Seite zeigt die Untersuchung jedoch trotz möglicher Kritikpunkte am verwendeten Datenmaterial, an den getroffenen Annahmen und der gewählten Methodik, daß alle Technologien mit Risiken behaftet sind.

Ein exakter Vergleich der in der Bundesrepublik Deutschland eingesetzten bzw. geplanten Energieversorgungstechnologien existiert noch nicht.

5. Die Wärmebelastung der Atmosphäre

Bei Energieumwandlungsprozessen sind technische Verluste nicht zu vermeiden, vor allem aber ist aufgrund des zweiten Hauptsatzes der Thermodynamik die Umwandlung von Wärmeenergie in andere Energieformen grundsätzlich nur teilweise möglich. Letzten Endes wird auch jede Nutzenergie in Wärme umgesetzt.

Die Abwärme von Kraftwerken wird entweder direkt in Flüsse oder über Kühltürme in die Atmosphäre eingeleitet. Für die (wirtschaftlichere) Flußwasserkühlung gelten relativ enge Grenzen für die Wärmebelastung der Fließgewässer, die in der

Bundesrepublik Deutschland weitgehend ausgeschöpft sind, so daß Wärmekraftwerke heute in der Regel mit Kühltürmen ausgestattet werden müssen. Deren Wirkung auf die Umwelt ist gering und allenfalls in nächster Umgebung gerade noch nachweisbar^[36]. Gesundheitsschäden aus dieser Ursache können ausgeschlossen werden.

Eine andere Frage ist die nach der längerfristigen Wirkung auf das Klima der Erde, insbesondere, wenn man an das Wachstum der Weltbevölkerung und den daraus resultierenden wachsenden globalen Energiebedarf denkt. Gegenwärtig ist die von der Sonne auf die Erde eingestrahlte Energie etwa 10000 mal so groß wie der Energieverbrauch. Lokal wird jedoch von Großstädten pro km² schon ebenso viel Energie abgegeben, wie von der Sonne eingestrahlt wird; im Ruhrgebiet beträgt die anthropogene Energiefreisetzung ca. 1/10 der Sonneneinstrahlung, und das führt bereits zu lokalen oder regionalen Änderungen.

Eine globale starke Zunahme des Energieverbrauchs könnte zu globalen Klimaänderungen mit unabsehbaren Folgen führen. Die mittleren Temperaturen in Mitteleuropa sind heute nur etwa 5° höher als während der letzten großen Eiszeit. Man schätzt, daß bei einer globalen anthropogenen Energiefreisetzung bis zu 1% der Sonneneinstrahlung noch keine klimatischen Effekte auftreten. Das wäre 100 mal so viel, wie die Menschheit gegenwärtig verbraucht. Falls der weltweite Energieverbrauch weiter wie bisher mit Verdopplungszeiten von 14 Jahren wächst, würde diese Grenze in 100 Jahren erreicht.

Im gleichen Sinne einer Temperaturerhöhung wirkt das bei der Verbrennung fossiler Stoffe entstehende und freigesetzte Kohlendioxid (CO₂). Es läßt die kurzweilige Lichtstrahlung der Sonne zur Erde durch, behindert aber die langweilige Wärmeabstrahlung der Erde. Die CO₂-Konzentration der Atmosphäre ist in den letzten hundert Jahren um 10% angestiegen. Dazu trug außer der Nutzung fossiler Brennstoffe auch die Rodung tropischer Urwälder bei. Die gegenwärtige CO₂-Konzentration von ca. 330 ppm steigt jährlich um etwa 1 ppm¹⁾ an^[37].

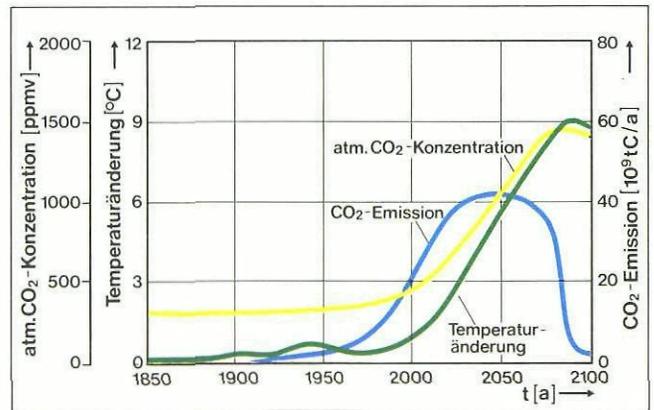


Abb. 7: Mögliche klimatische Folgen einer Nutzung der Kohle in großem Umfang nach ^[38]

Die genaue Auswirkung des „Treibhauseffektes“, d.h. der Erwärmung der irdischen Atmosphäre durch Anstieg der CO₂-Konzentration, ist nicht bekannt. Bei einer zukünftig weitgehend auf fossile Brennstoffe (d.h. Kohle) gestützten globalen Energiewirtschaft ist eine Entwicklung, wie sie in Abb. 7 dargestellt ist, zur Zeit nicht auszuschließen. Die verstärkte CO₂-Emission könnte bis zum Jahre 2030 zu einer globalen Temperaturerhöhung von 3°C und gegen Ende des nächsten Jahrhunderts sogar von 9°C führen mit verheerenden Folgen für die Welternährungssituation.

¹⁾ ppm = ein Teil auf eine Million (part per million)

Der Wärmehaushalt der Erde könnte also eher durch die ausgedehnte Nutzung von Kohle und das damit freigesetzte CO₂ als durch anthropogene Freisetzung von Wärmeenergie beeinflusst werden.

6. Zusammenfassung

Die Beurteilung von Umweltbelastungen, die beim Menschen Gesundheitsschäden hervorrufen, ist nicht ganz einfach, weil die Kenntnisse über die gesundheitsschädlichen Auswirkungen der verschiedenen Schadstoffe teilweise mangelhaft sind. Am besten bekannt sind die Wirkungen ionisierender Strahlung, während die Wirkungen der chemischen Schadstoffe aus fossiler Verbrennung bisher weniger erforscht sind. Auch bei Berücksichtigung dieser Unsicherheiten läßt sich jedoch feststellen, daß – zumindest bei gegenwärtigen modernen Feuerungsanlagen – Kohle und Öl recht große Belastungen hervorrufen, während Gas und Kernenergie sehr gut abschneiden; Sonnen- und Windenergie liegen wegen ihres großen Materialbedarfs dazwischen.

Betrachtet man die einzelnen Verbrauchssektoren, so stellt man fest, daß Haushalte und Kleinverbraucher sowie der Verkehr einen mindestens ebenso großen Anteil zur Umweltbelastung liefern wie die großen Emittenten Industrie und Kraftwerke.

Gemessen am Kriterium „Beeinflussung des Klimas“ sind am besten die regenerativen Energiequellen Sonne und Wind, die Kernenergie ist mittelmäßig, während die fossilen Energieträger wegen der CO₂-Emission sich am stärksten auswirken.

Für Entscheidungen, welche Primärenergieträger und Technologien für die Energieerzeugung eingesetzt werden sollen, ist deren Umweltbelastung oder Risiko ein wichtiges Kriterium; es kann aber nicht das einzige sein. Rohstoffvorräte, technischer Entwicklungsstand, Wirtschaftlichkeit und – wie die z.T. erregte Diskussion um die Kernenergie zeigt – soziale und politische Nebenwirkungen müssen ebenfalls berücksichtigt werden. Es gibt keine Patentlösungen; alle Technologien und Primärenergieträger haben Vor- und Nachteile. Wichtig ist eine möglichst günstige Kombination, um Versorgungssicherheit, Umweltfreundlichkeit und Wirtschaftlichkeit so weit wie möglich sicherzustellen.

Literatur

- [1] OBERBACHER, B., GÜNTHER, R., HARTWIG, S.: Untersuchungen über technische, organisatorische und gesellschaftliche Voraussetzungen für Risikostrategien im Bereich technologischer Entwicklungen. Zwischenbericht 300/1. Umweltbelastung durch die Stromerzeugung auf Basis Kohle, Heizöl und Kernenergie. Batelle-Institut e.V., Frankfurt 1976
- [2] DOLINSKI, U., ZIESING, H.-J.: Sicherheits-, Preis- und Umweltaspekte der Energieversorgung. Hrsg. Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung. Duncker & Humblot, Berlin 1976
- [3] Jahresbericht 1977 der Landesanstalt für Wasser und Abfall Nordrhein-Westfalen, Düsseldorf 1978
- [4] BRIMBLECOMBE, P.: ... von den spitzen Ecken der Atome. Umwelt, 1979, Nr. 1, S. 38-41
- [5] Air Pollution and Health. Summary and Report on Air Pollution and its Effect on Health by the Committee of the Royal College of Physicians of London on Smoking and Atmospheric Pollution. London, Pitman Medical and Scientific Publishing Co. Ltd. 1970
- [6] ULMER, W.T.: Wirkung von SO₂ in der Atemluft. In: Kraftwerk und Umwelt 1977, S. 43-50. VGB-Dampftechnik GmbH, Verlag technisch-wissenschaftlicher Schriften. Essen 1977
- [7] RENTZ, O., HEMPELMANN, R., HUBER, W.: Verfahren zur Abscheidung von Stickoxiden sowie zur Simultanabscheidung von Stickoxiden und Schwefeldioxid aus den Abgasen industrieller Feuerungsanlagen. Forschungsbericht Projektgruppe Techno-Ökonomie und Umweltschutz, Universität (TH) Karlsruhe 1978
- [8] GOLDSCHMIDT, K.: Zusammenfassung der Ergebnisse mit bisher in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Rauchgas-Entschwefelungsanlagen. In: Kraftwerk und Umwelt 1977, S. 76-82. VGB-Dampftechnik GmbH, Verlag technisch-wissenschaftlicher Schriften. Essen 1977
- [9] SCHLIPKÖTER, H.-W.: Bewertung der Grenzwerte von Immissionen aus medizinischer Sicht. Kongreß „Energie und Umwelt“ 1977 in Düsseldorf. Kongreßbericht S. 100-105. Vulkan Verlag, Essen 1977
- [10] Stickstoffdioxid potenziert SO₂-Schäden. Naturwissenschaftliche Rundschau, Bd. 31 (1978), S. 25
- [11] SCHILLING, H.-D.: Technischer Stand und wirtschaftliche Chancen der Wirbelschichtfeuerung zur Strom- und Wärmeerzeugung aus Kohle. Chemie-Ingenieur-Technik, Bd. 51 (1979) Nr. 3, S. 189-191
- [12] POERSCH, W.: Wirbelschichtverbrennung von schwierigen, ballastreichen Brennstoffen. VDI-Berichte, Nr. 346, S. 305-317. Verein Deutscher Ingenieure. Düsseldorf 1979
- [13] BRANDER, H.: Umweltfreundliche Dampferzeuger mit Wirbelschichtfeuerung. Mitteilung Nr. 100, Babcock AG, Oberhausen 1979
- [14] KOLB, W.: Die Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus Kern- und Steinkohlekraftwerken – ein Vergleich der Strahlenbelastung. Bericht PTB-Ra-8. Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig 1978
- [15] KOLB, W.: Radioaktive Emissionen durch den Betrieb von Kraftwerken. Fachtagung „Radioökologie“, Bonn, 2. und 3.10.1979. Deutsches Atomforum, Bonn 1979
- [16] Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung. Jahresbericht 1977. Bundesministerium des Innern, Bonn. Ebenso frühere Ausgaben des jährlich erscheinenden Berichts
- [17] BONKA, H. et al.: Zukünftige radioaktive Umweltbelastung in der Bundesrepublik Deutschland durch Radionuklide aus kerntechnischen Anlagen im Normalbetrieb. Bericht Jül-1220, Kernforschungsanlage Jülich 1975
- [18] BRÄUTIGAM, K.-R., HALBRITTER, G.: Radiological Impact from Model Coal-Fired Power Plants and from Nuclear Systems. European Nuclear Conference 1979. Vol. 31 of the American Nuclear Society Transactions. La Grange Park, Illinois, 1979
- [19] Umwelt und Energie. Umweltbrief Nr. 9. Bundesministerium des Innern. Bonn 1974
- [20] HERRMANN, K.: Immissionsminderungsmaßnahmen und ihre Effektivität. Umwelt, 1979, Nr. 2, S. 118-121
- [21] Autos sind immer noch die stärksten innerstädtischen Luftverschmutzer. Kurzinformation 11/1979. Umweltbundesamt, Berlin
- [22] LIKENS, G., WRIGHT, R.F., GALLOWAY, J.N., BUTLER, Th.J.: Saurer Regen. Spektrum der Wissenschaft. Dezember 1979, S. 72-78
- [23] MÜLLER, A.: Umweltbeeinflussung durch Kraftwerke. Vortrag beim Journalisten-Seminar am 5.7.1977 im GKSS-Forschungszentrum. Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt GmbH. Geesthacht 1977
- [24] SCHIKARSKI, W.: Konventionelle und nukleare Energiewandlung – Auswirkungen auf die Umwelt. Atomwirtschaft, Bd. 23, Heft 12 (1978), S. 524-532
- [25] LAVE, L.B.: Health Effects of Electricity Generation from Coal, Oil and Nuclear Fuel. In: Energy and the Environment, a Risk-Benefit Approach. Hrsg. Ashley, H., Rudman, R.L., Whipple, C., Pergamon Press, New York 1976
- [26] COMAR, C.L., SAGAN, L.A.: Health Effects of Energy Production and Conversion. American Review of Energy, 1976, S. 581-600

- [27] SAUERMANN, P.F.: Fossile und nukleare Stromerzeugung – Vergleich der Umweltbelastung durch Ableitung von Schadstoffen mit der Abluft. Interner Bericht. Kernforschungsanlage Jülich, 1979
- [28] HAMILTON, L.D., MANNE, A.S.: Health and economic costs of alternative energy sources. In: Nuclear Power and its Fuel Cycle, Proceedings of an International Conference, Salzburg 2-13 May 1977. Vol. 7, S. 73-93. IAEA, Wien 1977
- [29] Nuclear Power. Issues and Choices. Hrsg. Keeny, S.M. et al., Ballinger Publishing Company, Cambridge, Mass. 1977
Deutsche Ausgabe: Das Veto. Der Atombericht der Ford-Foundation. Frankfurt am Main. Umschau Verlag 1977
- [30] (Nureg 75/014). Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in US Commercial Power Plants. Report WASH-1400, U.S. Nuclear Regulatory Commission 1975
- [31] OBERBACHER, B., HARTWIG, S., HINTZ, R.: Untersuchungen über die technischen, organisatorischen und gesellschaftlichen Voraussetzungen für Risikostrategien im Bereich technologischer Entwicklung. Zwischenbericht 200/1: Vergleich der Gesundheitsgefährdung bei verschiedenen Technologien der Stromerzeugung und erster Versuch der Einordnung des Risikos der Kernenergie. Battelle Institut e.V., Frankfurt am Main 1976
- [32] INHABER, H.: Risk of Energy Production. Atomic Energy Control Board, Ottawa, Ontario, 1978
- [33] HOLDREN, J.P. et al.: Risk of Renewable Energy Sources: A Critique of the Inhaber-Report. Energy and Resources Group. University of California, Berkeley, Juni 1979
- [34] INHABER, H.: Nuclear News, Vol. 22, Mai 1979, S. 26-28
- [35] INHABER, H.: Risiken der konventionellen und nichtkonventionellen Energiequellen. Vortrag anlässlich der „Energiekonferenz 1979“ der Landesregierung Baden-Württemberg. Stuttgart, 5.12.1979
- [36] SCHNEIDER, W.: Die Beeinflussung von Wetter und Klima durch Wärmekraftwerke. In: Aktuelle Themen der Kernenergie. Bericht Jül-Conf-24. Kernforschungsanlage Jülich 1977
- [37] KELLOG, W.: Emission and the Climate. Vorträge des Kongresses „Energie und Umwelt“ (ENVITEC), S. 117-123. Essen, Vulkan-Verlag 1977
- [38] NIEHAUS, F.: Langzeitaspekte der Umweltbelastung durch Energieerzeugung: CO₂ und H². Bericht Jül-1165. Kernforschungsanlage Jülich 1975

Nutzungsmöglichkeiten regenerativer Energiequellen in der Bundesrepublik Deutschland

Michael Meliß

Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
 Programmleitung Sonnenenergie

1. Einleitung

Neben den fossilen und nuklearen Energieträgern Kohle, Öl, Gas, Uran und Thorium stehen für die Energieversorgung der Welt sogenannte „regenerative“, d.h. erneuerbare Energieströme zur Verfügung. Der Begriff der Unerschöpflichkeit gilt zwar nicht im streng physikalischen Sinn, wohl aber gemessen an menschlichen Zeitmaßstäben. Diese anthropogen nutzbaren Energieströme entspringen drei grundsätzlich unterschiedlichen Primärquellen: dem Isotopenzerfall im Erdinnern, der Planetenbewegung und der thermonuklearen Umwandlung in der Sonne. Versuche, diese Quellen zu erschließen, gibt es seit Menschengedenken, aber nur eine der Quellen trägt heute in nennenswertem Umfang zur Energiebedarfsdeckung der Welt bei: die Laufwasserenergie. Andere besitzen ausschließlich regionale Bedeutung (geothermische Energie, Gezeitenenergie) oder haben ihre frühere Bedeutung wieder eingebüßt (Windenergie, biochemische Energie in Form von Holz).

Die in jüngster Zeit aufgelebten Diskussionen um die Begrenztheit fossiler und nuklearer Energievorräte und der Umweltauswirkungen der zu ihrer Nutzung erforderlichen Technologien haben das Interesse an den unerschöpflichen Energiequellen wieder verstärkt. Für die Bundesrepublik Deutschland eröffnet die weltweite Nutzung regenerativer Energiequellen dreierlei Möglichkeiten:

- Energiebereitstellung im eigenen Land,
- Energieimport aus der EG und Drittländern und
- Technologieexport.

Im Folgenden wird die Bedeutung regenerativer Energiequellen für die zukünftige Energieversorgung unseres Landes diskutiert.

2. Überblick über die der Menschheit zugänglichen Energieströme

Abbildung 1 zeigt die nutzbaren regenerativen Energieströme und die sie hauptsächlich bestimmenden Primärquellen. Eine eindeutige Zuordnung ist jedoch nicht immer möglich, da die dem Menschen zugänglichen Energieströme u.U. aus mehreren primären Quellen gespeist werden. Dies mag das Beispiel der geothermischen Energie verdeutlichen, die teils aus dem durch Temperaturdifferenzen im Erdinnern hervorgerufenen Energiestrom, teils aus der Energieeinstrahlung von der Sonne auf die Erdoberfläche resultiert.

Wie ein Blick auf das Energieflußbild der Erde (Abbildung 2) zeigt, ist von den genannten primären Quellen die Strahlung

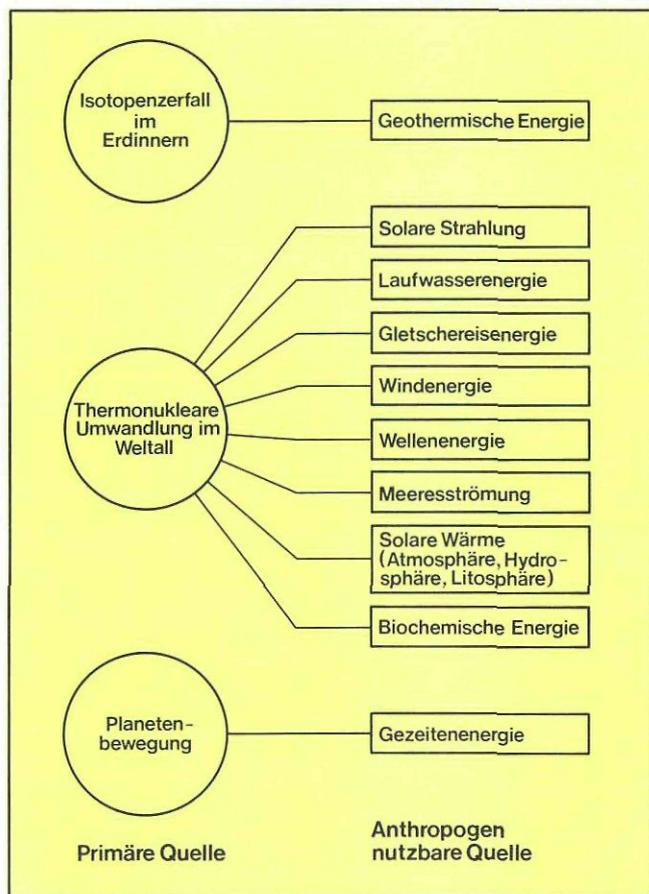


Abb. 1: Regenerative Energiequellen

aus dem Weltall, die nahezu vollständig aus solarer Strahlung besteht, die weitaus größte: Ihr Energiestrom beträgt $1,9 \cdot 10^{14}$ (bzw. 190 Billionen) t SKE/a¹⁾ und überwiegt damit die geothermische Energie fast um den Faktor Zehntausend, die aus der Planetenbewegung resultierende Gezeitenenergie sogar fast um den Faktor Hunderttausend.

Der solare Energiestrom kann auf der Erde entweder direkt oder über einen natürlichen Energiewandlungsprozeß indirekt genutzt werden (Abbildung 3) und wäre theoretisch in der Lage, alle Formen der heute zur Energieversorgung benötigten Sekundärenergieträger in ausreichendem Maße bereitzustellen. Für einen Einsatz in der Bundesrepublik Deutschland scheiden von den in Abbildung 3 gezeigten Energiewandlungsmöglichkeiten jedoch einige aus: Gletschereiskraftwerke, Meeresströmungskraftwerke und Meereswärmekraftwerke

¹⁾ 1 t SKE entspricht dem Energieinhalt von 1 t Steinkohle

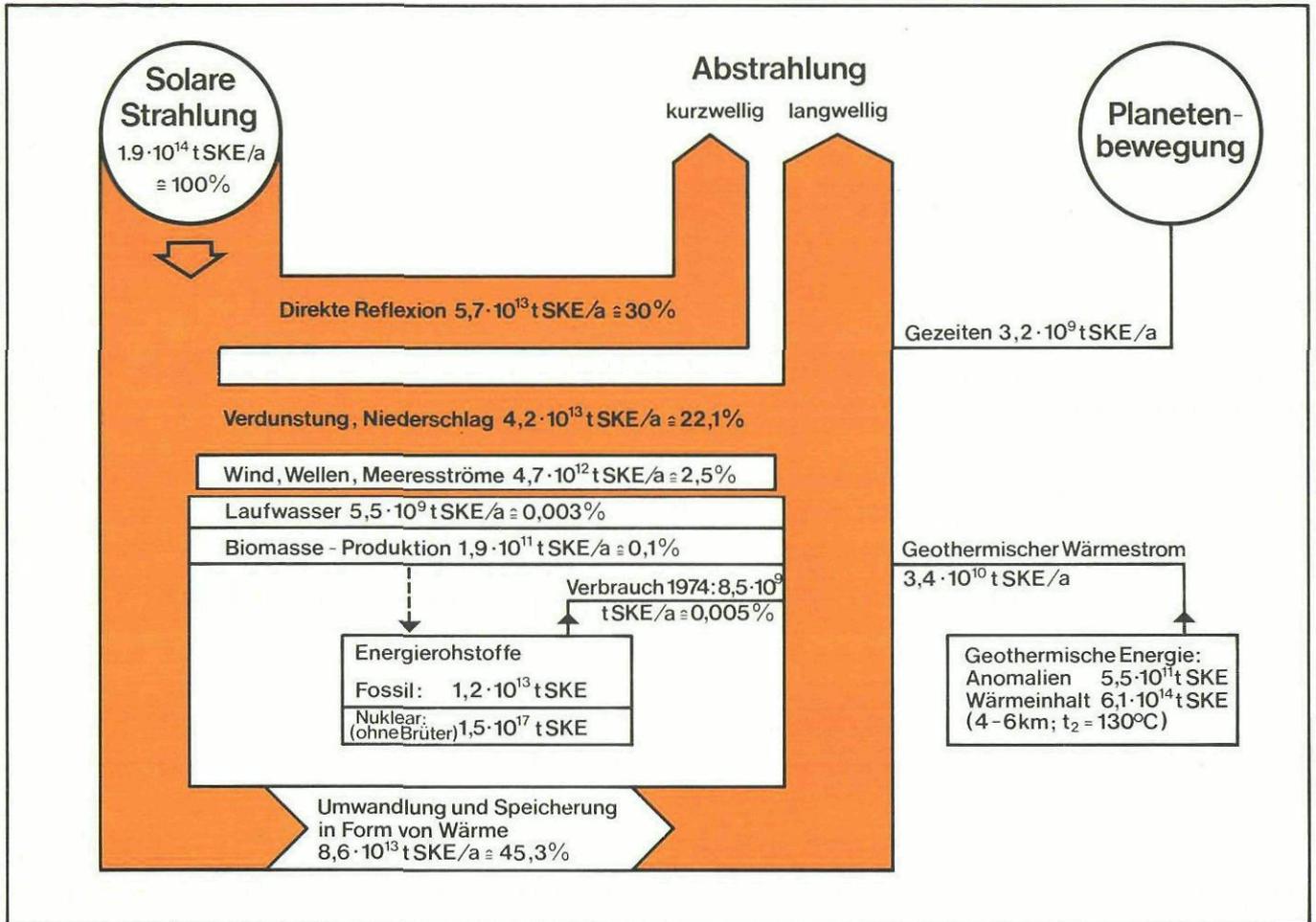
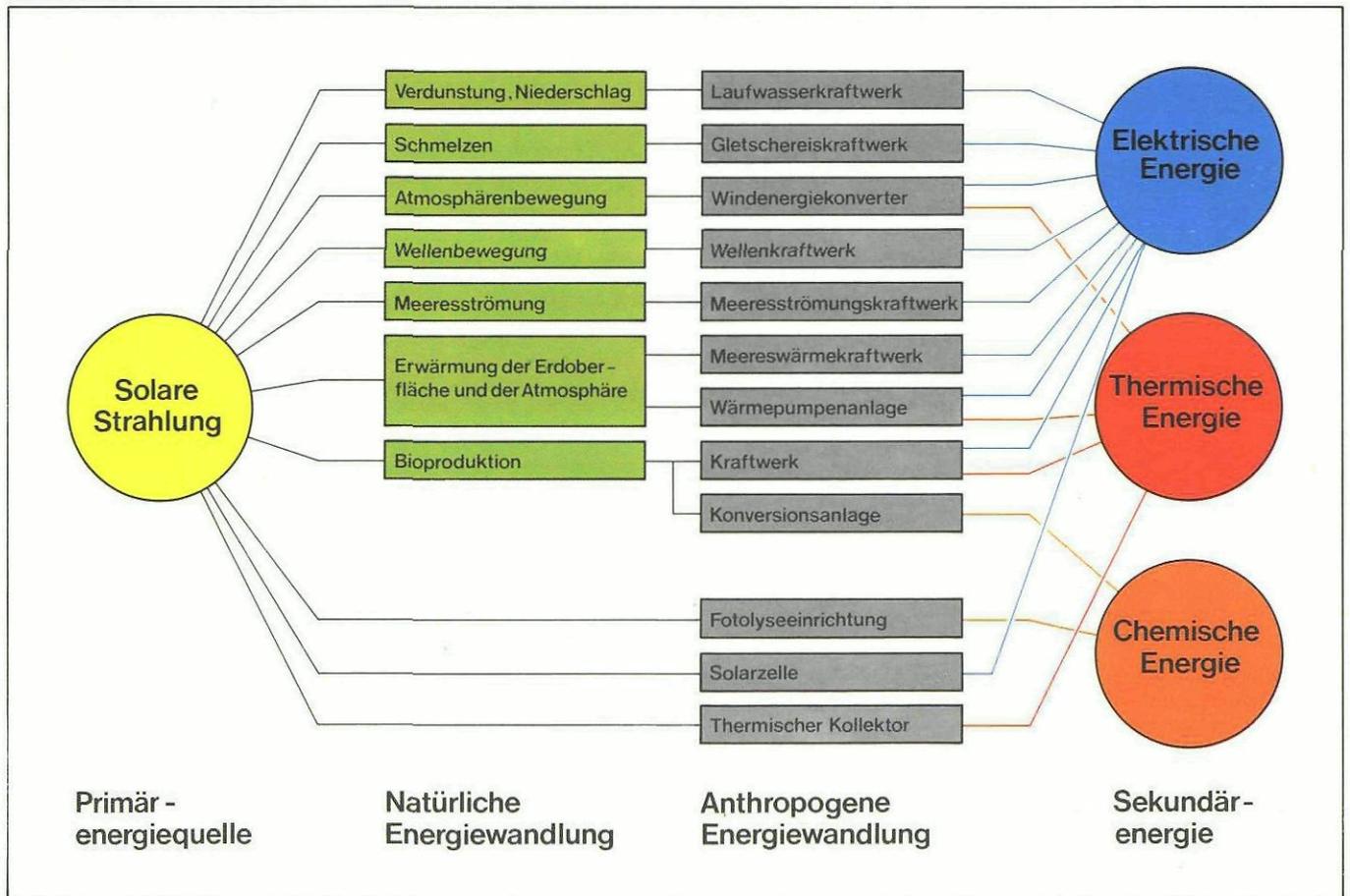


Abb. 2: Energieflußbild der Erde ▲

▼ Abb. 3: Nutzungsmöglichkeiten der Sonnenenergie



sind hier nicht einsetzbar. Die Installation von Meereswellenkraftwerken wäre zwar prinzipiell möglich, könnte jedoch auf der gesamten Küstenlänge des Landes von etwa 250 km nur ein theoretisches Leistungspotential von 3,6 GW¹⁾ bereitstellen¹⁾. Angesichts der mehr als 80 GW derzeit installierten Kraftwerksleistung in der Bundesrepublik Deutschland und den mit der Meereswellennutzung verbundenen Umwelteinflüssen – darüber hinaus auch der noch bestehenden Energiespeicherungs- und -transportprobleme – ist ein nennenswerter Beitrag zur Energieversorgung aus dieser Energiequelle nicht zu erwarten.

Das gleiche gilt auch für die Nutzung der Bioproduktion, sei es über Verbrennungsprozesse, sei es über Umwandlungsprozesse zur Erzeugung von Biogas. Derartige Energiewandlungen werden auch in Zukunft in industrialisierten Ländern lediglich dort eingesetzt werden, wo es ein anderes Zivilisationsproblem zu lösen gilt: das der Müll- und Abfallbeseitigung. In Anbetracht der etwa 1 Mrd t SKE²⁾, die weltweit, insbesondere in den sog. Entwicklungsländern, in Form von Holz, Dung und landwirtschaftlichen Abfällen jährlich verbraucht werden, kommt dieser Form der Energiewandlung jedoch zukünftig außerhalb unseres Landes eine höhere Bedeutung zu.

Die Entwicklung der Wasserkraftnutzung in der Bundesrepublik Deutschland zeigt, daß auch von diesem Energiestrom zukünftig kein größerer Beitrag mehr erwartet werden kann: Im Jahre 1985 wird das gesamte wirtschaftliche Potential in Höhe von etwa 21 TWh/a²⁾ voll ausgebaut sein. Selbst bei weiterem Ausbau bis zur Grenze des technisch Machbaren (ca. 23 TWh/a) bleibt der relative Beitrag der Wasserkraftnutzung am Gesamtenergieaufkommen klein. Aber hier eröffnen allerdings die weltweiten wirtschaftlichen Nutzungsmöglichkeiten (ca. 10000 TWh/a), die nur zu 13 % ausgebaut sind, erhebliche Technologieexportmöglichkeiten für die Bundesrepublik Deutschland.

Von den indirekten Nutzungsmöglichkeiten der Sonnenenergie kommen also nur Windenergiekonverter und Wärmepumpen für einen Einsatz in der Bundesrepublik Deutschland in Betracht.

Direkt nutzbar erscheint dieser Energiestrom derzeit sogar nur mit Hilfe einer einzigen Technologie: der der Niedertemperaturkollektoren.

Technologien zur Bereitstellung von Hochtemperaturwärme erfordern nämlich die Konzentration der Sonnenstrahlung durch Spiegel oder Linsen. Sie können daher nur die direkte Komponente der Strahlung nutzen, die in unserem Lande jedoch im Mittel nur etwa 1/3 der Gesamtstrahlung ausmacht. Die Dauer von etwa 1600 Stunden Sonnenschein pro Jahr stellt eine so niedrige Verfügbarkeit für einen Kraftwerksbetrieb dar, daß schon eine technische Realisierung kaum möglich erscheint, eine wirtschaftliche nicht erreichbar ist.

Die künstliche Zerlegung von Wasser durch Sonnenstrahlung befindet sich noch im Stadium der Grundlagenforschung, so daß aus dieser Technologie bis zum Ende des Jahrhunderts kein Beitrag zur Energieversorgung erwartet werden kann.

Die für Weltraumanwendungen bereits relativ weit entwickelte Solarzellentechnologie ist derzeit noch um wenigstens eine Größenordnung zu teuer, als daß sie in nennenswertem Umfang zur Energieversorgung beitragen könnte. Die weltweit und auch in unserem Lande außerordentlich intensiven Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen auf diesem Gebiet lassen jedoch für die langfristige Zukunft einen vorsichtigen Optimismus bezüglich der technischen Machbarkeit – speziell der Wandler auf Basis der „klassischen“ Silizium-Solarzelle – angebracht erscheinen³⁾.

Die in erster Linie aus der Planetenbewegung resultierenden Gezeitenenergie ist für die Bundesrepublik Deutschland wegen der geringen zur Verfügung stehenden Tidenhöhen (im Mittel 2,70 m) nicht nutzbar. Weltweit bestehen zwar Installationsmöglichkeiten für Gezeitenkraftwerke in der Größenordnung von 200 GW_e; die Verbraucherferne der Standorte, Speicher- und Transportprobleme sowie die möglichen negativen Umweltauswirkungen von Gezeitenkraftwerken (Versandung, Behinderung der Schifffahrt, Meeresbiologie etc.) lassen einen verstärkten Einsatz jedoch nicht erwarten.

Der geothermische Energiestrom, der aus der Temperaturdifferenz zwischen Erdinnerem und Erdoberfläche resultiert, liegt im Promillebereich dessen, was an solarer Strahlung im Jahresmittel die Bundesrepublik Deutschland erreicht (63 kW/km² verglichen mit 120 MW/km²). Ein größeres Potential an „Erdenergie“ stellt der Wärmeinhalt der äußeren Lithosphäre dar: die Abkühlung der Gesteinsschicht zwischen 4 km und 6 km Tiefe auf 130°C würde einem Energieäquivalent von 1000 Mrd t SKE allein in der Bundesrepublik Deutschland entsprechen. Eine Technologie, um diese heißen, in der Regel jedoch trockenen Gesteinsmassen energetisch zu nutzen, wird z.Zt. in den USA entwickelt (Hot-Dry-Rock-Technologie). Eine Anwendung dieser Technologie zur Erzeugung von elektrischer Energie dürfte in unserem Lande jedoch aus Wirtschaftlichkeitsgründen nicht möglich sein. Die mit öffentlichen Mitteln geförderten Forschungsbohrungen und Prospektionsvorhaben haben gezeigt⁴⁾, daß die Bundesrepublik eine Region ohne starke geothermische Anomalien ist. Lediglich im Oberrheintalgraben und bei Urach/Württemberg weist unser Land geothermische Vorkommen auf, die eventuell zu Heizwärmezwecken genutzt werden können.

Weltweit dürfte die derzeit installierte Kraftwerkskapazität von etwa 1350 MW in den bekannten Anomalienregionen (USA, Mexiko, Italien, Neuseeland etc.) weiter ausgebaut werden. Auch die nicht-elektrische Nutzung von heute etwa 5500 MW ist im Verhältnis zum Potential dieser Energiequelle verschwindend gering, wird jedoch ebenfalls weiter ausgebaut werden. Restriktionen ergeben sich dabei jedoch aus den relativ kleinen nutzbaren Temperaturdifferenzen, die neben den Umweltbelastungen geothermischer Fluide durch feste, flüssige und gasförmige Beimengungen auch erhebliche Abwärmelastungen der Umgebung hervorrufen.

3. Potentiale der in der Bundesrepublik Deutschland nutzbaren Energieströme

Läßt man einmal alle Wirtschaftlichkeitsüberlegungen außer acht, so bleiben – technisch gesehen – zur Nutzung der in Abbildung 1 gezeigten Energieströme innerhalb der Bundesrepublik Deutschland die folgenden Technologien einsetzbar:

1. Laufwasserkraftwerke
2. Geothermische Kraft- und Heizwerke
3. Niedertemperatur(NT)-Kollektoren
4. Solarzellen
5. Wärmepumpen
6. Windenergiekonverter

Abbildung 4 zeigt die technisch möglichen Substitutionspotentiale an Primärenergie, die der Einsatz dieser Technologien maximal erbringen könnte: Der Beitrag der Laufwasserkraftwerke läßt sich wegen Erschöpfung der Ausbaumöglichkeiten praktisch nicht weiter erhöhen. Der relative Beitrag der Wasserkraft wird daher von derzeit 3 % auf etwa 1 % im Jahre 2000 abnehmen, wenn die der Abbildung zugrundeliegenden Steigerungsraten des Energiebedarfs eintreten. Aus jetziger Sicht der Energiewirtschaft wird allerdings das Wirtschaftswachstum von 4 %/a bis 1985 und 3 %/a bis 2000, das diesen Primärenergiebedarf nach sich ziehen würde, vermutlich geringer ausfallen, so daß sich eine entsprechend geringere Energienachfrage ergäbe. Die qualitativen Aussagen

¹⁾ GW = 1 000 000 kW, 1 MW = 1 00 kW

²⁾ TWh = 1 000 000 000 kWh = 1 000 GWh

über die Nutzung des Energiestroms Laufwasser wie auch der übrigen Energiequellen werden davon allerdings nicht berührt.

Geothermische Kraftwerke könnten den in Abb. 4 gezeigten Substitutionsbeitrag nur leisten, wenn neben der Anomalie des Oberrheingrabens (ca. 97 TWh/a) noch weitere vier gleich gute geothermische Anomalien gefunden würden und für den gesamten genannten Zeitraum ohne Leistungsminde- rung ausgebeutet werden könnten, wobei eine Steigerung des Gesamtwirkungsgrades von heute 5 % auf 10 % im Jahre 2000 angenommen wurde. Diese Annahmen stellen mit Sicherheit die absolute Obergrenze geothermischer Stromerzeugung dar. Angesichts der außerordentlich hohen Erschließungskosten erscheint diese Nutzung geothermischer Energie in dem überschaubaren Zeithorizont allerdings überhaupt nicht durchführbar. Eher wäre ein Beitrag zur Wärmebereitstellung zu erwarten, der sich aufgrund der Transportrestriktionen jedoch auf enge Regionen um die Anomalien beschränken müßte. Rein rechnerisch könnten die genannten 5 ausgezeichneten Anomalien dann bei einem Wirkungsgrad von 80 % etwa 60 Mio t SKE/a substituieren.

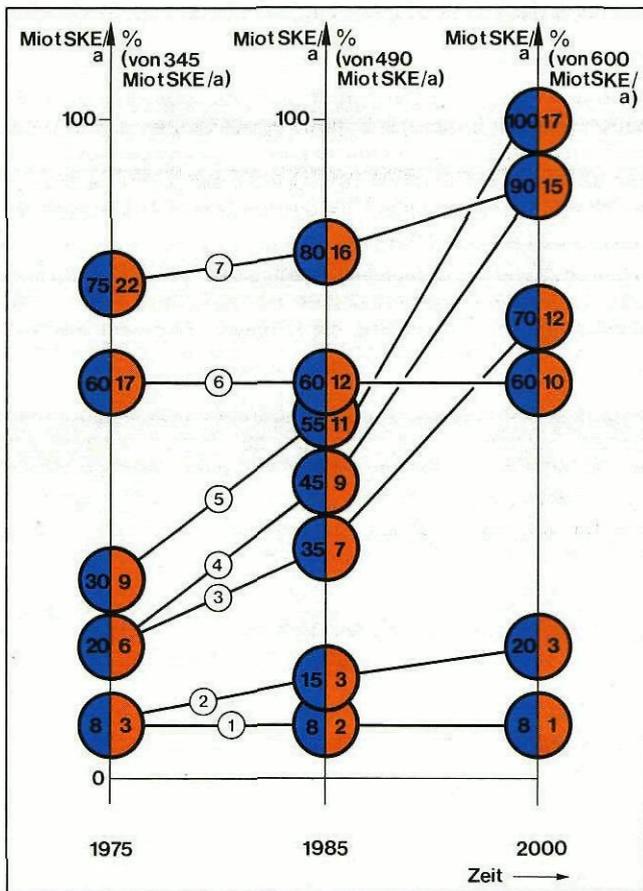


Abb. 4: Technische Substitutionspotentiale (Stand 1977)

- 1 Laufwasserkraftwerke, Stromerzeugung, $\eta = 20-40\%$
- 2 Geothermische Kraftwerke, Stromerzeugung, $\eta = 5-10\%$
- 3 NT-Kollektor-Anlage, dezentraler Einsatz außerhalb von Ballungsgebieten, Brauchwassererwärmung und Hausheizung, $\eta = 20-25\%$
- 4 Solarzellen-Anlagen, dezentraler Einsatz, Stromerzeugung, $\eta = 9-13,5\%$
- 5 Wärmepumpen-Anlage bei gleichem Einsatz wie ③, Brauchwassererwärmung und Hausheizung
- 6 Geothermische Heizwerke, Wärmebereitstellung, $\eta = 80\%$
- 7 WEK-Systeme, zentraler Einsatz, Stromerzeugung, $\eta = 32-38\%$

Abbildung 4 zeigt auch die technisch maximal realisierbaren Einsparungen an fossilen Energieträgern bei der Anwendung von NT-Kollektoranlagen: Würde man alle Wohnungen in Ein- und Zweifamilienhäusern außerhalb von Ballungsgebieten (Gemeinden mit mehr als 50 000 Einwohnern), die für den Einsatz von Niedertemperaturkollektoren am ehesten geeignet erscheinen, mit derartigen solaren Heizungs- und Warmwasserbereitungsanlagen ausrüsten und darüber hinaus eben so viele Anlagen im Bereich der Niedertemperatur-Prozeßwärme für Industrie und Kleinverbraucher installieren, könnten mehr als 20 Mio t SKE/a an fossilen Energieträgern substituiert werden. Bei einem durchschnittlichen Systemwirkungsgrad von 20 % wären dazu jedoch 400 Millionen Quadratmeter Kollektorfläche erforderlich. Bei einem jährlichen Zubau von ca. 140 000 Wohneinheiten und gleichzeitiger Steigerung des Gesamtwirkungsgrades auf 25 % würde sich dieses Potential bis zum Jahre 2000 auf 70 Mio t SKE/a erhöhen lassen, dann jedoch eine Kollektoroberfläche von 1,1 Milliarden m^2 erfordern. Dies entspricht 4,5% der Gesamtfläche unseres Landes und 10 % der heute bebauten Fläche!

Trotz niedriger Systemwirkungsgrade von Solarzellenanlagen (1978: ca. 9 %, Erwartungswerte 1985: 11 %, 2000: 13,5 %) wäre das Substitutionspotential dieser Technologie für die gleichen Ausbaubedingungen erheblich höher, da die exergetisch wertvollere Energieform Elektrizität bereitgestellt wird.

Würden für den gleichen Anwendungszweck der Niedertemperatur-Heizwärme statt dessen Wärmepumpen installiert, ergäbe sich im Jahre 2000 ein technisches Substitutionspotential von 100 Mio t SKE/a. Auch dies stellt sicherlich eine nicht zu erreichende Maximalgrenze dar; der Anteil, der davon tatsächlich installiert werden wird, dürfte jedoch erheblich höher sein als bei allen anderen angesprochenen Technologien. Dies hat zwei Gründe: zum einen ist diese Technologie – zumindest in Form der elektrisch betriebenen Kompressionswärmepumpe – bereits sehr weit entwickelt, zum anderen ist sie nicht ausschließlich auf die dezentrale Energiebereitstellung beschränkt.

Das in Abbildung 4 dargestellte Potential der Windenergie schließlich würde nur bereitgestellt werden können, wenn auf sämtlichen in der Bundesrepublik Deutschland verfügbaren Landflächen, die eine mittlere Jahresgeschwindigkeit von mehr als 4,5 m/s aufweisen, Windenergiekonverter (WEK) der Leistungsklasse 1 bis 3 MW installiert würden. Bei einer Flächenbelegungsdichte von einer Anlage pro km^2 wären dazu auf 12 % der Landfläche 30 000 Einzelanlagen mit einem Systemwirkungsgrad von 32 % erforderlich. Tatsächlich würden bei großtechnischer Nutzung der Windenergie jedoch enger gestaffelte Verbundanlagen in besonders windgünstigen Regionen erstellt, die dann einen erheblich geringeren Landbedarf aufwiesen. Der Flächenbedarf ist jedoch nicht die Restriktion, die den tatsächlichen Einsatz von WEK beschränkt; dies sind vielmehr die mangelnde Betriebserfahrung mit Anlagen dieser Größenklasse, technische Probleme der Energiespeicherung und der Verbundschaltung sowie die noch offene Frage der Wirtschaftlichkeit.

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß bis zum Ende des Jahrhunderts von den in Abb. 4 aufgeführten Technologien nur

- Windenergiekonverter,
- Wärmepumpen und
- NT-Kollektoranlagen

einen Beitrag zur Energieversorgung unseres Landes erwarten lassen. Keine dieser Technologien stellt jedoch eine „Alternative“ im strengen Sinne des Wortes zu den derzeit eingesetzten Energieversorgungstechnologien dar. Ihr Einsatz kann aber zu Einsparungen an fossilen Energieträgern und damit zu einer Entlastung der importbestimmten Energiebilanz der Bundesrepublik Deutschland führen.

4. Technik und Wirtschaftlichkeit ausgewählter Nutzungsmöglichkeiten regenerativer Energieströme

4.1 Windenergiekonverter (WEK)

Die Anstrengungen, die Energie des Windes zu nutzen, sind so alt wie die Menschheit selbst. Während in früheren Zeiten das Ziel der Fortbewegung (Segelschiffe usw.) und des Ersatzes menschlicher und tierischer Arbeitskraft (Wasserpumpen, Mahlstein-Antriebe usw.) im Vordergrund standen, konzentrieren sich heutige Vorhaben in industrialisierten Ländern auf die Wandlung in elektrische Energie.

Die physikalischen Gegebenheiten freifahrender Windturbinen sind erstmals von BETZ (1923), später von GLAUBERT (1926) beschrieben worden. Der theoretisch maximale – von BETZ „Leistungsbeiwert“ genannte – Nutzungsgrad bei drall- und reibungsfreier Energieumsetzung liegt bei 59,26 %. Die während der Energieumwandlung auftretenden Verluste – bedingt durch endliche Blattzahl, Drall und Reibung – drücken diesen Wert auf etwa 46-50 %^[1].

Wird eine solche Anlage mit konstanter Drehzahl gefahren – das heißt mit konstanter Netzfrequenz des Generators – so bedingen die auftretenden Anpassungsverluste sowie die in Getriebe, Lagerung, Generator usw. entstehenden Einbußen im Mittel über alle Betriebszustände eine maximale Energienutzung von höchstens 28 % bis 32 %.

Nur zwei Typen von Windturbinen erscheinen heute für einen wirtschaftlichen Energieertrag aus dem Wind geeignet: einerseits die sehr genau untersuchten und in vielen Exemplaren erprobten Horizontalachsen-Maschinen, andererseits die erst seit jüngster Zeit in Versuchserprobung stehenden Vertikalachsen-Maschinen nach dem Darrieus-Prinzip. Bei den Darrieus-Anlagen sind noch eine Reihe technischer Probleme zu lösen, wobei das des Anlaufens der Maschine im Vordergrund steht.

Die technische Entwicklung der Windturbinen hat zu den aus vielen Gründen optimalen Horizontalachsen-WEK mit einfachem Rotor und zwei bis drei Rotorblättern geführt (Abbildung 5). Andere Lösungen, auch gegenläufige Doppelrotor-Anlagen, sind aus technischen wie aus wirtschaftlichen Überlegungen ungünstiger. Die Energieertragsberechnungen zur Beurteilung der technisch möglichen Windenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland wurden auf den an der 100-kW-Anlage Stötten 1959 bis 1968 simultan gemessenen Zusammenhängen zwischen Kurzzeit-Mittelwerten von Windgeschwindigkeit und Leistung aufgebaut. Diese Anlage ist in Abbildung 5 links dargestellt.

Der rechte Teil der Abbildung zeigt den Prototyp einer leistungsmäßig gleich großen Anlage, den die NASA im September 1975 in den USA in Betrieb nahm^[5]. In der Bundesrepublik Deutschland wurde Ende 1976 ein Projekt zur Entwicklung, Herstellung und Erprobung einer 200 kW-Prototypanlage in Angriff genommen, die Vorarbeiten zur Erstellung noch größerer Leistungseinheiten haben mit der Ausarbeitung baureifer Unterlagen für GROWIAN (Große Windenergieanlage) 1977 begonnen. GROWIAN wird aller Voraussicht nach Rotorflügel von 50 m Länge aufweisen, die sich um eine Nabe in einer Höhe von 100 m über Grund drehen werden. Anfang 1979 wurde der Bau einer Prototypanlage beschlossen, der Bau wird noch in diesem Jahr in der Nähe von Brunsbüttel beginnen^[6].

Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm zur Nutzung der Windenergie sieht neben einer alternativen Entwicklung eines WEK der MW-Leistungsklasse (GROWIAN-2) auch Vorhaben im Bereich von Kleinwindkraftwerken und Vertikalachsenrotoren vor^[7]. Ein nennenswerter Einfluß auf unsere Energiebilanz ist jedoch nur zu erreichen, wenn die Prototypen der MW-

Klasse ein Betriebsverhalten aufweisen, das ihren Einsatz in einem Verbundnetz wirtschaftlich durchführbar erscheinen läßt. Positive Erfahrungen dieser Art mit Einzelanlagen könnten frühestens Anfang der achtziger Jahre zum Bau eines Verbundkraftwerkes führen. Würde danach mit der Serienfertigung von WEK dieser Größe begonnen, die sich bis zum Jahre 2000 auf 100 Anlagen/a steigern könnte, stünden zu diesem Zeitpunkt annähernd 1800 Anlagen zur Verfügung. Diese WEK würden 9 TWh Elektrizität pro Jahr bereitstellen (5 GWh/a · Anlage), also etwa 3 Mio t SKE/a Primärenergieträger einsparen. Bei einem angenommenen Verbrauch von 600 Mio t SKE/a wären dies 0,5 % des Primärenergieträgereinsatzes.

Dieser Beitrag wird auch von der Bundesregierung als Maximalwert der Windenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland im Jahre 2000 angesehen^[8]. Dabei ist vorausgesetzt, daß das laufende Forschungsprogramm zur Windenergienutzung erfolgreich durchgeführt wird^[9].

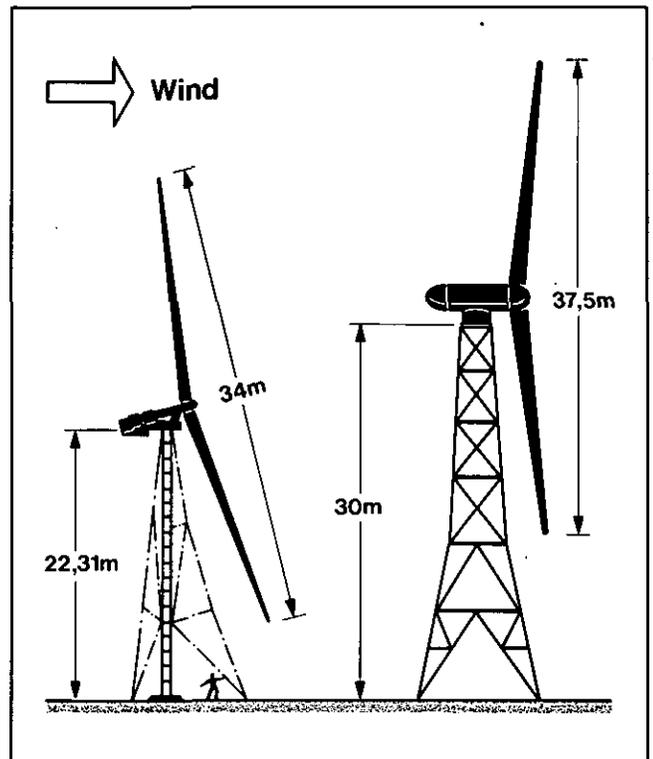


Abb. 5: Moderne Windenergiekonverter

4.2 Niedertemperatur-Kollektoranlagen

Die natürlichen Vorgänge, die zu einer Speicherung der solaren Strahlung in Form von Wärme führen, können auch mit Hilfe künstlich erstellter Vorrichtungen genutzt werden. Derartige thermische Sonnenkollektoren bestehen aus Absorbern, die die Sonnenstrahlung in besonders hohem Maße in Wärme umwandeln und diese an ein flüssiges oder gasförmiges Transportmedium abgeben. Je nach Intensität der auf den Absorber auftreffenden Strahlung und Abfuhrgeschwindigkeit der Wärme durch das Transportmedium können dabei Temperaturen bis zu mehreren tausend Grad auftreten. Nach dem Temperaturniveau des Arbeitsmediums unterscheidet man Niedertemperatur (NT)- (Temperatur kleiner als 200 °C) und Hochtemperatur (HT)-Kollektoren (Temperaturen größer als 200 °C).

HT-Kollektoren sind aus den in Kapitel 3 bereits genannten Gründen in der Bundesrepublik Deutschland nicht einsetzbar. Hier könnten jedoch die NT-Systeme zum Einsatz kommen. NT-Kollektoren werden im allgemeinen als Flachkollektoren

ausgeführt und in dezentralen Systemen zur Bereitstellung von Heizungs- und Brauchwasserwärme sowie für Kühlzwecke verwendet. Ihre Bauausführung variiert in weiten Grenzen und beeinflusst den Wirkungsgrad erheblich. Die Nutzwärme des NT-Kollektors wird daneben von meteorologischen Einflüssen und der Art der Kollektorverwendung bestimmt. Während sorgfältig ausgelegte Kollektoren Wirkungsgrade von mehr als 70 % erreichen können, fällt der Systemwirkungsgrad als mittlerer Jahreswirkungsgrad etwa beim Einsatz zu Heizungszwecken in der Bundesrepublik Deutschland leicht weit unter 10 %, wenn die Systeme nicht sorgfältig optimiert werden^[10]. Obwohl die Theorie der NT-Kollektoren hinreichend gut bekannt ist, lassen sich heute Abschätzungen über ein zu erwartendes Substitutionspotential dieser Technologie schwer machen, da dazu die Kenntnis von bislang nicht bzw. nur spärlich bekannten meteorologischen Daten (Gesamtstrahlung, diffuse Strahlung, Windgeschwindigkeit usw.), von Systemkenngrößen (Aufbau, Zusatz-Energiequelle, Wärmebedarfsfunktion usw.) und von Umweltparametern (Lage, Dachneigung, Bodenreflexion usw.) erforderlich wäre.

Obwohl heute allein in der Bundesrepublik Deutschland mehr als 100 Unternehmen NT-Solaranlagen auslegen, bauen und vertreiben^[11], muß festgestellt werden, daß keine der z.Zt. angebotenen Anlagen zur Schwimmbaderwärmung, Brauchwasserbereitstellung oder Heizung nach strengen betriebswirtschaftlichen Maßstäben mit den herkömmlichen Wärmebereitstellungsanlagen konkurrieren kann. Die Kollektorpreise schwanken zwischen 120,- DM/m² und 910,- DM/m² (Mittelwert für Heizungszwecke: 375,- DM/m²) bei einer durchschnittlichen (vom Hersteller genannten) Lebensdauer von ca. 19 Jahren^[12]. Als Käufer derartiger unwirtschaftlicher Anlagen kommen nur Meinungsführer (z.B. öffentliche Hand) und risikofreudige Bevölkerungsgruppen in Betracht. Bei fortschreitender Wirtschaftlichkeit von NT-Solaranlagen (durch deren Serienfertigung und Kostensteigerung konkurrierender Alternativsysteme, z.B. Ölheizungen) könnten diese Käufer die in

Reihenfolge	Einsatzgebiet	Bestand 1977	Jährl. Zugang (+) bzw. Abgang (-)
1	Private Schwimmbäder	235.000	+ 20.000
2	1- und 2-Familienhäuser, Neubau (Brauchwasser und Heizung)	-	+ 160.000
3	1- und 2-Familienhäuser, Altbau (Brauchwasser)	7.000.000	- 55.000
4	Öffentliche Freibäder	4.100	ca. 50
5	Öffentliche und kommerzielle Hallenbäder und Freizeiteinrichtungen	ca. 3.100	ca. 150
6	Gewächshäuser und Landwirtschaftliche Betriebe	?	?
7	Mehrgeschossige Wohnanlagen (nur Brauchwasser)	1.700.000	17.000
8	Büro- und Verwaltungsgebäude	ca. 84.000	+ 2.000
9	Industriebetriebe (NT-Prozeßwärme)	?	?

Tab. 1: Märkte für solare NT-Solaranlagen^[13,14]

Tab. 1 aufgeführten Märkte in der dort angegebenen Reihenfolge Schwimmbaderwärmung – Warmwasserbereitung – Heizung – Prozeßwärme erschließen.

Trotz des im vorangegangenen Kapitel aufgezeigten recht hohen technischen Potentials der NT-Kollektoranlagen bleiben

solche Systeme zumindest im betrachteten Zeitraum voraussichtlich ohne nennenswerten Einfluß auf die Energiebilanz der Bundesrepublik Deutschland. Dies liegt insbesondere an der ungünstigen jahreszeitlichen Verteilung der solaren Strahlungsenergie in unserem Lande. Detaillierte Untersuchungen^[15] haben zwar gezeigt, daß ein Einsatz von NT-Solaranlagen zur Brauchwasserbereitung im Sommer technisch möglich und nahezu wirtschaftlich ist, bereits die Jahresbereitstellung von Brauchwasserwärme, mehr noch jedoch von Heizwärme stößt auf das Problem der Energiespeicherung, das nach dem derzeitigen Stand der Kenntnisse wirtschaftlich unüberwindbar ist^[16].

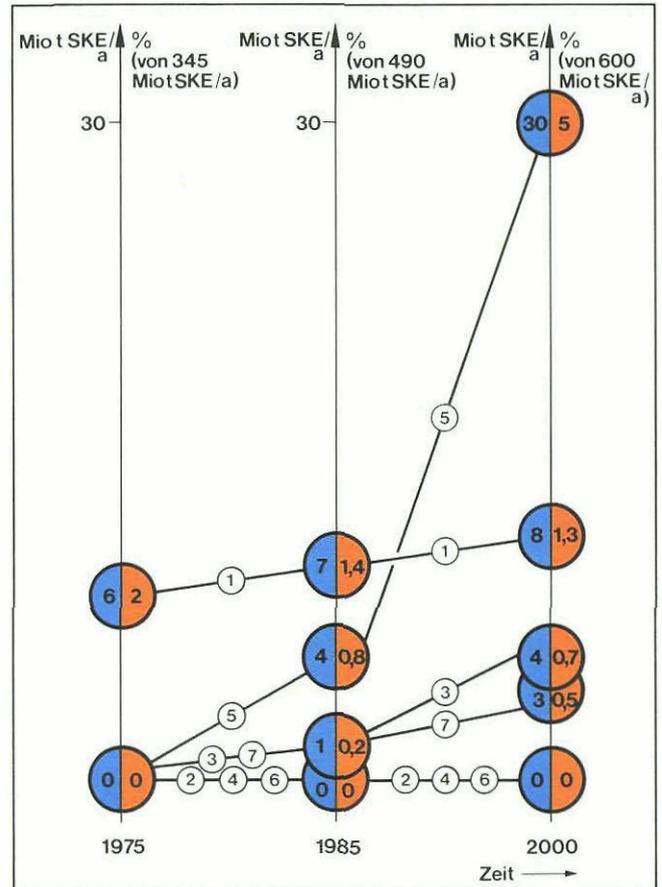


Abb. 6: Unter günstigsten Voraussetzungen erreichbare Substitutionspotentiale regenerativer Energieströme (Stand 1977)

- 1 Laufwasserkraftwerke, Stromerzeugung
- 2 Geothermische Kraftwerke, Stromerzeugung
- 3 NT-Kollektor-Anlagen, Brauchwassererwärmung, Hausheizung, Prozeßwärme
- 4 Solarzellen-Anlagen, Dezentraler Einsatz zur Stromerzeugung
- 5 Wärmepumpen-Anlagen, Brauchwassererwärmung, Hausheizung, Prozeßwärme
- 6 Geothermische Heizwerke, Wärmebereitstellung
- 7 WEK-Systeme, Zentraler Einsatz zur Stromerzeugung

Die in Abbildung 6 dargestellten vermutlich erreichbaren Ölsparungen durch den Einsatz von NT-Kollektoranlagen basieren auf einer sektoralen Analyse des Nutzwärmebedarfs^[17]. Die genauere Untersuchung^[18] zeigt, daß auch im Falle einer günstigsten Ausbaustrategie von NT-Kollektoranlagen im Jahre 2000 nur etwa 4 Mio t SKE an Primärenergie eingespart werden können, was nicht ganz einem Prozent des voraus-

sichtlichen Primärenergiebedarfs entspricht. Die dann installierten Kollektoren reichen von einfachsten offenen Systemen bis zu technisch ausgefeilten hocheffizienten Sammlern, ihre Wirkungsgrade liegen entsprechend zwischen 10 % und 70 %. Die zur Bereitstellung dieses Potentials erforderliche Kollektorfläche beträgt etwa 100 Millionen Quadratmeter, der zu ihrer Installation erforderliche Finanzbedarf zwischen 10 und 30 Milliarden DM.

Es soll nachdrücklich darauf hingewiesen werden, daß zur Erreichung dieser Werte noch erhebliche Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen erforderlich sind und sich außerdem die Wettbewerbssituation – etwa durch steigende Brennstoffpreise – in der Zukunft eindeutig in Richtung auf NT-Solaranlagen verschieben muß. Der für manchen Solarkollektor-Enthusiasten vielleicht gering erscheinende Beitrag von 1 % zur Primärenergiebereitstellung des Jahres 2000 darf jedoch nicht dazu führen, die Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen auf diesem Gebiet nun wieder einschlafen zu lassen. Der von der Bundesregierung aufgezeigte Weg zur Nutzung der Solarenergie^[10] muß vielmehr konsequent weiterverfolgt werden, einerseits um in fernerer Zukunft größere Einsatzmöglichkeiten im eigenen Lande zu gewährleisten, andererseits, um Exportmöglichkeiten zu schaffen, die auf dem Umweg über die Handelsbilanz zumindest finanzielle Entlastungen der Energiebilanz mit sich bringen.

4.3 Wärmepumpen

Der größte Teil solarer Strahlungsenergie wird in der Atmosphäre und den festen und flüssigen Bestandteilen der Erdoberfläche in Form von Wärme gespeichert. Etwa 20 % der gesamten eingestrahlt Energie wird allein in den tropischen Weltmeeren in Wärme umgewandelt.

Die in Abbildung 3 gezeigte Nutzung dieser Energiequelle mit Hilfe von Meereswärmekraftwerken kommt in unserem Lande allerdings nicht in Betracht. Hier ergibt sich jedoch eine vielversprechende Nutzungsmöglichkeit mit Hilfe von Wärmepumpen. Derartige Anlagen können die in den Wärmequellen Luft, Wasser oder Erdreich auf niedrigem Temperaturniveau gespeicherte Wärme auf ein höheres Temperaturniveau anheben und damit für Heizungs- und Warmwasserbereitungszwecke nutzbar machen. Im Gegensatz zu allen bisher angesprochenen Nutzungsmöglichkeiten ist dabei jedoch der Einsatz von hochwertiger Energie in Form von mechanischer Energie oder Hochtemperaturwärme erforderlich.

Abbildung 7 zeigt das heute am häufigsten eingesetzte Wärmepumpenverfahren: die Kaldampf-Wärmepumpe. Andere Verfahren wie die Brudenverdichter und Dampfstrahlverdichter können nicht im Hausbereich, aber im Gewerbe und vor allem in der Industrie Verwendung finden und sind dort auch in erheblichen Stückzahlen bereits in Betrieb. Für die Industrie sowie für die Hausheizung stehen darüber hinaus Absorptionsverfahren zur Verfügung, wobei an dieser Stelle angemerkt werden muß, daß die Absorptionswärmepumpe noch entwicklungsbedürftig ist, wohingegen die Kaldampfwärmepumpe einen hohen technischen Stand bereits erreicht hat^[19,20,21,22].

Bei Wärmepumpen für die Hausbeheizung kommen in der Regel nur natürliche Wärmequellen in Frage. Wegen der universellen Verfügbarkeit kommt der Außenluft als Wärmequelle große Bedeutung zu, wengleich die allgemeine Anwendung sehr stark durch den inkohärenten Verlauf von Wärmeangebot und Wärmebedarf (Angebot im Sommer, Bedarf im Winter) gestört wird. Aus systemtechnischen und kostenwirtschaftlichen Überlegungen kommen derzeit zwei Betriebssysteme zum Einsatz:

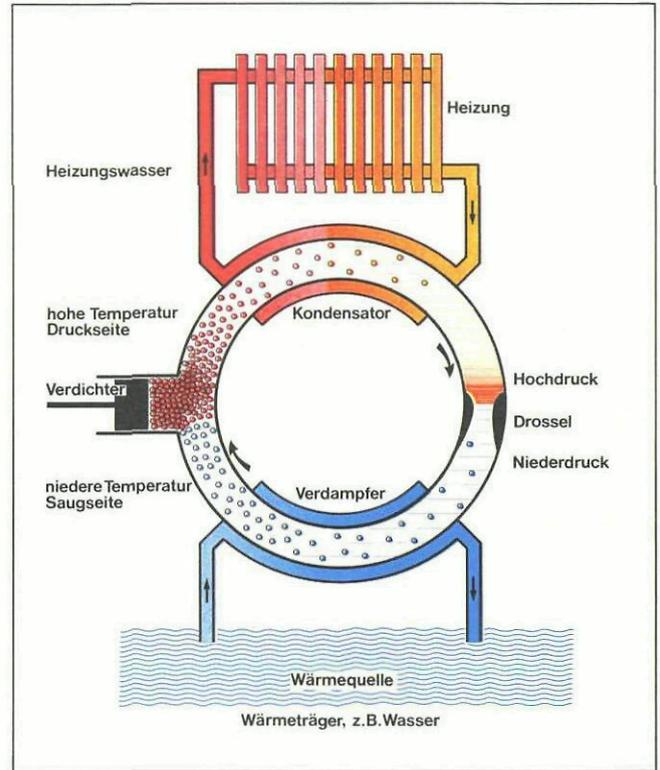


Abb. 7: Prinzipskizze einer Wärmepumpe

Heizungssystem	Charakterist. Kennzahl	Primärenergie-Nutzungsgrad
Elektrische Widerstandsheizg.*	$\eta = 1,0$	$\eta_p = 0,32$
Öl- oder Gasheizung	$\eta = 0,6-0,8$	$\eta_p = 0,6-0,8$
Elektrische Wärmepumpe *	$\epsilon = 3,0$	$\eta_p = 0,96$
Öl- oder gasbetr. Wärmepumpe	$\epsilon = 3,0$	$\eta_p = 1,5$
Absorptionswärmepumpe (direkt befeuert)	$\xi = 1,4-1,6$	$\eta_p = 1,4-1,6$
Absorptionswärmepumpe (mit Abwärme beheizt)	$\xi = 1,4-1,6$	$\eta_p = 1,6-1,8$

* Kraftwerkswirkungsgrad von 32 %

Tab. 2: Primärenergienutzungsgrad verschiedener Heizsysteme

- η = Wirkungsgrad, das Verhältnis der abgegebenen zur aufgenommenen Energie
- ϵ = Leistungszahl, das Verhältnis der abgegebenen Wärme zur zugeführten mechanischen Arbeit
- ξ = Heizzahl, das Verhältnis der abgegebenen Wärme zur insgesamt zugeführten Wärme
- η_p = Primärenergie-Nutzungsgrad, das Verhältnis der abgegebenen Wärme zur eingesetzten Primärenergie

1. Das „bivalente“ System, bei dem die Wärmepumpe mit einer Zusatzheizung gekoppelt wird, wobei die Zusatzheizung bei Unterschreiten bestimmter Temperaturen den alleinigen oder den Parallelbetrieb mit der Wärmepumpe übernimmt.

2. Das „monovalente“ System, bei dem die Wärmepumpe ohne eine Zusatzheizung das Gebäude versorgt, wobei sich hier vor allem Erdreich, Grund- und Brunnenwasser sowie vereinzelt Flußwasser als Wärmequelle besonders hervorgetan haben.

Die Mehrzahl der heute installierten Wärmepumpen hat einen elektromotorischen Antrieb; neuere Entwicklungen gehen jedoch in Richtung von gasmotorisch bzw. dieselmotorisch betriebenen Wärmepumpen, die vor allem selbst bei Außenluft als Wärmequelle noch befriedigende Ergebnisse am kältesten Tag aufweisen können. Ein großer Nachteil dieser Maschinenantriebe sind Kosten, Standzeit und Wartung, dafür ist der „energetische Gewinn“ erheblich höher. Eine Zusammenstellung der heute üblichen bzw. in Zukunft denkbaren Heizverfahren zeigt Tabelle 2, wo – ausgehend von der Heizungsart – die charakteristischen Kennzahlen angegeben und der sogenannte Primärenergienutzungsgrad abgeleitet ist. Dieser Primärenergienutzungsgrad liegt bei fossil betriebenen Wärmepumpen deutlich höher, da keine Kraftwerkswirkungsgrade berücksichtigt werden müssen.

lation eine Kesselanlage mit Brennstoffspeicher, ein Kamin und eine relativ aufwendige Regelung erforderlich sind. Dies sieht bei Gebäuden, wo eine Kesselanlage bereits installiert ist, natürlich ganz anders aus, hier kann durch den nachträglichen und zusätzlichen Einbau einer Wärmepumpe ein investitions-günstiger und auch energetisch sinnvoller Wärmepumpenbetrieb in bivalenter Art vorgesehen werden, wobei die bereits vorhandene Kesselanlage die Spitzenlastdeckung übernehmen kann. In größeren Gebäuden wie Mehrfamilienhäusern, Büro- und Verwaltungsgebäuden sowie Fabriken und künftig auch in Siedlungen, Stadtteilen und Neubaugebieten können fossil-betriebene Wärmepumpen wirtschaftlich eingesetzt werden, da einerseits eine gewisse Mindestgröße der Anlage notwendig ist und Wartung bzw. Betrieb, die aufwendiger als bei elektromotorisch-betriebenen Wärmepumpen sind, von geschultem bzw. angelerntem Personal übernommen werden kann^[23].

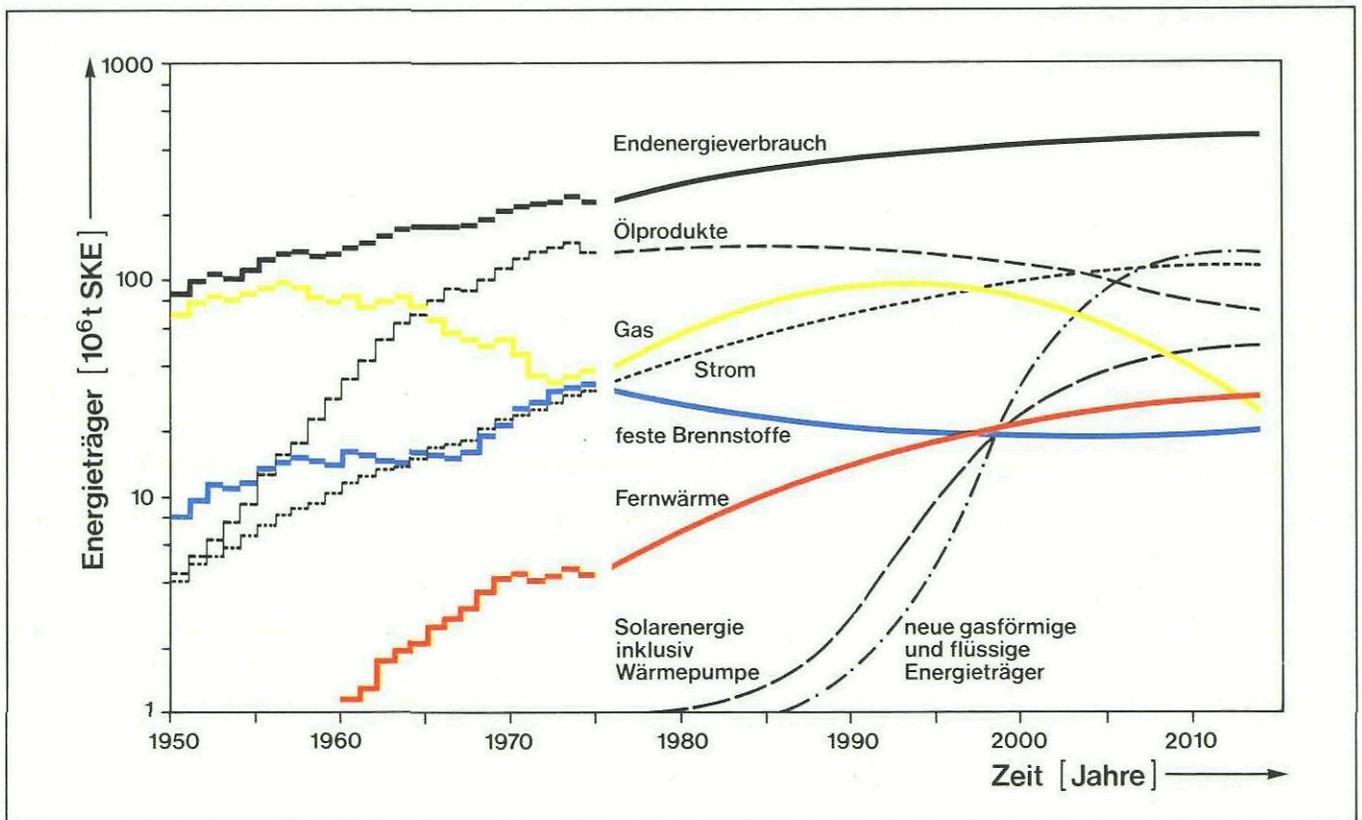


Abb. 8: Mögliche Entwicklung der Deckung des Sekundärenergiebedarfs in der Bundesrepublik Deutschland

Zur Rechtfertigung der elektrisch betriebenen Wärmepumpe ist allerdings zu sagen, daß ein großer Teil des Stromes aus Energieträgern wie Ballastkohle, Braunkohle oder Kernenergie hergestellt wird, die nur über die Verstromung genutzt werden können. Anders müssen die Überlegungen natürlich bei öl- bzw. gasgefeuerten Kraftwerken aussehen, da die Abwärme des Kraftwerks verloren geht, wohingegen diese bei Verbrennung von Öl oder Gas in Antrieben für den Betrieb von Wärmepumpen auch genutzt wird.

Im Hinblick auf Alter, Isolationswerte und bereits vorhandene Ausstattung der Gebäude werden die Verfahren (elektro- oder gasmotorisch bzw. mono- bzw. bivalent) unterschiedliche Resonanz finden können. Es ist kostenseitig kaum vertretbar, in einem zu errichtenden Neubau eine bivalente Wärmepumpe einzusetzen, da neben der aufwendigen Wärmepumpeninstal-

5. Zusammenfassung

Zur Deckung ihres mit Sicherheit auch noch bis zum Ende dieses Jahrhunderts anwachsenden Energiebedarfs stehen der Menschheit neben den bislang überwiegend genutzten fossilen und den nuklearen Primärenergieträgern regenerative Energieströme zur Verfügung. Von der Fülle möglicher Nutzungstechniken dieser Quellen sind in der Bundesrepublik Deutschland jedoch nur wenige einsetzbar: geothermische Heiz- und Kraftwerke, Laufwasserkraftwerke, Solarzellen, Windenergiekonverter (WEK), Wärmepumpen und Nieder-temperatur-(NT)-Kollektoranlagen.

Eine Abschätzung der Einsatzmöglichkeiten unter Beachtung technischer, ökonomischer und ökologischer Randbedingungen zeigt, daß bis zum Ende des Jahrhunderts nur Laufwas-

serkraftwerke, Wärmepumpenanlagen, NT-Kollektoranlagen und Windenergiekonverter einen nennenswerten Einfluß auf die Energiebilanz unseres Landes erreichen können. Der Beitrag an Primärenergie wird jedoch aller Voraussicht nach unter 10 % liegen, wobei der überwiegende Teil von Laufwasserkraftwerken und Wärmepumpen bereitgestellt wird. Abbildung 8 zeigt den unter optimistischen Annahmen erreichbaren Substitutionseffekt noch einmal auf der Seite der Sekundärenergieträger^[24]. Es wird ersichtlich, daß die „neuen“ Energietechnologien Wärmepumpe, WEK und NT-Kollektor im Jahre 2000 maximal 25 Mio t SKE an Endenergie bereitstellen könnten. Soll dieses Ziel tatsächlich erreicht werden, ist bei allen drei Technologien noch ein erheblicher Aufwand an Forschung und Entwicklung erforderlich.

Literatur

- [1] Programmgruppe Angewandte Systemanalyse der Arbeitsgemeinschaft der Großforschungseinrichtungen im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung und Technologie: Energiequellen für morgen? Nichtfossile und Nichtnukleare Primärenergiequellen. Programmstudie in 7 Bänden. Umschau Verlag, Frankfurt/M., 1976
- [2] AUER, P.L.: Unconventional Energy Resources. Beitrag zur Weltenergiekonferenz, Istanbul, Sept. 1977. Electric Power Research Institute, Palo Alto, California, August 1977
- [3] NIEKISCH, E.A.: Solarzellen: Stand der Entwicklung, Entwicklungstendenzen, Anwendungsmöglichkeiten. Brennstoff-Wärme-Kraft. Bd. 30 (1978) Nr. 9, S. 353-362
- [4] Projektleitung Energieforschung im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung und Technologie: Jahresbericht 1977 über rationelle Energieverwendung. Fossile Primärenergieträger, Neue Energiequellen. Bonn/Jülich 1978
- [5] THOMAS, R.L.: Large Experimental Wind Turbines. Where we are now. Lewis Research Center. NASA-E 8674, Cleveland, Ohio 1977
- [6] MELISS, M.: Regenerative Energiequellen. Brennstoff-Wärme-Kraft. Bd. 31 (1979) Nr. 4, S. 147-150
- [7] Projektleitung Energieforschung im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung und Technologie: Seminar und Statusreport Windenergie. Jülich 23./24.10.1978. Bonn/Jülich 1978
- [8] ZIEGLER, A., BMFT: Pressekonferenz zur DGS-Tagung „Energie vom Wind“. Bremen, 7.-8. Juni 1977. Deutsche Gesellschaft für Sonnenenergie e.V., München 1977
- [9] Programm Technologien zur Nutzung der Sonnenenergie 1977-1980. Bonn, Bundesminister für Forschung und Technologie, Sept. 1977
- [10] MELISS, M.: Möglichkeiten und Grenzen der Sonnenenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland mit Hilfe von Niedertemperaturkollektoren. Kernforschungsanlage Jülich, Jül-Spez-25, 1979
- [11] Beratungsbüro für Solartechnologie: Soladata Verzeichnis 78, 1. Aufl. Okt. 1978, Vechta 1978
- [12] Vergleichstabelle Flachkollektoren. Clima commerce international (cci), 11. Jahrgang, Nr. 9, 9.9.1977, S. 30-39
- [13] Bundesverband Schwimmbad-Industrie e.V.: Persönliche Mitteilung, 24.1.1977
- [14] ANTE, B.: Sonnenenergienutzung 1977: Stand, Erfahrungen und Aussichten. 3. DGS-Tagung, Deutsche Gesellschaft für Sonnenenergie e.V., München, 3./4. März 1977
- [15] BRUNO, R.: Analysis and Optimization of Solar Hot Water Systems. Philips Publikation Nr. 15/1977. Philips Forschungslabor, Aachen, 1977
- [16] DIETRICH, G.: Sonnenenergie als Beitrag zum Energiehaushalt – Probleme der Speicherung. Vortragsveranstaltung der ASE, Deubau, Essen, 4.2.1977. Arbeitsgemeinschaft Solarenergie e.V., Essen 1977
- [17] REENTS, H.: Die Entwicklung des sektoralen End- und Nutzenergiebedarfs in der Bundesrepublik Deutschland. Kernforschungsanlage Jülich, Jül-1452, 1977
- [18] MELISS, M.: Influence of LT-Solar-Heat-Application on the Energy Demand of the FRG. Australien – German Workshop on Solar Energy Systems Design. Düsseldorf, 30.11-1.12.1978
- [19] Wärmepumpen – Tagungsband der Wärmepumpentagung in Essen. Vulkan Verlag, Essen 1978
- [20] CUBE, H.-L. von, STEIMLE, F.: Wärmepumpen. VDI-Verlag, Düsseldorf 1978
- [21] Jahrbuch der Wärmerückgewinnung, 3. Ausgabe 1977/78. Vulkan-Verlag, Essen 1977

[22] PAUL, J.: Wärmequellen für Wärmepumpen – dargestellt in einer Matrix. Elektrowärme international. Bd. 35 (1977) A1, S. A40-A41

[23] PAUL, J., SAUER, E.: Großwärmepumpen zur regionalen Versorgung. Vortrag auf der Tagung „Nichtkonventionelle, nichtnukleare Energieträger“ im Haus der Technik, Essen, 22.2.1977

[24] BOHN, TH.: Systemforschung und Entwicklung der Energiewirtschaft. Vortrag in der Kernforschungsanlage Jülich, 18.3.1977

Kontrollierte Kernfusion – eine Alternative der künftigen langfristigen Energieversorgung

Janos Darvas*, Gerhard Fuchs, Herbert Kever, Gerd H. Wolf

Institut für Plasmaphysik der Kernforschungsanlage Jülich GmbH
*Kommission der Europäischen Gemeinschaften
DG XII – Programm Fusion, Brüssel

1. Einleitung

Die kontrollierte Kernfusion soll die bei der Verschmelzung leichter Atomkerne freiwerdende Energie technisch unmittelbar nutzbar machen. Kernverschmelzungsprozesse sind die Energiequellen der meisten Sterne und der Sonne und damit auch Grundlage für die Entstehung der organischen/fossilen Brennstoffe.

Ähnlich wie bei der Kernspaltung beruht die Freisetzung von Kernenergie in den Fusionsprozessen auf der Abnahme der Bindungsenergie der Kernbestandteile bei der Entstehung von Kernen mit Massen, die in der Mitte der Massenzahlskala liegen. Zerfällt ein schwerer Kern bei der Kernspaltung in zwei leichte Kerne, so liegt in den neuen Kernen ein energetisch tieferer Bindungszustand vor, und ein entsprechender Energiebetrag wird während der Spaltung frei. Analog geht bei der Vereinigung zweier leichter Kerne die Kernmaterie in einen niedrigeren Energiezustand über, und auch hier resultiert die Differenz der Bindungsenergien in einer Freisetzung von Strahlungsenergie und von Bewegungsenergie der Reaktionspartner.

Von den zahlreichen Kernverschmelzungsreaktionen^{1,2)} sind in der folgenden Tabelle (Tab. 1) nur die für eine mögliche technische Nutzung der Fusionsenergie wichtigsten Prozesse zusammengestellt, nämlich die Verschmelzungsprozesse der Isotope des Wasserstoffs – Deuterium (D) und Tritium (T) – zusammen mit der dabei freiwerdenden Energie. Die Isotope des Wasserstoffs unterscheiden sich in der unterschiedlichen Zahl von Neutronen im Kern (Deuterium 1, Tritium 2). Das radioaktive Wasserstoffisotop Tritium kommt in der Natur nicht vor; es kann jedoch mittels der in den unteren beiden Zeilen angegebenen Reaktionsprozesse aus Lithium erbrütet werden. Die dazu benötigten Neutronen liefern die Fusionsreaktionen selbst, so daß in einem zukünftigen Fusionsreaktor der Brennstoff Tritium in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf benutzt werden wird.

Das Deuterium hingegen ist als Bestandteil des schweren Wassers (D₂O) mit 0,015 % Gewichtsanteilen in natürlichem Wasser enthalten und bildet daher, wenn wir die hohe Energiefreisetzung bei Fusionsreaktionen berücksichtigen, einen der größten Energievorräte, welcher der Menschheit zur Verfügung steht. Der zweite Brennstoffpartner, nämlich Lithium, ist ebenfalls in großen Mengen vorhanden. Genaue Angaben über die tatsächlichen Lithium-Reserven sind derzeit zwar nicht möglich, da dieses leichte Metall bislang nur geringfügig Verwendung findet und deshalb so gut wie gar nicht prospektiert worden ist; es gibt jedoch aus mehreren unabhängigen Quellen Schätzwerte für die Lithium-Vorräte zu Land, die zwi-

1.	D	+ D	→ He ³	+	n	+	3,25 MeV
2.	D	+ D	→ T	+	p	+	4,0 MeV
3.	T	+ D	→ He ⁴	+	n	+	17,3 MeV
4.	He ³	+ D	→ He ⁴	+	p	+	18,3 MeV
5.	Li ⁶	+ n	→ He ⁴	+	T	+	4,6 MeV
6.	Li ⁷	+ n	→ He ⁴	+	T	+	n – 2,5 MeV

Tab. 1:
Für die Fusion wichtige Kernreaktionen

schen 100 und 150 Milliarden Tonnen schwanken, und das Wasser der Weltmeere enthält zusätzlich etwa die tausendfache Menge. Der Verbrauch an Primärbrennstoffen der Kernfusion, Deuterium und Lithium berechnet sich für ein Kraftwerk mit 5000 MW thermischer Leistung zu 130 kg Deuterium/Jahr und ca. 5000 kg Lithium/Jahr, wobei die genaue Lithiummenge noch von der gewählten Isotopenzusammensetzung und vom gewählten Brutkonzept abhängt.

Die Kernfusion gehört deshalb zu den wenigen Optionen für eine allen Kontinenten und Ländern gleichermaßen zugute kommende langfristige und ausreichende Energieversorgung. Diese Tatsache begründet die großen Anstrengungen, die weltweit von allen Industrienationen – in einigen nunmehr seit über 25 Jahren – gemacht werden, um schrittweise wissenschaftlich-technische Lösungen zu finden, die in ihrem Zusammenwirken eine praktische Nutzung dieser Energiequelle ermöglichen. Derzeit beläuft sich der finanzielle Aufwand für Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf schätzungsweise 3 Mrd. DM jährlich, und weitere Steigerungen sind vorgesehen. Daß trotz dieses Aufwandes an Zeit und Mitteln und den schon gemachten Fortschritten das endgültige Ziel erst im nächsten Jahrhundert erreichbar scheint, liegt an der Vielzahl schwieriger und neuartiger Aufgaben, die zur Verwirklichung der kontrollierten thermonuklearen Fusion noch gelöst werden müssen.

2. Bedingungen für die Freisetzung der Fusionsenergie

Ein wesentliches Problem auf dem Weg zur Kernfusion besteht in der Tatsache, daß die zu Fusionsreaktionen führenden sehr starken Bindungskräfte zwischen den Atomkernen nur über äußerst kurze Entfernungen wirksam werden, während bei größeren Abständen der Kerne die abstoßende Wirkung der elektrischen Ladungen überwiegt. Um diese elektrische Abstoßung zu überwinden, müssen die zu fusionierenden Kerne mit großer Geschwindigkeit aufeinander fliegen. Solche Ge-

schwindigkeiten treten – in statistischer Verteilung – in einem Ensemble von Reaktionspartnern auf, wenn sich dieses in einem Zustand extrem hoher Temperatur befindet. Infolgedessen kommen Fusionsprozesse in nennenswertem Maße nur bei solchen Temperaturen zustande, wie sie z.B. im Inneren der Sterne herrschen. Diese Temperaturen sind etwa zehntausendmal so hoch wie bei einer chemischen Verbrennung und liegen im günstigsten Falle, nämlich bei der D-T Reaktion, im Bereich von 100 Mio K¹⁾. Demgegenüber sind bei der D-D Reaktion die Anforderungen an Temperatur und Dichte nochmals zehn- bis hundertmal so groß; aus diesem Grund beschränken sich die gegenwärtigen Anstrengungen auf eine Beherrschung der D-T Reaktion. Bei diesen hohen Temperaturen ist das Deuterium-Tritium-Gemisch vollständig in seine elektrisch geladenen Komponenten, d.h. in Ionen und Elektronen, zerfallen. In diesem Zustand wird das Reaktionsgemisch Plasma genannt.

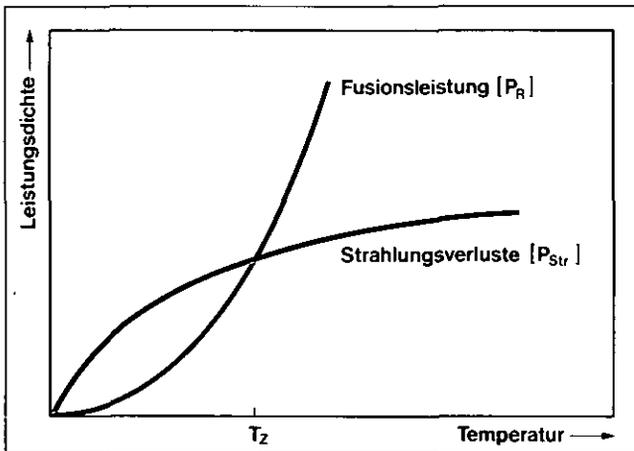


Abb. 1: Abhängigkeit der durch Fusionsprozesse erzeugten Leistungsdichte und der Strahlungsverluste von der Plasmatemperatur (schematisch). Die Schnittstelle der beiden Kurven gibt die ideale Zündtemperatur T_z , bei welcher keine zu sätzlichen Leistungsverluste aus dem Plasma angenommen sind. Die „reale“ Zündtemperatur ist je nach Wärmedämmung ($n\tau_e$) signifikant höher. Die jeweilige Arbeitstemperatur eines Reaktorplasmas wird von vielen Parametern abhängen, wie z.B. dem Verlauf der Wärmedämmung bei höheren Temperaturen, Drücken und Verunreinigungskonzentrationen sowie der einsetzenden Abnahme der Fusionsleistung im Bereich sehr hoher Temperaturen.

So ein Plasma ist u.a. eine Quelle starker elektromagnetischer Strahlung, die zu einer nennenswerten Abgabe von Leistung führt. Diese Verlustleistung muß zur Aufrechterhaltung der Plasmatemperatur auf geeignete Weise wieder zugeführt werden. Erfolgt diese Nachlieferung vollständig aus der Bewegungsenergie der geladenen Helium-Kerne (α -Teilchen), welche bei der Fusion als Reaktionsprodukt entstehen, so ergibt sich wegen der unterschiedlichen Temperaturabhängigkeit der Strahlungsverluste einerseits und der Häufigkeit der Fusionsprozesse andererseits ein unterer kritischer Wert der Plasmatemperatur, die sogenannte „Zündtemperatur“. Das heißt, ein thermonukleares Plasma kann grundsätzlich erst oberhalb dieser Zündtemperatur eine positive Leistungsbilanz aufweisen (Abb. 1). Die durch die reinen Strahlungsverluste bestimmte ideale Zündtemperatur T_z liegt für ein Deuterium-Tritium-Plasma (mit Mischungsverhältnis 1:1) bei ca. 4 keV, d.h. bei 50 Mio. Kelvin.

Diese untere Temperaturgrenze verschiebt sich jedoch nach oben, wenn durch Verunreinigungen, d.h. Beimengung von

Stoffen mit größerer Massen- und damit höherer Kernladungszahl die Strahlungsverluste ansteigen. Insbesondere treiben schwere Metalle selbst in kleinsten Konzentrationen die Strahlungsverluste stark in die Höhe und schließen oberhalb eines kritischen Wertes die Möglichkeit einer thermonuklearen Zündung (d.h. einer positiven Leistungsbilanz) vollständig aus. Solche Verunreinigungen können durch die Wechselwirkung des Plasmas mit den materiellen Wänden der Gefäße freigesetzt werden. Eine ausreichende Reinhaltung des Plasmas von Verunreinigungen erfordert für den Betrieb eines Reaktors besondere Vorkehrungen; das Verunreinigungsproblem stellt bereits in derzeitigen Experimentieranlagen eine der wesentlichen Schwierigkeiten dar¹³⁾.

Ein Fusionsplasma steht als gasförmige Materie unter hohem Druck und muß daher durch starke äußere Kräfte an seiner Ausdehnung oder am Abströmen gehindert werden. In den Sternen bewirkt die eigene Schwerkraft diesen Zusammenhalt des Reaktionsgemenges. Um die Fusion unter irdischen Bedingungen möglich zu machen, gibt es zwei Konzepte für den Plasmaeinschluß.

Die eine Möglichkeit ist, die Trägheitskraft zu benutzen, indem man ein kleines Brennstoffkugeln mit Laser- oder Teilchenstrahlen innerhalb einer extrem kurzen Zeit auf eine hohe Dichte komprimiert, aufheizt und zündet. Dichte, Temperatur und Zeitablauf sind dabei so zu bemessen, daß bereits genügend Energie erzeugt wird, bevor das Kugeln explosionsartig soweit auseinanderfliegt, daß die Reaktion erlischt. Der typische Zeitraum solcher Vorgänge ist eine Milliardstel Sekunde.

Die andere Möglichkeit ist, das reagierende Plasma, dessen Bestandteile elektrisch geladen sind, in Magnetfeldern einzuschließen und den Zustand des „Thermonuklearen Feuers“ wie eine brennende Flamme möglichst stationär aufrechtzuerhalten. Um nach diesem Konzept einen Reaktor zu entwickeln, sind für das Brennstoffgemisch drei Aufgaben zu lösen, die durch folgende Stichworte charakterisiert werden können:

1. stationärer oder quasi-stationärer Einschluß
2. Aufheizung bis zur Zündung
3. Wärmedämmung

Zum Verständnis von Punkt 3. sei darauf hingewiesen, daß neben den Strahlungsverlusten selbst bei einem magnetisch eingeschlossenen Plasma endlicher Abmessung zusätzliche Energieverluste auftreten, die bedingt sind durch die Diffusion der Plasmakomponenten und durch deren Wärmeleitung nach außen senkrecht zum Magnetfeld.

Die Verfahren zur Lösung der oben genannten Aufgaben sind teilweise miteinander verknüpft, und die verschiedenen eingeschlagenen Wege zur Erreichung der Ziele unterscheiden sich in der Art der Verknüpfung. Im folgenden sollen die anstehenden Probleme am Beispiel des magnetischen Einschusses verdeutlicht werden. Die auf dem Weg zu diesem Ziel bisher erfolgreichsten Apparaturen sind solche vom Typ Tokamak. Diese Geräte gaben 1969 in der Sowjetunion zum erstenmal erfolgversprechende Ergebnisse.

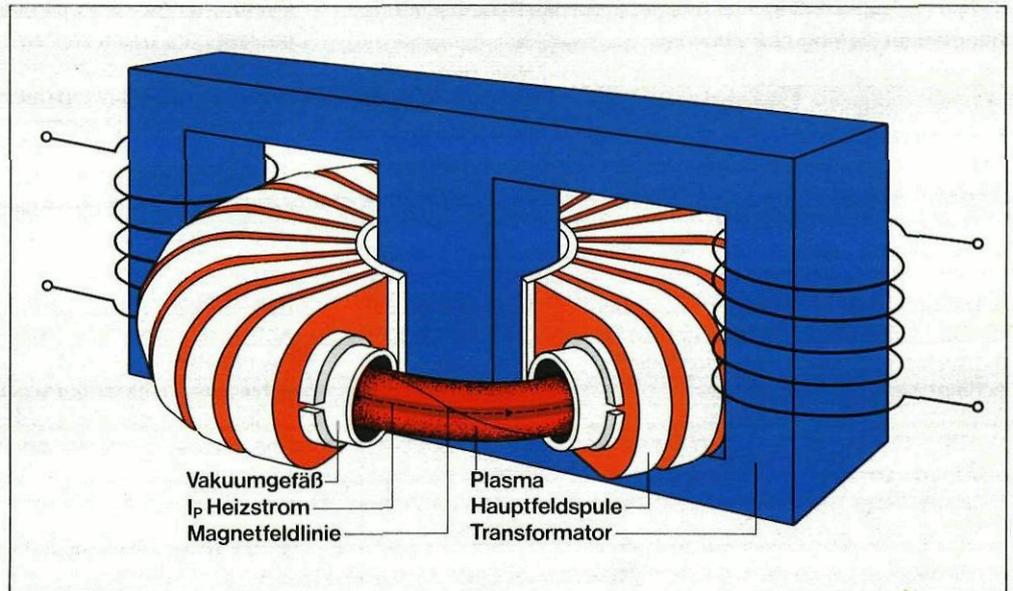
3. Der Tokamak

3.1 Plasmaeinschluß und Wärmedämmung

In Tokamaks wird das Plasma in Form eines Kreisrings (Torus) erzeugt und eingeschlossen. Dabei stellt der Plasmaschlauch die einwindige Sekundärwicklung eines Transformators dar, in welcher ein elektrischer Strom induziert wird (Abb. 2). Dieser Strom bewirkt eine gewisse Aufheizung des Plasmas. Die Plasma-Stromstärken in den derzeitigen Tokamaks betragen einige Hunderttausend Ampere (100 kA) bis zu 1 Million Ampere (MA); für Tokamak-Reaktoren sind einige 10 MA vorge-

¹⁾K = Kelvin, Einheit der Temperatur. 100 Mio K entsprechen etwa 100 Mio. Grad Celsius.

Abb. 2: Prinzipskizze einer Tokamakanordnung. Das einschließende Magnetfeld wird durch die Hauptfeld-Spule und durch den im Plasma induzierten Sekundärstrom I_p erzeugt.



sehen. Charakteristisch für die magnetische Einschließung im Tokamak ist ein starkes toroidales, d.h. längs des Plasmaringes gerichtetes Magnetfeld, das durch einen Satz rings um den Plasmatorus angeordneter Kreisspulen erzeugt wird. Die Magnetfeldstärke beträgt in den heutigen Geräten bis zu 10 Tesla¹⁾. Das toroidale Magnetfeld bewirkt zusammen mit dem vom Plasmastrom selbst erzeugten Magnetfeld den stabilen Einschluß des Plasmas und die bei den hohen Temperaturen des Fusionsplasmas erforderliche Wärmedämmung: die durch das Magnetfeld auf die Plasmateilchen ausgeübte Kraft bewirkt, daß radiale Bewegungen (in Richtung auf die Toruswand) vorzugsweise in dazu senkrechte Richtungen (in Torusrichtung) umgelenkt werden.

3.2 Heizung

Eine der Voraussetzungen für die thermonukleare Zündung, d.h. das Leistungsgleichgewicht zwischen α -Teilchen-Heizung und den Wärmeverlusten des Plasmas, ist die Aufheizung des Plasmas bis in den Bereich von etwa 100 Mio. K. Eins der bisher benutzten Heizverfahren liegt in der Wärmeentwicklung des schon erwähnten im Plasma induzierten Stroms (Ohm'sche Heizung). Dieser Strom erzeugt jedoch auch ein Magnetfeld, das aus Stabilitätsgründen einen bestimmten Wert nicht übersteigen darf. Deshalb ist der maximal zulässige Plasmastrom und damit die Ohm'sche Heizleistung begrenzt. Diese Begrenzung der Heizleistung wird verschärft durch die

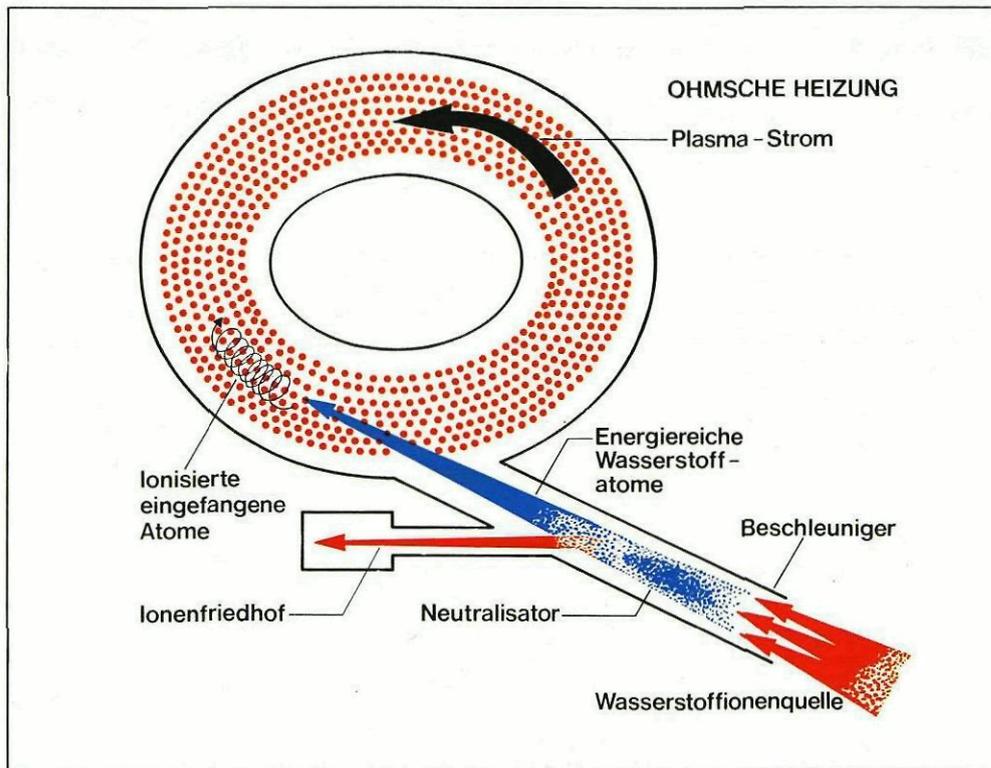


Abb. 3: Heizung eines Tokamak-Plasmas durch Einschub hochenergetischer Wasserstoffatome (nach^[4])

¹⁾ 1 Tesla = 10000 Gauß (Maßeinheit für die magnetische Feldstärke)

Tatsache, daß der elektrische Widerstand des Plasmas mit zunehmender Temperatur abnimmt.

Zum Erreichen der Zündtemperatur müssen deshalb zusätzliche Heizverfahren angewendet werden. Als wirksamste Methode dazu hat sich bisher die Heizung mittels hochenergetischer Neutralstrahlen^[5] durch leistungsstarke Neutralgasinjektoren herausgestellt. Das Prinzip ist in Abb. 3 erläutert. Die Anwendung dieser Methode hat im Princeton-Tokamak (PLT) im vergangenen Jahr bei einer Heizleistung von 2 MW²¹ zu dem spektakulären Resultat geführt, daß die Plasmatemperatur von ursprünglich ca. 12 Mio. Kelvin (bei Ohm'scher Heizung allein) auf 60 Mio. K erhöht werden konnte (Abb. 4). Die für die thermonuklearen Reaktionen erforderliche Mindesttemperatur erscheint demnach erreichbar.

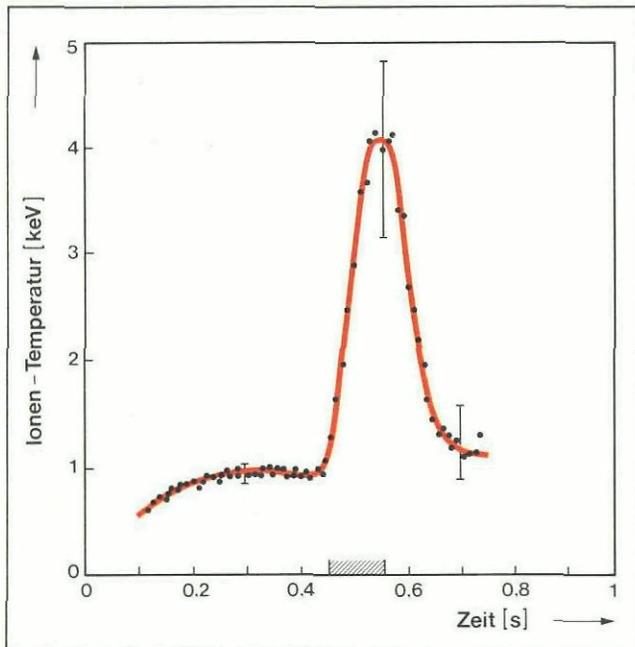


Abb. 4: Zeitlicher Verlauf der Ionentemperatur im Princeton-Tokamak (PLT). In dem schraffierten Zeitintervall wurde mit Neutralinjektion von 1,4 MW zusätzlich geheizt^[5] (1 keV entspricht 11,6 Millionen K)

3.3 Zündung unter realen Bedingungen

Für die Zündung eines thermonuklearen Plasmas genügt es jedoch nicht, die reale Zündtemperatur von ca. 100 Mio. K einmal erreicht zu haben, sondern die dann durch Fusionsreaktionen erzeugte Leistung muß die dem Plasma verlorengehende Leistung kompensieren. Das heißt, daß die Wärmeleitung in radialer Richtung (d.h. senkrecht zum Magnetfeld) durch ausreichende Wärmedämmung begrenzt werden muß. Eine hierfür charakteristische Größe ist das Produkt aus Teilchendichte n (in Teilchen/cm³) und der Energieeinschlußzeit τ_E (in Sekunden)^[2]. τ_E bezeichnet die Zeit, während der ein Plasmateilchen im Mittel seine Energie beibehält, ehe diese durch Wärmeleitung oder -konvektion nach außen verlorengeht.

Ohne auf Details einzugehen, sei festgehalten, daß der für den Betrieb eines DT-Reaktors erforderliche Wert des Produktes $n\tau_E$ bei einigen $10^{14} \text{ cm}^{-3} \text{ s}$ liegt.

Empirisch hat sich in den vergangenen Jahren ergeben, daß τ_E proportional mit der Teilchendichte n anwächst. Diese lineare Zunahme mit der Dichte hätte zur Folge, daß $n\tau_E$ selbst quadratisch mit der Dichte ansteigt. Allerdings ist bei höheren Dichten eine Abflachung des Anstiegs und hinsichtlich der Abhängig-

keit von der Dichte sogar eine Sättigung zu erwarten. Trotzdem besteht die Zuversicht, daß es möglich ist, mit den im Aufbau befindlichen Großapparaturen wie JET (Joint European Torus)^[4] und TFTR (Toroidal Fusion Test Reactor)^[6] in den kritischen $n\tau_E$ -Bereich vorzustoßen, zumal außerdem τ_E nahezu quadratisch mit dem Radius des Plasmaschlauches anwächst; d.h. bei Vergrößerung der Querschnittsfläche des Plasmaschlauches steigt die Einschlußzeit linear. Dies ist einer der Gründe, weshalb die neu projektierten Tokamaks immer größere Abmessungen aufweisen.

Abb. 5 zeigt die Entwicklung der Geräteabmessungen und Abb. 6 die erreichten oder erwarteten $n\tau_E$ -Werte. Bisher erreichte Rekordwerte der Plasmamparameter, allerdings in verschiedenen Apparaturen (d.h. nicht zugleich) erzielt, sind: 60 Mio. K für die Temperatur, $n = 6 \cdot 10^{14} \text{ cm}^{-3}$ für die Dichte und 1/10 Sekunde für die Energieeinschlußzeit.

4. Optimierungsaufgaben

Mit Erreichen der genannten Bedingungen wird indes nur ein erster Schritt zu einem ökonomisch arbeitenden, d.h. kommerziell nutzbaren Tokamak-Fusionsreaktor getan sein. Bevor einige der dann noch zu lösenden technologischen Aspekte eines solchen Reaktors dargestellt werden, sei kurz auf ein spezielles aus Plasmaeigenschaften resultierendes Problem bezüglich der Wirtschaftlichkeit eines solchen Reaktors hingewiesen. Aus Kostengründen ist eine hinreichend hohe nukleare Leistungsdichte im Plasma erwünscht ($> 1 \text{ MW/m}^3$). Diese erfordert eine genügend hohe Reaktionsrate, die dadurch zustande kommt, daß sich die Teilchen (ein D- und ein T-Kern) mit genügend hoher Energie treffen. Sie ist proportional zum Quadrat der Teilchendichte (Teilchen/Volumeneinheit). Bei fester Brenntemperatur entspricht dies dem Quadrat des vom Plasma ausgeübten gaskinetischen Druckes, dessen zulässiger Höchstwert seinerseits vom Einschließungsvermögen des Magnetfeldes abhängt. Bei den für einen besonders wirtschaftlichen Reaktor wünschenswerten sehr hohen Drücken sind jedoch bestimmte Instabilitäten des Plasmas zu erwarten, die den Bereich der zulässigen Drücke beschränken. Der vermutete obere Grenzwert des zulässigen Drucks ist experimentell noch nicht festgestellt; das Forschungsprogramm der nächsten Jahre soll auch auf diese Frage eine Antwort geben.

Da ein Tokamak-Reaktor gepulst betrieben werden muß, ist ein weiterer bestimmender Faktor für seine Wirtschaftlichkeit das Verhältnis der Brenndauer zur Totzeit. Für die Zündung des Plasmas muß eine bestimmte Energie aufgewendet werden. Je größer die während der Brennphase freigesetzte Energie, d.h. bei fester Leistung die Zeitdauer der Brennphase ist, umso günstiger wird das Verhältnis von aufgewendeter zu gewonnener Energie, welches den Wirkungsgrad des Kraftwerks mitbestimmt. Bisher erreichte Pulsdauern müssen noch ca. um einen Faktor Hundert verlängert werden. Dazu sind geeignete Verfahren einerseits für die Entfernung der Asche (Helium) aus dem Reaktionsvolumen und andererseits für die Nachfüllung des verbrauchten Brennstoffs zu entwickeln und zu erproben.

5. Technologische Aufgaben

Die in den vorausgegangenen Abschnitten erläuterten Probleme leiten bereits über zu den noch ungelösten Aufgaben, welche in zunehmendem Maße auch technologische Fragestellungen umfassen. Schwerpunkte dieser zukünftigen Aufgaben, zusammengefaßt unter den Schlagworten Fusionsreaktor- und Plasmatechnologie, ergeben sich aus der Notwendigkeit,

²¹ MW = Megawatt. 1 MW = 1 000 Kilowatt (kW) = 1 Mio Watt (W)

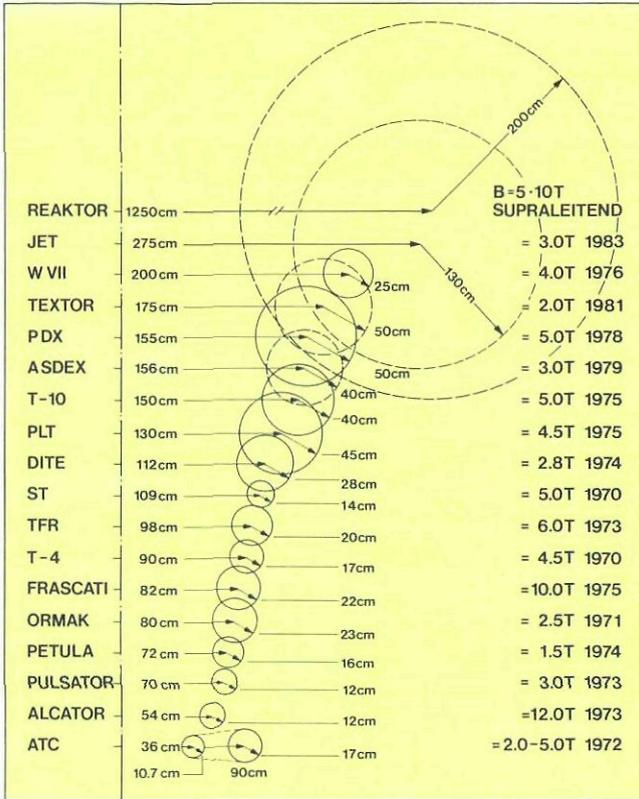


Abb. 5: Abmessung einiger Tokamak-Experimente. In ATC wurde die Heizmethode der adiabatischen Kompression des Plasmaschlauches studiert, daher sind dort zwei verschiedene Abmessungen angegeben. W VII ist ein „Stellarator“, bei dem die „poloidale“ Komponente des Magnetfeldes auch durch äußere Stromwicklungen erzeugt werden kann.

- die Dimensionen der benötigten Versuchsanlagen beträchtlich zu vergrößern,
- Plasmen mit Fusionsleistungsdichten von der Größenordnung MW/m^3 zu erzeugen und stabil einzuschließen,
- die erreichten Pulszeiten signifikant zu verlängern – mit allen Konsequenzen auf z.B. Parameter-Stabilisierung, Brennstoffkreislauf, Verunreinigungskreislauf, Zusatzheizung und Abführen der Plasmaleistung,
- neuartige Techniken zur Erzeugung der Magnetfelder zu entwickeln,
- eine Lithium-Ummantelung der Brennkammer (das sogenannte Blanket) zum Brüten von Tritium und zum Auskoppeln der Neutronenenergie (der eigentlichen Nutzenergie) zu entwickeln und zu erproben,
- den sicheren Umgang mit diesen Apparaturen auch nach erfolgter Radioaktivierung und Beladung mit Tritium (Fernbedienung) zu gewährleisten,
- die dazu geeigneten Materialien zu identifizieren und bereitzustellen bzw. zu entwickeln,
- das Wissen über generelle Fragen wie Wirtschaftlichkeit, Rohstoffe, Umweltgefährdung, gesellschaftliche Akzeptanz usw. zu erweitern.

Auch hier ist eine gewisse Überlagerung der Problemkreise vorhanden, da ein- und dieselbe Reaktorkomponente meist mehrere Aufgaben zu erfüllen hat oder unter verschiedenen Gesichtspunkten betrachtet werden muß. Unter Verzicht auf Vollständigkeit sollen im folgenden jene Fragestellungen behandelt werden, die sich mit den Begriffen „Blanket- und Tritiumtechnologie“ sowie „Materialfragen der Ersten Wand“ bezeichnen lassen.

5.1 Tritium und Blanket

Wie schon eingangs erwähnt muß der für die DT-Reaktion erforderliche Brennstoff, da er in der Natur nicht direkt vorkommt, in der benötigten Menge künstlich hergestellt werden. Für die Erstausrüstung eines Fusionskraftwerkes kann man das in Spaltreaktoren als Abfallprodukt entstehende Tritium benutzen, später muß mindestens soviel Tritium erbrütet werden wie im Fusionsreaktor verbraucht wird. Dazu ist (Abb. 7) ein die Brennkammer umhüllender Reaktormantel, das sog. Blanket, vorgesehen. Dieses besteht aus modulartig angeordneten Bauelementen, in denen sich Lithium oder Lithiumverbindungen befinden, welche mittels der aus dem Fusionsplasma austretenden Neutronen das nötige Tritium sowie als weiteres Reaktionsprodukt das Edelgas Helium erzeugen. Das entstandene Tritium muß zunächst aus dem Lithium oder seinen Verbindungen und dann auch aus dem Arbeitsgas extrahiert werden. Zudem befindet sich auch in den „Auspuffgasen“ des brennenden Plasmas ein gewisser Anteil an nicht verbranntem Tritium; dieser muß ebenfalls festgehalten, gereinigt und dem Brennprozeß wieder zugeführt werden.

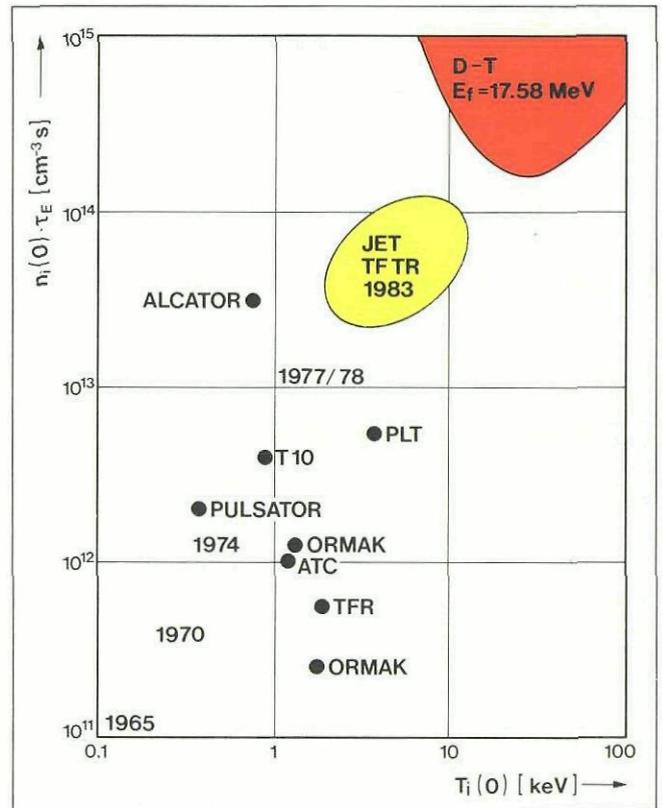


Abb. 6: Die historische Entwicklung der bisher erreichten Werte für das Produkt aus Dichte und Energie-Einschlußzeit ($n_i \tau_E$) und die Ionentemperatur T_i . Der schraffierte Bereich in der oberen rechten Ecke des Bildes wird die Zündung des Fusionsplasmas erlauben; dort liegt daher das Arbeitsgebiet für den Betrieb eines Reaktors. Der kleine schraffierte Bereich wird nach derzeitigen Schätzungen von den im Bau befindlichen Großanlagen erreicht werden.

Tritium ist ein β -Strahler mit einer Halbwertszeit von rd. 12,3 Jahren; das in einem Fusionsreaktor vorhandene Tritium stellt ein beachtenswertes biologisches Gefährdungspotential dar^[7]. Darum erfordert die Auslegung der im Tritiumkreislauf benötigten Armaturen besondere Vorkehrungen im Hinblick auf Sicherheit und Umweltschutz. So ist bereits in derzeitigen Entwürfen die Anwendung mehrfacher Sicherheitsbarrieren vorgesehen, einerseits um bei Versagen einer dieser Barrieren

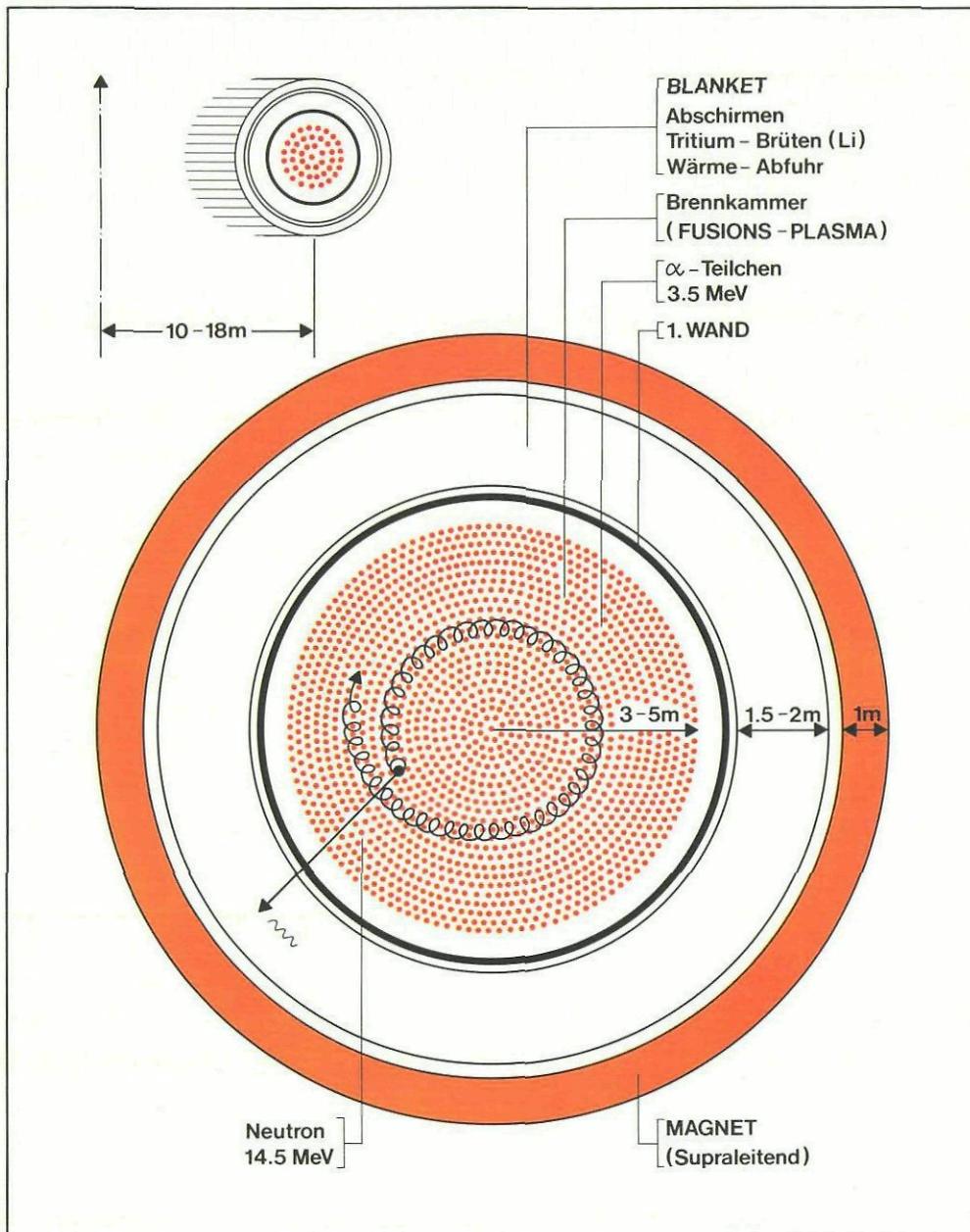


Abb. 7: Schnitt durch einen Tokamak-Fusionsreaktor (schematisch). Der Plasmastrom ist senkrecht zur Zeichenebene gerichtet.

ein teilweises Freisetzen des Tritium-Inventars zu verhindern, andererseits um die bei Normalbetrieb entstehende Leckrate durch die Wände auch bei hohen Temperaturen hinreichend zu reduzieren.

Die Blanket-Module haben außerdem die Aufgabe, den Neutronen deren mitgeführte Energie zu entziehen und diese in Form von Wärmeleistung abzuführen. Somit stellt das Blanket durch die Absorption der vom brennenden Fusionsplasma emittierten Leistung (4/5 davon durch die Neutronen ausgekoppelt) jene Wärmequelle für den Energiekreislauf im Reaktor dar, welche mittelbar die stromlieferenden Aggregate (Turbinen, Generatoren) antreibt. Als Arbeitsgas bietet sich Helium an, um hohe Temperaturen im Blanket zuzulassen und damit einen günstigen thermodynamischen Wirkungsgrad zu ermöglichen.

Zusätzlich dient das Blanket dem Zweck, die supraleitenden Magnetfeldspulen, ebenso wie den Rest der Reaktorperipherie, vor der intensiven und im übrigen unerwünschten Neutronenstrahlung abzuschirmen. Die relativ große Abmessung des Reaktormantels und seine Positionierung zwischen Plasma und Magnetspulen haben zur Folge, daß auch solche Bereiche des Reaktorvolumens mit Magnetfeldenergie aufgefüllt wer-

den müssen, in denen das Magnetfeld nicht zum Einschluß des Plasmas beiträgt und sogar die Lösung anderer technischer Aufgaben erschwert. Die vorgesehene Dicke der Blanket-Zone liegt bei ca. 1,5 m. Derzeitige Konzeptstudien von Tokamak-Reaktoren bevorzugen eine thermische Leistung von rund 5 GW, was der elektrischen Leistung der großen Braunkohle- und Spaltreaktorkraftwerke entspräche.

5.2 Materialfragen

Erzeugung und Einschließung des benötigten Tritiums erfordern zwar ein hohes Maß an Sicherheitsvorkehrungen während des Reaktorbetriebes, sie stellen jedoch kein Problem der „Endlagerung“ dar, da Tritium immer wieder als Brennstoff aufgebraucht wird. Anders verhält es sich mit jenen metallischen Teilen (Wänden), die das brennende Plasma und das Innere des Blankets voneinander trennen. Durch Einfang der vom Plasma emittierten Neutronen werden diese Bauteile radioaktiv und müssen nach Gebrauch über einen langen Zeitraum abgeschlossen und sicher gelagert werden. Diese Sekundär-Aktivität aller „inneren“ Strukturmaterialien stellt auch bei den regelmäßig anfallenden Wartungs- und Reparaturar-

beiten eine besondere Erschwernis dar. Solche Arbeiten müssen daher ferngesteuert durchgeführt werden, was durch den modularen Aufbau der Blanket-Zone erleichtert werden soll.

Die Liste weiterer offener Fragen betrifft das mechanische, thermische und elektrische Verhalten dieser Materialien unter dem Einfluß der vom Plasma emittierten starken elektromagnetischen Strahlung und vor allem der intensiven Teilchenstrahlung.

So wird ein Metallatom in der Trennwand zwischen Plasma und Brutzone unter Einfluß der Neutronenstrahlung durchschnittlich bis zu etwa 20 mal pro Jahr von seinem jeweiligen Platz gestoßen werden^[8]. Die entstehenden Gitterfehlstellen rekombinieren zwar zum größten Teil wieder. Der Rest verändert aber die mechanischen Eigenschaften; er führt z.B. zu einem Anschwellen des Materials. Weitere Belastungen entstehen durch Eindringen von Wasserstoff und insbesondere durch das bei neutroneninduzierten Kernumwandlungsprozessen entstehende Helium, das sich an Fehlstellen und Korngrenzen anlagert und zu Versprödungserscheinungen führt. Wegen dieser Vorgänge wird man wahrscheinlich diese besonders belasteten inneren Teile eines Reaktors während seiner Betriebszeit in regelmäßigen Abständen, z.B. alle zwei Jahre, ersetzen müssen.

Die Einwirkung der geladenen Teilchen hat besondere Bedeutung für die innerste Oberflächenschicht der ersten Wand, welche die dem Fusionsplasma unmittelbar benachbarte Angriffsfläche darstellt. Dort vollziehen sich u.a. Zerstäubungs- und Abtragungsvorgänge, welche neben einer Schädigung der Wand auch eine Verunreinigung des Plasmas mit Wand-Atomen zur Folge haben. Dieser Problembereich umfaßt auch die Plasma-Wand-Wechselwirkung. Ein ideales Wandmaterial, das allen Anforderungen gleich gut gerecht wird, ist nicht bekannt^[9]. In Tab. 2 ist für eine Auswahl in Frage kommender Wandmaterialien zusammengestellt, ob unter einem der verschiedenen Gesichtspunkte gute oder schlechte Eigenschaften vorliegen.

5.3 Sicherheitsfragen

Sicherheitsfragen und Umweltgefährdung durch Fusionsreaktoren sind zunehmend Gegenstand von Untersuchungen geworden, wobei in Einzelfragen genaue Aussagen erst nach einer Entscheidung über die zu wählende technische Lösung gemacht werden könne. Daher lassen sich hier nur einige allgemeine Gesichtspunkte zusammenfassen.

Im Unterschied zu Spaltungsreaktoren bleibt das radioaktive Inventar bei Fusionsreaktoren im Normalbetrieb im wesentlichen in der Reaktoranlage eingeschlossen. Es ist keine Aufarbeitung des Abbrandes in gesonderten, dafür eingerichteten Zentren und auch keine Endlagerung von Spaltprodukten erforderlich. Je nach dem speziellen Konzept für die Auslegung des Blankets und anderer Reaktor-Komponenten rechnet man insgesamt mit einem Tritium-Inventar von 0,3^[10] bis 10 kg Tritium je Gigawatt elektrischer Leistung^[11]. (Dies entspricht 3 bzw. 100 Millionen Ci Tritium je Gigawatt.) Dabei reicht der im Reaktionsvolumen vorhandene Brennstoff nur für einige Sekunden Betriebsdauer, so daß ein „Durchgehen“ eines Fusionsreaktors schon wegen der Begrenzung des Brennstoffvorrats in der Brennkammer unmöglich ist.

Die Folgen einer plötzlichen Freisetzung von 10 kg Tritium – die Analogie zu einem extremen Störfall, der den GaU (Größter anzunehmender Unfall, d.h. größter Auslegungstörfall) weit überschreitet – bei einem Reaktorunfall sind der Abb. 8 zu entnehmen. Darin ist als Abszisse die Größe der Fläche aufgetragen, innerhalb derer die Strahlungsdosis die auf der Ordinate angegebenen Werte (und höhere) hat.

Kriterium	gutes Material	schlechtes Material
1. Strahlenschäden und Haltbarkeit		
a) Schwellen	Ti*, V*, Mo*, Stahl	Nb*, Al C
b) Versprödung	C, Nb*, V*, Ti*, Stahl*	Mo, Al
c) Oberflächeneigenschaften	V, Ti, Al, C	Stahl, Nb, Mo
2. Kompatibilität mit Kühlmitteln und Tritium		
a) Lithium	Ti, V, Nb, Mo Stahl	Al**, C**
b) Helium	Stahl, Ti, Mo*, Al, C	Nb**, V* **
c) Wasser	Stahl, Al, Ti	C**
d) Tritium	Mo, Al, Stahl	Ti, V, Nb, C
3. Mechanische und thermische Eigenschaften		
a) Elastizitätsmodul	Mo, Nb, V, Ti, Stahl	Al, C
b) Bruchfestigkeit	Stahl, Ti, Al	V, Nb, Mo, C
c) Kriechen	Mo, V, Ti, Stahl	C, Al, Nb
d) therm. Spannungen	Mo, Al, Nb, V	Ti, Stahl, C
4. Bearbeitung	Stahl, Al, Ti, C	Nb*, V*, Mo, C*
5. Industrielle Verfügbarkeit und Datensammlung	Stahl, Al, Ti, C	Mo, Nb, B
6. Kosten	C, Al, Stahl, Ti,	Mo, Nb, V
7. Langzeitig induzierte Radioaktivität	V, C, Ti, Al	Stahl, Nb, Mo
8. Rohstoff-Vorkommen	Ci, Ti, Mo, Al, Stahl	Nb, V

*Bei diesen Materialien wurden bezüglich des betreffenden Kriteriums unterschiedliche Angaben in der Literatur gefunden.

** bedeutet unverträglich

Tab. 2:
Auswahlkriterien für Wandmaterialien (nach ^[9])

In Abb. 9 ist das langzeitige Abklingverhalten der induzierten Radioaktivität einiger als erste Wand in Frage kommender Werkstoffe angegeben. Dabei kann deren Reinheit eine große Rolle spielen, da nach Abklingen der kurzlebigen Isotope die Strahlung der langlebigen eingelagerten Verunreinigungen das Maß an restlicher Aktivität bestimmt^[12]. Vom Abklingverhalten hängt es u.a. ab, wann und ob das Material erneut verwendet werden kann. Die in den Abb. 8 und 9 gezeigten Werte liegen jeweils etwa um ein bis zwei Größenordnungen unterhalb der für Schnelle Brüter mit gleicher Leistung ermittelten Werte^[13].

6. Ausblick

Die auf das Ziel eines technisch nutzbaren Fusionsreaktors gerichteten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten haben bei den internationalen Planungen für das zunehmend kostspieligere Forschungsprogramm Kernfusion ein ungewöhnli-

ches Maß an Vernetzung zwischen den kooperierenden Ländern herbeigeführt. Gleichzeitig wurde eine deutliche Hinwendung zu technologischen Fragestellungen eingeleitet, die verbunden ist mit der Errichtung von internationalen Großexperimenten und darüber hinaus mit weiteren gemeinsamen Planungsarbeiten. Diese Entwicklung drückt sich aus in

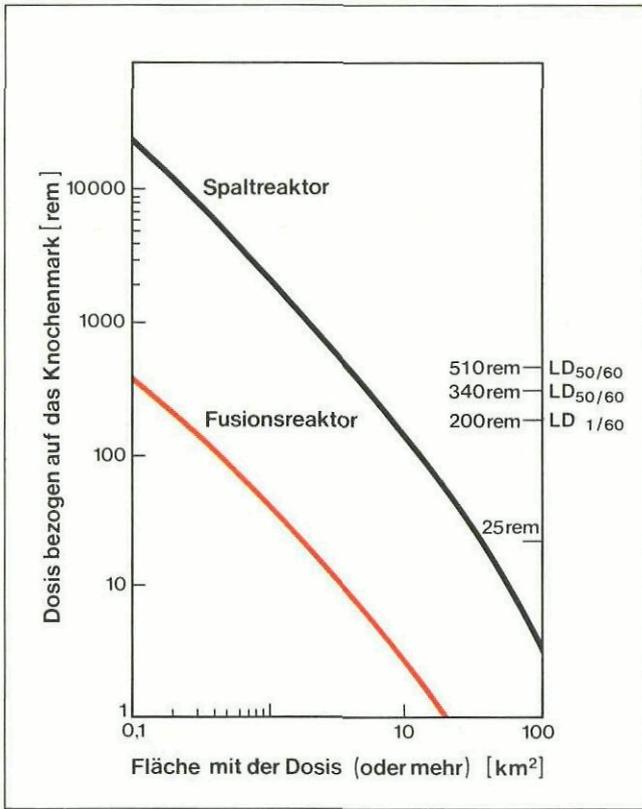


Abb. 8: Strahlendosis im Umkreis eines Reaktors, die entstehen würde, falls alle Schutzhüllen des Reaktors brechen und gleichzeitig sämtliches Tritium freigesetzt würde. Die an der rechten Ordinate angegebenen Werte haben die folgende Bedeutung: Eine Dosis von weniger als 25 rem einmalig aufgenommen gilt nicht als nachweisbar akut schädlich. 200 rem verursachen ohne medizinische Versorgung den Tod von 1 % der Bestrahlten innerhalb 60 Tagen, 340 rem ergeben 50 % Todesfälle innerhalb 60 Tagen, bei intensiver ärztlicher Versorgung erhält man die gleiche Sterberate erst bei 510 rem einmalig verabreicht.

- dem von der Kommission der Europäischen Gemeinschaften dem Ministerrat vorgelegten Programmvorschlag des 5-Jahres-Programms 1979-1983,
- der beabsichtigten Anwendung von Tritium und der erwarteten maßgeblichen Leistungsleistung bei den im Aufbau befindlichen Großanlagen TFTR = Toroidal Fusion Test Reactor^[6] (Princeton) und JET = Joint European Torus^[4] (Culham).
- den begonnenen Planungsarbeiten zu weiterführenden „nuklearen“ Versuchsanlagen ZEPHYR^[14,15] = Zündexperiment für die Physik im Reaktor, INTOR = International Torus^[16] (IAEA¹⁾) und NET = Next European Torus (EURATOM).
- den auf IEA²⁾-Ebene bereits bestehenden (Large Coil Project, TEXTOR)^[17] sowie geplanten (Radiation Damage in Fusion Materials, ZEPHYR) Zusammenarbeitsverträgen.

¹⁾IAEA = Internationale Atomenergie Organisation, eine Unterorganisation der UNO

²⁾IEA = Internationale Energie Agentur

Um den noch vor uns liegenden Weg überschaubarer zu machen, hat man folgende Zwischenstufen – Meilensteine – festgelegt:

- Demonstration des physikalischen Prozeßablaufs (scientific feasibility)
- Demonstration der technischen Durchführbarkeit (technical feasibility)
- Demonstration der wirtschaftlichen Brauchbarkeit (economic feasibility)

Die Abhängigkeit der plasmaphysikalischen Ergebnisse von den verfügbaren technischen Verfahren zeigt jedoch, daß mit diesen Meilensteinen nur Problemschwerpunkte charakterisiert werden können, die noch in vielfältiger Weise miteinander verknüpft sind. Wir stehen heute an der Schwelle zum 1. Meilenstein; die Demonstration des physikalischen Prozeßablaufs bzw. der physikalischen Machbarkeit hofft man im Verlauf der 80er Jahre zu erreichen. Planungsmodellen zufolge könnte der 2. Meilenstein bei günstiger Entwicklung innerhalb von 25 Jahren erreichbar sein.

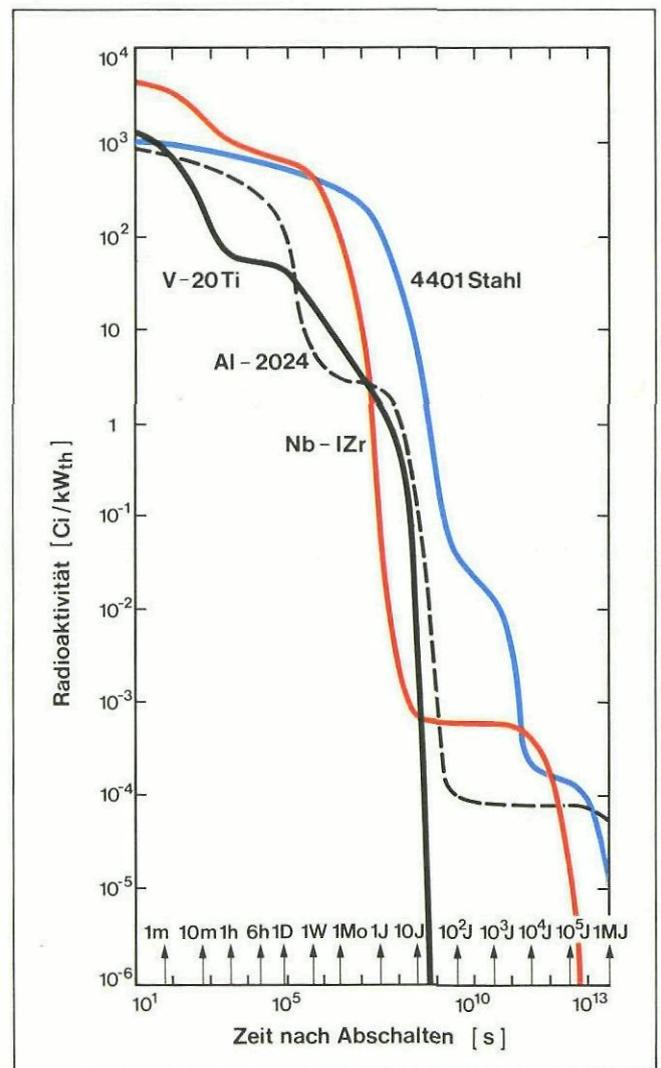


Abb. 9: Abklingverhalten der induzierten Radioaktivität verschiedener Werkstoffe, die für die erste Wand in Frage kommen. Angenommen wurde ein Betrieb mit 1,25 MW/m² über 2 Jahre. Vanadium-Titan könnte nach einiger Zeit wieder verwendet werden, soweit nicht darin enthaltene Verunreinigung letztlich das zeitliche Abklingen der induzierten Radioaktivität bestimmen. Stahl erfordert in jedem Fall eine Endlagerung.