

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

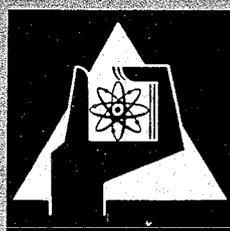
Oktober 1966

KFK 480

Institut für Angewandte Reaktorphysik

Schnelle Brutreaktoren, ihr Prinzip, ihre Entwicklung und ihre
Rolle in einer Kernenergiewirtschaft

W. Häfele



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Oktober 1966

K F K 480

Institut für Angewandte Reaktorphysik

Schnelle Brutreaktoren, ihr Prinzip, ihre Entwicklung und ihre
Rolle in einer Kernenergiewirtschaft⁺

von

Wolf Häfele

Vortrag gehalten vor der Arbeitsgemeinschaft
für Forschung des Landes Nordrhein-Westfalen
am 1. Juni 1966 in Düsseldorf

⁺Diese Arbeit wurde im Rahmen der Assoziation zwischen der Europäischen Atomgemeinschaft und der Gesellschaft für Kernforschung mbH. Karlsruhe auf dem Gebiet der schnellen Reaktoren durchgeführt.

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Die augenblicklich in den USA bereits installierte bzw. in der Installation befindliche Kapazität an Leichtwasserreaktoren beträgt 12.000 MWe. Allein bei der General Electric beträgt der Auftragsbestand 1 Mrd. \$, was in etwa einer elektrischen Leistung von 10.000 MWe entspricht. Einerseits ist das ein eindrucksvoller Beweis für den Durchbruch der friedlichen Nutzung der Kernenergie zu rein wirtschaftlicher Nutzung, wobei auch mehr und mehr neben rein finanziellen Erwägungen Überlegungen zur Reinerhaltung der Luft usw. eine große Rolle spielen. Andererseits ist es ein ebenso bemerkenswerter Zug, daß dieser Durchbruch mit Leichtwasserreaktoren erfolgte. Neben rein physikalisch-technischen Gesichtspunkten wird die bloße Existenz dieser Generation von Leichtwasserreaktoren zu einem wesentlichen Argument. Auch bei uns in Deutschland zeichnet sich deutlich ein solcher Durchbruch der Leichtwasserreaktoren zur echten Wirtschaftlichkeit ab. Die drei großen Kraftwerke Gundremmingen, Obrigheim und Lingen haben zusammen eine Kapazität von 788 MWe. Im Augenblick steht die Bestellung eines 600 MWe Leichtwasser-kernkraftwerkes an der deutsch-schweizerischen Grenze durch die Unternehmen RWE und Elektrowatt unter rein wirtschaftlichen Bedingungen zur Diskussion. Bereits wird die Bestellung eines zweiten 600 MWe Leichtwasser-kernkraftwerkes an anderem Ort durch eine andere Gruppe vorsichtig erwogen. Man tut also recht daran, wenn man einmal den künftigen nuklearen Energiebedarf in der Bundesrepublik abschätzt. Natürlich handelt es sich dabei um Schätzungen, aber im Hinblick auf die Langfristigkeit heutiger technischer Projekte und auch im Hinblick auf die Tatsache, daß ihre Bewältigung einen wesentlichen Bruchteil des einer Nation zur Verfügung stehenden Potentials beansprucht, müssen solche Schätzungen angestellt werden. Bei den aus solchen Schätzungen abzuleitenden Schlußfolgerungen allerdings muß man darauf sehen, daß sie mehr auf die sich ergebenden grundsätzlichen Züge der Situation abgestellt sind als auf einzelne Zahlenwerte.

M. Recker hat in seiner Doktorarbeit an der Technischen Hochschule Aachen in enger Wechselwirkung mit dem Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerk obere und untere Grenzen des nuklearen Energiebedarfs in der Bundesrepublik Deutschland abgeschätzt. Diese Schätzungen sind in dem folgenden Diagramm wiedergegeben (Abb. 1).

Für 1980 ergibt sich eine Installation von etwa 15 bis 20 GWe. Im Jahre 2000 liegen die entsprechenden Werte bei 85 bzw. 130 GWe. Es ist nützlich, sich vor Augen zu halten, daß in der Bundesrepublik heute etwa 35 GWe insgesamt (d.h. konventionell und nuklear) installiert sind. Bei den geeigneten Schätzungen für die Wachstumskurven kann man auch nach der Zeit fragen, innerhalb der die Installation an nuklearer elektrischer Leistung sich

verdoppelt hat. Die Verdopplungszeiten liegen 1980 noch bei sechs Jahren, 1990 verdoppelt sich die nukleare Leistung nur noch nach zehn Jahren, für das Jahr 2000 liegen die Werte bei zwölf Jahren. Als allgemeine Gesetzmäßigkeit ist festzustellen, daß in etwa eine lineare Zunahme der Verdopplungszeit mit der Zeit festzustellen ist, d.h. der gesamte Energiebedarf steigt mit einem Potenzgesetz der Zeit und nicht exponentiell.

Die Leistungserzeugung in einem Kernreaktor wird durch die Spaltung eines spaltbaren Kerns durch ein Neutron ausgelöst (Abb. 2). Die kinetische Energie der Spaltprodukte führt zur Wärmeerzeugung in dem Brennstoffstab, so daß der Kernreaktor anstelle eines Heizkessels in einer ansonsten normalen Kraftwerksanordnung Verwendung finden kann. Das einzige in der Natur vorkommende spaltbare Isotop ist U-235, das jedenfalls im Falle der Verwendung von Leichtwasserreaktoren aus einer Diffusionstrennanlage gewonnen werden muß. U-235 kommt zu 0,7 % im natürlichen Uran vor. Die übrigen 99,3 % sind U-238, das selbst nicht im eigentlichen Sinne des Wortes spaltbar ist. Kommt es zu einer Absorption eines Neutrons in U-238, so entsteht die folgende Kernreaktion (Abb. 3). Nach zwei β^- -Zerfällen entsteht also Pu-239, das sonst nicht in der Natur vorkommt und das selbst wieder ein spaltbares Isotop ist. Wird also ein Neutron in Pu-239 absorbiert, so kommt es überwiegend zur Spaltung. Zu einem gewissen Prozentsatz entsteht Pu-240. Bei dem praktischen Betrieb eines Kernreaktors mit Uran entsteht also auch Plutonium, das im einzelnen ein Gemisch aus den Isotopen Pu-239, Pu-240, Pu-241 und Pu-242 ist. In etwa entsteht bei dem Betrieb eines Leichtwasserreaktors unter wirtschaftlichen Betriebsbedingungen das folgende Plutonium-Isotopengemisch (Abb. 4).

In einem Leichtwasserreaktor entstehen pro GWe Jahr etwa 240 kg Plutonium. Legt man die o.a. Schätzung des nuklearen Energiebedarfs zugrunde, so bedeutet das, daß 1980 etwa 20 t an spaltbaren Pu-Isotopen im Bereich der Bundesrepublik angefallen sind. 1990 sind es etwa 100 t, im Jahre 2000 etwa 300 t. Bis zum Jahre 1970 einschließlich liegt der von der USAEC angesetzte Pu-Preis bei 10 \$/g, d.h. in diesem Sinne entspricht den 20 t im Jahre 1980 ein Wert von DM 800 Mio., 1990 liegt dieser Wert bei DM 4 Mrd., im Jahre 2000 wären es dann DM 12 Mrd. Im Hinblick auf die an diesem Punkt noch festzustellende Vorläufigkeit der Überlegungen, sehen wir hier von der Anwendung der an sich notwendigen Barwertmethoden ab. In jedem Falle handelt es sich um potentiell große und volkswirtschaftlich signifikante Zahlen. Die Rückkaufgarantie der USAEC bezieht sich aber nur auf den Zeitraum bis zum Ende des Jahres 1970. Danach muß sich ein Marktpreis für das Plutonium einstellen. Es ist deshalb

eine sehr wichtige Frage, wo sich der Marktpreis des im Leichtwasserreaktor erzeugten Plutoniums einspielt. Solch ein Marktpreis ergibt sich aus Angebot und Nachfrage. Das Angebot ist klar - die Nachfrage kommt durch die Verwendungsmöglichkeiten des Plutoniums zustande.

Man kann Plutonium entweder in Leichtwasserreaktoren als Spaltstoffnachfüllung verwenden oder man kann Plutonium in eigens dafür geeigneten Schnellen Reaktoren verwenden. Bei Verwendung von Plutonium in Leichtwasserreaktoren kommt den hohen Absorptionsquerschnitten von Pu-240 und Pu-242 eine besondere Bedeutung zu. Sie führen zu einer relativ hohen Neutronenabsorption und deshalb ist im Vergleich zu U-235 relativ viel spaltbares Plutonium erforderlich. Bei gegebener Isotopenzusammensetzung bedeutet das aber, daß 1,25 g der spaltbaren Anteile des Pu der oben angegebenen Pu-Isotopenzusammensetzung erforderlich sind, um 1 g U-235 im Leichtwasserreaktor zu ersetzen.

Bei der Verwendung in Schnellen Reaktoren dagegen liegen die Dinge anders. Schnelle Reaktoren sind Reaktoren, bei denen die bei der Spaltung entstehenden Neutronen nicht besonders durch einen Moderator abgebremst werden, sondern sie lösen als schnelle Neutronen die weiteren Spaltungen aus. Das führt u.a. dazu, daß auch noch nach der Absorption eines Neutrons in einem spaltbaren Kern die Wahrscheinlichkeit für eine dann einsetzende Spaltung größer als bei der Verwendung thermischer Neutronen ist. Die Wahrscheinlichkeit für die Spaltung eines spaltbaren Kerns nach Einfang eines Neutrons ist durch das Verhältnis

$$\frac{\sigma_f}{\sigma_f + \sigma_{n,\gamma}} = \frac{1}{1 + \alpha} ; \quad \alpha = \frac{\sigma_{n,\gamma}}{\sigma_f} \left\{ \begin{array}{l} \sigma = \text{Wirkungsquerschnitt} \\ f = \text{für Spaltung} \\ n,\gamma = \text{für Absorption} \end{array} \right.$$

gegeben. Bei wachsender Energie des einfallenden Neutrons werden die α -Werte kleiner, wie es in der folgenden Tabelle ausgewiesen ist (Abb. 5). Das bedeutet aber, daß bei der Verwendung in Schnellen Reaktoren nur etwa 0,7 g der spaltbaren Anteile des Pu der o.a. Pu-Isotopenzusammensetzung erforderlich sind, um 1 g U-235 in einem Schnellen Reaktor zu ersetzen. Der relative Vorteil der Verwendung von Pu in Schnellen Reaktoren gegenüber der Verwendung in Leichtwasserreaktoren kann also durch den Faktor $0,7:1,25=0,55$ ausgedrückt werden, d.h. die Verwendung von Pu in Schnellen Reaktoren ist reaktivitätsmäßig knapp doppelt so vorteilhaft wie im Leichtwasserreaktor. Bei der Übersetzung dieses Sachverhalts ins Wirtschaftliche spielen natürlich die Fragen der chemischen Wiederaufarbeitung und der Fabrikation von Brennstoffelementen unter Verwendung solchen Plutoniums eine Rolle. Hier zeigt

sich ein weiterer günstiger Aspekt des Plutonium-Uran-Zyklus. Die Neutronen-Aktivität sowie die β - bzw. γ -Aktivität der Isotope, die bei diesem Plutonium-Uran-Zyklus entstehen, ist begrenzt; es ist möglich, den Fabrikationsprozeß der Brennstoffelemente ohne teure, die Kosten stark beeinflussende, besondere Heiße Zellen durchzuführen. Vielmehr genügt es, normale Handschuhkästen, wie sie zur Handhabung von Plutonium seit langem in großem Stil verwendet werden, ganz geringfügig abzuschirmen und darin eine leicht zugängliche Fabrikationslinie aufzubauen. Vorläufige Schätzungen, insbesondere auch der GE-Gruppe, ergeben einen Preis von 5 §/g Pu bei der Verwendung dieses Plutoniums in Leichtwasserreaktoren - bei der Verwendung in Schnellen Reaktoren dagegen einen Preis von 10 §/g Pu. Allein der Unterschied zwischen diesen Pu-Preisen ergibt, unter Bezugnahme auf die weiter oben angeführten Zahlen, für die Pu-Produktion in der Bundesrepublik Deutschland ein Potential von DM 400 Mio. im Jahre 1980, 1990 sind es DM 2 Mrd., für das Jahr 2000 sind es 6 Mrd. Andere wirtschaftliche Vorteile der Verwendung Schneller Reaktoren sind hierbei noch nicht verrechnet.

Bei diesen Überlegungen hat man sich vor Augen zu halten, daß die Brennstoffkosten des Leichtwasserreaktors natürlich eben in diesem günstigen Sinne von dem guten Pu-Preis, den Schnelle Reaktoren bieten können, beeinflusst werden. Der Einfluß liegt bei 0,1 - 0,2 DPf/kWh. Das ist aber bereits eine Größenordnung, von der ab sogar die Entwicklung eines neuen Reaktortyps interessant erscheint, z.B. liegt der Anreiz zur Entwicklung eines Heißdampfreaktors bei 0,15 DPf/kWh. Die Verwendung des im Leichtwasserreaktor erzeugten Plutoniums in Schnellen Reaktoren unterstützt also spürbar die Wirtschaftlichkeit eben dieser Leichtwasserreaktoren und damit die Einführung der Kernenergie überhaupt.

Es ist nun eine sehr bemerkenswerte Tatsache, daß Hand in Hand mit der günstigen Verwendung des im Leichtwasserreaktor erzeugten Pu in Schnellen Reaktoren ein weiterer großartiger Vorteil einhergeht. Die Verwendung schneller Neutronen reduziert nicht nur die α -Werte, d.h. die Einfangwahrscheinlichkeit, sondern erhöht auch die Neutronenausbeute bei der Spaltung. Insgesamt kann man beides verrechnen, indem man nach der Neutronenausbeute η pro absorbiertem Neutron fragt. Es ergeben sich die folgenden Werte (Abb. 6). Damit wird es aber möglich, bei der Kernspaltung nicht nur die Spaltkette weiterzureichen, d.h. eine Kettenreaktion zu ermöglichen, sondern auch qualitativ den gespaltenen Kern durch einen zu Pu-239 aufgebrüteten U-238-Kern zu ersetzen. Das führt dann zu folgendem Schema (Abb. 7). Für das

quantitative Erfülltsein dieses Schemas ist es erforderlich, daß

$$\eta - 2 = \text{Verluste}$$

ist. Fall über gilt

$$\eta - 2 > \text{Verluste}$$

kann mehr als der eine gespaltene Kern ersetzt werden, es wird dann mehr spaltbares Material ersetzt als verbraucht wird; verbraucht wird dann nur U-238. Hier wird dann auch wieder der Begriff der Verdopplungszeit, den wir weiter oben bei der Schätzung des nuklearen Energiebedarfs eingeführt hatten, anwendbar. Nur wird jetzt die Verdopplungszeit die sein, innerhalb derer sich der für einen Brutreaktor erforderliche Spaltstoffeinsatz durch Brüten verdoppelt haben wird.

Es wird also bei dem Einsatz von Brutreaktoren letzten Endes U-238 verbraucht. Weiter oben hatten wir erwähnt, daß U-238 zu 99,3 % in der Natur vorkommt. Ohne weitere Rechnung ist es daher einleuchtend, daß eine gegebene Menge an Natururan etwa um zwei Größenordnungen mehr Energie erzeugen läßt, als wenn man nur die im Natururan vorhandenen 0,7 % U-235 ausnützt.

Wir wollen die Frage des Verbrauchs an Natururan nun etwas weiter untersuchen. Um einen Leichtwasserreaktor mit angereichertem Natururan versorgen zu können, muß Natururan durch eine Isotopentrennanlage geschickt werden. Dabei entsteht angereichertes Uran, in dem aber noch 0,25 % U-235 enthalten sind. Dieses angereicherte Uran ist jedenfalls zunächst einmal Abfalluran, sein U-235-Gehalt führt dann letzten Endes zu einem erhöhten Natururanverbrauch. Bei dem Einsatz des angereicherten Urans im Leichtwasserreaktor entsteht Plutonium, das teilweise an Ort und Stelle, d.h. noch im Reaktor beim selben Einsatz - in situ - wieder verbrannt wird. Schließlich wird nach der Entnahme aus dem Reaktor noch U-235 in dem Brennstoff enthalten sein, so daß zur Herstellung der ursprünglich erforderlichen Anreicherung nur wenig entsprechend angereichertes Material erforderlich ist. Verrechnet man das alles gegeneinander, so erhält man die folgende Äquivalenz:

1 g spaltbares Material	≅	1 MW d (bei vollständiger Spaltung)
175g Natururan	≅	1 MW d (im Leichtwasserreaktor)

Deckt man, wie weiter oben schon einmal impliziert, den gesamten Bedarf an nuklearer Energieerzeugung mit Leichtwasserreaktoren, so entsteht bis zum Jahre 2000 ein Bedarf von etwa 250.000 t Natururan. Etwa 190.000 t von diesen

250.000 t erscheinen wieder als Abfalluran. Im Jahre 2040 ist der Bedarf auf etwa 2.700.000 t Natururan gestiegen, von denen dann 2 Mio. t Abfalluran sind.

Ein Schneller Brutreaktor kann nun nicht nur das bei dem Betrieb von Leichtwasserreaktoren anfallende Pu bestmöglich nutzen, sondern er kann auch das anfallende Abfalluran als Brennstoff verwenden, was vor allem deshalb nahe liegt, weil das Abfalluran nicht erst besonders verhüttet werden muß, wie es bei der Verwendung frischer Natururanerze der Fall wäre. Die bloße Existenz der bei dem Betrieb der Reaktoren der Leichtwassergeneration anfallenden Mengen an Pu und Abfalluran erzwingt gewissermaßen den Einsatz von Schnellen Brutreaktoren.

Wenn man jetzt einmal eine Verfahrensweise ins Auge faßt, bei der alles im Leichtwasserreaktor anfallende Pu in Schnelle Brüter eingeführt wird und das dann dort anfallende Pu mit zum Aufbau der Generation von Schnellen Brütern verwendet wird - wenn also auf diese Art und Weise der Aufbau der Brütergeneration an den Aufbau der Leichtwassergeneration gekoppelt wird und beide Typen zusammen den vorhin angegebenen Bedarf an nuklearer Energieerzeugung decken - so entsteht das folgende Vorgehen (Abb. 8). Zunächst nimmt die Anzahl der Leichtwasserreaktoren noch stark zu, in den 90er Jahren werden keine zusätzlichen Leichtwasserreaktoren mehr installiert, es werden nur noch Schnelle Brüter gebaut, denn deren Verdopplungszeit ist in diesem Zeitraum gerade groß genug, um die Verdopplungszeit des Bedarfs zu erreichen. Etwa im Jahre 2040 wird dann der letzte Leichtwasserreaktor aus dem Betrieb gezogen sein, von da an wird nur noch der Berg des bis dahin angefallenen abgereicherten Urans abgetragen.

Insgesamt verringert sich der Bedarf an Natururan. Bis zum Jahre 2000 werden nur noch etwa 130.000 t Natururan verbraucht. Bis zum Jahre 2040, wo es nur noch Schnelle Brüter gibt, liegt der Bedarf bei nur 220.000 t - also um den Faktor 10 niedriger als beim reinen Leichtwasserreaktorbetrieb. Diese Zahlenwerte kann man im einzelnen natürlich anfechten, ihre Bedeutung liegt mehr in der allgemeinen Größenordnung. Man hat sich nämlich vor Augen zu halten, daß die vermutlich zur Verfügung stehenden Mengen an Natururan sich wie folgt gliedern (Abb. 9). Man kann also ganz grob schätzen, daß für Deutschland insgesamt etwa einige 100.000 t an Natururan zur Verfügung stehen. Dann aber müssen um das Jahr 1980 herum Schnelle Brüter in Deutschland eingeführt werden, damit um das Jahr 2000 herum eine Situation entstehen kann, bei der dann nur noch Schnelle Brutreaktoren gebaut werden können, so daß also der

Gesamtverbrauch an Natururan sich in den Grenzen eben dieser einigen 100.000 t halten kann. Wenn dann etwa nach dem Jahre 2040 nur noch Schnelle Brüter in Betrieb sind, wird nur noch Abfall- bzw. Natururan verbraucht. Man ist dann völlig unabhängig von der Lieferung von angereichertem Material.

Das oben vorgeführte Schema geht von dem Wechselspiel der beiden Typen Leichtwasserreaktor - Schneller Brüter aus. Alle Argumente über die Stellung des Schnellen Brütters zum Leichtwasserreaktor gelten sinngemäß auch für jeden anderen heute in der Verwendung befindlichen Reaktortyp, so z.B. den Gasgraphit-Reaktor usw. Es wurde nur fortgesetzt auf den Leichtwasserreaktor Bezug genommen, weil es sich ganz deutlich abzeichnet, daß es eben dieser Typ ist, der durch die Firmen AEG und SSW in Deutschland zum Zuge kommt. In Wirklichkeit wird das Bild natürlich vielfältiger aussehen. Wenn man aber solche Überlegungen, wie sie bei dem Wechselspiel Leichtwasserreaktoren - Schnelle Brutreaktoren angestellt wurden, lediglich hinsichtlich des Aufdeckens von grundsätzlichen Zusammenhängen befragt, sind sie durchaus angebracht und legitim.

In unseren Überlegungen haben wir bisher erkannt, daß der kurzfristige Vorteil des sinnvollen Verbrauchs von Pu, wie es in den in Deutschland zu erwartenden Leichtwasserreaktoren anfallen wird, sich glücklich mit den längerfristigen Vorteilen eines angemessenen Verbrauchs von Natururan und der schließlichen Unabhängigkeit von der Lieferung angereicherten Materials vereint. Das alles wird allerdings nur dann zum Tragen kommen, wenn der Betrieb von Schnellen Brutreaktoren auch wirtschaftlich interessant ist. Deshalb wollen wir uns im Folgenden dieser Frage etwas zuwenden.

Die Kosten der Stromerzeugung in einem Kernkraftwerk kann man ganz grob in drei Gruppen einteilen. Zunächst gibt es die festen Kosten, die durch das Kapital, das zum Bau des Reaktors erforderlich ist, entstehen. Sie werden durch die Angabe DM/kW charakterisiert.

Dann gibt es die Betriebs- und Unterhaltungskosten, die gewöhnlich auf kWh umgelegt werden.

Und schließlich gibt es die Brennstoffkosten, die dann entstehen, wenn Strom erzeugt wird. Bei den Brennstoffkosten gibt es die Anteile Zinsdienst für den Wert des eingesetzten Brennstoffs, Kosten für die chemische Wiederaufarbeitung, Kosten für die erneute Fabrikation des Brennstoffs, sowie Gewinn oder Verlust durch Brüten bzw. Verbrauch an spaltbarem Material. Es ist un-

mittelbar einsichtig, daß in einer Analyse die Kosten für die chemische Wiederaufarbeitung, wie Fabrikation, weiter der Zinsdienst usw. entscheidend eingehen.

Die Eingangskosten für den geschlossenen Brennstoffzyklus müssen natürlich selbst Gegenstand ausführlicher Untersuchungen sein und auch Gegenstand von Entwicklungsarbeiten. Man kann aber einmal vernünftige Schätzungen zugrunde legen, z.B. kann man die folgenden Annahmen treffen:

Pu-Preis = DM 40/g spaltbares Plutonium, Zinsdienst = 7^o/o pro Jahr,
Mittlere Stableistung = 300 W/cm, Stablänge = 100 cm, Refabrikationskosten = DM 240/Stab, Anreicherung: 12,5^o/o, Brennstofftyp: oxydisch, Brennstoffdichte: 10 g/cm³, $\frac{\text{Masse rad. blanket}}{\text{Masse core}} \approx 2,74$, $\frac{\text{Masse axial blanket}}{\text{Masse core}} \approx 0,798$.

Die beiden wichtigsten Größen, die die Leistung eines Brennstoffelementes charakterisieren, sind der Abbrand a_M in MWd/t, die Stableistung χ in W/cm Stablänge und die Belastung des Brennstoffes b in $\frac{\text{MWth}}{\text{kg spaltb. Mat.}}$. Der Abbrand a_M ist deshalb eine so entscheidende Größe, weil 1 MWd der Spaltung von 1 g spaltbarem Material entspricht, d.h. es entstehen 1 g Spaltprodukte, unter ihnen auch Edelgase, die irgendeinen Platz im Brennstoff erhalten müssen.

Ein wirtschaftlicher Betrieb wird dann in etwa zu erreichen sein, wenn das beim Einsatz ins Reaktorcore vorhandene spaltbare Material zur Spaltung gekommen ist. Kommt nur ein Bruchteil zur Spaltung, so muß das spaltbare Material zu oft den teuren chemischen Wiederaufarbeitungsprozeß bzw. den ganzen mit Kosten verbundenen geschlossenen Brennstoffzyklus durchlaufen, um zur Spaltung zu kommen. Bei normalen Leichtwasserreaktoren liegt somit der interessante Abbrand bei 20 - 30.000 MWd/t, bei Natururanreaktoren bei 7 - 10.000 MWd/t, bei Schnellen Reaktoren aber wegen der aus physikalischen Gründen höheren Anreicherung um 100.000 MWd/t herum. Die Stableistung χ ist im wesentlichen durch die durch Wärmeleitung aus dem Stab abführbare Wärmeleistung gegeben. Sie ist also im wesentlichen eine vorgegebene Materialgröße. Die Brennstoffbelastung b bestimmt vor allem den Zinsdienst - je weniger spaltbares Material ich brauche, um eine vorgegebene Anzahl von MW zu erzeugen, desto geringer sind die zu verrechnenden Zinsen.

Im folgenden Diagramm sind nun die Brennstoffkosten in der a_M , b Ebene einmal aufgetragen (Abb. 10). Man erkennt, daß die Brennstoffkosten für einen bestimmten Wert von b zum Optimum werden. Je größer der Abbrand ist, desto größer wird auch dieser optimale Wert von b . Für Gesamtkosten von 0,225 DPf/kWh findet man das Wertepaar $a_M = 100.000$ MWd/t, $b = 1$ MW_{th}/kg spaltb. Mat.

Diese Zahlen stellen eher eine allgemeine Orientierung dar, als daß sie im einzelnen eine besondere, zahlenmäßige Bedeutung hätten. Sie charakterisieren eben die in Frage kommenden Größenordnungen. Vielleicht ist es realistischer, Brennstoffkosten von 0,3 - 0,4 DPf. anzusetzen.

Optimistische Schnellbrütergruppen jedoch wie z.B. die General Electric Gruppe in San Jose sprechen aber von 0,1 - 0,2 DPf/kWh als Brennstoffkosten nach 1980. Die Brennstoffkosten eines Leichtwasserreaktors liegen demgegenüber heute bei 0,7 DPf/kWh. Auch diese Kosten werden noch sinken, optimistische Schätzungen erwarten Werte von 0,55 DPf/kWh. Die qualitative Folgerung, die hieraus zu ziehen ist, ist die, daß die Brennstoffkosten eines Schnellen Brütters potentiell um etwa 0,3 - 0,5 DPf/kWh unter denen eines Leichtwasserreaktors liegen. Bei einer Kraftwerkseinheit von 1.000 MWe und 7.000 h Benutzungszeit führt das zu einer Ersparnis von DM 35 Mio./Jahr, so daß nach etwa 10 - 12 Jahren in etwa die ersparten Brennstoffkosten den Anlagekosten entsprechen. Die Kapitalkosten eines Schnellen Brütters bieten naturgemäß keinen größeren besonderen Vorteil gegenüber den Kapitalkosten eines normalen Kernkraftwerkes, obwohl es doch zu kleineren Einsparungen kommen kann, wenn man zu sehr großen Kraftwerkseinheiten übergeht. Hier ist die Kostenanalyse besonders komplex und besonders von den Einzelheiten technischer Lösungen und Fertigungsmethoden abhängig. Der qualitative Hinweis, der hier anzubringen ist, ist der, daß es das Entwicklungsziel für die Schnellbrüteranlagen sein muß, die Kapitalkosten der Leichtwasserreaktoren in etwa zu erreichen, so daß in etwa der Kostenvorteil der Brennstoffkosten erhalten bleiben kann. Wir fassen unsere Überlegungen also dahingehend zusammen, daß es drei Vorteile gibt, die der Schnelle Brutreaktor bietet:

- 1) Die Schnellen Brutreaktoren erlauben eine sinnvolle Verwendung des insbesondere in Leichtwasserreaktoren anfallenden Plutoniums. Erste Schätzungen weisen darauf hin, daß es möglich sein wird, den jetzt von der USAEC gehaltenen Pu-Preis von 10 \$/g zu halten, während das Rückführen des Plutoniums in thermische Reaktoren zu einem Preis von nur 5 \$/g führen dürfte. Damit ergibt sich ein Einfluß auf den kWh-Preis eines Leichtwasserreaktors von 0,1 DPf/kWh.
- 2) Die Kopplung des Aufbaus von Schnellen Brutreaktoren an den Pu-Ausstoß der Leichtwasserreaktoren und eben dieser Schnellen Brutreaktoren erlaubt es, den für die Bundesrepublik zu erwartenden Gesamtverbrauch an Natururan in der sinnvollen Höhe von einigen 100.000 t zu halten. Auf lange Sicht ergibt sich eine Unabhängigkeit von der Lieferung angereicherter Urans.

3) Es ist zu erwarten, daß sich bei Schnellen Brütern durch den günstigen Brennstoffzyklus ein Preisvorteil von etwa 0,3 - 0,5 DPf/kWh (im Sinne einer größenordnungsmäßigen Angabe) ergibt. Es vereinen sich also die Vorteile 1) und 2) mit den unmittelbaren wirtschaftlichen Vorteilen solcher Brutreaktoren.

Es ist vielleicht noch wichtig darauf hinzuweisen, daß man die Generation der Schnellen Brüter auch starten kann, ohne die Bindung über den Ausstoß an Plutonium aus den Leichtwasserreaktoren herzustellen. Dann müssen größere Mengen an U-235 anstatt zur Ausrüstung von Leichtwasserreaktoren zur Ausrüstung von Schnellen Brütern mit U-235 verwendet werden. Es ist ein bemerkenswertes Ergebnis der jüngsten Karlsruher Arbeiten, daß rein technisch-anlagemäßig keine Änderung der Konzeption des Schnellen Brütters erforderlich ist. Vielmehr ist es möglich, Schnelle Brüter mit U-235 zu starten und nach etwa fünf Jahren Betriebszeit vollständig zu dem Einsatz von Plutonium als spaltbares Material, das in eben diesem Brüter erzeugt worden ist, hinüberzubrennen. Wenn man also will, kann man die Generation der Schnellen Brüter somit viel früher zum Tragen bringen. Der Anteil der Leichtwasserreaktoren geht dann zurück, er erreicht vielleicht nur 20 GWe gegenüber etwa 40 GWe bei dem vorhin behandelten Schema der Kopplung über den Pu-Ausstoß. Der Gesamtverbrauch an Natururan reduziert sich dann auf einen Wert, der bei 40.000 t liegt. Auch das könnte gegebenenfalls ein Anlaß sein, sich diesem Schema des Brüter-Starts mit U-235 zuzuwenden. Auch wird es aus diesen Überlegungen deutlich, daß es durchaus sinnvoll sein kann, wenn sich die Bundesrepublik Deutschland einen einmaligen Vorrat von etwa 10.000 t Natururan beschafft, um bezüglich der Energieversorgung in Deutschland einen gewissen Grad von Unabhängigkeit zu haben. 10.000 t Natururan würden einen Wert von etwa DM 600 Mio. ausmachen.

Aus den bisherigen Überlegungen geht hervor, daß es eine vernünftige Überlegung war, als im Jahre 1960 im Kernforschungszentrum Karlsruhe das Projekt Schneller Brüter in Angriff genommen wurde. Zwar waren die hier dargelegten Zusammenhänge erst in den Umrissen erkennbar, aber es war doch schon klar, daß es sich um ein langfristiges und auch aufwendiges Projekt handeln würde, das aber wesentlich zur Ausnützung der vorhandenen Kernenergieserven beitragen würde. Ebenfalls war klar, daß noch eine Reihe wichtiger, mehr physikalisch-wissenschaftlicher Dinge zu klären waren, und daß insbesondere die Bestrahlungseinrichtungen und sonstigen in einem Kernforschungszentrum vorhandenen Möglichkeiten ausgenutzt werden mußten, wenn ein solches Projekt zu verfolgen war. Die deutsche Industrie war zu dieser Zeit sinnvollerweise vollauf damit

beschäftigt, den Anschluß bei den heute zum Zug kommenden Reaktortypen zu gewinnen. Die unmittelbar anstehenden Projektziele mit einem in Reichweite befindlichen, wirtschaftlichen Anreiz gehören auch zur Industrie.

Das Karlsruher Projekt Schneller Brüter gruppierte sich ziemlich von Anfang an in drei größere Arbeitsrichtungen. Um ein Brennstoffelement zu entwickeln, das einen Abbrand von 100.000 MWd/t zuläßt und eine Belastung von $1 \text{ MW}_{\text{th}}/\text{kg}$ spaltbarem Material erlaubt, mußten ziemlich neuartige Wege gegangen werden. Es war bald klar, daß UO_2/PuO_2 als Mischoxyd in Stäbchen von etwa 6 mm Durchmesser Verwendung finden würden, bei denen die bei der Spaltung entstehenden Gase durch das poröse Mischoxyd nach oben bzw. nach unten in einem Plenum abgeführt werden. Nach absehbarer Zeit wurde auch klar, daß neben die eigentliche Brennstoffelemententwicklung, nämlich die Mischoxyde, die Entwicklung geeigneter Hüllmaterialien treten müsse. Hier ist es die relativ hohe Strahlenbelastung von etwa 10^{23} schneller Neutronen/cm², die besonders zu beachten ist. Die bei Schnellen Reaktoren häufiger in Frage kommende n,α-Reaktion führt zur Bildung von Helium-Blasen, deren Auswirkung auf das Festigkeitsverhalten sorgfältig zu untersuchen ist, denn dieser Strahlenschäden-Mechanismus ist erst seit einigen Jahren bekannt. Die Handhabung von Plutonium erfordert wegen der außerordentlich geringen Toleranzdosis in Luft eine ganz neue Technik, bei der das PuO_2 in Handschuhkästen gehandhabt wird, die absolut dicht sind und die ihrerseits in luftdichten Laboratorien durch ein eigenes Luftspülsystem komprimiert werden. Mittels langer Handschuhe kann man in diese durchsichtigen Plexiglaskästen hineingreifen und dort alle Fabrikationsprozesse durchführen. Es liegt auf der Hand, daß die Vorbereitung und Handhabung dieser ungewöhnlichen Fabrikation und Handhabungstechnik ein sehr schwieriges und auch aufwendiges Unterfangen war. Die so hergestellten Brennstoffelementproben müssen nun auch bestrahlt werden. Hier hat sich der in Karlsruhe entworfene und gebaute Testreaktor FR 2 als besonders günstig erwiesen, besonders nachdem jetzt seine Leistung auf 40 MWe bei einem Neutronenfluß von $\frac{1 \cdot 10^{14} \text{ n}}{\text{cm}^2 \text{ sec}}$ gesteigert wurde. Die Hüllmaterialien werden vor allem im belgischen Reaktor BR 2 bestrahlt, und es wird noch in diesem Jahr zu ausgedehnten Brennstoffbestrahlungen im Enrico Fermi-Reaktor in den USA, der mit schnellen Neutronen arbeitet, kommen. Einzelne Hüllmaterialproben werden schon jetzt dort bestrahlt. Auch im Jülicher Reaktor FRJ 2 werden Bestrahlungen durchgeführt werden. Die bestrahlten Brennstoffelementproben müssen in Heißen Zellen untersucht werden, diese Zellen müssen plutoniumdicht, d.h. α-dicht sein. In diesen Zellen müssen auch komplizierte metallurgische und röntgenographische Untersuchungen durchgeführt werden. Die entsprechenden Techniken müssen erarbeitet und routinemäßig beherrscht

werden. Schließlich muß der Schritt der chemischen Wiederaufarbeitung beherrscht werden. Dabei ist es erforderlich, die besonders hohe Pu-Konzentration und die besonders hohe Strahlenbelastung zu berücksichtigen. Im Institut für Heiße Chemie befindet sich eine $\frac{1 \text{ kg Brennstoff}}{\text{Tag}}$ - Laboranlage im Aufbau. Ebenfalls wird dort eine Fabrikationsanlage für PuO_2/UO_2 -Brennstofftabletten aufgebaut, um den Brennstoffkreislauf zu schließen. Von der einmaligen Investition abgesehen, bedeutet die Entwicklung einer einzigen Brennstoffvariante einen Aufwand von etwa DM 30 Mio.

Die Verwendung von PuO_2/UO_2 als Brennstoff führt in einem Schnellen Reaktor zu grundsätzlichen und neuartigen physikalischen Problemen, insbesondere im Hinblick auf die Stabilität und damit auf die Sicherheit eines solchen Reaktors. Bei Verwendung von metallischen Brennstoffelementen ist es die metallische Ausdehnung des Brennstoffes, die zu konstruktiven Maßnahmen zur Gewährleistung eines stabilen Reaktorbetriebes herangezogen wird. Bei UO_2/PuO_2 -Brennstoff hohen Abbrandes ist es der rein nukleare wirksame, d.h. von mechanischen Eigenschaften unabhängige, Doppler-Koeffizient, der die Stabilität eines solchen Schnellen Reaktors garantieren muß. Er kommt im Gebiet der Resonanzen in den Wirkungsquerschnitten der meisten Isotope zustande, d.h. zwischen 500 eV und 10 keV, so daß die Behandlung des Doppler-Koeffizienten in dieses schwierigste Gebiet der Reaktorphysik führt. Vor allem sind es die drei großen Physik-Experimente SUAK, STARK und SNEAK, die hierzu in Karlsruhe aufgebaut worden sind. Während die Experimente SUAK und STARK relativ billig sind - aber auch nur die Verwendung von U-235 und relativ einfache mehr grundsätzlich orientierte Experimente zulassen - handelt es sich bei SNEAK um ein sehr großes und teures Experiment, das die Handhabung großer Mengen an spaltbarem Material insbesondere aber Plutonium erfordert und erlaubt. Zur Zeit ist die Verwendung von 175 kg Pu im Wert von ca. DM 35 Mio. und die Verwendung von 550 kg U-235 im Wert von etwa DM 15 Mio. vorgesehen. Die Anlagen SUAK, STARK und SNEAK stellen einen Aufwand von etwa DM 33 Mio. dar. Das Arbeitsziel ist die Bestimmung aller physikalischen Eigenschaften großer Schneller Reaktoren.

Neben diesen drei Karlsruher Experimenten gibt es noch das SEFOR-Reaktor-Experiment in den USA, an dem das Karlsruher Projekt erheblich beteiligt ist. Nachdem die Idee zu solch einem Reaktor-Experiment unabhängig in den USA bei der General Electric und in Karlsruhe konzipiert worden war, schloß sich Karlsruhe mit den für dieses Experiment ursprünglich in Aussicht genommenen Mitteln dem Experiment in den USA an, weil es klar geworden war, daß der Arbeits- und Zeitaufwand, vor allem aber auch der Bedarf an Plutonium, die Karlsruher Möglichkeiten bei weitem übersteigen würde. Das SEFOR-Reaktor-Experiment hat zum Ziel, den Doppler-Koeffizienten und allgemeiner die

Stabilität eines Schnellen Reaktors mit UO_2/PuO_2 als Brennstoff unter echten Betriebsbedingungen zu messen und damit ein für alle Mal die Stabilität solcher Reaktoren zu demonstrieren. Dieses Experiment stellt einen Aufwand von etwa DM 120 Mio. dar, das dazugehörige Plutonium einen Wert von DM 200 Mio. Karlsruhe ist an diesem Experiment mit DM 20 Mio. sowie erheblichen wissenschaftlichen Beiträgen beteiligt.

Der dritte große Themenkreis des Projektes Schneller Brüter in Karlsruhe ist der Kühlmittelauswahl gewidmet. Bei kleinen Schnellen Reaktoren mit metallischem Brennstoff, wie sie bis 1960 allein betrachtet worden waren, kommt nur flüssiges Natrium - also ein flüssiges Metall - als Kühlmittel in Frage. Bei großen Schnellen Reaktoren (von z.B. 300 oder 1.000 MWe) mit UO_2/PuO_2 als Brennstoff kommt aber neben Natrium auch Helium, Kohlensäure oder überhitzter Dampf als Kühlmittel in Frage, solange das Ziel $b = 1 \text{ MW}_{th}/\text{kg}$ spaltb. Material zur Diskussion steht. Nach längerer, intensiver Überlegung wurde die eingehendere Untersuchung von Natrium und überhitztem Dampf als Kühlmittel betrieben. Es sind eine Reihe kleinerer Na-Versuchsstände aufgebaut worden, die es insbesondere erlauben sollen, Korrosionsfragen und Fragen der Hydraulik der Brennstoffelemente zu untersuchen. Es wurde aber auch im Laufe der Untersuchungen klar, daß die mehr technischen Entwicklungen von großen Pumpen und Wärmeaustauschern in der Industrie zu erfolgen habe. Die Verwendung von überhitztem Dampf in einem Schnellen Brutreaktor bringt die Bedingung mit sich, daß im eigentlichen Reaktorkern kein flüssiges Wasser sein darf. Das würde zu einer zu starken Neutronenmoderation führen und die Neutronen zu sehr abbremsen, so daß der eigentliche Bruteffekt verloren gehen würde. Dann aber muß man die Verdampfung des Kondensats der Turbine außerhalb des Reaktors in einem Wasserkessel bzw. Einspritzverdampfer durchführen und kommt somit zur Anwendung des sogenannten Löffler-Kreislaufes, der aus ganz anderen Gründen in den 20er-Jahren von Prof. Löffler in Berlin entwickelt worden war und nach Anwendung in wenigen Anlagen zufolge der Überwindung der Probleme der Wasserqualitätskontrolle, die eben zu diesem Löffler-Kreislauf geführt hatten, vergessen worden war. In Karlsruhe werden in besonderen Prüfständen und Kreisläufen die besonderen Komponenten dieser Kreisläufe, nämlich Verdampfer und Turboverdichter, untersucht. Die Aufwendungen zur Untersuchung der technologischen Kühlmittelprobleme liegen bei etwa DM 7 Mio.

Diese drei Arbeitsgebiete werden durch große und grundsätzliche Entwurfsstudien von 1.000 MWe Kernkraftwerkseinheiten umklammert. Diese relativ detaillierten Studien erlauben es, die allgemeinen Zusammenhänge zu erkennen, wichtige von sehr wichtigen Problemen zu trennen und - wenn nötig - neue Arbeits-

richtungen zu veranlassen. Auch lassen sie erste Schätzungen über die Kapitalkostenstruktur zu. Eine große Studie zu einem 1.000 MWe Na-gekühlten Reaktor wurde Ende 1964 fertig, und soeben ist eine umfassende Studie zu einem 1.000 MWe heißdampfgekühlten Reaktor fertig geworden.

Am Karlsruher Projekt Schneller Brüter arbeiten in Karlsruhe zur Zeit mehr als 400 Wissenschaftler und Techniker unmittelbar mit. Mittelbar sind es in Karlsruhe etwa 700 - 800. Rechnet man die Arbeiten, die zur Zeit bei den Vertragspartnern - vor allem in der Industrie - im Rahmen von Entwicklungsaufträgen gemacht werden, dazu, so kommt man auf etwa 1.000 Mitarbeiter. Die Arbeiten des Karlsruher Projektes Schneller Brüter von 1960 - 1967 machen insgesamt eine Summe von DM 250 Mio. aus. Dabei sind direkte und indirekte Kosten, wie z.B. Personalkosten, zusammengezählt. Etwa DM 30 Mio. entfallen davon auf den Kauf von 175 kg Plutonium aus den USA. Da das Kernforschungszentrum Karlsruhe auch Kosten verursachen würde, wenn das Projekt Schneller Brüter nicht existierte, würden diese Kosten teilweise dann in anderem Zusammenhang anfallen und nicht ganz auf Null zurückgehen. Seit 1963 ist EURATOM zu 40 % an allen Arbeiten assoziiert, so daß auch über 20 europäische Delegierte am Projekt mitarbeiten. Zwischen der USAEC und EURATOM sowie seinen Assoziationspartnern auf dem Gebiet der Schnellen Brüter - also Karlsruhe, Frankreich und Italien - besteht ein Informationsaustauschabkommen. Einen Forschungsauftrag hat Karlsruhe nach Israel vergeben.

1965 haben Holland und Belgien den Wunsch geäußert, ihrerseits Schnelle Brüter - Assoziationsverträge mit EURATOM abschließen zu wollen. In einer integrierenden Funktion ist EURATOM nur insofern darauf eingegangen, als sie die Bedingung stellte, daß diese holländischen und belgischen Arbeiten auf dem Schnellbrütergebiet mit einer der großen Assoziationen koordiniert sein müßten, so daß nicht alle Arbeiten in zu kleinem Maßstab noch einmal wiederholt würden. So ist es zu einer sehr engen Koordination der holländischen und belgischen Arbeiten mit dem Karlsruher Projekt gekommen, so daß damit das Karlsruher Projekt Schneller Brüter endgültig und ganz deutlich über den Karlsruher Rahmen hinausgetreten ist.

Aus der eben gegebenen kurzen Beschreibung der Karlsruher Arbeiten ist wohl auch deutlich geworden, daß mehr die grundsätzlichen Probleme des Projektes in Karlsruhe bearbeitet werden. Die Entwicklung großer technischer Komponenten, wie Pumpen und Wärmeaustauscher, muß dagegen in der Industrie durchgeführt werden. Es hat sich ganz außerordentlich gut getroffen, daß die Firma INTERATOM ursprünglich unabhängig von Karlsruhe den KNK-Reaktor ent-

worfen hat, der ein Na-gekühlter Kompakt-Reaktor von 20 MWe-Leistung ist und mit thermischen Neutronen arbeitet. Von der Na-Technologie her entspricht er vollständig dem amerikanischen Reaktor EBR-II bzw. dem englischen Reaktor Dounreay. Durch Einbeziehen in das größere, über Karlsruhe hinausreichende Projekt Schneller Brüter ist es also dann möglich, die unerläßliche technische Erfahrung mit großen technischen Komponenten zu gewinnen, die für die erfolgreiche Meisterung des Gesamtprojektes unerläßlich ist. Der KNK-Reaktor vermittelt Erfahrung auf dem Gebiet, das in Amerika als "hardware" bezeichnet wird.

In etwa parallel dazu kann man dasselbe vom HDR, dem Heißdampf-Reaktor der AEG, sagen. Dieser Reaktor erzeugt überhitzten Dampf, hat 25 MWe und auch dieser Reaktor arbeitet mit thermischen Neutronen. Bis zu einem gewissen Grad liefert er unerläßliche "hardware"-Erfahrung auf dem Gebiet dampfgekühlter Reaktoren.

In den Jahren 1964 und 1965 wurden nun ausgedehnte Studien angestellt, um die Situation der Schnellbrüterentwicklung in anderen Ländern - vor allem in den USA - kritisch auszuwerten. Dabei stellt sich eine bemerkenswerte Übereinstimmung des Ziels aller Arbeiten heraus: 1980 sollen 1.000 MWe Kernkraftwerkseinheiten wirtschaftlich wettbewerbsfähig und erprobt sein. Die sehr großen deutschen Anstrengungen haben nur dann einen Sinn, wenn dieses Ziel rechtzeitig in Deutschland erreicht wird. Anderenfalls würden alle Arbeiten in der Luft hängen, weil sie im industriellen Bereich wirtschaftlich nicht zum Tragen kommen. Letztes Ziel der Karlsruher Arbeiten ist es, die deutsche Industrie in die Lage zu versetzen, Schnelle Brutreaktoren, die wirtschaftlich arbeiten, international wettbewerbsfähig und rechtzeitig, d.h. etwa zum Jahre 1980, zu erstellen.

Zur Erreichung dieses Ziels ergibt sich nun schließlich ein ziemlich klarer Projektrhythmus. Die grundsätzlichen Arbeiten des Kernforschungszentrums Karlsruhe in den Jahren 1960 - 1967 führen dazu, daß ab 1966 im Bereich der Industrie und in klarer Verantwortung der Industrie - aber in sehr enger Wechselwirkung mit Karlsruhe - zwei große Prototyp-Anlagen von 300 MWe entworfen werden. Für den Entwurf des Na-gekühlten Prototyp-Reaktors ist die Firmengruppe SSW/INTERATOM zuständig. Der KNK-Reaktor der Firma INTERATOM stellt die notwendige technische Vorstufe dazu dar. Für den Entwurf des Heißdampf-gekühlten Prototyp-Reaktors ist die Firmengruppe AEG/MAN/GHH zuständig. Hier stellt der HDR-Reaktor der AEG die notwendige technische Vorstufe dar. Etwa 1973 sollen diese Prototypen fertig sein, so daß etwa 1974/75 mit dem

Bau der 1.000 MWe Demonstrationsreaktoren begonnen werden kann. 1979/80 wäre dann in der Tat das Projektziel erreicht.

Es ist ein entscheidender Zug dieses Verfahrens, daß die Initiative und die Verantwortung dieser Prototypen, die ja aus der normalen Perspektive gesehen, Großkraftwerke sind, bei der Industrie liegt. Nur dann werden diese großtechnischen Arbeiten so verantwortlich ausgeführt, daß ein Erfolg gewährleistet wird. Und nur dann sind die ausführenden Industriegruppen so sehr mit dem Projekt identisch, daß sie den lebensnotwendigen industriellen Wettbewerb tragen können. Es wäre deshalb kurzsichtig und töricht, wenn Karlsruhe der Versuchung erliegen würde und weiterhin auf die Führung bei diesem Projekt Wert legen würde. Vielmehr ist es die Aufgabe Karlsruhes, bei dem Entwurf der Prototypen wesentliche Hilfestellung zu leisten, und den ganzen Fundus an Wissen und Überblick der Industrie zukommen zu lassen. Für die Industrie ergibt sich dabei insofern eine neue Situation, als sie gehalten sein muß, ständig das Gespräch mit Karlsruhe zu führen. Neben dieser unmittelbaren Unterstützung der Industriearbeiten hat Karlsruhe die Aufgabe, das Basisprogramm fortzuführen und fortgeschrittene Konzepte zu entwickeln. Der Entschluß, je einen Na-gekühlten und dampfgekühlten Prototyp-Reaktor zu bauen, hat in anderen Ländern bisher keine Parallele, lediglich die GE-Gruppe verfolgt seit einiger Zeit dasselbe Konzept. Ein Na-gekühlter Reaktor wird immer eine etwas höhere Bruttoreate und daneben auch das Potential haben, zu höheren Belastungen des Brennstoffs zu kommen. Die reinen Bruttoreigenschaften werden also etwas betont sein, demgegenüber dürften die Kapitalkosten solcher Na-gekühlter Reaktoren erst von einer gewissen Größe ab akzeptabel sein. Auch bleibt es wahr, daß es sich um eine grundsätzlich neue Technologie handelt, die erst noch von den Elektrizitätsunternehmen wird angenommen werden müssen.

Demgegenüber hat der dampfgekühlte Brutreaktor eine etwas kleinere Bruttoreate und erlaubt nur etwas kleinere Brennstoffbelastungen, aber er macht Gebrauch von der so wohl etablierten Technologie des Wassers und gibt die Möglichkeit, den dampfgekühlten Brüter aus den heute im Durchbruch befindlichen Leichtwasserreaktoren herauswachsen zu lassen. Wenn man sich vor Augen hält, daß Schnelle Brutreaktoren eine Generation von Reaktoren sind und nicht so sehr ein einzelner Reaktortyp, dann ist man gar nicht überrascht, daß es zu dieser Lösung kommt. Vielmehr erscheint sie dann zu Recht als natürliche Lösung.

Es zeichnet sich ab, daß an dem Entwurf des Na-gekühlten Prototyp-Reaktors sich auch aktiv und mit eigenen technischen und finanziellen Beiträgen Holland und Belgien beteiligen werden. Dabei werden sich holländische und belgische

Firmengruppen direkt mit der deutschen Firmengruppe SSW und INTERATOM zusammen-tun, so daß der Gesichtspunkt der industriellen Verantwortung bei dieser Art von internationaler Zusammenarbeit unverdünnt bleibt. Die Regierungen dieser drei Länder werden ein Abkommen abschließen, um diese Art von Firmenzusammenarbeit zu ermöglichen. Dabei sollen nach Möglichkeit einheitliche Finanzierungs-kanäle benutzt werden. Vielleicht kann EURATOM hierbei katalytische und unter-stützende Funktionen übernehmen. Eine solche industrielle Beteiligung Hollands und Belgiens kann natürlich notwendigerweise nur eine Minderheitenbeteiligung sein, so daß von der Seite der holländischen und belgischen Regierung mit einigem Recht die Frage gestellt wird, inwieweit durch solche Minderheiten-beteiligung die holländischen und belgischen Stellen in die Lage versetzt werden, den Zusammenhang des ganzen Projektes zu beurteilen. Hier kommt jetzt ganz wesentlich die sich ebenfalls abzeichnende Zusammenarbeit der Kern-forschungszentren Karlsruhe, Petten und Mol zum Tragen. Auf dieser Ebene der Kernforschungszentren ergibt sich für die Regierungsstellen relativ leicht die Möglichkeit, bei der Durchführung des Basisprogramms und im Gespräch mit der Industrie-gruppe das ganze Projekt im Auge zu behalten.

Diese Prototypenphase wird einen finanziellen Aufwand von DM 1,3 Mrd. be-deuten. Zum ersten Mal ergibt sich ein so langfristig zu planendes und umfang-reiches Projekt im nicht-militärischen Bereich. Soweit man heute sehen kann, wird es ein charakteristisches Zeichen der Zukunft hier in Europa sein, daß solch große Projekte im nicht-militärischen Rahmen zu bewältigen sein werden. Sie müssen bewältigt werden, wenn eine Industrienation auf der Höhe der Ent-wicklung bleiben will und insofern in der Zukunft wirtschaftlich überleben will, obwohl z.B. im Hinblick auf den Energiebedarf das Überleben vielleicht sogar noch direktere Bedeutung haben könnte. Solche Projekte sprengen aber den bisherigen industriellen Rahmen. Sie sind zu groß und zu langfristig, als daß die Industrie diese Aufgabe allein und aus sich heraus wahrnehmen könnte. Solche Projekte sind auch so sehr im allgemeinen politischen Interesse, daß zu Recht der Staat mit großen Mitteln und in bisher ungewohnter Funktion beteiligt sein muß. Das darf aber nur so sein, daß die industrielle Initiative dabei unangefochten bleibt. Den Forschungszentren kommt dabei nun als weiterem Partner eine solche projektermöglichende, projektwissenschaftliche Funktion zu, d.h. sie müssen die Basis für die naturwissenschaftliche Fundierung solcher Projekte abgeben. Ihre Aufgabe liegt also nur teilweise in der Verlängerung der wissenschaftlichen Möglichkeiten einer Universität. Die größere Aufgabe ist viel-mehr im Bereich der Projektwissenschaften in ihrer Ziel- und Zeitbezogenheit zu suchen. In der Gliederung Staat - Forschungszentren - Industrie scheint sich eine über den nationalen Rahmen hinaus gültige, allgemeine Gliederung abzu-zeichnen, der bei der Bewältigung der friedlichen Aufgaben eines modernen Industriestaats entscheidende Bedeutung zukommt.

Literatur:

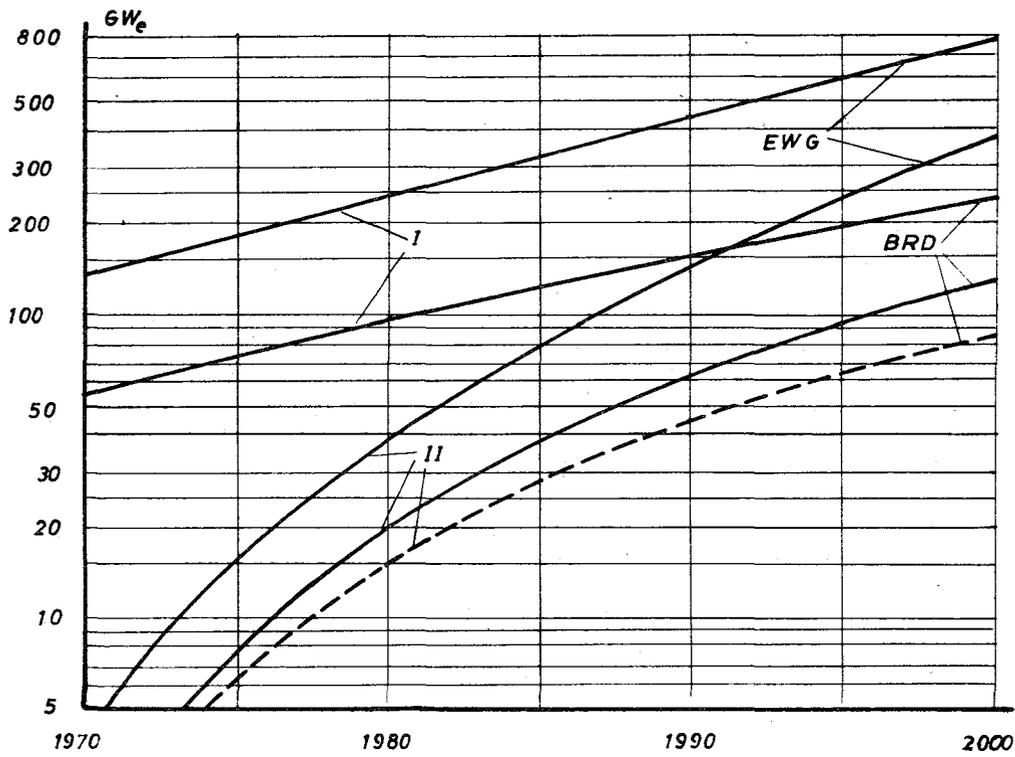
- [1] Alvin M. Weinberg, Burning the Rocks
Oak Ridge National Laboratory, ANL-6122, Oct. 19, 1959, S. 10
- [2] KFK-366: Deutsches Atomforum E.V. und Kernforschungszentrum
Karlsruhe, Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener
Reaktortypen in Deutschland,
H. Grümm, D. Gupta, W. Häfele, P. Jansen, E. Schmidt, J. Seetzen
- [3] Persönliche Mitteilungen der Nuclear Fuel Services
- [4] E.A. Eschbach: Utilization of Plutonium in Fast and Thermal Reactors,
Hanford Atomic Products Operations, Richland, Washington,
Prepared for Presentation at the European Atomic Energy Society
Enlarged Symposium on "Fuel Cycles for Power Reactors" at
Baden-Baden, Sept. 9, 1963
- [5] W. Häfele: Principles and Problems of the Development of a
Fast Reactor Fuel Element, ANL-6792, 1963
- [6] Nach H. Grümm aus NUCLEONICS, Jan. 1966, Vol. 24, Nr. 1, S. 28
- [7] Knoll Atomic: Plutonium Fast Power Breeder with Oxide Fuel and
Blanket Elements, J.B. Sampson and E.A. Luebke
Nuclear Science and Engineering, 4, 745-761 (1958)
- [8] P. Greebler, P. Aline, ORNL, Parametric Analysis of a
 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ -Fueled Fast Breeder, ANL-6122, Oct. 19, S. 116 (1959)
- [9] F. Storrer: Courbes d'influence pour le calcul de l'effet
des distorsions de la structure sur la réactivité
Physics of Fast and Intermediate Reactors, Wien, Aug. 1961, Bd.3,S.3
- [10] F.J.Leitz: Plutonium as a Fuel for the Fast Ceramic Reactor
ANS Topical Meeting "Plutonium as a Power Reactor Fuel"
- [11] K.H. Beckurts: Reactor Physics with Pulsed Neutron Sources
J.f. Nuclear Instruments and Methods, Bd. 11, S. 144 (1961)
- [12] KFK-302, H. Borgwaldt, M. Kuchle, F. Mitzel, E. Wattecamps:
SUAK a Fast Sub-critical Facility for Pulsed Neutron Measurements
Mai 1965
- [13] KFK-217, H. Meister, K.H. Beckurts, W. Häfele, W.H. Köhler, K. Ott:
The Karlsruhe Fast Thermal Argonaut Reactor Concept (1964)

- [14] H. Borgwaldt, Sanitz: Die Impulskorrelation zweier Neutronendetektoren im stationären Reaktor
Nukleonik, Bd. 5, S. 239 (1963), bzw. KFK-181
- [15] KFK-303, M. Edelmann, G. Kußmaul, H. Meister, D. Stegemann, W. Väh: Pulsed Source and Noise Measurements on the STARK Reactor at Karlsruhe (1965)
- [16] D. Stegemann et alii: The Fast Critical Zero Energy Assembly Karlsruhe - SNEAK and its Experimental Program
Presented at the eight Nuclear Congress, Comitato nazionale per l'energia nucleare. Rome, Italy, June 1963
- [17] M.J. McNelly, K.P. Cohen and B. Wolfe: The Experimental Fast Ceramic Reactor,
Based on a Paper presented at the IAEA Symposium on "Power Reactor Experiments", Wien, Oktober 1961
- [18] K.P. Cohen, P. Greebler, K.M. Horst, B. Wolfe: The Southwest Experimental Fast Oxide Reactor
VII. Nuclear Congress, Rom, Juni 1963
- [19] W. Häfele, K. Ott, L. Caldarola, W. Schikarski, K. Cohen, B. Wolfe, P. Greebler et alii: Static and Dynamic Measurements on the Doppler Effect in an Experimental Fast Reactor
3. ICPUAE, Genf 1964, P/644
- [20] W. Schnurr and J.R. Welsh: The SEFOR Reactor Aspects of International Collaboration
3. ICPUA, Genf 1964, P/533
- [21] J.J. Schmidt: Neutron Cross Sections for Fast Reactor Materials, Part I: Theory and Compilation, Part II: Tables, Part III: Graphs
KFK-120 und EANDC-E-35 (U), 1962
- [22] D. Smidt, A. Müller et alii: Referenzstudie für den 1000 MWe Natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor (Na-1), Dez. 1964
KFK-299
- [23] H. Böhm, W. Dienst, H.J. Hauck, H.J. Laue: Irradiation Effects on the mechanical Properties of Vanadium Base Alloys
ASTM Special Technical Publication, demnächst
- [24] H. Böhm, W. Dienst, H.J. Hauck: Hochtemperaturversprödung von austenitischen Stählen und Nickellegierungen durch (n, α) Reaktionen
Z.f. Metallkunde, Bd. 57, 1966, (Heft 5), S. 352-357

- [25] H. Böhm, W. Dienst, H.J. Hauck, H.J. Laue: Änderung der mechanischen Eigenschaften Cr-Ni-Stähle und Nickellegierungen durch Neutronenbestrahlung
J. Nucl. Materials, Bd. 18 (1966), S. 337-347
- [26] H. Böhm, W. Dienst, H.J. Hauck: Untersuchung über die Hochtemperaturversprödung von austenitischen Stählen und Nickellegierungen durch Neutronenbestrahlung
J. Nucl. Materials, Bd. 19 (1966), S. 59-69
- [27] H. Böhm, W. Dienst, H.J. Hauck, H.J. Laue: Abhängigkeit des Bestrahlungsverhaltens einer aushärtbaren Ni-Cr-Fe-Legierung vom Ausscheidungszustand
J. Nucl. Materials, Bd. 20 (1966), S. 87-93
- [28] R. Theisen, A. Bauer, H. Beißwenger, G. Giacchetti, E. Patrassi, G. Schumacher:
Micro-analytical Studies of Micro- and Macro Segregation in Oxide Fuels
Conference on Safety, Fuels and Core-Design in Large Fast Power Reactors, Argonne, Oktober 1965
- [29] M. Fischer, W. Häfele: Shockfront Conditions in Two-Phase Flow Including the Case of Desuperheat.
Argonne-Konferenz, Oktober 1965
- [30] G. Friz: Coolant Ejections Studies with Analogy Experiments
Argonne-Konferenz, Oktober 1965
- [31] D. Smidt: Optimization and Safety at He-Cooled Fast Breeders
Argonne-Konferenz, Oktober 1963, ANL-6792
- [32] GEAP-4418: Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study
GE Company, Jan. 1964
- [33] WCAP-3251-1: Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study
Westinghouse, Jan. 1964
- [34] ACNP-64503: Large Fast Reactor Design Study,
Allis Chalmers, Atomic Power Development Associates,
Babcock and Wilcox Company, Jan. 1964
- [35] CEND-200: Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study
Combustion Engineering, Jan. 1964
- [36] D. Smidt et al: Safety and Cost Analysis of a 1000 MWe Sodium Cooled Fast Breeder Reactor
Argonne-Konferenz, Oktober 1965

- [37] W. Häfele, D. Smidt, K. Wirtz: The Karlsruhe Reference Design of a 1000 MWe Sodium Cooled Fast Breeder Reactor
Argonne-Konferenz, Oktober 1965
- [38] A. Müller, E. Kiefhaber et alii: The Karlsruhe Reference Design of a 1000 MWe Steam Cooled Fast Breeder Reactor, D-1
KFK-392, demnächst
- [39] P. Engelmann: Der Schnelle Brüter
Z.f. Atomkernenergie, Heft 9-10, 1964
- [40] W. Häfele et alii: The Karlsruhe Fast Breeder Project
3. ICPUAE, Genf 1964, P/539
- [41] K. Wirtz: Schlußfolgerungen für die künftige Nutzung der Atomenergie in Europa
Beitrag zum 2. FORATOM-Kongreß, 29. Sept. 1965
- [42] R.V. Davies, J. Kennedy, R.W. Mollroy, Spence, K.M.Hill:
Extraction of Uranium from Sea-Water
Nature 203, Sept. 1964
- [43] US Atomic Energy Commission: ... a Report to the President
Nov. 20, 1962
- [44] W. Häfele, Schnelle Brutreaktoren
Die Atomwirtschaft Nr. 6 (1966)

Abb. 1



I GESAMTE INSTALLIERTE LEISTUNG
 II ANTEIL AN INSTALLIERTER NUKLEARER LEISTUNG
 — OBERE BEDARFSSCHÄTZUNG
 --- UNTERE "

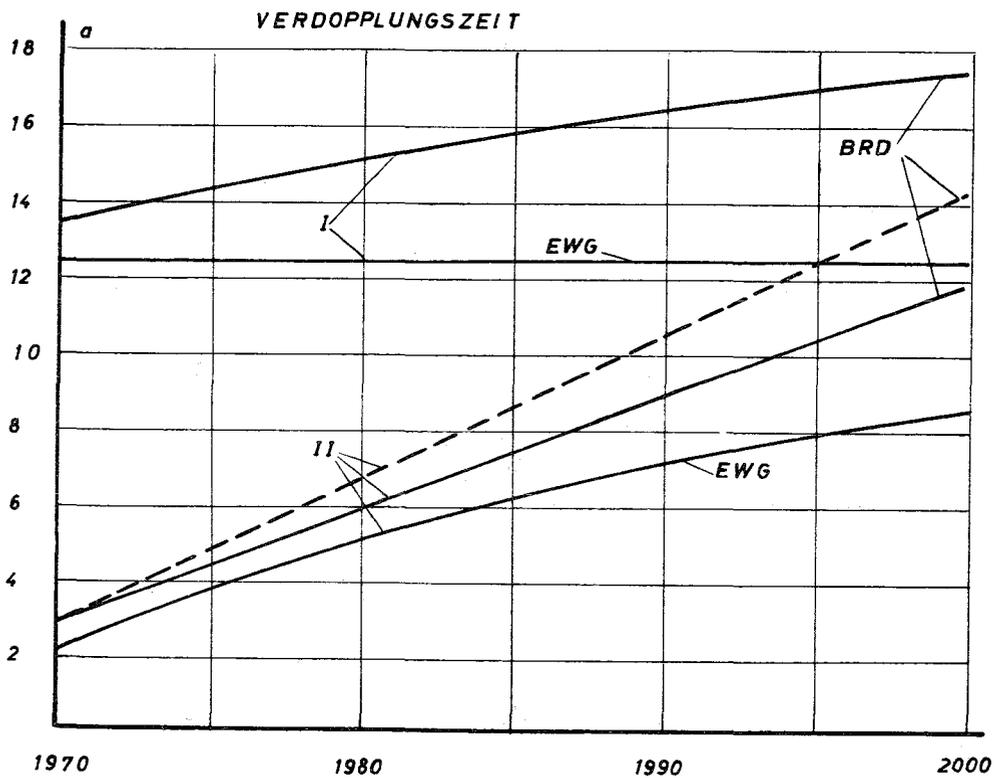


Abb. 2

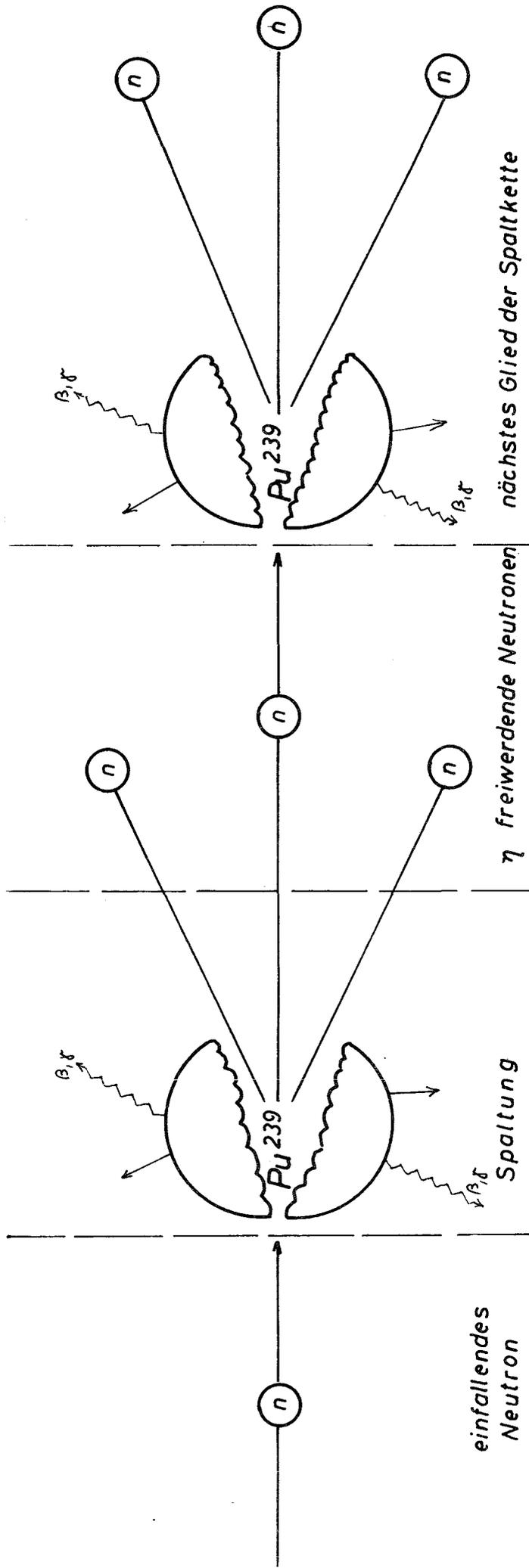
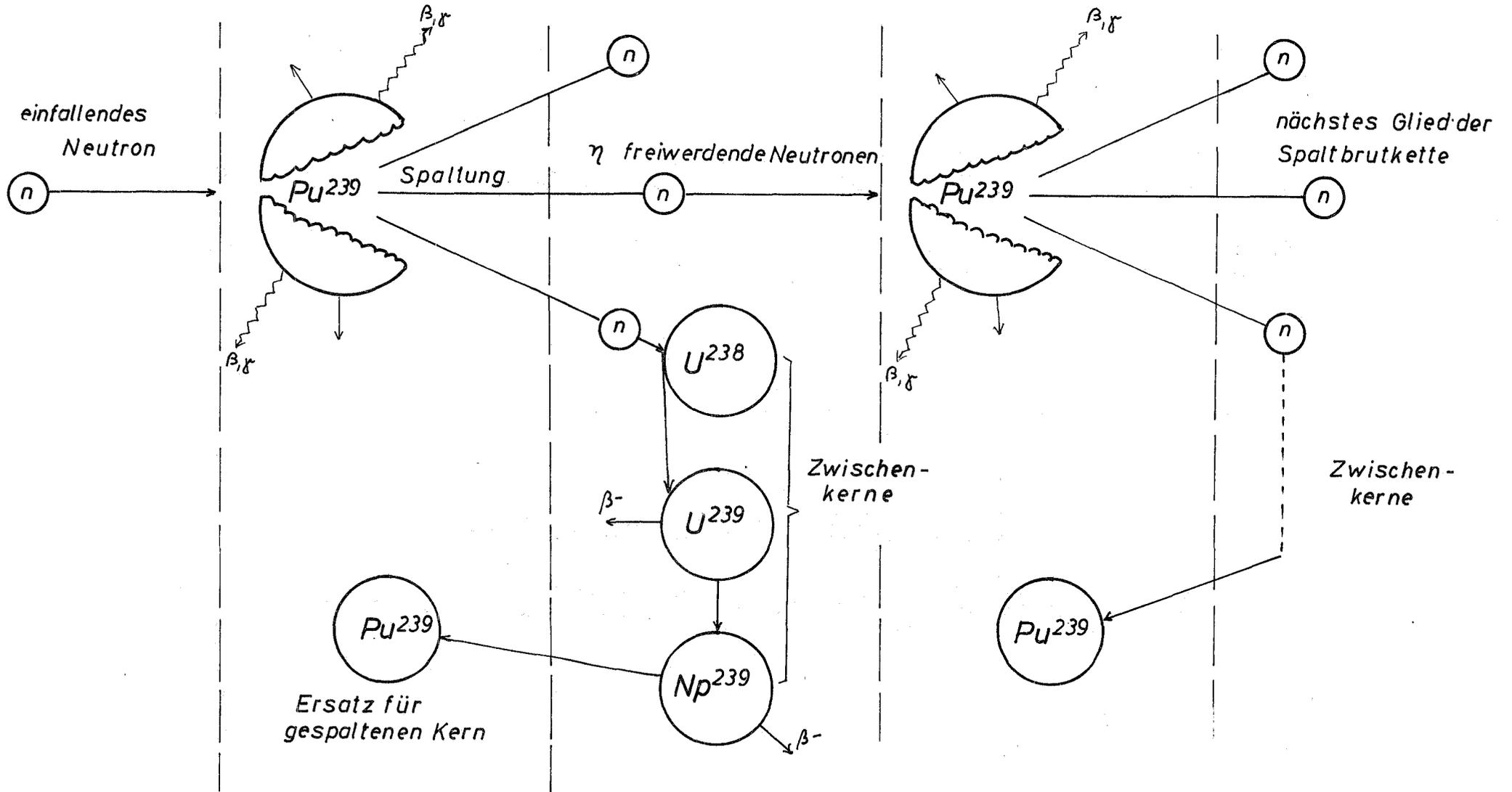


Abb. 3



Zusammensetzung von Plutonium aus thermischen Reaktoren

Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
55-60	20-25	10-15	5-10(%)

Abb. 5

α - Werte

Energie	U- 233	U- 235	Pu- 239
0.025 eV	0.101	0.174	0.390
100 KeV	0.115	0.283	0.144
1 MeV	0.036	0.087	0.026

η - Werte

	U-233	U-235	Pu-239
0,025 eV	2,28	2,07	2,08
100 keV	2,26	1,90	2,54
1 MeV	2,43	2,33	2,93

Abb. 7



ANTEILE AN INSTALLIERTER NUKLEARER LEISTUNG IN EINER GEBUNDENEN ZWEITYPEN- STRATEGIE

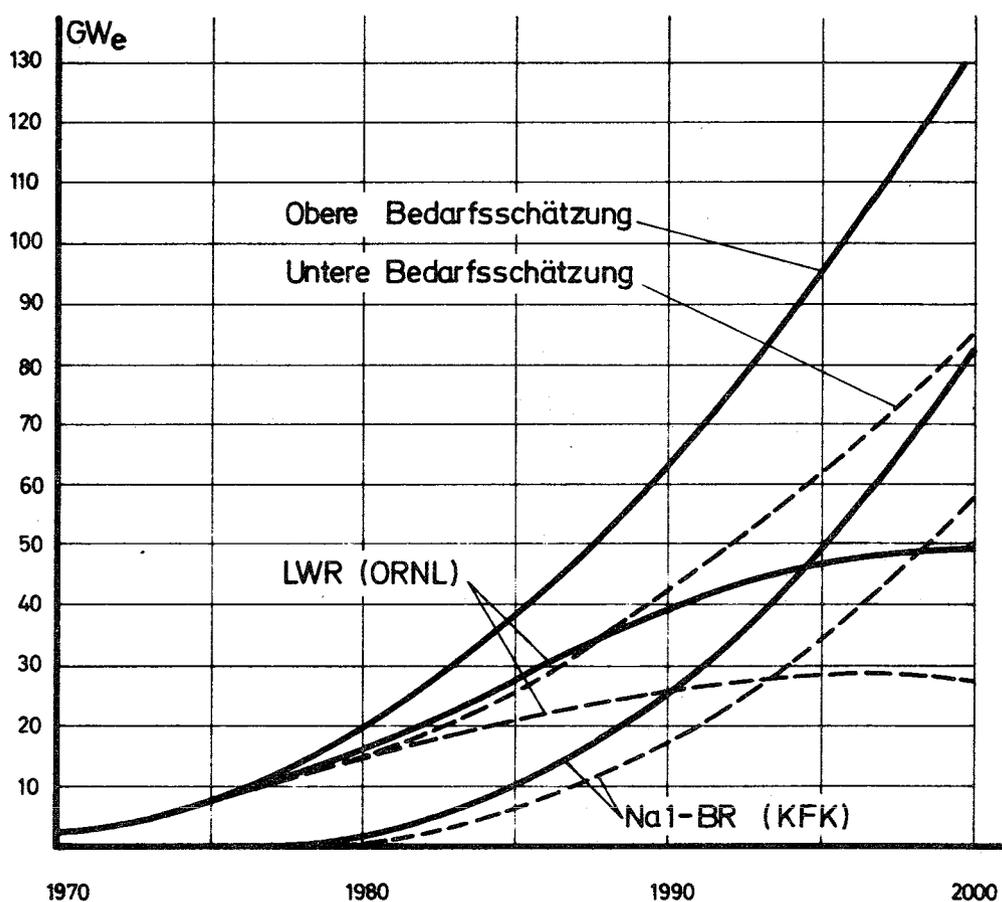


Abb. 8

Abb. 9

Uran-Vorräte und Preisentwicklung

<i>Preiskategorie</i> <i>S/lb U₃O₈</i>	<i>Weltvorräte</i> <i>10⁶ t U₃O₈</i>	<i>davon für Deutschland</i> <i>verfügbar 10³ t U₃O₈</i>
8	1	50
20	1	50
30	2.4	120

Belastung
MW / kg Pu spaltb.

$K = \text{Gesamtkosten für B.Z. [Dpf/kWh]}$

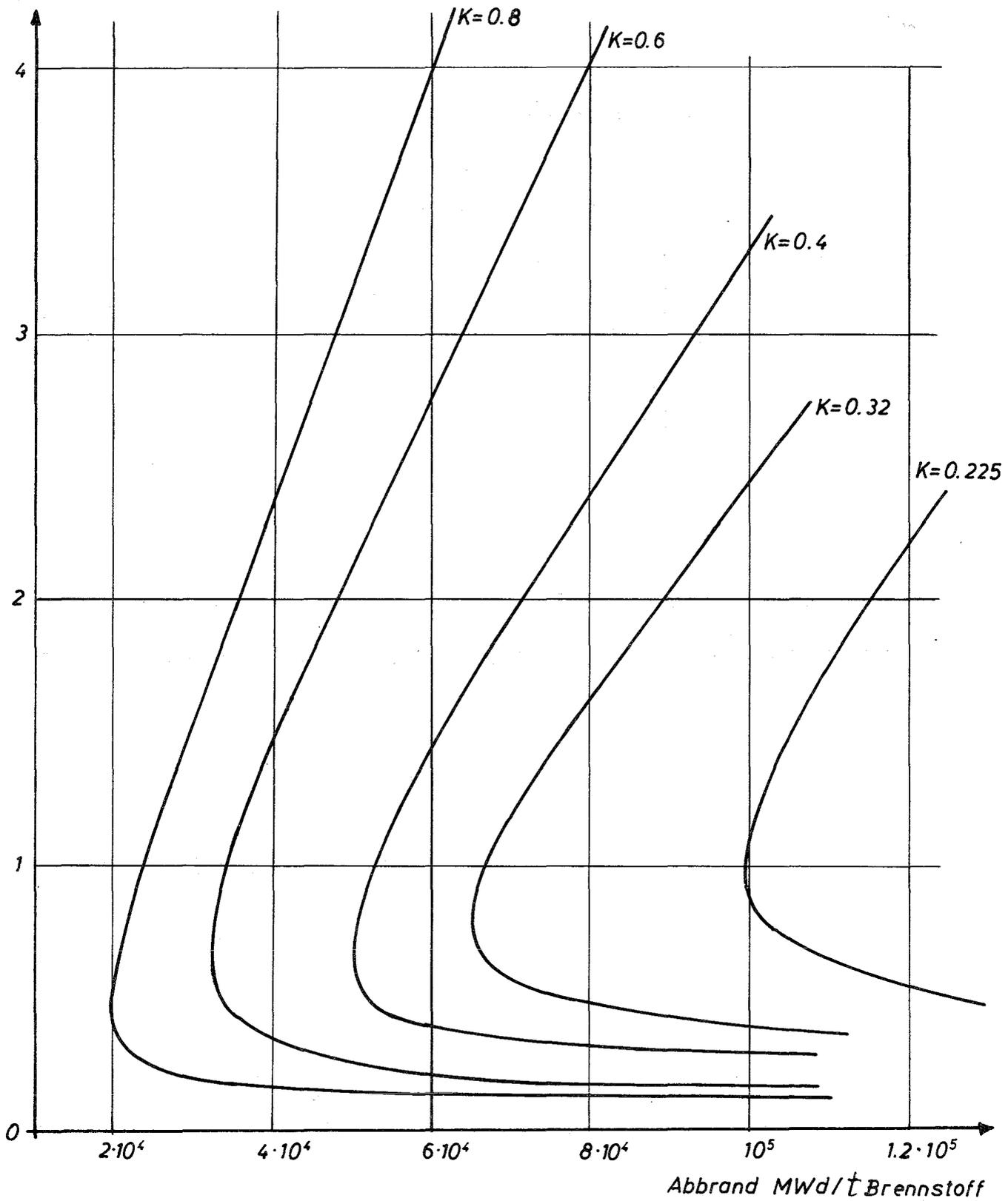


Abb. 10 Abhängigkeit von Belastung und Abbrand mit den gesamten Brennstoffzykluskosten als Parameter