

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM  
KARLSRUHE**

Februar 1967

KFK 565

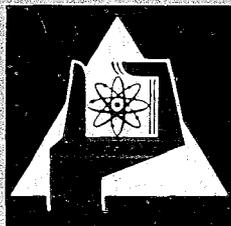
Institut für Angewandte Reaktorphysik

Der geschlossene Brennstoffzyklus  
- Eine Einführung -

W. Häfele

Brennstoffzyklusindustrie in einer expandierenden Kernwirtschaft

D. Gupta



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.

KARLSRUHE



Februar 1967

K F K 565

Institut für Angewandte Reaktorphysik

DER GESCHLOSSENE BRENNSTOFFZYKLUS

- Eine Einführung -

von

W. Häfele

und

BRENNSTOFFZYKLUSINDUSTRIE IN EINER EXPANDIERENDEN KERNWIRTSCHAFT

von

D. Gupta

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

---

\* Diese Arbeit wurde im Rahmen der Assoziation zwischen der Europäischen Atomgemeinschaft und der Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe, auf dem Gebiet der schnellen Reaktoren durchgeführt.



## DER GESCHLOSSENE BRENNSTOFFZYKLUS

- Eine Einführung -

W. Häfele

Institut für Angewandte Reaktorphysik  
des Kernforschungszentrums Karlsruhe

Eine gesunde und wettbewerbsfähige Reaktorindustrie kann nur dann richtig zum Tragen kommen, wenn die dazu nötige Brennstoffzyklusindustrie (BZ-Industrie) in vollem Maße entwickelt und beherrscht wird. Das gilt ganz allgemein, aber doch vor allem auch deswegen, weil es gerade die geringen Brennstoffkosten sind, die Atomkraftwerke im Grundsatz vor allen fossilen Kraftwerken auszeichnen. Nur wenn es einen gesunden Brennstoffzyklus gibt, kann dieser im Grundsatz vorhandene Vorteil der Atomkraftwerke auch wirklich zum Tragen kommen. Im besonderen Maße gilt das dann noch einmal für Schnelle Brutreaktoren, die noch ausdrücklicher durch ihren Brennstoffzyklus ausgezeichnet sind.

Es ist natürlich, daß diese Zusammenhänge bis jetzt noch nicht so im Vordergrund standen, weil zunächst einmal der Reaktor in jeder Hinsicht als zu bewältigendes Problem anstand. Deshalb wurde dem Zweig der Kernindustrie, der sich mit dem Brennstoffzyklus befaßt, bisher nur relativ wenig Aufmerksamkeit geschenkt. Nach der Bereitstellung der Oyster-Creek-Kernkraftwerke unter vollkommen wirtschaftlichen Bedingungen und danach folgenden fast lawinenartig zunehmenden weiteren Bestellungen von Kernkraftwerken mit mehr als 20 GWe installierter Leistung in den USA jedoch kann man auch in anderen Industrieländern die wirtschaftliche Entwicklung der Kernenergie in festen Umrissen erkennen. Es ist auch jetzt möglich, die Zuwachsrate der Kernenergie für absehbare Zeit abzuschätzen und verschiedene einsatzfähige Reaktortypen bzw. Reaktorgenerationen anzugeben, die solche Zuwachsrate decken können. Deshalb kann man jetzt etwas genauere Untersuchungen über die BZ-Industrie als solche und ihre Entwicklungsaspekte durchführen.

In der auf diese Einführung folgenden Arbeit hat D. Gupta versucht, die einzelnen wichtigen Zweige der BZ-Industrie von verschiedenen technischen und wirtschaftlichen Gesichtspunkten her zu durchleuchten. Obwohl die in dieser Arbeit diskutierten Er-

gebnisse vorläufiger Natur sind und nur in Verbindung mit den darin angegebenen Voraussetzungen volle Aussagekraft haben, lassen sich jedoch einige Tendenzen erkennen, die gewisse, ausschließlich auf den Ergebnissen der folgenden Arbeit beruhende Schlußfolgerungen ermöglichen. Es sei darauf aufmerksam gemacht, daß solche Untersuchungen letzten Endes sogar mehr dazu dienen, die Struktur eines vorliegenden Problems erkennen zu lassen als Voraussagen im platten Sinne des Wortes abzugeben. Hier jetzt die in diesem Sinn zu verstehenden Schlußfolgerungen:

1. Die Leistungen zur Herstellung von Brennelementen in expandierenden Reaktorindustrien müssen zu einem gegebenen Zeitpunkt immer höher sein als diejenigen für die Aufarbeitung, da die ersteren außer für den laufenden Bedarf der vorhandenen Reaktoren auch für die Herstellung der Brennelemente für Erst-Cores der neu zu installierenden Reaktoren ausgelegt werden. Dieser aus solchem Verlauf resultierende Unterschied zwischen Fabrikation und chemischer Aufarbeitung ist erheblich.
2. Neben der zur Zeit in Deutschland installierten Fabrikationsleistung von etwa 100 t/a werden die erforderlichen Durchsätze der Fabrikationsanlagen schon 1975 schätzungsweise auf 500 t/a und 1985 auf 1700 t/a ansteigen. Die entsprechenden Durchsätze der Aufarbeitungsanlagen betragen etwa 230 t/a bzw. 1100 t/a. Zur Zeit besteht keine irgendwie nennenswerte Aufarbeitungsleistung. Allein diese Zahlen weisen sehr deutlich darauf hin, daß für eine gesunde Entwicklung der Reaktorindustrien in Deutschland eine Intensivierung der Tätigkeit auf diesen beiden Gebieten von elementarer Bedeutung ist.
3. In diesem Zusammenhang nimmt die Frage der Versorgung von Konverter-Reaktoren mit angereichertem Uran eine Schlüsselstellung ein. Die damit verbundenen Probleme gehen sogar weit über die Frage der Wirtschaftlichkeit der Kernenergie hinaus. Die langfristige Sicherung der Versorgung mit diesem Material ist eine Voraussetzung für die schon jetzt vorauszusehende verhältnismäßig rasche Entwicklung der Kernenergie auf der Basis von Leichtwasserreaktoren. Für den Fall, daß die Versorgung nicht unter annehmbaren Bedingungen durchgeführt werden kann, können Natururan-Reaktoren (Schwerwasser-Typ) als eine Alternative in Betracht gezogen werden, jedoch müssen sie die Wirtschaftlichkeit der Leichtwasser-Reaktoren erreichen.
4. Die entstandenen Spaltprodukte aus Kernreaktoren - bisher gelegentlich als lästig empfundener Abfall - erzwingen zunehmende Aufmerksamkeit auf ihre Anwendung in großtechnischem Maßstab.
5. Die Besonderheit der Einführung Schneller Reaktoren in eine vorhandene, auf Konvertertyp basierte BZ-Industrie liegt in der Tatsache, daß es vermutlich

möglich sein wird, durch geeignete Modifikation großer naßchemischer Aufarbeitungsanlagen Brüterbrennstoff aus core und Brutmantel zusammen mit dem Brennstoff aus thermischen Reaktoren aufzuarbeiten. Allerdings muß das im technischen Maßstab erwiesen werden, und in diesem Zusammenhang kommt der im Bau befindlichen WAK-Anlage in Karlsruhe eine besondere Bedeutung zu. Dann erhöht sich der Durchsatz durch eine z.B. vorzuziehende chemische Aufarbeitungsanlage, und es erniedrigen sich die spezifischen Aufarbeitungskosten, was sich in erster Linie günstig auf den Zyklus der Brutreaktoren, aber schließlich auch auf den Zyklus der thermischen Reaktoren auswirkt. In diesem Zusammenhang jedoch sei darauf hingewiesen, daß es eilig ist, die Fabrikationstechnik plutoniumhaltiger Brennstoffelemente auf eine solide Basis zu stellen. Es ist als sicher anzusehen, daß die heute auf der ganzen Welt noch angewendete Handschuhkastentechnik für einen gesunden Brennstoffzyklus insbesondere der Brutreaktoren unzureichend ist.



# BRENNSTOFFZYKLUSINDUSTRIE IN EINER EXPANDIERENDEN KERNWIRTSCHAFT

D. Gupta

Institut für Angewandte Reaktorphysik des Kernforschungszentrums Karlsruhe

Die potentielle Einsatzmöglichkeit der Kernenergie als eine alternative Energiequelle und die ungewöhnlich rasche Entwicklung der wirtschaftlich einsatzfähigen Kernkraftwerke haben in den letzten Jahren dazu Veranlassung gegeben, verhältnismäßig detaillierte Untersuchungen über die Einflüsse einer expandierenden Kernenergiewirtschaft auf die gesamte Entwicklung der Energieerzeugung durchzuführen [1-6]. In den meisten dieser Studien wurde sowohl die Frage der Rohmaterialbesorgung wie auch Wirtschaftlichkeitsprobleme behandelt. In diesem Zusammenhang spielen jedoch die Entwicklung und der rechtzeitige Aufbau der Brennstoffzyklusindustrien eine wichtige Rolle. Die Probleme der Versorgung der verschiedenen Reaktortypen mit zunehmenden Mengen an Spaltstoffen, die anwachsenden Umsätze der Fabrikations- bzw. Wiederaufarbeitungsanlagen sowie die Lagerung und Beseitigung der radioaktiven Abfälle beeinflussen weitgehend die Wirtschaftlichkeit der einzelnen Reaktortypen und dadurch ihre Einsatzfähigkeit.

In der vorliegenden Arbeit wurden anhand einer plausiblen Kernenergiezuwachsrate in Deutschland die Jahresdurchsätze der Fabrikations- und Aufarbeitungsanlagen für verschiedene Reaktorstrategien sowie die anfallenden Mengen an radioaktiven Spaltprodukten geschätzt und die Ergebnisse diskutiert. Außerdem wurde die Frage der Besorgung von angereichertem Uran aus einer Urantrennanlage im europäischen Rahmen angeschnitten. Die hier diskutierten Zahlen sind zwar von den Eingangsdaten wie Kernenergiezuwachsrate, Reaktortypen und deren Eigenschaften abhängig, es lassen sich jedoch gewisse allgemeine Tendenzen erkennen.

## Kernenergiezuwachsrate in der BRD

In Tab. 1 sind die Schätzungen dreier unabhängiger Quellen für die nächsten 20-30 Jahre zusammengefaßt. Zur Berechnung der erforderlichen Leistungen der Brennstoffzyklus (BZ)-Industrien liegt die obere Schätzung der Ref. [4,6] zugrunde. Sie bleibt im Rahmen der Angaben der anderen Quellen und wurde ausführlich in [6] begründet.

Tabelle 1

Schätzung der installierten Leistung von Kernkraftwerken in der BRD.

Referenzen Jahr	Installierte Leistung (GWe)		
	<u>[4,6]</u> geschätzt in Deutschland	<u>[7]</u> geschätzt in den USA	<u>[8]</u> geschätzt in England
1970	2 - 2	1 - 1.2	1
1975	2 - 8	7 - 9	5
1980	16 - 20	15 - 23	13
1985	27 - 37	28 - 55	26
1990	43 - 62		
1995	62 - 93	nicht geschätzt	
2000	85 - 132		

Ist  $P_o$  die installierte Leistung der Kernkraftwerke im Jahre  $t$ , so kann die obere Schätzung durch folgende Formel ausgedrückt werden

$$P_o \text{ (GWe)} = 0.0302 (t-1964)^{2.34} \quad (1)$$

Reaktortyp und Reaktorstrategien

Zur Berechnung der Leistungen der BZ-Industrie wurden die folgenden Reaktortypen zugrundegelegt.

Reaktortyp	Symbol
Leichtwasser mit angereichertem Uran	LWR
Schwerwasser mit schwach angereichertem Uran	HWR-1
Schwerwasser mit nat. Uran	HWR-2
Gasgekühlt, Graphit moderiert, Natururan	GGR
Hochtemperatur Thorium	THTR
Zwei natriumgekühlte schnelle Brüter mit Pu	Na-1 (höhere Brutrate = 1.38) Na-GE (niedrigere Brutrate = 1.25)

Die maßgebenden Kenndaten dieser Reaktortypen sind in Tab. 2 zusammengestellt. Die Daten sind Ref. [6] entnommen. Um die Einflüsse der verschiedenen Reaktorkombinationen auf die Leistungen der BZ-Industrie zu erkennen, wurden zwei Reaktorstrategien zur Deckung des vorgegebenen Energiezuwachses angenommen. In der Eintypen-Strategie wurde der gesamte Kernenergiebedarf nur durch einen einzigen Reaktortyp gedeckt. In Zweitypen-Strategien dagegen wurde zur Deckung des Energiebedarfs eine Kombination eines Konverters mit einem schnellen Brüter zugrundegelegt mit folgenden Nebenbedingungen: Zur Betreibung eines Brüters wird kein Plutonium von außen her benötigt; ein schneller Brüter wird nur dann installiert, wenn eine genügende Menge Plutonium aus den schon vorhandenen Konvertern bzw. Konvertern und Brütern zum Bau eines Brüters mit 1 GWe-Leistung erzeugt wird; die ersten zwei Tonnen Pu werden zum Bau von Prototypen verwendet. Damit besteht eine feste Beziehung zwischen den installierten Leistungen der beiden Reaktortypen (gebundene Zweitypen-Strategie). Außerdem können die schnellen Brüter wegen dieser Bedingung nur mit einer Zeitverzögerung installiert werden. Das Verhalten der zwei Reaktortypen in dieser Art von gebundenen Reaktor-Strategien ist in Abb. 1.b-1.e gezeigt. Kurve I ist immer die nach Gl. 1 berechnete gesamte Leistung an Kernkraftwerken.

#### Berechnung der Leistungen der BZ-Industrie

Die in Ref. [6] und [9] ausführlich behandelte Methode zur Berechnung der Leistungen der einzelnen Industrien für den BZ sind in etwas erweiterter Form im folgenden zusammengefaßt.

$$D_{Fi} = \frac{365 \cdot X \cdot m}{\eta_i a_{mi}} \cdot P_{oi}(t - \delta_{Bi} + \delta_{Fi}) + \frac{\rho \cdot m}{\eta_i r_i} \cdot P_{oi}(t + \delta_{Fi}) \quad P_{oi} > 0 \quad (2a)$$

für

$$= \frac{365 \cdot X \cdot m}{\eta_i a_{mi}} \cdot P_{oi}(t + \delta_{Fi}) \quad P_{oi} < 0 \quad (2b)$$

$$D_{Fi}' = \frac{x_0^{5+8}}{10^2} D_{Fi} \quad (3)$$

$$D_{Wi} = \frac{365 \cdot X \cdot \gamma}{\eta_i a_{mi}} P_{oi}(t - \delta_{Bi} - \delta_{Wi}) \quad P_{oi} > 0 \quad (4a)$$

für

$$= \frac{365 \cdot X \cdot \gamma}{\eta_i a_{mi}} P_{oi}(t - \delta_{Wi}) - \frac{\gamma \rho}{\eta_i r_i} \cdot P_{oi}(t - \delta_{Wi}) \quad P_{oi} < 0 \quad (4b)$$

$$D_{Wi}' = \frac{x_1^{5+8}}{10^2} \cdot D_{Wi} \quad (5)$$

$$d_{oi} = \frac{365 \cdot X \cdot m}{\eta \cdot a_{mi}} ; \quad \theta_{oi} = \frac{\rho \cdot m}{\eta_i \cdot r_i} \quad (6)$$

$$d_{li} = \frac{\gamma \cdot d_{oi}}{m} ; \quad \theta_{li} = \frac{\gamma \cdot \theta_{oi}}{m}$$

$$D_{ni} = y_{oi} D_{Fi}' - \frac{y_{oi}}{y_{li}} v \cdot D_{Wi}' \quad \begin{array}{l} e_1 > e_t \\ e_1 < e_t \end{array} \quad \text{für} \quad (7)$$

$$= y_{oi} D_{Fi}'$$

$$D_{ai} = D_{Fi}' \quad (8)$$

$$A_{Ti} = D_{Fi}' \{ \phi_{e_{oi}}/100 - y_{oi} \phi_{e_n}/100 + (y_{oi}^{-1}) \phi_{e_t}/100 \}$$

$$- D_{Wi} \frac{v}{y_{li}} \{ y_{li} \cdot \phi_{e_{li}}/100 - y_{oi} \cdot \phi_{e_n}/100 + (y_{oi}^{-1} y_{li}) \cdot \phi_{e_t}/100 \} \quad \begin{array}{l} e_1 > e_t \\ e_1 < e_t \end{array} \quad \text{für} \quad (9)$$

$$= D_{Fi}' \{ \phi_{e_{oi}}/100 - y_{oi} \cdot \phi_{e_n}/100 + (y_{oi}^{-1}) \cdot \phi_{e_t}/100 \}$$

$$S_p = 6,75 \cdot 10^{-3} (t-1964)^{3,34} \quad (10)$$

$$A_C = 7,50 \cdot 10^8 \int_{t_0}^t (t_0 - 1964)^{2,34} \cdot (t - t_0)^{-1,2} dt \quad (11)$$

Die hier angewendeten Symbole bedeuten:

- |            |                          |   |
|------------|--------------------------|---|
| $D_F$      | $[\bar{t}/\bar{a}]$      | Jahresdurchsatz aller Brennstoffe (Schwere-Kerne, SK) der Fabrikationsanlagen   |
| X          | $[\bar{I}]$              | Durchschnittlicher Lastfaktor = 0.7   |
| m          | $[\bar{I}]$              | Mehrbedarfsfaktor der Fabrikationsanlage = 1.01   |
| $\eta$     | $[\bar{I}]$              | Thermischer Wirkungsgrad  |
| $a_m$      | $[\bar{MWd}_t/\bar{kg}]$ | mittl. Abbrand bezogen auf die gesamte im Reaktor eingesetzte Brennstoffmasse (ohne die Legierungs- und Verbindungsstoffe)              |
| $P_o$      | $[\bar{GWe}]$            | Installierte elektrische Leistung   |
| $\delta_B$ | $[\bar{a}]$              | Beschickungsverzögerung bei Inbetriebnahme des Reaktors   |
| $\delta_F$ | $[\bar{a}]$              | Fabrikationsdauer; schließt alle Verzögerungszeiten ein vom Einkauf der BS, gegebenenfalls Isotopentrennung, bis zum Einsatz im Reaktor |

$\rho$	$\overline{[1]}$	Mehrbedarf durch Reserveelemente = 1.05
$r$	$\overline{[MW_t/kg]}$	mittl. spez. Leistung bezogen auf die im Reaktor eingesetzte BS-Masse (ohne die Legierungs- und Verbindungsstoffe)
$D_F'$	$\overline{[t/a]}$	Hilfsgröße zur Berechnung der Leistung der Diffusionsanlage; gibt nur die Durchsatzmenge U-235+238 an.
$x_o^{5+8}$	$\overline{[\%]}$	Prozent. Anteil der aus der Diffusionsanlage entstehenden U-235- und U-238-Menge an den gesamten im Reaktor eingesetzten SK.
$D_W$	$\overline{[t/a]}$	Jahresdurchsatz an bestrahlten Brennstoffen (SK) in der Wiederaufarbeitungsanlage.
$\gamma$	$\overline{[1]}$	Durch Abbrand bedingte Massenverhältnisse = $1 - 1.05 \cdot 10^{-3} a_m$
$\delta_W$	$\overline{[a]}$	Wiederaufarbeitungsdauer; schließt die Kühl- und Transportzeit ein.
$v$	$\overline{[1]}$	Verlustfaktor für die Wiederaufarbeitungsanlage = 0,99
$D_W'$	$\overline{[t/a]}$	Hilfsgröße zur Berechnung der Leistung der Diffusionsanlage
$x_1^{5+8}$	$\overline{[\%]}$	Proz. Anteil des U-235 und U-238 an der aus dem Reaktor entladene Brennstoffmasse (SK)
$d_o$	$\overline{[t/GWe \cdot a]}$	Nachfüllfaktor für alle Brennstoffe (SK) für den Reaktor
$d_1$	$\overline{[t/GWe \cdot a]}$	Entladefaktor aller Brennstoffe (SK) aus dem Reaktor
$\theta_o$	$\overline{[t/GWe]}$	Inventaraufbaufaktor für alle Brennstoffe (SK) im Reaktor
$\theta_1$	$\overline{[t/GWe]}$	Inventarabbaufaktor für alle Brennstoffe (SK) aus dem Reaktor
$D_n$	$\overline{[t/a]}$	Natururan-Durchsatz der Diffusionsanlage
$D_a$	$\overline{[t/a]}$	Ausstoß an angereichertem Uran aus der Diffusionsanlage
$A_T$	$\overline{[t \text{ U Trennarbeit}/a]}$	Trennarbeitsleistung der Diffusionsanlage zur Erzeugung von $D_a$ t/a angereichertem Uran.
$e_{o,1,n,t}$	$\overline{[\%]}$	U-235 Konzentration der im Reaktor eingesetzten bzw. aus dem Reaktor entladene Uranmenge bzw. des Natururans (0,7113 %) bzw. des Abfallstroms aus der Diffusionsanlage (0,2531 %)

$\phi_{e_j/100}$	$\overline{[1]}$	Wertfunktion zur Berechnung der Trennarbeitsleistung der Diffusionsanlage $= (2 e_j/100 - 1) \ln \frac{e_j/100}{1 - e_j/100}$ $j = 0, 1, n, t.$
$y_0, y_1$	$\overline{[1]}$	Einsatzverhältnis in der Diffusionsanlage $y_0 = \frac{e_0 - e_t}{e_n - e_t} ; y_1 = \frac{e_0 - e_t}{e_1 - e_t}$
Index i		Reaktortyp = LWR, HWR, GGR, THTR, Na-GE, Na-1
$S_p$	$\overline{[t]}$	Noch im Zeitpunkt t vorhandene Spaltprodukte, wenn der Kernenergiezuwachs nach Gl. (1) erfolgen soll
$A_C$	$\overline{[Curie]}$	Die im Zeitpunkt t noch vorhandenen Aktivitäten aus den im Zeitpunkt $t_0$ erfolgten Spaltungen.

Tabelle 2

Kenndaten der angewendeten Reaktortypen 167

Elektr. Leistung = 1 GWe;  $x = 0,7$ ;  $\rho = 1,05$ ;  $m = 1,01$ ;  $v = 0,99$ ;  $e_n = 0,7115 \%$   
 $e_t = 0,2531 \%$

Symbole	Kenndaten	Einheit	Reaktor-Typen						
			LWR	HWR-1	HWR-2	CCR	THTR	Na-GE	Na-1
$a_m$	Abbrand	MWt/kg B.S.	24	15	9	5	109	39	23
$r$	Rating	MWt/kg B.S.	0,027	0,055	0,020	0,006	0,075	0,061	0,042
$\eta$	Therm. Wirkungsgrad	l	0,32	0,27	0,33	0,32	0,42	0,44	0,40
$\delta_B$	Beschickungsverzögerung im Reaktor	a	0,87	0,31	0,50	0,50	0,50	0,50	0,72
$\delta_F$	Fabrikationsdauer	a	0,50	0,50	0,50	0,50	0,50	0,25	0,22
$\delta_W$	Aufarbeitsdauer	a	0,60	0,60	0,60	0,60	0,50	0,50	0,50
$e_o$	Eingangskonz. an Sp.St. (Pu-9+1; U-3,5)	%	3,0 (U-5)	1,36 (U-5)	0,71 (U-5)	0,71 (U-5)	6,12 <sup>1)</sup> (U-3+5)	5,61 <sup>2)</sup> (Pu-9+1)	3,34 <sup>2)</sup> (Pu-9+1)
$e_1$	Entladekonz. an Sp.St. (Pu-9+1; U-3,5)	%	1,12 (U-5)	0,22 (U-5)	0,16 (U-5)	0,31 (U-5)	3,35 (U-3+5)	7,0 (Pu-9+1)	4,44 (Pu-9+1)
$y_o$	Einsatzverhältnis in der Diffusionsanlage $e_n \rightarrow e_o$	l /	5,99	2,41	-	-	202,33	-	-
$y_1$	Einsatzverh. in der Diff.-Anlage $e_1 \rightarrow e_o$	l	3,16	-	-	-	3)	-	-
$\theta_o$	Inventaraufbaufaktor	t B.S./GWe	122,7	71,9	108,2	517,4	22,5	49,7 <sup>4)</sup>	90,4 <sup>4)</sup>
$\theta_1$	Inventarabbaufaktor	t bestr. B.S./GWe	119,6	70,7	107,2	514,6	18,8 <sup>5)</sup>	47,7	88,2
$d_o$	Nachfüllfaktor	t B.S./GWe·a	33,6	63,6	86,9	162,3	5,49	14,6	27,7
$d_1$	Entladefaktor	t bestr. B.S./GWea	32,7	62,6	85,2	161,4	4,7 <sup>5)</sup>	14,0	27,0

- 1) Gemittelte U-3+5 Konzentration in der im Reaktor eingesetzten ges. BS-Masse.  
Die U-235 Konzentration aus der Diffusionsanlage ist 93 %.
- 2) Gemittelte Pu-239+241 Konzentration für die Core- und Blanketmasse.
- 3) Nicht berücksichtigt, da U-235 aus dem Reaktor nicht in die Diffusionsanlage zurückgeführt wird.
- 4) Eine Hälfte der radialen Blanketmasse muß dem nach Gl. (6) berechneten  $\theta_0$ -Wert zugezählt werden, da die radiale Blanketmasse eine doppelt so lange Standzeit hat wie die Core-Masse.
- 5) Die entladene Menge an U-238+235 wird nicht berücksichtigt, da sie nicht aufgearbeitet wird.

Tabelle 3

- 8 -

## Leistungen der einzelnen Zweige der BZ-Industrie

		I. Eintypen-Strategie		II. Zweitypen-Strategie		
		1975	1980	1985	1990	2000
<u>Fabrikation t/a</u>						
I.	i LWR	523	1040	1862	2803	5468
	ii HWR-1	766	1551	2931	4663	9211
	iii HWR-2	922	2064	3766	5998	12407
	iv GGR	2554	4960	8820	13609	25920
	v THTR	73	177	305	466	953
II.	i LWR+Na-1 gesamt	523 + - 523	751+220 971	1198+512 1710	1396+1104 2500	1277+3208 4485
	ii LWR+Na-GE gesamt	523 + - 523	755+117 872	1128+286 1414	1430+596 2026	1545+1618 3163
	iii HWR-1+Na-1 gesamt	765 + - 765	1207+234 1441	1875+601 2476	2149+1446 3595	1971+3520 5491
	iv HWR-2+Na-1 gesamt	922 + - 922	1498+219 1717	2236+513 2749	2779+1105 3884	2779+3446 6226
	v GGR+Na-1 gesamt	2554 + - 2554	3675+261 3936	4619+646 5265	5326+1355 6681	4382+3556 7938
<u>Aufarbeitung t/a</u>						
I.	i LWR	229	557	1080	1900	4028
	ii HWR-1	504	1134	2268	3780	8000
	iii HWR-2	550	1432	2817	4759	10492
	iv GGR	1292	2906	5812	9686	20500
	v THTR	31	80	157	264	580
II.	i LWR+Na-1 gesamt	229 + - 229	459+78 537	819+262 1081	1343+575 1918	1331+2187 3518
	ii LWR+Na-GE gesamt	229 + - 229	491+40 531	819+132 951	1146+304 1450	1626+1059 2685
	iii HWR-1+Na-1 gesamt	504 + - 504	819+78 897	1449+288 1737	1953+706 2659	1898+2406 4304
	iv HWR-2+Na-1 gesamt	550 + - 550	1150+108 1258	1832+324 2156	2471+770 3241	2936+2565 5501
	v GGR+Na-1 gesamt	1292 + - 1292	2260+78 2338	3713+314 4027	4843+758 5601	5035+2485 7520
<u>Diffusionsanlage t/a</u>						
I.	i LWR:					
	$D_n$	2705	5189	9136	13240	25225
	$D_a$	523	1040	1862	2803	5468
	$A_T$	1870	3680	6550	9730	18840
	ii HWR-1:					
	$D_n$	1848	3745	7077	11260	22240
	$D_a$	766	1551	2931	4663	9211
	$A_T$	632	1280	2420	3850	7600
	iii THTR:					
	$D_n$	568	1384	2351	3534	7166
	$D_a$	2,81	6,84	11,62	17,47	35,42
	$A_T$	659	1604	2724	4096	8305

Tabelle 3 (Fortsetzung)

				1975	1980	1985	1990	2000
<u>Diffusionsanlage t/a</u>								
II. i	LWR-Na-1	$D_n$	$D_n$	2705	3641	5645	5851	5160
			$D_a$	523	751	1198	1396	1277
			$A_T$	1870	2630	4160	4660	4220
ii	LWR-Na-GE	$D_n$	$D_n$	2705	3605	5226	6424	6214
			$D_a$	523	755	1128	1430	1545
			$A_T$	1870	2630	3890	4880	5090
iii	HWR-1-Na-1	$D_n$	$D_n$	1848	2915	4528	5189	4759
			$D_a$	765	1207	1875	2149	1967
			$A_T$	632	996	1550	1770	1620

## Zweitypen-Strategie

- 10 -

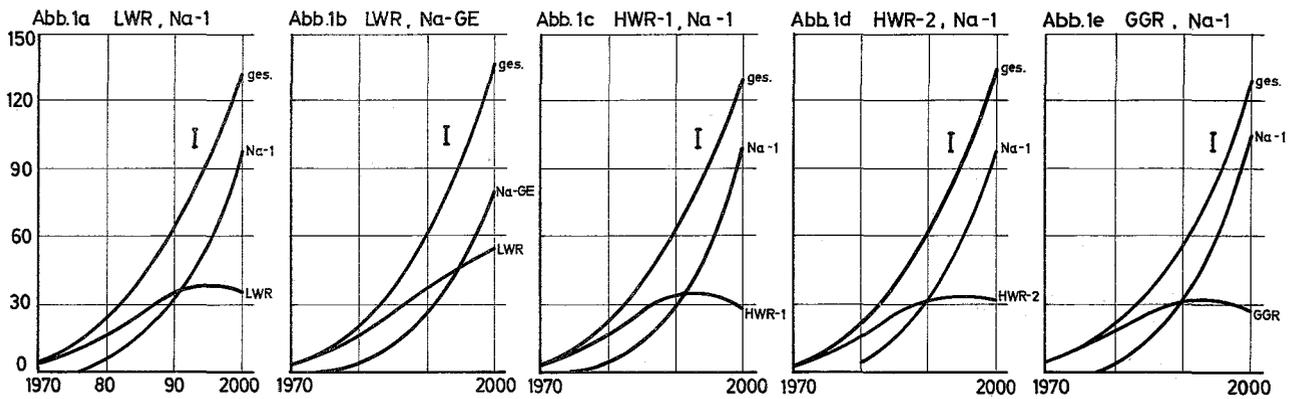


Abb.1 Leistungsanteile der einzelnen Reaktortypen für Zweitypen-Strategien [6]  
Gesamtbedarf an Kernenergie [Kurve I] nach Gl. [1]

## Eintypen-Strategie

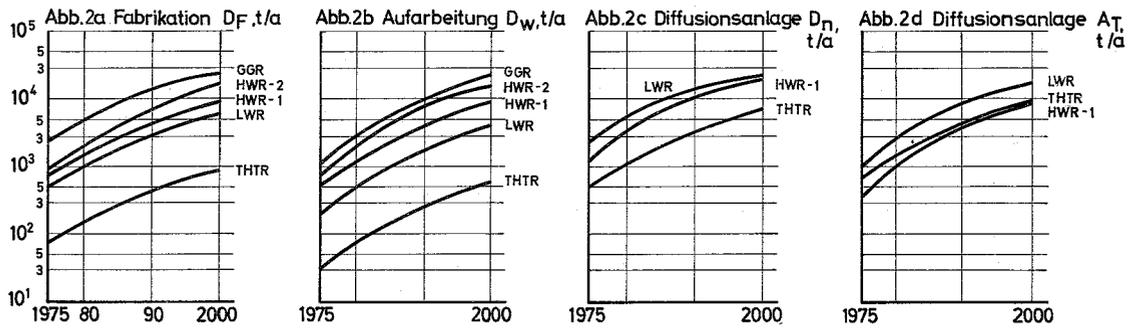


Abb.2 Leistungen der Brennstoffzyklusindustrien für Eintypen-Strategien

## Zweitypen - Strategie

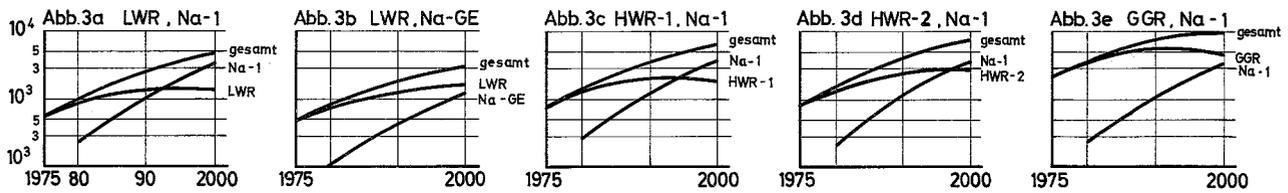


Abb.3 Durchsätze der Fabrikationsanlagen für Zweitypen - Strategien

## Zweitypen - Strategie

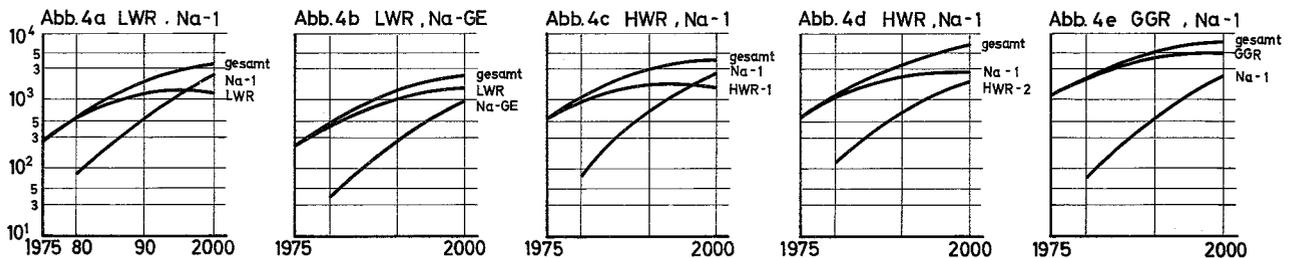


Abb.4 Durchsätze der Anreicherungsanlagen für Zweitypen - Strategien

## Zweitypen- Strategie

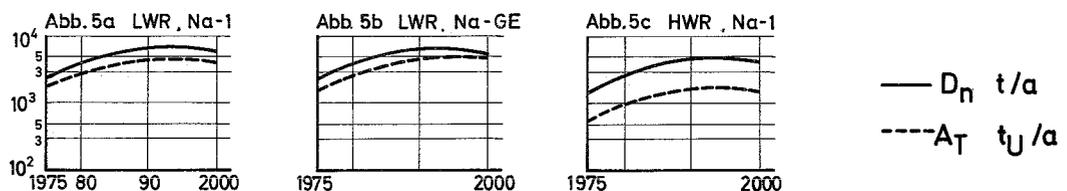


Abb.5 Natururan - Durchsatz und Trennarbeitsleistung der Diffusionsanlage für Zweitypen-Strategien

Tabelle 3 gibt eine Zusammenstellung der Kapazitäten der Fabrikations- ( $D_F$ ) und Aufarbeitungs- ( $D_W$ ) Anlagen, der Durchsätze an Natururan ( $D_N$ ), der Produktion an angereichertem Uran ( $D_a$ ) sowie die Trennarbeitsleistung ( $A_T$ ) für die angenommenen Kernenergiezuwachsrate und Reaktortypkombinationen. Abb. 2-5 geben einen Überblick über das zeitliche Wachstum der einzelnen BZ-Industriezweige.

### Fabrikation und Aufarbeitung

Das erste Glied der Gl. (2a) stellt den laufenden Bedarf an Fabrikationsleistung der schon vorhandenen Reaktoren, das zweite den Bedarf für das Erst-Core der neu zu installierenden Reaktoren dar. Steigt die Anzahl der installierten Reaktoren eines Types monoton mit der Zeit an, so fällt das zweite Glied zur Bestimmung der Durchsätze der Aufarbeitungsanlagen (Gl. (4a) für den betrachteten Zeitraum 1975-2000 weg, da die Aufarbeitung des Erst-Cores erst nach Ablauf der Lebensdauer des Reaktors, d.h. nach mindestens 25 Jahren notwendig sein wird. Außerdem muß die Leistung der Fabrikationsanlagen für die im Zeitpunkt  $t$  vorhandenen Reaktoren schon  $t + \delta_F$  Jahre vorher bereitgestellt werden, dagegen werden die Leistungen der Aufarbeitungsanlage erst nach  $t - \delta_W$  Jahren benötigt. Diese beiden Tatsachen bedeuten, daß in einer expandierenden Kernenergiewirtschaft die Leistungen der BE-Fabrikationsanlagen stets höher sein werden als die der Aufarbeitungsanlagen. Für die angenommenen Reaktorkombinationen fällt die Leistung der Fabrikationsanlage etwa 2-4 Jahre früher an als die gleiche Leistung der Aufarbeitungsanlage.

Für eine vorgegebene Kernenergie-Bedarfskurve sind die Durchsätze der Fabrikationsanlage in erster Linie umgekehrt dem Abbrand ( $a_m$ ), der spezifischen Leistung ( $r$ ) sowie dem thermischen Wirkungsgrad ( $\eta$ ), die der Aufarbeitungsanlage umgekehrt den  $a_m$  und  $\eta$  der eingesetzten Reaktortypen proportional. Diese Tendenz läßt sich sehr deutlich bei dem Vergleich der erforderlichen Leistungen für die Reaktortypen GCR ( $a_m=5$ ;  $r=0.006$ ;  $\eta=0,32$ ) und THTR ( $a_m=109$ ;  $r=0.075$ ;  $\eta=0,42$ ) erkennen.

Die spezifischen Fabrikations- bzw. Aufarbeitungskosten in DM/kg Brennstoff sinken verhältnismäßig stark mit steigendem Durchsatz, solange dieser durch Vergrößerung statt durch Parallelschaltung der Anlage möglich ist, wie mehrere Untersuchungen zeigen [10-14]. Da die obere Grenze der Anlagedurchsätze in dem betrachteten Zeitraum sehr wahrscheinlich nicht überschritten wird, ist anzunehmen, daß die spezifischen Kosten dieser Zweige der BZ-Industrie mit der Zeit sinken werden, auch wenn man die technischen Verbesserungen unberücksichtigt läßt.

Die Einführung des schnellen Brütters mit Plutonium hat eine Erhöhung des Abbrands, des thermischen Wirkungsgrades und der spezifischen Leistung der gesamten Reaktorpopulation und dadurch eine Erniedrigung der erforderlichen Leistung der Fabrikations- und Aufarbeitungsanlagen zur Deckung des Bedarfs für die gleiche nukleare Leistung zur Folge. Die verzögerte Einführung des schnellen Brütters in eine Kernenergiewirtschaft bedeutet keine wesentliche Umstellung der vorhandenen BZ-Industrien. Etwa 30-50 % der BE der schnellen Brüter sind für das radiale Blanket bestimmt. Sie enthalten abgereichertes Uran und können in den Fabrikationsanlagen der Konverter-BE hergestellt werden. Die BE für Core und axiales Blanket, die gesondert hergestellt werden müssen, bilden in den achtziger Jahren etwa 8-10 %, in den neunziger Jahren etwa 15-20 % der gesamten erforderlichen Fabrikationsleistung. Die Aufarbeitung der Brüter-BE bietet eine größere Freiheit gegenüber der Fabrikation. Die BE des radialen Blankets und des Cores können gemeinsam aufgearbeitet werden. Sie können sogar mit den Konverterelementen in der gleichen Anlage bearbeitet werden, sofern das U-235 aus letzteren nicht in unerwünschtem Maße verdünnt wird und einige Änderungen an der Aufarbeitungsanlage für die Konverterelemente vorgenommen werden können. Die Wachstumskurven der Fabrikations- und Aufarbeitungsleistung in Zweitypen-Strategien (Abb. 3, 4) deuten darauf hin, daß die erforderliche Leistung für die nächsten 20-25 Jahre hauptsächlich von den Konverter-Typen beeinflusst und bestimmt wird. Die derzeitigen oder in naher Zukunft zu erwartenden Kapazitäten der Fabrikations- und Aufarbeitungsanlagen in Deutschland schätzt man auf 100-150 t/a [15] bzw. 30-50 t/a, beide für Konverterbrennstoffe. Wenn man eine Zweitypen-Strategie mit LWR-Na-1-Typen zur Deckung der angenommenen Kernenergie-Zuwachsrates zugrundelegen würde, läge ein Fabrikationsbedarf von 523 t/a schon im Jahre 1975 vor, der sich in den nächsten 25 Jahren fast verzehnfachen würde. Der Bedarf an Aufarbeitungskapazitäten würde sich in der gleichen Zeit von 229 t/a auf das etwa 15-fache erhöhen.

#### Plutonium und angereichertes Uran

Außer den GGR und HWR-2-Typen, die nur Natururan verbrauchen, benötigen alle hier betrachteten Reaktortypen Plutonium bzw. angereichertes Uran als Spaltstoff. Die Frage der Natururanreserven bzw. deren Besorgung für verschiedene Reaktortypen und Strategien wurde schon früher ausführlich diskutiert [4,6]. Da in dieser Studie die schnellen Brutreaktoren mit Pu nur in gebundenen Zweitypenstrategien betrachtet worden sind, stellt die Besorgung von Pu kein zusätzliches Problem dar. Die Frage

der Besorgung von angereichertem Uran dagegen wirft eine Reihe von Problemen auf, die im gleichen Zusammenhang untersucht werden müssen. Dazu gehören die Versorgungsmöglichkeit und -sicherheit, der Bedarf an angereichertem Uran für den betrachteten Zeitraum und die Wirtschaftlichkeit seiner Herstellung in einer Isotopentrennanlage im europäischen Rahmen. Als Grundlage dieser Art von Untersuchungen eignet sich die Trennarbeitsleistung einer Isotopenanlage am besten, da sie für die Wirtschaftlichkeit der Anlage maßgebend ist.

### Besorgung von angereichertem Uran

Bekanntlich gibt es zur Zeit drei Diffusionsanlagen zur Herstellung von angereichertem Uran in den USA und eine jeweils in England, Frankreich und Rußland. Über die Kapazitäten der zuletzt genannten drei Anlagen ist wenig bekannt; sie sind bei der weiteren Betrachtung des Problems daher nicht berücksichtigt. Bis jetzt wurde das in Deutschland benötigte angereicherte Uran ausschließlich aus den USA bezogen. Nach Schätzungen aus der Literatur [16, 17] haben die drei amerikanischen Anlagen eine gesamte Trennarbeitsleistung  $A_T$  von etwa  $20 \times 10^3$  t U/a. Alle drei Anlagen sind von der USAEC betrieben. Der Chairman der USAEC Seaborg hat erwähnt [18, 19], daß die amerikanischen Diffusionsanlagen den Bedarf an angereichertem Uran für mehr als 100 GWe installierter Reaktorleistung decken können. Andererseits schätzt man die Leistung der installierten Kernkraftwerke in 1980 in den USA allein auf etwa 80-100 GWe [19]. Wenn der Hauptanteil dieser Reaktoren aus LWR bestünde, würde Amerika die gesamte Trennarbeitsleistung seiner jetzigen Diffusionsanlagen nach 1980 selbst benötigen. Deshalb wurde schon jetzt davon gesprochen, eine weitere Trennanlage in den achtziger Jahren in Betrieb zu nehmen, die zu mindestens den gleichen Trennarbeitskosten wie den jetzigen arbeiten soll [19]. Mit großer Wahrscheinlichkeit kann diese zusätzliche Anlage auch den europäischen Bedarf für mehrere Jahre decken, da durch das Gesetz über toll enrichment den europäischen Reaktorbetreibern die Möglichkeit gegeben wird, ihre eigene Uranmenge in den amerikanischen Anlagen anzureichern.

### Bedarf an angereichertem Uran

Die Gleichungen (7) und (9) geben die Natururandurchsätze bzw. die Trennarbeitsleistung einer Isotopentrennanlage, die nötig ist, um den Bedarf an angereichertem Uran (Gl. 8) einer expandierenden Kernenergiewirtschaft zu decken. Das zweite Glied der Gleichungen stellt jeweils die Verringerung an Natururandurchsatz bzw. Trenn-

arbeitsleistung dar, die durch die Rückführung des aus den Reaktoren entnommenen angereicherten Urans (solange  $e_1 > e_t$ ) möglich ist.

Mit den Eintypen-Strategien steigt der Bedarf an Trennarbeitsleistung kontinuierlich, wie Tab. 2 bzw. Abb. 2d zeigt. Mit LWR-Typen erreicht die notwendige Trennarbeitsleistung erst nach dem Jahre 2000 die  $A_T$  der amerikanischen Anlage. Die  $A_T$  von HWR-1 und THTR bleiben weit unter diesem Wert. Es erscheint plausibel, daß der Kernenergiebedarf in Deutschland nicht durch einen einzigen, sondern durch zwei oder mehrere Reaktortypen gedeckt wird. Es ist jedoch schwierig, für mehr als zwei Typen eine vernünftige Verteilung anzunehmen. Außerdem wurde in Ref. [6] gezeigt, daß mit den darin angenommenen Voraussetzungen die Zweitypen-Strategien die niedrigsten barwertmäßig kumulierten Energiekosten aufweisen. Durch die Einführung des schnellen Brütters in Zweitypen-Strategien wird der Bedarf an Trennarbeitsleistung gegenüber den Eintypenstrategien sehr stark reduziert, wie die Ergebnisse (Tabelle 2) zeigen. Für die weitere Untersuchung wurde zur Schätzung des Bedarfs an angereichertem Uran die Zweitypen-Strategie mit der LWR-Na-GE-Kombination zugrundegelegt, da sie von allen Zweitypen-Strategien den höchsten Bedarf an Trennarbeitsleistung aufweist. Bemerkenswert bei dieser Strategie (und zwar bei allen hier betrachteten Zweitypen-Strategien) sind die Tatsachen, daß ein verhältnismäßig hoher Bedarf an  $A_T$  ( $> 4-5 \times 10^3$  t U/a) erst nach 1985 für den kurzen Zeitraum von 10-15 Jahren bestehen wird, und daß der Bedarf durch ein Maximum (kurz nach 2000) geht und hinterher sehr rasch abfällt. Mit einer gebundenen Konverter-Brüter-Strategie steigt in einer expandierenden Kernwirtschaft der Anteil an schnellen Brütern ständig mit der Zeit [Abb. 1], da ihre Brutrate  $> 1$  ist und demzufolge die Zahl an neu zu installierenden Konvertertypen nach gewisser Zeit ständig abnimmt. In solchen Kombinationen kann nach Überschreitung des Konvertermaximums der Bedarf an angereichertem Uran nicht wieder ansteigen, so daß die Notwendigkeit einer Trennanlage nur einmal für den gesamten Zeitraum der Kernenergiewirtschaft besteht.

In diesem Zusammenhang ist es vielleicht erwähnenswert, daß der Höchstbedarf an Trennarbeitsleistung in den EWG-Ländern kürzlich von EURATOM [20] zwischen  $2-5 \times 10^3$  t U/a geschätzt wurde, je nach den Reaktorkombinationen, die zur Deckung des gesamten Kernenergiebedarfs der EWG-Länder zugrunde gelegt werden. Im Gegensatz zu dieser Studie wurde in [20] keine direkte Bindung zwischen Konvertern und Brütern angenommen, sondern die Anzahl der zu installierenden Reaktortypen vorgegeben. Da ein großer Teil der nuklearen Leistung an Natururan- bzw. Schnelle Brüter-Reaktortypen fällt, ist der Anteil der LWR-Typen und deshalb auch die nötige  $A_T$  verhältnismäßig niedrig. Der Bedarf an  $A_T$  für die EWG-Länder besteht nach der EURATOM-Studie auch nur für 10-15 Jahre und geht durch ein Maximum.

### Wirtschaftlichkeit einer Trennanlage im europäischen Rahmen

Nur wenige Daten sind über die Kostenstruktur einer Trennanlage bekannt. Nach Frejacques und Galley [13] sollen die  $A_T$ -Kosten einer großen Trennanlage nach dem Diffusionsverfahren im europäischen Rahmen etwa 30 % höher liegen als die der jetzigen amerikanischen Anlage gleicher Leistung. Außerdem haben die Kapitalinvestitionen einer Diffusionsanlage einen verhältnismäßig niedrigen Vergrößerungsfaktor von 0,38 (normale chemische Anlagen haben einen Vergrößerungsfaktor von 0,6-0,7), so daß die spezifischen  $A_T$ -Kosten in DM/kg U  $A_T$  für kleine Anlagen bedeutend höher sein würden als für große Anlagen. Von wirtschaftlichen Überlegungen her ist es deshalb notwendig, eine Diffusionsanlage in europäischem Rahmen mit größtmöglichem Durchsatz, d.h. für  $A_T$  von etwa  $5 \cdot 10^3$  t U/a, zu bauen.

Eine europäische Diffusionsanlage würde die Deckung wenigstens eines großen Teils des Bedarfs an U-235 sicherstellen für den Fall, daß die Brüter etwas später als bei den Zweitypen-Strategien vorgesehen zum Zuge kommen, oder daß in Amerika keine zusätzlichen Anlagen gebaut werden, oder daß der Kernenergiezuwachs in Deutschland wesentlich höher sein wird als der hier angenommene. Außerdem wäre es möglich, alle Zweige der BZ-Industrie weitgehend unabhängig von den von außen her störenden Einflüssen zu gestalten und eine Devisenersparnis in Höhe des Preises für angereichertes Uran aus amerikanischen Anlagen zu erreichen. Allen diesen Vorteilen gegenüber stehen jedoch die höheren Kosten für U-235 aus der europäischen Anlage, sofern nicht erhebliche technisch-ökonomische Verbesserungen zum Zuge kommen, und das Risiko, die Anlage nie voll ausgelastet über ihre ganze Lebensdauer fahren zu können. In Tab. 4 sind Schätzungen über die Gesamtkosten, die Mehrkosten und die eventuelle Devisenersparnis aus einer europäischen Diffusionsanlage mit  $A_T = 5 \cdot 10^3$  t U/a unter folgenden Annahmen zusammengestellt:

1. Die jetzigen amerikanischen  $A_T$ -Kosten von \$ 30/kg U entsprechen  $A_T = 8 \cdot 10^3$  t U/a einer amerikanischen Diffusionsanlage. In einer europäischen Anlage sind die  $A_T$ -Kosten \$ 39/kg U bei gleicher  $A_T$ -Leistung.
2. Die europäische Anlage wird einen Vergrößerungsfaktor von 0,38 haben, und danach können die Trennarbeitskosten  $C_T$  von Diffusionsanlagen verschiedener Trennarbeitsleistungen  $A_T$  durch folgende Näherungsformeln angegeben werden:

$$C_T = C_{To} \cdot (A_{To}/A_T)^{0.6} \quad (12)$$

wobei  $A_{To} = 8 \cdot 10^6$  kg U/a

$$C_{To} = \$ 39/\text{kg U.}$$

3. Der Yellow-Cake-Preis bleibt mit \$ 8/lb  $U_3O_8$  konstant für den betrachteten Zeitraum.

4. Die Anlage arbeitet mit voller Leistung während der gesamten Lebensdauer.

Tabelle 4

Gesamtkosten, Mehrkosten und Devisenersparnis für angereichertes Uran aus einer europäischen Diffusionsanlage mit  $A_T$  von  $5 \cdot 10^3$  t U/a bei Zweitypen-Strategien mit LWR-Na-1 für die angenommene Kernenergiezuwachsrate.

<u>Eingangsdaten</u>	Amerikan. Anl.	Europäische Anl.
$C_T$ , $\overline{[DM/kg]}$	120	207
Kosten für ang. U (3 %) $\overline{[DM/kg]}$	1017	1323
Preis für $U_3O_8$ $\overline{[¢/lb]}$	8	8
$e_{t \text{ opt}}$ $\overline{[\%]}$	0,2531	0,3143

Kosten $10^6$ DM/a	1985	1990	2000
Gesamtkosten	1492	1891	2043
Mehrkosten (geg. USA)	345	437	472
Devisenersparnis	1147	1454	1571

Die Kosten für angereichertes Uran sowie die Mehrkosten für die europäische Anlage mit den angegebenen Voraussetzungen liegen etwa 30 % höher als diejenigen aus den amerikanischen Anlagen. Der absolute Betrag an Mehrkosten ist ziemlich hoch und kann z. B. die Stromerzeugungskosten der LWR-Typen im Jahre 1985 um etwa 0,2 Dpf/kWh erhöhen, d.h. etwa 10 % der Gesamtenergieerzeugungskosten dieser Reaktortypen. Außerdem hat die Erhöhung der Trennarbeitskosten eine Erhöhung der optimalen Abfallkonzentration zur Folge. Im Gegensatz zu der amerikanischen Anlage, in der 64 % der im Natururan vorhandenen U-235-Menge gewonnen werden können, können in der europäischen Anlage nur 55 % gewonnen werden, so daß der Natururan-Verbrauch für Reaktoren mit angereichertem Uran steigen wird.

Diese Überlegungen für eine Diffusionsanlage im europäischen Rahmen betreffen jedoch die GGR- und HWR-2-Typen nicht, da sie, wie schon erwähnt, nur mit Natururan arbeiten.

Schließlich ist zu bemerken, daß sich im Prinzip auch andere Verfahren wie das Gas-Zentrifugen- [21,22] oder das Trenndüsen-Verfahren [23] zur U-235-Trennung eignen würden. Die verhältnismäßig wenig veröffentlichten Kostendaten über das Gas-Zentri-

fugen-Verfahren [13,21] deuten darauf hin, daß eine Trennanlage nach diesem Prinzip mit dem bis jetzt bekannten Entwicklungsstand keinen Kostenvorteil gegenüber der Diffusionsanlage bieten würde. Für das Trenndüsenverfahren liegt keine Kostenschätzung vor.

Anfall an Spaltprodukten und deren Aktivitäten

Ausgehend von Gl. (1) und unter der Annahme, daß ein  $MWd_{th} \approx 1.05$  g Spaltstoff  $\approx 1.05$  g Spaltprodukt ist, kann man die kumulierte Spaltproduktmenge zum Zeitpunkt  $t$  nach Gl. (10) angeben. Die noch vorhandene Aktivität dieser kumulierten Spaltprodukte für den gleichen Zeitpunkt läßt sich näherungsweise nach Gl. (11) berechnen. Zur Schätzung dieser Werte liegen ein mittlerer Lastfaktor von 0.7 und ein thermischer Wirkungsgrad von 0.36 zugrunde. Die kumulierte Menge an Spaltprodukten und die zum gleichen Zeitpunkt noch vorhandenen Aktivitäten sind in Tab. 5 und Abb. 6 dargestellt. Die gleiche Tabelle gibt Schätzungen an kumulierten Mengen einiger mit den Spaltprodukten angefallenen Elemente bzw. Isotopen wie Kr, Sr, Xe und Cs an.

Tabelle 5

Kumulierte Spaltprodukte und deren Aktivitäten

Jahr	1975	1980	1985	1990	1995	2000
Spaltprodukte [t]	20	71	176	360	660	978
Aktivität [ $10^9$ Curie]	0,39	2,61	5,56	1,93	15,90	23,66
Einige Isotopen, Elem. in SP [t]						
Kr-85	0,04	0,13	0,33	0,67	1,24	1,83
Kr gesamt	0,15	0,54	1,34	2,74	5,03	7,46
Sr-90	0,17	0,61	1,52	3,10	5,69	8,43
Sr gesamt	0,29	1,02	2,53	5,18	9,49	14,06
Xe gesamt	2,75	9,76	24,20	49,50	90,75	134,48
Cs-137	0,75	2,66	6,60	13,50	24,75	36,67
Cs gesamt	2,25	7,99	19,80	40,50	74,25	110,02

Mit der angenommenen Kernenergiezuwachsrate werden im Jahre 1975 täglich etwa  $2 \cdot 10^6$  Curie in den Aufarbeitungsanlagen anfallen und sich im Jahre 2000 auf etwa  $40 \cdot 10^6$  Curie erhöhen. Die kumulierten Aktivitäten sind jedoch nicht übermäßig hoch und könnten unter Umständen durch Verdünnung unterhalb der zulässigen Grenzen gehalten werden. Die Lagerung der Spaltprodukte dürfte jedoch vorteilhafter sein, da die großen Mengen an langlebigen Isotopen wie Sr-90 und Cs-137 bzw. anderen Elementen in der Zukunft wahrscheinlich in großtechnischen Maßstäben Anwendung finden werden. Wenn man annähme, daß die Spaltprodukt-Aktivitäten nach der Aufarbeitung in einer wäßrigen Lösung von etwa 3000 Curie/l vorliegen würden, wäre im Jahre 2000 für die gesamten bis dahin angefallenen aktiven Lösungen ein Lagerraum von etwa 20 x 20 x 20 m notwendig. Dieser wäre leicht in einem stillgelegten Salzbergwerk unterzubringen. Das Problem der Beseitigung des angefallenen Kr-85 dürfte etwas schwieriger sein. Bei der Aufarbeitung bestrahlter BE in zentral angeordneten Anlagen wäre es jedoch möglich, Kr-85 zu gewinnen und gesondert zu lagern.

Der Verfasser möchte Herrn Professor Häfele für sein Interesse und seine Unterstützung, Herrn Dr. Seetzen und Herrn Dipl.-Phys. Jansen für wertvolle Diskussionen danken.

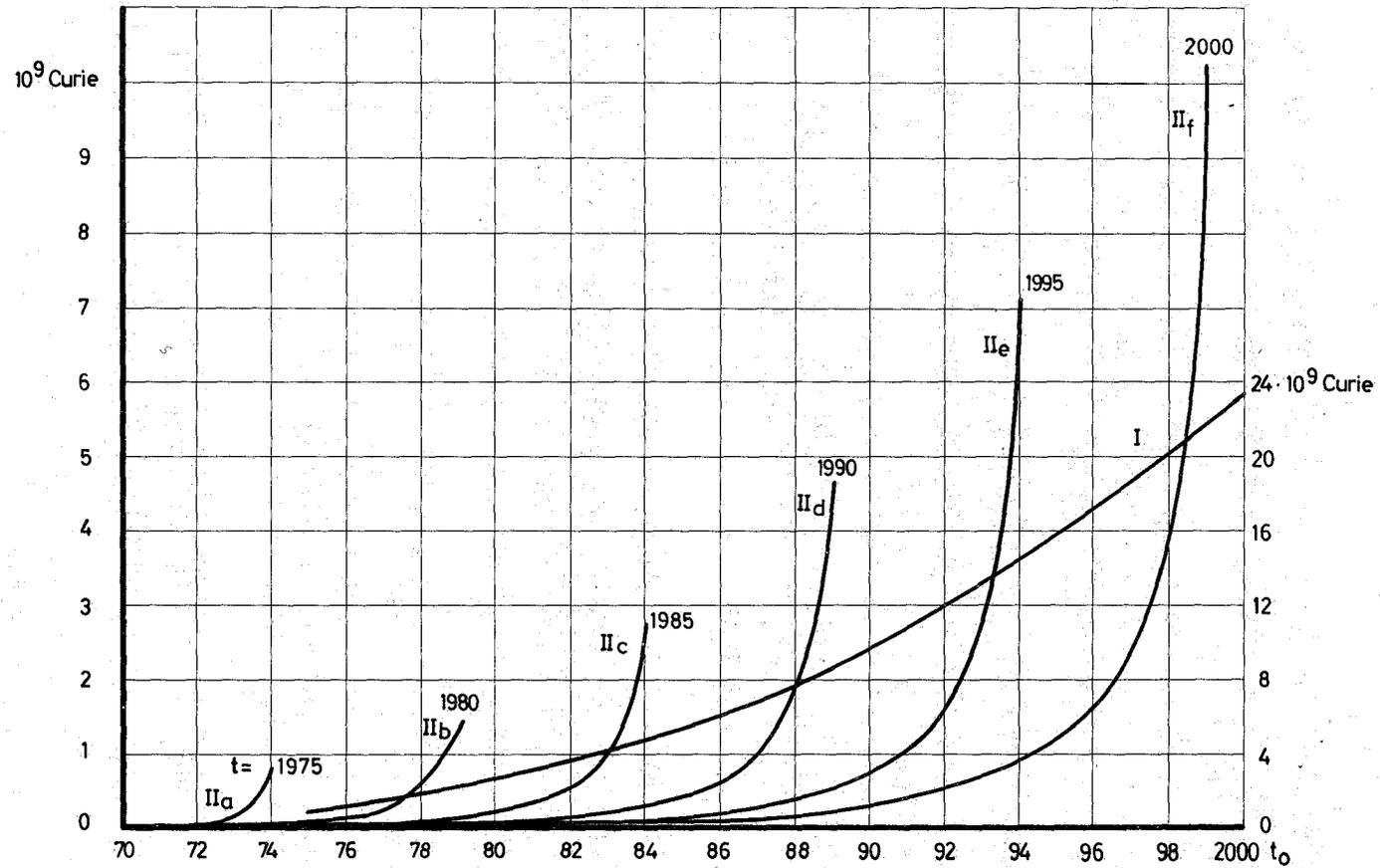


Abb. 6 Kurve I : vorhandene Aktivität (rechte Ordinate) abhängig von der Zeit

Kurve IIa-f: Verteilung der Aktivität (linke Ordinate) von Spaltprodukten aus den Jahren  $t_0$ , wie sie sich im Jahre  $t$  ergeben.

Literatur

1. J.R.DIETRICH; "Efficient utilization of nuclear fuels"  
Power Reactor Technology 6, 4 (1963)
2. J.J.WENT; "Considerations for a long term development for the use of  
fission energy and the consequence for presently developed power reactors"  
Nukleonik 6, 5 (1964)
3. Euratom-Bericht; "Lage und Perspektiven der Kernenergie in der europäischen  
Gemeinschaft" EUR/C/4000/4/64d, (1965)
4. H.GRÜMM, D.GUPTA, W.HÄFELE, E.SCHMIDT, P.JANSEN, J.SEETZEN;  
"Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in der Bundes-  
republik Deutschland" KFK 366 (1965)
5. R.HARDE, G.MEINERT; "Modelluntersuchungen über Aussichten und Konsequenzen  
der Verwendung von Kernenergie zur Elektrizitätserzeugung"  
Atomwirtschaft 9, 4/5 (1966)
6. H.GRÜMM, D.GUPTA, W.HÄFELE, P.JANSEN, M.RECKER, J.SEETZEN;  
Ergänzendes Material zum Bericht "Kernbrennstoffbedarf und Kosten ver-  
schiedener Reaktortypen in der Bundesrepublik Deutschland" KFK 466, (1966)
7. Nucleonics Week; 14. Juli 1966
8. Nucleonics Week; 4. August 1966
9. H.GRÜMM; "Dynamik der Kernbrennstoffzyklen"  
Nukleonik 7, 3, (1965)
10. C.M.SLANSKY, J.A.McBRIDE; "Design philosophy for small size radiochemical  
processing plants." AED-Conf. 094-72 (1962)
11. G.D.COLLINS; "Comparative study of PuC-UC and PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> as fast reactor  
fuel" GEAP-3880 (Part II) (1962)
12. F.L.CULLER, R.E.BLANCO; "Advances in aqueous processing of power reactor  
fuels" P/249, 3. ICPUAE (1964)
13. C.FREJACQUES, R.GALLEY; "Deductions based on studies of Uranium isotope  
separation and French achievements in this field" P/89 3. ICPUAE (1964)

14. L.THIRIET, C. OGER, P. DE VANMAS; "Long term prospects of irradiated natural Uranium processing costs, optimum plant sizes and sites"  
P/98, 3. ICPUAE (1964)
15. A. BOETTCHER; Internationaler Bericht, Sektion Ib, Brennelemente.  
II. Foratom-Kongress, Deutsches Atomforum e.V. (1965)
16. K. COHEN; "Charting a Course for Nuclear Power Development"  
Nucleonics, January 1958
17. Nucleonics News; Nucleonics 22, 9, 19 (1964)
18. G.T. SEABORG; Schlußrede bei der 3. ICPUAE (1964)
19. Nucleonics Week; June 16, 1966
20. EWG C/4000/3/64/d; Lage und Perspektiven der Kernenergie in der europäischen Gemeinschaft (1965)
21. W. GROTH et alii; "Anreicherung der Uran-Isotope nach dem Gaszentrifugenverfahren" Forschungsberichte des Wirtschafts- und Verkehrsministeriums Nordrhein-Westfalen, Nr. 510 (1958)
22. G. ZIPPE; "Potential of the short bowl gas-centrifuge for the enrichment of the U-235 isotope." USAEC, EP-2823-100-604 (1960)
23. E.W. BECKER et alii; "Das Trenndüsenverfahren" Z. Naturforschung 12a, 8, 609 (1957)