

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

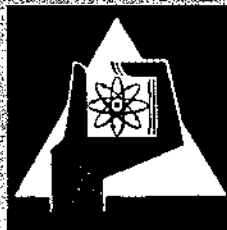
September 1966

KFK 466

Institut für Angewandte Reaktorphysik

ERGÄNZENDES MATERIAL ZUM BERICHT
"KERNBRENNSTOFFBEDARF UND KOSTEN VERSCHIEDENER
REAKTORTYPEN IN DEUTSCHLAND" (KFK 366)

H. Grümm, D. Gupta, W. Häfele, P. Jansen, M. Recker,
W. Schmidt, J. Seetzen



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

Als Manuskript vervielfältigt.

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor.

Gesellschaft für Kernforschung m. b. H.

Karlsruhe

September 1966

KFK 466

Studienkreis Kernenergieserven
am Institut für Angewandte Reaktorphysik
des Kernforschungszentrums Karlsruhe

ERGÄNZENDES MATERIAL ZUM BERICHT "KERNBRENNSTOFFBEDARF UND
KOSTEN VERSCHIEDENER REAKTORTYPEN IN DEUTSCHLAND" (KFK 366)

H.Grümm¹⁾, D.Gupta²⁾, W.Häfele²⁾, P.Jansen²⁾, M.Recker³⁾
W.Schmidt⁴⁾, J.Seetzen²⁾

unter Mitarbeit von
D.Faude²⁾, K.Krewer⁵⁾, E.Schmidt⁶⁾

-
- 1) NUKEM GmbH., Wolfgang, jetzt SGAE Wien
 - 2) Institut für Angewandte Reaktorphysik, GfK
 - 3) T.H.Aachen
 - 4) Technische Abteilung, GfK
 - 5) Institut für Reaktorentwicklung, GfK, jetzt BMWF
 - 6) Institut für Angewandte Reaktorphysik, GfK, jetzt EURATOM ISPRA

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe



Am Studienkreis Kernenergieserven haben
sich folgende Firmen und Institutionen
beteiligt:

Firma AEG	BMwF
" BBC-Krupp	GKSS Geesthacht
" GHH	KFA Jülich
" INTERATOM	KFZ Karlsruhe
" NUKEM	TH Aachen
" RWE	
" SSW	

I n h a l t

		<u>Seite</u>
Kap. 1	Problemstellung (W.Häfele)	1-1
Kap. 2	Kernbrennstoff-Reserven und Preisentwicklung (D.Gupta)	2-1
	2.1 Vorbemerkungen	2-1
	2.2 Weltvorräte an Uran	2-1
	2.3 Weltvorräte an Thorium	2-4
	2.4 Uranvorräte und Brennstoffpreisentwicklungen	2-11
	2.5 Uranpreise	2-12
	2.6 Plutoniumpreise	2-13
	2.7 Preisentwicklung für Abfall-Uran und Thorium	2-13
Kap. 3	Geschichtlicher Überblick zur Frage der Kernenergieserven und der Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken (D.Gupta, J.Seetzen)	3-1
	3.1 Einführung	3-1
	3.2 "Energy as an Ultimate Raw Material or Problems of Burning the Sea and Burning the Rocks" (A.M.Weinberg)	3-2
	3.3 "Breeding - How Soon a Necessity" (W.K.Ergen, E.L.Zebroski)	3-7
	3.4 "Civilian Nuclear Power - A Report to the President" (USAEC)	3-8
	3.5 "Efficient Utilization of Nuclear Fuels" (J.R.Dietrich)	3-11
	3.6 "How much of the Rocks and the Oceans for Power" (W.B.Lewis)	3-12

	<u>Seite</u>
3.7 "Consideration for a Longterm Development for the Use of Fission Energy and the Consequences for Presently Developed Nuclear Power Reactors" (J.J.Went)	3-14
3.8 "The Essential Factors in a Balanced Nuclear Economy" (R.Gibrat)	3-14
3.9 "Lage und Perspektiven der Kernenergie in der europäischen Gemeinschaft" (EURATOM)	3-15
3.10 Allgemeine Entwicklung nach der III. Genfer Konferenz (1964)	3-17
 Kap. 4 Mathematische Modelle für den Umsatz von Kernbrennstoffen in kombinierten Reaktorsystemen (Dynamik der Kernbrennstoffzyklen) (H.Grümm)	 4-1
4.1 Vorbemerkungen	4-1
4.2 Brennstoffzyklus eines einzelnen Kernkraftwerkes, diskontinuierliches Modell	4-2
4.3 Innerer Brennstoffzyklus eines einzelnen Kernkraftwerkes, kontinuierliches Modell der Nachfüllung	4-7
4.4 Innerer Brennstoffzyklus eines Systems aus gleichartigen Kernkraftwerken, kontinuierliches Modell der Nachfüllung	4-11
4.5 Äußerer Brennstoffzyklus eines Systems aus gleichartigen Kernkraftwerken, kontinuierliches Modell der Nachfüllung	4-20
4.6 "Eintypenstrategie" mit dem Modell nach Abschnitt 4.5	4-22
4.7 Beispiel einer Eintypenstrategie mit innerer Bindung (Brüter-Inzucht)	4-30
4.8 Mehrtypenstrategien, Zweitypenstrategien mit innerer Bindung durch den Plutoniumhaushalt	4-43

	<u>Seite</u>
4.9 Plutonium-Zweitypenstrategie, Naherungs- verfahren	4-46
4.10 Plutonium-Zweitypenstrategie, Gesamtlei- stung mit Sattigungstendenz	4-50
4.11 Anhang - Stoffbilanz der Isotopentrennung mit Ruckfuhrung	4-55
 Kap. 5 Kostenberechnung bei Kernkraftwerken (H.Grumm, P.Jansen, J.Seetzen, K.Krewer)	 5-1
5.1 Einleitung	5-1
5.2 Berechnung der spezifischen Investitions- kosten	5-2
5.3 Berechnung der spezifischen Betriebs- kosten	5-8
5.4 Berechnung der spezifischen Brennstoff- kosten	5-9
 Kap. 6 Verwendetes Rechenprogramm (P.Jansen, J.Seetzen)	 6-1
6.1 Vorbemerkungen	6-1
6.2 Allgemeiner Aufbau	6-2
6.3 Stofffaktoren	6-4
6.4 Kostenberechnung	6-7
6.5 Das Strategienprogramm	6-9
6.6 Eingabe, Eingabetest	6-17
 Kap. 7 Brennstoffzyklus fur Kernreaktoren (D.Gupta)	 7-1
7.1 Einfuhrung	7-1
7.2 Brennelement-Fabrikation	7-3
7.3 Aufarbeitung bestrahlter Brennelemente	7-6
7.4 Transport der bestrahlten Brennelemente	7-8
7.5 Diffusionsanlage fur die Anreicherung von U-235	7-10

		<u>Seite</u>
Kap. 8	Zusammenstellung technischer und wirtschaftlicher Daten für Reaktoren und Reaktorprojekte (W.Schmidt)	8-1
	8.1 Allgemeines	8-1
	8.2 Tabellen	8-4
	8.3 Kommentare	8-8
	8.4 Abbildungen	8-12
Kap. 9	Schätzungen des zukünftigen Kernenergiebedarfs (M.Recker)	9-1
	9.1 Einleitung	9-1
	9.2 Prognose des gesamten elektrischen Energiebedarfs	9-1
	9.3 Prognose des nuklearen Energiebedarfs	9-3
	9.4 Einsatzdaten	9-4
	9.5 Analytische Behandlung der nuklearen Energiebedarfskurven	9-4
Kap. 10	Beschreibung der kennzeichnenden Reaktordaten (H.Grümm)	10-1
	10.1 Vorbemerkungen	10-1
	10.2 Reaktor, Technische Grunddaten	10-2
	10.3 Äußerer Zyklus, Technische Grunddaten	10-5
	10.4 Abgeleitete Technische Daten, Kenngrößen für das Massenflußbild	10-6
	10.5 Investitions- und Betriebskosten, Grunddaten	10-10
	10.6 Äußerer Zyklus, Kostendaten	10-11
	10.7 Abgeleitete Kostendaten	10-14

Kap. 11	Ergebnisse der Berechnungen (D.Gupta, P.Jansen)	11-1
	11.1 Kennzeichnende Reaktordaten	11-1
	11.2 Wahl der Strategie	11-12
	11.3 Eintypenstrategien	11-13
	11.4 Zweitypenstrategien	11-18
	11.5 Durchsätze für Fabrikations-, Wiederaufar- beitungs- und Diffusionsanlagen für die berechneten Ein- und Zweitypenstrategien	11-44
Anhang	Allgemeine Erläuterungen (D.Faude)	A-1

Kapitel 1

Problemstellung

(W.Häfele)

Im Jahre 1964 zeichneten sich neue Problemstellungen der Reaktorentwicklung ab. Bis dahin war das Entwicklungsziel die technische Reife und die Wirtschaftlichkeit des einzelnen Reaktors. Durch den Oyster-Creek Reaktor der General Electric, der im Dezember 1963 zur Bestellung kam, war diese Phase jedenfalls an einer deutlich erkennbaren Stelle zu einem ersten, vorläufigen Abschluß gekommen. Weiter wurde klar, daß die Reaktorgröße der siebziger Jahre bei 1000 MWe liegen würde. Dementsprechend betrachteten eine Reihe von Studien Schneller Brutreaktoren $[1/1-1/6]$ Einheiten von 1000 MWe. Anhand dieser Studien war deutlich geworden, daß 1980 ein sinnvolles, zeitliches Planziel für die Entwicklung solcher 1000 MWe Brüter-Einheiten ist. Es war aber bei der Durchführung der Brüter-Studien auch klar geworden, daß bei Schnellen Brütern ähnlich wie bei anderen Reaktortypen Wirtschaftlichkeit und Brüten konkurrierende Gesichtspunkte darstellen.

Im Hinblick auf die durch das Jahr 1980 charakterisierte Langfristigkeit der Entwicklung Schneller Brutreaktoren wurde es also erforderlich, durch eine geeignete Studie der Bedingungen, die gleichsam "von außen" an einen Brüter des Jahres 1980 zu stellen sind, Gesichtspunkte für den notwendigen Kompromiss zwischen Brüten und Wirtschaftlichkeit zu formulieren.

Weiter war festzustellen, inwieweit der Beginn einer wirtschaftlich arbeitenden Brütergeneration im Jahre 1980, der durch Gesichtspunkte der technischen Entwicklung zustande kommt, mit den Fragen der Versorgung dieser Brutreaktoren mit Plutonium aus thermischen Reaktoren in Einklang zu bringen ist. Insbesondere die damals diskutierte Frage der hochkonvertierenden Zwischengeneration thermischer Reaktoren ist in diesem Zusammenhang zu sehen. Ganz ähnliche Fragen waren aber auch im Bereich der Entwicklung thermischer Reaktoren entstanden. So ging es bei den Leichtwasserreaktoren um die Frage der Versorgung mit angereichertem Uran und die Bedeutung des Plutonium-Verkaufsprei-

ses für die Brennstoffzykluskosten des Leichtwasserreaktors; bei den Schwerwasserreaktoren stand die Frage an, inwieweit die Natururanmengen ganz einfach ausreichen, auch wenn man den abgebrannten Brennstoff nicht weiter verwendet. Eine weitere Frage war, den Hochtemperatur-Gas-Reaktor zu den übrigen Reaktoren nach einheitlichen Grundregeln ins Verhältnis zu setzen und dabei die Rolle des U-233 in seiner kostenmäßigen Verrechnung besser zu verstehen.

So entstand am Institut für Angewandte Reaktorphysik des Kernforschungszentrums Karlsruhe der Plan, eine geeignete Studie möglicher Reaktorstrategien zu beginnen und bald zeigte es sich, daß die Gruppen der deutschen Reaktorindustrie bereit waren, diese Studie mit zu tragen. Gleichzeitig, aber zunächst davon unabhängig, war auch im Bundesministerium für wissenschaftliche Forschung der Wunsch aufgetaucht, im Hinblick auf die anstehenden Entscheidungen über die Entwicklung einzelner Reaktorlinien und im Hinblick auf die Versorgung dieser Baulinien mit Kernbrennstoff, zu einer solchen Studie zu kommen. Schließlich zeigte es sich, daß der 2. FORATOM-Kongreß in Frankfurt, Herbst 1965, sich sehr weitgehend mit solchen Fragen der Strategie beschäftigen würde, so daß zu den bereits erwähnten Anlässen der Wunsch des Berichterstatters der Sektion IV "Die künftige Nutzung der Atomenergie in Europa" nach einer derartigen Untersuchung ebenfalls das Zustandekommen dieser Studie förderte.

Somit bildete sich im Frühjahr 1964 der Studienkreis Kernenergie-reserven am Institut für Angewandte Reaktorphysik. Das Ergebnis war die zum FORATOM-Kongreß im September 1965 veröffentlichte Studie des Kernforschungszentrums Karlsruhe und des Deutschen Atomforums, KFK-Bericht 366: "Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland" [1/7]. Es handelte sich um einen relativ knappen Bericht, bei dem als heuristischer Gesichtspunkt die Frage nach den Natururanvorräten bzw. Kernenergie-reserven in den Vordergrund gestellt ist. Ebenso sehr sind dann aber doch die Kosten betont, um die volle Spanne der Beurteilungsmöglichkeiten zu haben. Gerade die Betonung der Kosten unterscheidet diese Studie von früheren Untersuchungen dieser Art [1/8,1/9]. Die Methodik des Vorgehens bei dieser Studie ist in KFK-366 erläutert. Hier sei noch einmal betont, daß nicht die Absicht bestand,

die Ergebnisse der Studie mit den ursprünglichen Annahmen in Beziehung zu setzen und nach dem Prinzip der minimalen pro Jahr anfallenden Kosten zu einer Verteilung des Stromerzeugungsbedarfs auf fossile Kraftwerke und die verschiedenen Kernkraftwerke zu kommen. Bei der Unsicherheit der Eingangsdaten und deren Projektierung über das Jahr 1970 hinaus erschien dieses Vorgehen als vielleicht zu schwierig. Jedoch wurde durch eine breite Streuung der Eingangsdaten versucht, die Empfindlichkeit der jeweils gemachten Annahmen zu prüfen. So wurden obere und untere Grenzen der Uranpreisentwicklung angenommen. Ebenso wurden verschiedene Versionen desselben Reaktortyps berücksichtigt, z.B. wurde ein Schneller Brüter mit kleiner Verdopplungszeit (NaI-BR/KFK) und ein Schneller Brüter mit relativ großer Verdopplungszeit (Na-BR/GE) untersucht. Inzwischen hat die im Studienkreis Kernenergieserven vertretene und mit dem Institut für Angewandte Reaktorphysik eng kooperierende Gruppe der Firma INTERATOM/Bensberg eine Studie veröffentlicht, die die eben beschriebene Ankoppelung der Annahme an die Ergebnisse berücksichtigt [1/10]. Beide Studien zusammen dürften jetzt ein recht gut fundiertes Urteil erlauben.

Bei der Durchführung der Studie KFK-366 zeigte es sich, daß die Bereitstellung der Ausgangsdaten ganz unabhängig von der Art der Logik der in Rede stehenden Studie den Hauptteil der Anstrengungen darstellte. Hier zeigte es sich auch, wie sehr hilfreich die Teilnahme der Gruppen der deutschen Reaktorindustrie am Studienkreis Kernenergieserven war, denn der größte Teil der Reaktordatenblöcke wurde von diesen Gruppen bereitgestellt. Alle Datenblöcke sind auf die Konsistenz der Angaben geprüft worden, überall sind die gleichen Grundregeln für die Angabe einzelner Zahlenwerte beachtet worden, so daß alle Angaben vergleichbar sind. Jedoch sind keinerlei wertende Untersuchungen der Datenblöcke angestellt worden, das gilt insbesondere für die Kostenangaben der Eingangsdaten.

In der Studie KFK-366 war versprochen worden, das ausführliche Hintergrundmaterial in einer geplanten Publikation zu veröffentlichen. Als Termin war Ende 1965 in Aussicht genommen worden. Dieser Termin ließ sich nicht einhalten, weil einerseits weitere Reaktortypen in die Untersuchungen aufzunehmen waren, und andererseits die Daten zu bereinigen waren. Die vorliegende Arbeit vermittelt nun das Hinter-

grundsmaterial zu der Studie KFK-366. Dabei ist keine Rücksicht auf besondere Kürze dieser Arbeit genommen worden. Zum Hintergrundmaterial gehört auch eine detaillierte Darstellung der analytischen und numerischen Rechenmethoden. Darüber hinaus sind auch alle Rechengenergebnisse neu erstellt worden. Zufolge der im einzelnen gelegentlich geänderten Eingangsdaten weichen sie hier und da von den in KFK-366 berichteten Resultaten etwas ab. In solchen Fällen sind die Resultate vom KFK-366 als überholt anzusehen.

Weiterhin beschränkt sich die vorliegende Arbeit auf eben dieses Hintergrund- und Ergänzungsmaterial zu KFK-366, obwohl seit dem FORATOM-Kongreß 1965 neue Erkenntnisse gewonnen wurden, die sich auf die Art der Strategien und insbesondere den Start von Brutreaktoren mit U-235 beziehen. Diese neuen Ergebnisse sollen in gesonderten Arbeiten behandelt werden. Lediglich die Frage der notwendigen Kapazität von Wiederaufarbeitungs- und Trennanlagen sowie Fabrikationsanlagen geht deutlich über den Rahmen von KFK-366 hinaus, wo diese Fragen nur gestreift wurden.

Literatur

- [1/1] General Electric: "Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study (1000 MWe UO_2 - PuO_2 Fueled Plant)"
GEAP-4418 (Jan.1964)

- [1/2] Westinghouse Electric Corporation: "Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study"
WCAP-3251-1 (Jan.1964)

- [1/3] Combustion Engineering Inc.: "Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study"
CEND-200 (Jan.1964)

- [1/4] Allis Chalmers: "Large Fast Reactor Design Study"
ACNP-64503 (Jan.1964)

- [1/4a] USAEC, Reactor Engineering Division, Chicago Operations Office: "An Evaluation of Four Design Studies of a 1000 MWe Ceramic Fueled Fast Breeder Reactor"
COO-279, Reactor Technology (Dez.1964)

- [1/5] G.Vendryes et.al., CEA: "The Fast Neutron Reactor Series in France"
3.ICPUAE, P/41, Genf 1964
- [1/6] D.Smidt, A.Müller et.al., GfK Karlsruhe: "Referenzstudie für den Natrium-gekühlten Schnellen Brutreaktor (Na-1)"
KFK-299 (Dez.1964)
- [1/7] H.Grümm, D.Gupta, W.Häfele, P.Jansen, E.Schmidt, J.Seetzen: "Kernbrennstoffbedarf und Kosten verschiedener Reaktortypen in Deutschland"
KFK-366 (Sept.1965)
- [1/8] USAEC: "Civilian Nuclear Power, A Report to the President"
(Nov.1962)
- [1/9] J.R.Dietrich: "Efficient Utilization of Nuclear Fuels"
Power Reactor Technology, Vol.6, No.4 (1963)
- [1/10] R.Harde, G.Memmert: "Modelluntersuchungen über Aussichten und Konsequenzen der Verwendung von Kernenergie zur Elektrizitätserzeugung"
Atomwirtschaft, Jahrgang XI No.4 (April 1966)

Kapitel 2

Kernbrennstoff-Reserven und Preisentwicklung

(D.Gupta)

2.1 Vorbemerkungen

Bei der Beurteilung der verschiedenen Strategien für eine Kernenergiewirtschaft spielen neben den jeweils erforderlichen Mengen an Kernbrennstoff auch die Brennstoffpreise eine entscheidende Rolle. Diese Preise entwickeln sich normalerweise im Spiel von Angebot und Nachfrage, sie könnten daher vorausgesagt werden, wenn das Angebot, d.h. die Uran- und Thoriumreserven der Erde, und die Nachfrage, d.h. die nuklearen Ausbaupläne aller Länder, hinreichend gut bekannt wären. Wie im ersten Teil dieses Kapitels gezeigt wird, lassen sich über die Kernbrennstoffvorräte nur verhältnismäßig ungenaue Aussagen machen. Man kann daher Modelle für verschiedene mögliche Preisentwicklungen der Kernbrennstoffe nur aufgrund von Plausibilitätsbetrachtungen formulieren. Mit Hilfe dieser Modelle kann man den Einfluß der Preisbewegungen bei Kernbrennstoffen auf die zu untersuchenden Strategien studieren. Im zweiten Teil dieses Kapitels werden zwei abstrakte Modelle, und zwar eine "optimistische" und eine "pessimistische" Variante begründet.

2.2 Weltvorräte an Uran

Aus den Erfahrungen mit anderen Bodenschätzen (etwa Erdöl, Kupfer, Nickel) kann man schließen, daß auch die Schätzungen der Uranvorräte mit sehr großen Unsicherheiten behaftet sind. Dazu kommt die Tatsache, daß Uranprospektion erstmalig über einen verhältnismäßig kurzen Zeitabschnitt von etwa 20 Jahren durchgeführt worden und weniger als die Hälfte der Erdoberfläche systematisch erforscht ist. Deshalb zeigen auch die verschiedenen Schätzungen der Uranvorkommen der freien Welt während der letzten 6 Jahre eine weite Streuung.

Man kann zuvor vielleicht erwähnen, daß die Gewinnung von Urankonzentraten in Form von U_3O_8 (Yellow Cake) aus den Uranerzen in zwei

Stufen erfolgt und daß die Kosten sich etwa in den folgenden Bereichen [2/5] bewegen:

	<u>Kosten</u> <u>\$/t Erz</u>
Förderung des Erzes	6 - 10
Chemische Aufbereitung	3 - 6
Amortisierung der Anlagen	<u>3 - 4</u>
Insgesamt	12 - 20

Diese Kosten pro t Erz sind fast unabhängig von der Urankonzentration, also ist der Preis von U_3O_8 deshalb fast umgekehrt proportional zum Urangehalt des Erzes. Ausnahmen bilden jedoch diejenigen Erze, aus denen Uran als ein Nebenprodukt gewonnen werden kann (Südafrik.Golderze). Das U_3O_8 , das die USAEC bis 1962 zu 8 \$/lb kaufte und in Rechnung stellte, wird aus Erzen gewonnen, die einen Mindesturangehalt von 0.1 % haben.

Die ersten einigermaßen verlässlichen und umfassenden Schätzungen wurden von der USAEC 1959 veröffentlicht [2/1]. Die gesamten bekannten Reserven der Erde an billigem Uran (unter 8-10 \$/lb U_3O_8) wurden auf 10^6 t U_3O_8 *) geschätzt und es wurde vermutet, daß weitere $3 \cdot 10^6$ t Uran für etwa den gleichen Preis in absehbarer Zeit, etwa bis 2000, abgebaut werden können. Die geographische Verteilung dieser Erze ist in Tab.2-1 angeführt. Eine weitere Studie der USAEC [2/2] bestätigte weitgehend die erste Schätzung, wie man aus Tab.2-2 ersehen kann.

1958 stieg die Weltproduktion an U_3O_8 auf 37.000 t/Jahr und erreichte den höchsten Punkt 1959 mit 43.000 t/Jahr [2/6]. Weil aber diese Produktion weit über der Nachfrage für Uran lag, löste sie einen Preissturz auf dem Uranmarkt aus, demzufolge einige Urangewinnungsanlagen stillgelegt oder in der Produktion stark gedrosselt werden mußten. Die Schürfungsarbeiten wurden fast gänzlich eingestellt. Die Produktion sank bis auf 20.000 t im Jahre 1964 und zeigt weiter eine abnehmende Tendenz. Diese Situation führte dazu, daß die Uranproduzenten ihre Vorräte erneut überprüften und weitaus vorsichtiger einzuschätzen begannen. Außerdem setzte man die Grenze

*) Alle Angaben sind in short Tonnen. 1 short Tonne = 2000 lbs = 0,91 metrische Tonnen.

für billigeres Erz auf 8 \$/lb U_3O_8 herab. Dieser Umstand sowie die fortlaufende Produktion bei stagnierender Schürfung führten zu einer scheinbaren Schrumpfung der gesicherten Vorräte. Diese Tendenz fand auch in offiziellen Dokumenten ihren Niederschlag, wie z.B. in einer Studie von EURATOM aus dem Jahre 1961 [2/3], Tab.2-3, in der man die gesamten billigen Uranreserven auf nur etwa 500.000 t U_3O_8 schätzte, die durch Verbrauch bis 1971 auf 430.000 t sinken würden.

Im "Report to the President" 1962 [2/4] wurden Schätzungen der USAEC über Uranvorkommen in USA allein angegeben. Danach hatten die USA 1962 bekannte Reserven an billigem Uran von 380.000 t und potentielle Reserven von weiteren 420.000 t zum gleichen Preis. Zum ersten Mal finden sich in diesem Report auch Schätzungen über Uranvorkommen höherer Preise angegeben. Es gibt 5 Preiskategorien und die geschätzten Vorräte für jede Kategorie sind aus Tab.2-4 ersichtlich. Danach sind die Uranreserven in den Preiskategorien 10-30 \$/lb U_3O_8 etwa gleich hoch wie die in den Kategorien 5-10 \$/lb U_3O_8 . Darüber hinaus beliefen sich die Reserven ^{auf} 5-8 $\cdot 10^6$ t U_3O_8 in der Preiskategorie 30-50 \$/lb, 6-15 $\cdot 10^6$ t U_3O_8 in der Kategorie 50-100 \$/lb und etwa 0,5-2 $\cdot 10^9$ t U_3O_8 in der Kategorie 100-500 \$/lb.

1963 hat EURATOM weitere Untersuchungen über die Uranvorkommen der Erde aufgenommen [2/5]. Die wichtigsten Daten sind in Tab.2-5 zusammengestellt. Danach soll 1962 das gesamte Uranvorkommen der Welt an billigem Uran in der Höhe von etwa 700.000 t gelegen haben.

Die Ergebnisse der neueren Untersuchungen in den USA wurden von Faulkner [2/6] in der 3. Genfer Konferenz veröffentlicht. Die gesamten sicheren und potentiellen Reserven an billigem Uran in der Welt sollen danach 1964 etwa 600.000 t betragen. Bis 1970 werden die Vorräte gleich bleiben, wenn zu militärischen Zwecken gelagerte Uranmengen für die Energieerzeugung freigegeben werden. Für 1980 schätzt Faulkner die billigen Uranreserven in den USA allein auf 300.000 - 350.000 t (Tab.2-7).

Die bekannten billigen Vorräte (unter 8 \$/lb U_3O_8) reichen nach Faulkner für die Kernenergieexpansion bis 1980 nur knapp. Die Uranpreise werden daher ab 1970 anziehen, sich jedoch bis 1980 bei etwa 8 \$/lb U_3O_8 stabilisieren. Dieser Preisanstieg wird eine er-

hebliche Reaktivierung der Schürfungstätigkeit auslösen. Faulkner erklärt weiter: "We feel confident that vigorous search will uncover substantial new uranium reserves which can be mined as cheaply, as those now being exploited. Past production plus developed ore reserves totals about 900.000 tons. While no one can predict with any certainty the size of uranium ore reserves which remain undiscovered, it does not seem unreasonable to assume that discoveries in the next twenty years will be at least equal to those of the last twenty years, and they may be much larger," und schließt: "Utilization of nuclear resources on a world-wide basis should assure their availability at reasonable costs to meet expected requirements well into the next century".

Eine weitere Untersuchung über Weltvorräte an Uran wurde vor kurzem von der ENEA (European Nuclear Energy Agency) durchgeführt [2/7]. Die Vorräte wurden in 3 Kostenkategorien aufgegliedert und sind in Tab.2-8 wiedergegeben. Diese Schätzungen scheinen die umfangreichsten aller bisher durchgeführten zu sein. Die Zahlenwerte in Tab.2-8 geben die noch abbaufähig vorhandenen Mengen Uran an. Danach betragen die billigsten gesicherten Reserven etwa $0,642 \cdot 10^6$ t. Eine zusätzliche Menge von $0,680 \cdot 10^6$ t kann für diesen Preis gewonnen werden. Nach der Meinung des Fachausschusses, der bei der Fertigstellung dieses Berichtes behilflich war, sind die zusätzlichen Reserven für diese Kategorie äußerst konservativ geschätzt und können um eine Zehnerpotenz höher sein, d.h. $6,8 \cdot 10^6$ t. Für die höheren Preiskategorien sollen die zusätzlichen Reserven noch konservativer geschätzt worden sein.

Uran aus Meereswasser

Aus Forschungsarbeiten in England [2/8] geht hervor, daß es möglich ist, Uran selektiv mit Titan-Hydroxyd aus Meerwasser zu extrahieren. Die Extraktionskosten sollen unterhalb 30 \$/lb U_3O_8 liegen.

Bekanntlich hat das Meer ein gesamtes Wasservolumen von etwa $1,2 \cdot 10^9$ km³ [2/9]. Die Urankonzentration im Meerwasser in verschiedenen Gegenden und Meerestiefen ist konstant und liegt bei einem Wert von 3,34 µg/l [2/10]. Das ergibt einen Gesamt-Urangehalt im Meerwasser von etwa $4 \cdot 10^9$ t. Diese Menge ist zeitlich konstant, obwohl etwa 27.000 t U/Jahr mit den Flüssen ins Meer fließen [2/9]. Wenn man auch nur einen kleinen Prozentsatz der gesamten im Meer-

wasser vorhandenen Uranmenge durch geeignete Maßnahmen gewinnen könnte, hätte man eine fast unerschöpfliche Quelle von Uran über mehrere hundert Jahre.

In der englischen Arbeit [2/8] diskutiert man zur Extraktion von Uran aus Meerwasser die Möglichkeit der Anwendung von zwei künstlichen Lagunen von unterschiedlicher Höhe an engen Meeresstraßen, die mit Titanhydroxydbetten versehen sind. Die Lagunen sollen durch die Gezeiten jeweils mit frischem Meerwasser gefüllt und wieder entleert werden. Die festgehaltene Uranmenge soll von Zeit zu Zeit mit Ammonkarbonatlösung aus den Titanhydroxydbetten extrahiert werden. Es gibt geeignete, enge Meeresstraßen an den Küsten von Norwegen, Japan und Florida, an denen theoretisch etwa 1 Mill.t Uran/Jahr durch dieses Verfahren gewonnen werden können. Erhebliche Entwicklungsarbeiten sind noch notwendig, um widerstandsfähige Adsorptionsmaterialien großtechnisch herzustellen und geeignete Extraktionsverfahren wirtschaftlich durchzuführen. Wenn man aber annimmt, daß diese Betriebsschwierigkeiten überwindbar sind, dann kann man hoffen, daß die fast unbegrenzten Uranreserven aus dem Meer zwar nicht zu einem Preis von 8-10 \$/lb, jedoch für etwa 30 \$/lb U_3O_8 zu gewinnen sind, und daß dieser Preis den Urangewinnungskosten überhaupt eine obere Grenze setzen wird.

2.3 Weltvorräte an Thorium

Die Thoriumprospektion wurde nicht in gleichem Maße durchgeführt wie diejenige für Uran. Im "Report to the President" [2/4] wurden zum ersten Male für Thorium ähnliche Schätzungen wie für Uran über die Reserven in den USA für 5 Preiskategorien angegeben (Tab.2-9). 1964 wurden diese Schätzungen von Faulkner bestätigt. Nach den neueren Untersuchungen von ENEA [2/7] sollen die gesicherten Reserven für die Preiskategorie 5-10 \$/lb ThO_2 etwa $0,565 \cdot 10^6$ t ThO_2 betragen und eine zusätzliche Menge von etwa 10^6 t ThO_2 für den gleichen Preis abbaufähig sein (Tab.2-10). Wie bei Uran sind die zusätzlichen Mengen konservativ geschätzt, und können um eine Zehnerpotenz höher liegen. Nach diesem Bericht liegen keine genaueren Angaben über Thoriumreserven für höhere Preiskategorien vor.

Tab.2-1

Weltvorräte an Uran *) ≤ 10 \$/lb U_{3-8} in 10^3 short t **) U_{3-8}

Bezugsdaten 1959 [2/1]

	Bekannte Reserven	Mögliche Reserven in bekannten Gebieten (***)	Gesamt
Kanada	380		
Südafrika	370		
USA	230	300	
Frankreich	25	75	
Australien	10		
Andere (Argentinien, Kongo, Indien, Italien, Japan, Angola, Spanien)	25	600	
Gesamt	≈ 1.000	≈ 1.000	2.000
Weitere Vorräte			2.000
Insgesamt			4.000

*) Alle Angaben, auch in den folgenden Tabellen, gelten nur für die Gebiete der freien Welt

**) 1 short Tonne = 0,91 metrische Tonne

***) Verfügbar innerhalb absehbarer Zeit in neuen Gebieten (bis zum Jahre 2000), geschätzt aufgrund geologischer Daten, Erfahrung und bei Verfolgung einer aggressiven Schürfung

Tab.2-2

Weltvorräte an Uran ≤ 10 \$/lb U_{3-8} in 10^3 short t U_{3-8}

Bezugsdaten 1960 [2/2]

	Bekannte Reserven	Geschätzte Reserven
USA	240	400
Kanada	400	200
Europa	40	100
Lateinamerika	3	?
Australien	10	?
Afrika	380	?
Insgesamt	≈ 1.000	1.000-4.000

Tab.2-3

Weltvorräte an Uran ≤ 10 \$/lb U_3O_8 in 10^3 short t U_3O_8

Bezugsdaten 1961 [2/3]

	Bekannte Reserven	Uran Verbrauch bis 1970	Vorräte 1971
USA	130	88	42
Kanada	145	25	120
Südafrika	250	18	232
Andere Länder	60	16	44
Insgesamt	585	147	438

Tab.2-4

Uranvorräte nur in den USA in 10^3 short t U_3O_8

Bezugsdaten 1962 [2/4]

Preiskategorien \$/lb U_3O_8	Bekannte Reserven	Gesamt-mögliche Reserven
5 - 10	380	800
10 - 30	400	700
30 - 50	5.000	8.000
50 - 100	6.000	15.000
100 - 500	500.000	2.000.000

Tab.2-5

Weltvorräte an Uran ≤ 10 \$/lb U_3O_8 in 10^3 short t U_3O_8

Bezugsdaten 1963 [2/5]

	U-Konz. Gew. %	Bek. Res.
USA	0,2	174
Kanada	0,1	266
Südafrika	0,017	150
Frankreich	0,14	34
Italien	0,10	2
Deutschland	0,2-0,5	1
Spanien	0,11	2
Portugal	0,12	7

	U-Konz. Gew. %	Bek. Res.
Australien	0,09-0,15	13
Argentinien	0,1 -0,2	5
Kongo	0,3	8
Ceylon	0,45	7
Japan	0,042	1
Indien	0,06	2
Sonstige	-	2
Insgesamt		674

Tab.2-6

Weltvorräte an Uran ≤ 10 \$/lb U_{3-8} in 10^3 short t U_{3-8}

Bezugsdaten 1964 [2/6]

	Bekannte Reserven 1964	Verbrauch bis 1970	Vorräte 1971
USA	160	64	96
Kanada	207	19	188
Südafrika	147	13	134
Sonstige	75	19	56
Insgesamt	589	115	474
Wenn die zu militärischen Zwecken gelagerte Uranmenge für Energieerzeugung freigegeben werden kann			≈ 600

Tab.2-7

Uranvorräte 1981 nur in den USA in 10^3 short t U_{3-8}

Bezugsdaten 1964 [2/6]

Preiskategorien \$/lb U_{3-8}	Bekannte Reserven	Zusätzl.mögl. Reserven	Gesamtvorräte
5 - 10	50 - 100	250	300 - 350
10 - 30	400	300	700
30 - 50	5.000	3.000	8.000
50 - 100	6.000	9.000	15.000
100 - 500	500.000	1.500.000	2.000.000

Tab.2-8

Noch vorhandene Weltvorräte an Uran in 10^3 short t U_3O_8

Bezugsdaten 1965 [2/7]

Preiskategorien		5-10 \$/lb U_3O_8		10-15 \$/lb U_3O_8		15-30 \$/lb U_3O_8	
Land	Art der Reserven	Gesichert	Zusätzlich geschätzt	Gesichert	Zusätzlich geschätzt	Gesichert	Zusätzlich geschätzt
Kanada		210	290	130	170	100	200
USA		195	325	150	200	170	440
Südafrika		140					
Europa:							
Frankreich		37	28	5	10		
Spanien		11			40		250
Portugal		7	3		6		10
Dänemark				5			
Schweden				350	50	150	200
Andere		5	20	6			
Europa gesamt		60	51	366	106	150	460
Australien		15		2,8		1,4	
Kongo (Leopoldville)		6					
Gabon		5					
Portugal (Angola)					15		
Marocco		6		11		8,0	
Indien				16,5			
Japan				2,6			
Argentinien		5	15	5,0	12		
Insgesamt		642	681	≈ 684	503	429	1100-11000

2-10

Tab.2-9Schätzungen über Vorräte an Thorium in den USA in 10^3 short t

Bezugsdaten 1962 [2/4]

Preiskategorien \$/lb ThO ₂	Bekannte Reserven	Zusätzl.mögl. Reserven	Gesamtvorräte
5 - 10	100	300	400
10 - 30	100	100	200
30 - 50	3.000	7.000	10.000
50 - 100	8.000	17.000	25.000
100 - 500	1.000.000	2.000.000	3.000.000

Tab.2-10Weltvorräte an Thorium in 10^3 short t ThO₂

Bezugsdaten 1965 [2/7]

Preiskategorien	5-10 \$/lb ThO ₂		10-15//15-30 \$/lb ThO ₂
Land \ Art d. Reserven	Gesichert	Zusätzlich geschätzt	
Indien	300	250	Reserven höherer Preiskategorien wurden nicht ge- schätzt
USA	100	500	
Kanada	80	155	
Afrika	50	50	
Austroasien und Süd-Ost-Asien	10		
Dänemark	15		
Brasilien	10	20	
Insgesamt	565	975	

2.4 Uranvorräte und Brennstoffpreisentwicklungen

Aus dem Literaturvergleich geht hervor, daß die Schätzungen über Weltvorräte an Uran für die Preiskategorie 5-10 \$/lb U_3O_8 sich im Bereich von $0,5 \cdot 10^6$ bis $4,0 \cdot 10^6$ short t bewegen. Die Streuungen bei den höheren Preiskategorien sind genau so hoch. Legt man die unteren Grenzen der neuesten Schätzungen (Tab.2-8) zugrunde, so läßt sich bereits in den achtziger Jahren eine Erschöpfung der bisher bekannten billigen Vorräte absehen, verbunden mit dem Übergang zu höheren Preiskategorien. Es ist jedoch anzunehmen, daß die Uranpreise in absehbarer Zeit nicht allzu hoch anwachsen werden. Mit wachsendem Uranbedarf wird zunächst die seit Jahren eingeschränkte Uranprospektion zur Erschließung neuerer Reserven führen. Weiterhin ist die Entwicklung schneller Brutreaktoren dazu berufen, dem Reserveproblem die Schärfe zu nehmen. Schließlich wird durch die Möglichkeit, bis zu 10^9 t Uran aus dem Meerwasser zu gewinnen, der Preisentwicklung bei etwa 30 \$/lb U_3O_8 eine obere Grenze gesetzt.

Zur Beurteilung der verschiedenen Strategien wurden die Welt-Uranreserven nach [2/7], Tab.2-8, für die Preiskategorien 8, 20 und 30 \$/lb U_3O_8 nach folgenden Überlegungen zusammengestellt (Tab.2-11, Spalte 1 und 2):

- a) Für den Bereich 5-10 \$/lb wurde ein mittlerer Preis von 8 \$/lb angenommen.
- b) Für den Bereich 10-15 \$/lb und ein Drittel der Menge des Bereichs 15-30 \$/lb wurde ein mittlerer Preis von 20 \$/lb angenommen. Für die restlichen zwei Drittel dieses Bereichs liegt ein Preis von 30 \$/lb U_3O_8 zugrunde.
- c) Da die Schätzungen für den Bereich 15-30 \$/lb sehr konservativ sind und um mehr als eine Zehnerpotenz höher liegen können, wurde für die zusätzlich geschätzte Menge ein Wert von $7,34 \cdot 10^6$ t statt $0,734 \cdot 10^6$ t angenommen.

Da auf Deutschland etwa 5 % der in der Welt erzeugten Elektroenergie entfallen, kann man als Richtwert annehmen, daß etwa 5 % der erwähnten Vorräte in Anspruch genommen werden können. Legt man für die untersuchten Strategien mit zwei Reaktortypen eine pessimistische Uran-Verbrauchskurve zugrunde, so ergeben sich die in Tab.2-11 angegebenen Zeitabschnitte, für die die angegebenen Preiskategorien charakteristisch sind.

Tab.2-11Uranreserven und Preisentwicklung

Preiskategorien \$/lb U_3O_8	Weltvorräte 10^3 metr.t U_3O_8	für Deutschland ver- fügbar 10^3 metr.t U_3O_8	ausreichend für
8	1400	70	1965 - 1985
20	1700	85	1986 - 2000
30	7600	380	2001 - 2040

2.5 Uranpreise

Über die Uranreserven und die Preisentwicklungen lassen sich nur ungenaue Aussagen machen. Man hat sich daher darauf beschränkt, zwei plausible Preisentwicklungen als Grenzfälle durchzuspielen.

Die erste Variante nimmt als optimistischen Grenzfall an, daß die Kosten der Kernbrennstoffe ständig auf dem für 1970-80 charakteristischen, in Tab.2-12 wiedergegebenen Niveau verbleiben. Um den Effekt von etwaigen Preissteigerungen deutlich zu erfassen, wurde dem eine zweite "pessimistische" Variante gegenübergestellt, die ebenfalls in Tab.2-12 verzeichnet ist.

Tab.2-12Grenzfälle der Preisentwicklung für Kernbrennstoffe

Stoff	optimistisch 1970 - 2040	pessimistisch		
		1970 - 1985	1986 - 2000	2001 - 2040
U_3O_8 (\$/lb)	8	8	20	30
Pu (DM/g spaltb.)	40	40	110	110
ThO_2 (\$/lb)	8	8	20	30

Vergleicht man die pessimistische Variante der Preisentwicklungen mit der für Deutschland verfügbaren Uranmenge in verschiedenen Preiskategorien aus Tab.2-11, so findet man die gleichen Preise für die gleichen Zeitabschnitte.

In diesen Rechnungen wurde auch die Abhängigkeit der Kosten von angereichertem Uran von der optimalen Konzentration des Abfalls aus Diffusionsanlagen berücksichtigt.

2.6 Plutoniumpreise

Das Problem des Plutoniumpreises birgt eine Reihe von Annahmen über das Verhältnis Konverterleistung zu Brüterleistung im Weltmaßstab in sich, die trotz hervorragender theoretischer Arbeiten [2/11] noch keine schlüssigen Aussagen zulassen. Wir haben daher, wie in 2.5 (Tab.2-12) unser "pessimistisches" Modell auf Plausibilitätsüberlegungen gegründet. In [2/12, 2/13, 2/14] wurde dargelegt, daß der "Gebrauchswert" von Plutonium als U-235-Ersatz in thermischen Reaktoren bei 40 DM/g spaltb. liegt, sofern die für 1970-85 vermuteten Kosten für U-235 zugrunde gelegt werden. Da die Periode 1970-1985 durch die Dominanz der thermischen Reaktoren gekennzeichnet ist, wird sich auch der Pu-Preis in der erwähnten Größenordnung halten.

Ab 1986 wird durch den Bau von Brütern die Nachfrage nach Pu verstärkt. Dies wird eine Erhöhung des Pu-Preises zur Folge haben. Kriticalitätsrechnungen zeigen, daß 1 g spaltbares Plutonium im schnellen Brüter ca. 1,5 g U-235 entspricht. Mit dem Faktor 1,5 ergibt sich ein Pu-Preis von 110 DM/g Pu spaltbar aus dem U-235-Preis. Dadurch ist der Pu-Preis für die angegebene Periode mit dem Uranpreis der Zeit 1986-2000 gekoppelt. Nach dem Jahre 2000 wird keine Änderung des Pu-Preises angenommen, da die Brüter dann schon genügend Pu produzieren, von äußeren Spaltstoffquellen also unabhängig sein werden, und eher ein Abfall des Pu-Preises zu erwarten ist.

2.7 Preisentwicklung für Abfall-Uran und Thorium

Der Preis des Abfall-Urans wurde für den gesamten betrachteten Zeitraum mit dem jetzigen Preis von 12 DM/kg gleichgesetzt. Eine Abhängigkeit vom Urankonzentrat-Preis würde der Tatsache widersprechen, daß die Konverter schon von Anfang an große Mengen von Abfall-Uran erzeugen und der Bedarf der Brüter (die die einzigen Verbraucher von Abfall-Uran sind) nur ein Bruchteil davon ist.

Zur Zeit zeigt der Preis für Thoriumoxyd (ThO_2) eine ähnliche Tendenz wie der für das Urankonzentrat. Deshalb wurde für Thoriumoxyd die gleiche Preisentwicklung wie für Uran angenommen.

Nach [2/15] ist der Preis für Uran-233 etwa das 1,17-fache des Preises für U-235. Für den THTR-Reaktortyp wurden die U-233-Preise den jeweiligen U-235-Preisen angepaßt.

Literatur

- [2/1] USAEC, Division of Raw Materials: "An Analysis of the Current and Long Term Availability of Uranium and Thorium"
USAEC, TID-8201 (1959)
- [2/2] USAEC: "Energy from Uranium and Coal Reserves"
USAEC, TID-8207 (1960)
- [2/3] J.J.Went: "Consideration for a Long Term Development for the Use of Fission Energy"
Nukleonik Band 6, Heft 5, S.222, Tab.4 (Sept.1964)
- [2/4] USAEC: "Civilian Nuclear Power, A Report to the President"
USAEC APP.II, S.31, Tab.1 (1962)
- [2/5] EURATOM: "Das Problem der Uranvorräte und der Uranversorgung auf lange Sicht"
EUR/414/d (1963)
- [2/6] R.L.Faulkner, W.H.McVey: "Fuel Resources and Availability for Civilian Nuclear Power 1964-2000"
3. ICPUAE, P/256, Genf 1964
- [2/7] European Nuclear Energy Agency: "World Uranium and Thorium Resources"
Paris (Aug.1965)
- [2/8] R.V.Davies et.al.: "Extraction of Uranium from Sea Water"
Nature 203, 1110 (1964)
- [2/9] F.F.Koczy: "Nuclear Geology"
Chapmann a. Hall, London (1954)
- [2/10] J.D.Wilson et.al.: Anal. Chim. Acta 23, 505 (1960)

- [2/11] J.Gaussens, Paillot: "Study of the Long Term Values and Prices of Plutonium"
CEA-R 2795
- [2/12] E.A.Eschbach: "Plutonium Value Analysis"
3. ICPUAE, P/246, Genf (1964)
- [2/13] E.A.Eschbach et.al.: "PUVE - A Computer Code for Calculating Plutonium Value"
HW-71811 (1961)
- [2/14] F.L.Dawson: "Plutonium as a Power Reactor Fuel"
HW-75007 (1962)
- [2/15] Nuclear Industry (Feb.1965)

Kapitel 3

Geschichtlicher Überblick zur Frage der Kernenergieserven und der Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken

(D.Gupta, J.Seetzen)

3.1 Einführung

Ein so bedeutsames Problem wie die Einführung einer völlig neuen Energiequelle in der Weltwirtschaft hat schon frühzeitig, als die Umriss dieser Entwicklung sich abzuzeichnen begannen, wissenschaftliches Interesse gefunden. Schon Mitte der vierziger Jahre, kurz nachdem der erste Kernreaktor kritisch geworden war, hatte man sich mit der Frage der Uranreserven bzw. Kernenergieserven beschäftigt. Es war schon damals zu erkennen [3/1], daß die Kernenergie als sichere Energiequelle die Menschheit für fast unbegrenzte Zeit versorgen könnte, wenn man in der Lage wäre, geeignete Reaktortypen zu entwickeln, die die Kernenergieserven auf vernünftige Weise ausnutzen würden. Die Kenntnisse über die Erzeugung von Energie aus Kernreaktoren wurden in einer Zeit erworben, in der die Weltreserven an fossilen Brennstoffen (Kohle, Öl und Naturgas) relativ hoch zu sein schienen (etwa $9 \cdot 10^{12}$ t Kohleäquivalent [3/2]) und die Kraftwerke mit fossilem Brennstoff sich seit vielen Jahren als wirtschaftlich, sicher und zuverlässig erwiesen hatten. Deshalb mußten die Kernkraftwerke zunächst ihre technische Zuverlässigkeit und ihre Wirtschaftlichkeit in großtechnischem Maßstab unter Beweis stellen, ehe sie als bedeutsame Alternative bzw. als geeigneter Zusatz zu den Kraftwerken mit fossilem Brennstoff gelten konnten.

Die fünfziger Jahre waren auf dem Gebiet der Kernenergie durch die Bemühungen um die großtechnische Durchführbarkeit der Erzeugung von Elektrizität aus Kernreaktoren gekennzeichnet. Jedoch wurden bereits um diese Zeit in Ländern wie England Kernkraftwerke eingesetzt, aber mehr aus Gründen der Sicherheit der Brennstoff-Versorgung als aus Gründen der Wirtschaftlichkeit. Das Jahr 1962 kann man in den USA als den Zeitpunkt betrachten, bei dem zum ersten Mal in Gebieten mit hohen Kosten für fossile Brennstoffe Kernkraftwerke (Bodega Bay) wirtschaftlicher als konventionelle Kraftwerke waren [3/3].

Wenn man berücksichtigt, daß nur 20 Jahre, nachdem der erste Kernreaktor kritisch wurde, und nur 11 Jahre nach der ersten Erzeugung von Elektrizität aus Kernreaktoren die Kernkraftwerke großtechnisch und wirtschaftlich einsatzfähig wurden, dann erscheinen die Fortschritte auf dem Gebiet der Kernenergie bemerkenswert. Das erklärt andererseits auch die Tatsache, daß die volkswirtschaftlichen und energiewirtschaftlichen Fragen der Kernenergieerzeugung in größerem Umfang erst im Anfang der sechziger Jahre angegangen worden sind. Die physikalische, technische und wirtschaftliche Reife einzelner Reaktortypen mußte erst einmal realisiert werden, bevor sich übergeordnete gesamtökonomische Gesichtspunkte herausarbeiten ließen. Um diese Zeit begann sich mehr und mehr eine Bemühung um die gesamtwirtschaftliche Motivierung der verschiedenen eingeschlagenen oder einzuschlagenden Wege der Weiterentwicklung abzuzeichnen.

In der Hauptsache haben sich die früheren Studien am Problem der Kernbrennstoffnutzung und nur bis zu einem gewissen Grade an der Frage der Wirtschaftlichkeit der Kernenergie allgemein orientiert. Erst in letzter Zeit wurden beide Gesichtspunkte in geeigneter Kombination betrachtet und dabei auch Vergleiche zwischen verschiedenen Reaktortypen angestellt.

Im folgenden sollen kurz die wesentlichen Aussagen wichtiger vorhergegangener Studien zusammengestellt werden, um auch den Literatur-Hintergrund zum KFK-Bericht 366 und dem hier veröffentlichten Material deutlich zu machen.

3.2 "Energy as an Ultimate Raw Material or Problems of Burning the Sea and Burning the Rocks" (A.M. Weinberg [3/5] (1959))

In einer Anzahl von Veröffentlichungen hat Weinberg, häufig in Zusammenarbeit mit anderen, versucht, die grundlegenden Prinzipien zur Formulierung eines kurzfristigen und langfristigen Entwicklungsprogramms für Kernenergie in den USA hervorzuheben [3/1, 3/4, 3/5]. Da die späteren Kernenergie-Programme der USA-Regierung durch diese Gedankengänge teilweise beeinflusst zu sein scheinen und in allgemeinerem Sinne für andere Länder gewisse Gültigkeit haben dürften, erscheint es zweckmäßig, diese Gesichtspunkte kurz zu diskutieren.

3.2.1 Notwendigkeit der Kernenergie-Entwicklung

Nach Weinberg liegt der gesamte geschätzte Energiegehalt der fossilen Brennstoffe der USA (Kohle, Öl und Naturgas) bei etwa $25 Q$ *) und kann bei der jetzigen Energie-Entwicklung (Verdopplung des gesamten Energieverbrauchs etwa alle 25 Jahre) etwa knapp 100 Jahre ausreichen, wenn diese Quellen nur zur Energieerzeugung verwendet werden [3/4]. Eine zusätzliche Energiequelle ist notwendig, wenn man einen gewissen Standard der industriellen Entwicklung und Lebensstandard aufrechterhalten will. Sonnenenergie, Fusion der leichten Kerne (Deuterium aus Meerwasser) und Spaltung der schweren Kerne stellen solche alternativen Quellen dar [3/5]. Die auf die Erdoberfläche auftreffende Sonnenenergie fällt in zu verdünnter Form an, um sie in großen Mengen zur Energieerzeugung zu gewinnen. So müßte man z.B. etwa $2,56 \cdot 10^5 \text{ km}^2$ Einfangfläche haben, um einer Weltbevölkerung von etwa 7 Milliarden einen einigermaßen vernünftigen Lebensstandard zu ermöglichen [3/5]. Eine kontrollierte Erzeugung von Energie durch Fusion wurde mit dem jetzigen Stand der Technik noch nicht erreicht. Die kontrollierte Erzeugung von Kernenergie andererseits hatte schon 1959 eine technische Reife erreicht und schien deshalb die geeignetste Alternative zu den fossilen Brennstoffen zu sein.

Ein berechtigter Einwand gegen die sofortige und umfangreiche Entwicklung der Kernenergie liegt darin, daß die fossilen Brennstoffe etwa 100 Jahre ausreichen, daß weitere Quellen im Laufe der Zeit erschlossen werden können, und daß schließlich durch bessere Ausnutzung der Verbrauch an Brennstoff erniedrigt werden kann.

Die fossilen Brennstoffe finden auch für andere wichtige industrielle Zwecke Verwendung, z.B. zur Reduktion von Eisenerzen, zur Herstellung von Chemikalien, Kunststoffen usw., so daß es gegenüber den zukünftigen Generationen unverantwortlich wäre, diese wertvollen Rohstoffe wahllos zur Energieerzeugung zu verbrennen. Die fossilen Reserven sind nicht gleichmäßig auf der Erde verteilt, so daß eine regionale Knappheit viel früher als in 100 Jahren auftreten kann. Außerdem verlangt eine tiefgreifende Änderung, wie die Einführung eines alternativen Brennstoffs in die

*) $1 Q = 10^{18} \text{ BTU} = 0,252 \cdot 10^{18} \text{ Kcal}$

Energiewirtschaft eines Landes, eine ziemlich lange Reifezeit. Die Kraftwerke zur Erzeugung von Elektrizität haben eine Mindest-Lebensdauer von etwa 25 Jahren und eine Entwicklungszeit von etwa 15 Jahren. Ein reibungsloser Übergang zur Erzeugung von Elektrizität aus nuklearer Energie ist nur dann möglich, wenn Spaltstoffe in genügender Menge zur rechten Zeit vorhanden sind. Obwohl ein Teil solcher Spaltstoffe in Diffusionsanlagen hergestellt werden kann, sind besonders die Brüter in der Lage, den enormen Bedarf einer zukünftigen Kernindustrie rechtzeitig und wirtschaftlich unter gleichzeitiger Schonung der Uranreserven zu decken. Schließlich ist die Behandlung und Beseitigung der als Nebenprodukt aus den Kernkraftwerken erzeugten großen Mengen von radioaktivem Material ein kompliziertes Problem, das auch gewisse Zeit und Erfahrung zur Lösung erfordert. Nach Weinberg deuten alle diese Überlegungen darauf hin, daß eine frühzeitige Betonung der Entwicklung der Kernenergie als alternative Energiequelle von großer Bedeutung ist.

3.2.2 Entwicklung auf lange Sicht

Nach damaliger Schätzung der Uranreserven liegt der Energiegehalt aus billigen Erzen (<10 \$/lb U_3O_8) etwa bei 0,3 Q, wenn nur U-235 als Spaltstoffquelle betrachtet wird. Dieser Gehalt ist im Verhältnis zum Gesamtenergiegehalt von 12 Q aus der bis zu $0,35$ \$/10⁶ BTU abbaufähigen Kohle gering. Deshalb ist die Entwicklung derjenigen Reaktortypen, die nur U-235 aus hochwertigen Erzen wirtschaftlich ausnutzen können, weniger wichtig. Solche Reaktoren werden in kürzester Zeit die hochwertigen Uranvorräte erschöpfen und nicht in der Lage sein, die minderwertigen Uranerze wirtschaftlich auszunutzen. Andererseits ist der Energiegehalt aus dem Uran und Thorium der Gesteine der Erdkruste (12 ppm Th und etwa 4 ppm U) genauso hoch wie derjenige des Deuteriums aus Meerwasser, also genügend hoch, um den Bedarf der Menschheit für immer zu decken, wie Tab.3-1 zeigt.

Tab.3-1

Deuterium-, Uran- und Thoriumgehalt der Erde [3/5]

	Quelle	ppm	ges.Menge t	Energie- gehalt Mwd Wärme	Ausreichend bei Verbrauch *) von $4 \cdot 10^7$ MW Wärme Jahre
Deuterium	Meer	33	$6 \cdot 10^{13}$	$2,4 \cdot 10^{20}$	$1,7 \cdot 10^{10}$
Uran	Erdkruste	4	$16 \cdot 10^{13}$	$1,5 \cdot 10^{20}$	$1,0 \cdot 10^{10}$
Thorium	Erdkruste	12	$50 \cdot 10^{13}$	$4,5 \cdot 10^{20}$	$3,0 \cdot 10^{10}$

*) Asymptotischer Verbrauch der Energie/Jahr für eine asymptotische Weltbevölkerung von $7 \cdot 10^9$.

Mit der Erhöhung des Uranpreises erhöht sich auch die Menge an abbaufähigem Uran, wahrscheinlich im Quadrat zum Preis. Die Entwicklung solcher Reaktoren, die wirtschaftlich die verhältnismäßig teuren Erze der Erde ausnutzen und dadurch eine unerschöpfliche Quelle wirtschaftlicher Energie erschließen, scheint auf lange Sicht eine der wichtigsten Aufgaben der Menschheit zu sein. Die Tatsache, daß diese Reaktoren am Anfang gegenüber Kraftwerken mit fossilen Brennstoffen verhältnismäßig teuer sein können, ist aus dieser Sicht belanglos [3/4].

Um die teuren Uranerze wirtschaftlich ausnützen zu können, müssen die Kernreaktoren viel mehr Uran als das nur in geringer Menge in der Natur vorkommende U-235 verbrennen. So verbrennt ein Reaktor mit der Konversionsrate 0,98 etwa 50mal mehr U-238 als U-235. Deshalb können die Rohmaterialkosten bei einem solchen Reaktor 50mal so hoch sein wie bei einem Reaktor, der reines U-235 verbrennt. Die Abbrandkosten bleiben in diesem Fall die gleichen. Wahrscheinlich ist in den USA die 2500-fache Menge an Uran vorhanden, die zum 50-fachen des jetzigen Preises abgebaut werden kann. Deshalb erhöhen sich bei Anwendung von Reaktoren mit der Konversionsrate 0,98 die wirtschaftlich nutzbaren Uranvorräte (von den Abbrandkosten her betrachtet) nicht nur um den Faktor 50, sondern um den Faktor $50 \cdot 2500 = 1,25 \cdot 10^5$. Vom Prinzip her können also die Reaktoren

mit hoher Konversionsrate, besonders die Brüter, die wirtschaftlichen Energiereserven nicht nur um das Isotopenverhältnis U-238 : U-235 (=140), sondern um das Produkt aus 140 und dem viel größeren Verhältnis (etwa 10^7) der Mengen der niedrig-konzentrierten zu den hochkonzentrierten uranhaltigen Erzen erhöhen. Solche Reaktoren würden in der Lage sein, wirtschaftlich sogar die "Steine zu verbrennen" (burn the rocks) und dadurch die Menschheit für alle Zeiten von der Furcht vor der Energieknappheit befreien.

3.2.3 Kurzfristige Planung

Obwohl die Entwicklung von Brutreaktoren zur Lösung der langfristigen Energiebedarfsprobleme notwendig erscheint, hat Weinberg auf die Wichtigkeit der Konverterentwicklung als eine kurzfristige Lösung des Problems hingewiesen. Es ist jedoch zu erwähnen, daß seine Betrachtungen zu einer Zeit angestellt wurden, als ein massiver Einsatz von Kernkraftwerken aus nur wirtschaftlichen Gründen noch in ferner Zukunft zu liegen schien.

Interessanterweise wurde zum ersten Mal elektrische Energie aus Kernspaltung 1951 durch einen Reaktor vom Brütertyp erzeugt [3/6]. Aber dieser Reaktortyp wies so viele technische Probleme auf, daß es nicht sicher war, ob diese Probleme durch Entwicklung des einzigen, damals bekannten Brütertyps oder durch laufende Verbesserung der verschiedenen Konvertertypen gelöst werden konnten. Hinsichtlich der erwarteten langen Entwicklungszeit eines Brutreaktors erschien die Entwicklung der verhältnismäßig einfachen Konvertertypen zweckmäßig, da sie in der Zwischenzeit in Gebieten hoher fossiler Brennstoffkosten wirtschaftlicher als die konventionellen Kraftwerke hätten eingesetzt werden können. Sie hätten auch in solchen Ländern Einsatzmöglichkeiten gefunden, in denen ein niedriger Kapitaldienst üblich ist (England, Frankreich) oder in denen der Transport fossiler Brennstoffe mit Schwierigkeiten oder hohen Kosten verbunden ist. Schließlich hätte der frühzeitige Einsatz und Betrieb dieser Konvertertypen die notwendige Erfahrung über die Behandlung großer Mengen radioaktiver Abfälle gebracht.

Diese Überlegungen über die langfristige und kurzfristige Entwicklung der Kernenergie führten zur sogenannten ersten Generation von Brutreaktoren, die hauptsächlich auf Erzielung einer hohen Brut-

rate, sogar auf Kosten der Wirtschaftlichkeit, ausgerichtet waren (EBR-I, EBR-II), um die knappen Uranreserven zu schonen. Gleichzeitig aber wurde auch Betonung auf die Entwicklung verschiedener Reaktortypen mit hoher Konversionsrate gelegt.

3.3 "Breeding - How Soon a Necessity" (W.K.Ergen, E.L.Zebroski [3/7] (1960))

Der bekannte Aufsatzdialog von Ergen und Zebroski aus dem Jahre 1960 leistete insofern einen wichtigen Beitrag zur wirtschaftlichen Entwicklung der Kernenergie, als er die damalige Verlagerung des Schwerpunkts von der Schonung der Uranreserven auf deren wirtschaftlichen Einsatz am besten zum Ausdruck brachte.

Die Wichtigkeit der Brüterentwicklung hängt vom Zeitpunkt der Betrachtung, dem angenommenen Kernenergiezuwachs und den geschätzten Reserven an billigem Uran zum Zeitpunkt der Betrachtung ab. Im Jahre 1960 schätzte man, daß in den USA die installierte Leistung der Kernkraftwerke 1980 bei etwa 40 GWe liegen würde. Andererseits stiegen die Schätzungen der billigen Uranreserven (durchschnittliche Konzentration etwa 0,28 % U) ständig zwischen 1948 und 1959. Die Brutreaktoren schienen immer noch eine verhältnismäßig lange Entwicklungszeit vor sich zu haben. Unter diesen Voraussetzungen kam Zebroski zu dem Schluß, daß in den USA nie eine Knappheit an Uranreserven herrscht, wenn man den in Tab.3-2 angegebenen Zeitplan befolgt.

Tab.3-2

Zeitplan für den Einsatz verschiedener Reaktortypen, um einer Uranknappheit vorzubeugen [3/7] (1960)

System	% Erniedrigung des Uran-Bedarfs	Einsatz in großem Rahmen
Konverter-Reaktor	Ref. Typ	in 10-15 Jahren
Pu- bzw. U-233-Rückführung	≈ 50	in 30-50 Jahren
Verbesserte Konvertertypen (Konversionsrate ≈ 1)	70 - 80	in 50-80 Jahren
Brüter (Konversionsrate > 1)	80 - 95	in 100-200 Jahren

Danach ist, wenn man nur die Schonung der Uranreserven betrachtet, der Einsatz von Brutreaktoren erst nach 100 Jahren notwendig. Nach ähnlichen Überlegungen schätzte Ergen den Einsatz von Brütern nach etwa 40 Jahren. Beide hielten jedoch eine frühzeitige Entwicklung der Brutreaktoren für notwendig. Nach Ergen brauchen die Brutreaktoren eine Entwicklungszeit von etwa 15 Jahren und mindestens die Lebensdauer eines Reaktors, d.h. etwa 25 Jahre, ehe sie die notwendige technische und wirtschaftliche Reife erreichen, um in grossem Rahmen eingesetzt werden zu können.

Zebroski rechtfertigte eine frühzeitige Entwicklung der Brutreaktoren allein aus Wirtschaftlichkeitsgründen. Die Brutreaktoren haben gegenüber den Konvertern einen potentiellen Kostenvorteil in Höhe von etwa 0,2 - 0,4 DPf/kWh im Brennstoffzyklus. Die damaligen Schätzungen über Kapital- und Betriebskosten für Brutreaktoren lagen verhältnismäßig hoch, sie waren aber nach Zebroski keinesfalls inhärent für Brutreaktoren, und Fortschritte in der Brütertechnologie oder Änderungen der Entwurfparameter können die Kapitalkosten erniedrigen. Schließlich ist das Vorhandensein von großen Mengen Abfall-Uran aus der Diffusionsanlage und aus den Konvertern Grund genug, um Brüter zu entwickeln, da diese die sicherste Energiequelle der Zukunft darstellen.

Zebroski empfahl jedoch, zusammen mit anderen [3/8], in Anbetracht der hohen Entwicklungskosten und langen Entwicklungszeit der Brutreaktoren eine parallele Entwicklung fortgeschrittener Konverter durchzuführen. Diese Ideen fanden Ausdruck in der sogenannten zweiten Generation von Brutreaktoren mit oxydischem Brennstoff, bei deren Entwicklung die Wirtschaftlichkeit im Mittelpunkt stand, obwohl dadurch die Brutrate niedriger wird. Gleichzeitig zeigte man in den USA neben den thermischen Brütern Interesse für die Entwicklung der fortgeschrittenen Konvertertypen wie z.B. die Schwerwasser-Natururan-Reaktoren.

3.4 "Civilian Nuclear Power - A Report to the President" (USAEC [3/9] (1962))

Einen besonderen Platz in der Reihe der hier zu besprechenden Studien nimmt der "Report to the President" der USAEC vom November 1962 ein. Diese grundlegende Studie wurde während des Jahres 1962 auf be-

besondere Anregung der Administration Kennedy ausgeführt. Das erklärte Ziel dieses Reports war, die Rolle der Kernenergie in der amerikanischen Volkswirtschaft herauszuarbeiten. Die Studie wurde in Verantwortung der USAEC erarbeitet, wodurch das Entwicklungsprogramm dieser Behörde im Bericht besondere Betonung erhält.

Da diese Studie zu einem Zeitpunkt erschien, als der wirtschaftliche Durchbruch der Leichtwasserreaktoren (1964) noch nicht erfolgt, jedoch in klaren Umrissen zu erkennen war, stützt sich die Argumentation der Notwendigkeit für die weitere Kernenergieentwicklung nicht so sehr auf den ökonomischen Vorteil des Reaktoreinsatzes als vielmehr auf die wesentliche Erweiterung der Energiebasis durch Kernenergie. Konsequenterweise wird diese Basisvergrößerung der Energiereserven auf nahezu unbegrenzte Mengen an die Voraussetzung geknüpft, daß der Einsatz von Brutreaktoren gelingt. Auf der anderen Seite wird mit ganzer Schärfe gesehen, daß die möglichen Vorteile der Kernenergie hinsichtlich der Reservenvergrößerung nur dann zum Tragen kommen, wenn Kernenergie wirtschaftlich attraktiv gemacht werden kann. Mit derselben logischen Konsequenz wird natürlich auch herausgestellt, daß Brüter nur dann für EVU interessant sein können, wenn sie wirtschaftlich mit den besten Konvertern konkurrieren können.

Von besonderem Interesse sind im "Report to the President" die Energiebedarfsschätzungen bis weit in das nächste Jahrtausend (bis 2300, S.17 d.Reports) aufgrund derer die Notwendigkeit argumentiert wird, die fossilen Energiereserven durch Kernenergie zu ergänzen. Die der Studie zugrunde liegende Frage wird mit einer eindeutigen Erklärung beantwortet, daß Kernenergie eine auch wirtschaftlich bedeutende Rolle spielen wird und für die langfristige Energieversorgung von entscheidender Bedeutung sein dürfte, weswegen die intensive Fortentwicklung notwendig ist. Die Studie schätzt auf Grund der damaligen Situation den Zuwachs an Kernenergie bis zum Jahre 2000 sehr vorsichtig ab und nimmt an, daß erst nach 2000 elektrische Energie in der Hauptsache aus Kernenergie erzeugt werden wird. In dieser Studie der USAEC werden zwar die verschiedenen Reaktortypen verbaliter beschrieben, ihre Eigenschaften aber nicht datenmäßig belegt. Es werden im Prinzip Leichtwasserreaktoren, fortgeschrittene Konverter (D_2O , D_2O org.mod., Spectral-shift,

Sodium-Graphite, Gas-Cooled) und Brutreaktoren (schnelle und thermische) unterschieden. Als spezielle Entwicklungsziele werden definiert:

Demonstration wirtschaftlicher Kernenergie

Entwicklung der fortgeschrittenen Konverter und besonders der Brüter

Es ist weiter erwähnenswert, und für den hier interessierenden Zusammenhang von Belang, daß der "Report to the President" die erste großangelegte Studie ist, die den volkswirtschaftlichen Rahmen voll berücksichtigt. Aus dem verhältnismäßig frühen Erscheinungszeitpunkt und der Rolle der USAEC erklärt sich jedoch, daß dieser Bericht mehr Betonung auf das Verhältnis von fossilen zu nuklearen Brennstoffen legt und u.a. die wirtschaftlichen Einflüsse auf Kohle- und Transport-Industrie untersucht, dagegen den Verbrauch an Kernbrennstoffen und eine Gegenüberstellung von Reaktorlinien im Hauptbericht hintenanstellt. Eine Schätzung der US-Reserven an Kernenergie nach Preisklassen geordnet findet sich allerdings (S.23 d. Reports).

Neben dem eigentlichen Report sind die ebenfalls von der USAEC herausgegebenen Anhänge zu betrachten. Besondere Bedeutung in diesem Zusammenhang haben "Appendix II, III, IV". Im Anhang II wird das Problem der Größe und des Verbrauchs an Kernenergieserven untersucht. Es findet sich eine Gegenüberstellung des laufenden Bedarfs an Natururan für LWR und HWR ohne den Inventarbedarf. Der Einfluß auf die Brennstoffkreislaufkosten durch den U_3O_8 -Preis wird für Konverter und Brüter angegeben. Die Rolle des Plutoniums in einer Brüter-Konverter-Wirtschaft wird klar herausgestellt (S.42 Anh.II).

Im Anhang III folgen die Unterlagen zur Bedarfsabschätzung an elektrischer Energie in den USA.

In "Appendix IV" werden wirtschaftliche Betrachtungen einer wachsenden Reaktorwirtschaft angestellt. Man findet Gegenüberstellungen von Brennstoff- und Investitionskosten von Kernkraftwerken (LWR) und Kohlekraftwerken sowie eine Abschätzung der Anteile der verschiedenen Energieträger an der elektrischen Energie in den USA bis zum Jahr 2000.

3.5 "Efficient Utilization of Nuclear Fuels" (J.R.Dietrich [3/10]
(1963))

Gewissermaßen als eine Fortsetzung zum "Report to the President" untersuchte Dietrich die weitgehend offengebliebene Frage des Verbrauchs an Kernenergieserven durch verschiedene Reaktortypen. Die Veranlassung lag in der starken Betonung der Brüterentwicklung sowie der Entwicklung fortgeschrittener Konverter im "Report to the President" zum Zweck der besseren Nutzung der Spaltstoffreserven. Dietrich hebt in dieser Studie das Problem der begrenzten billigen Uranreserven entsprechend dem "Report to the President" hervor und zeigt eingehend, daß in einer wachsenden Reaktorwirtschaft (gemäß dem "Report to the President") für den Verbrauch der Spaltstoffreserven die Reaktorinventare eine ebenso bedeutende Rolle spielen wie der laufende Spaltstoffbedarf. Diese Aussage gilt entsprechend der Studie von Dietrich ebenfalls für Brüter, sofern für ihr Wachstum mehr Spaltstoff benötigt wird, als in Konvertern und Brütern in Form von Plutonium erzeugt wird. Der Bedarf an Natururan für die Inventare und den laufenden Bedarf wird zahlenmäßig für LWR, HWR mit und ohne Pu-Rückführung sowie für Spectral-shift- und Thorium-Zyklus-Typen, und schließlich für **Schnelle Brüter** Plutonium- und U-Inventare sowie Verdopplungszeiten angegeben. Die Notwendigkeit zur Entwicklung Schneller Brüter bei einer rasch wachsenden Kernenergiewirtschaft sowie die bessere Ausnutzung des Pu in schnellen Brütern und die Stützung der Brennstoffkreislaufkosten von LWR durch einen hohen Pu-Preis werden klar ausgesprochen. Anhand einer geschätzten Verteilung der Energieerzeugung durch Schnelle Brüter und verschiedene Konverter bis zum Jahre 2030, in dem der letzte Konverter als stillgelegt angenommen wird, berechnet Dietrich den gesamten Verbrauch an Natururan. Dabei wird jeweils das in Konvertern entstehende Pu für Brüterinventare mit verrechnet.

Es wird in der Studie gezeigt, daß unter Voraussetzung der getroffenen Annahmen und der angegebenen Reaktordaten eine Schnell-Brüter/LWR-Wirtschaft etwa doppelt soviel Natururan verbraucht wie eine reine Schnell-Brüter-Wirtschaft. Der Wert für eine Na-BR/HWR-Wirtschaft liegt dazwischen. Bei diesen Zahlen ist zu beachten, daß die angegebenen Schnell-Brüter-Inventare und Verdopplungszeiten sehr vorsichtig und damit hoch angesetzt sind, so daß sich die absoluten

Zahlen nach heutiger Anschauung merklich verringern würden. Allerdings waren die Entwicklungsarbeiten für große Na-gekühlte Schnellbrüter-Kraftwerke zum Erscheinungszeitpunkt dieser Studie noch in den Anfängen. In den Schlußfolgerungen weist Dietrich auf den Umstand hin, daß durch den alleinigen Bau von LWR die billigen Uranreserven am schnellsten verbraucht sind und dadurch die Energieerzeugungskosten durch steigenden U-Preis schnell zunehmen müßten. Ebenfalls wird hervorgehoben, daß in einer Brüter-Konverter-Wirtschaft der überwiegende Natururanverbrauch den Konvertern zuzuschreiben ist. Einen bemerkenswerten Gedanken äußert Dietrich am Ende seiner Studie, nämlich den, daß das freie Spiel von Angebot und Nachfrage nicht automatisch auch das Problem der Vorratserschöpfung in sinnvoller Weise löst, sondern daß darüberhinaus mehr zu tun ist, um langfristig die Vorräte an natürlichen Spaltstoffen effektiv zu nutzen. Implizit sagt er, daß dies mit der Entwicklung von Brütern zu geschehen hat.

3.6 "How much of the Rocks and the Oceans for Power?" (W.B.Lewis [3/11] (1964))

In dieser kurzen Studie betont Lewis den bereits im "Report to the President" und in der Studie von Dietrich angesprochenen Sachverhalt, daß die unmittelbare Ökonomie der Reaktorsysteme letztlich über ihren Einsatz entscheiden und nicht Fragen der Reserveschonung. Nach seiner Ansicht können auch die fortgeschrittenen Konverter mit geeignetem Brennstoffzyklus die teuren Uranerze mit hohen Kosten wirtschaftlich ausnutzen. Als Beispiel wählte Lewis den von ihm vertretenen Reaktor vom Typ CANDU mit U-Th-Zyklus und Schwerwasser als Moderator, der bereits eine fortgeschrittene Entwicklung aufweist. Mit einer spezifischen Brennstoffleistung von etwa 6 kWth/kg Brennstoff und einem Abbrand von 50 000 MWd/t würde dieser Reaktortyp gesamte Inventar- und Abbrandkosten von etwa 0,8 DPf/kWh mit einem Uranpreis von 250 \$/kg - etwa das 20-fache des jetzigen Preises von 13 \$/kg U_3O_8 - erreichen. Zu diesem Preis könnten mehrere hundert Millionen Tonnen Uran aus Gesteinen und Meerwasser gewonnen werden. Eine asymptotische Weltbevölkerung von $7 \cdot 10^9$ würde nach Lewis etwa $24 \cdot 10^6$ t U/100 Jahre zur Deckung des Energiebedarfs benötigen, wenn die oben genannten fortgeschrittenen Konverter für die Energieerzeugung zugrundegelegt werden, so daß solche Konverter für mehrere hun-

dert Jahre die Menschheit mit einigermaßen wirtschaftlicher Energie versorgen können. Obwohl die Brüter für die gleichen Zwecke etwa $1,4 \cdot 10^6$ t U/100 Jahre verbrauchen, sieht Lewis im Hinblick auf die fast unerschöpflichen Uranmengen in der Erdkruste und im Ozean, und die Fähigkeit der fortgeschrittenen Konverter, Uran wirtschaftlich auszunutzen, keine zwingende Notwendigkeit für eine frühzeitige Entwicklung des Brütertyps.

Um den Einfluß der Urankosten für verschiedene Reaktortypen zu vergleichen, benützte Lewis die von Dietrich noch mit Vorbehalten gemachten Angaben für einen Brütertyp über die Spaltstoff-Inventare und Verdopplungszeiten, und stellte die Urankosten vom CANDU-Typ mit und ohne Thoriumzyklus dem schnellen Brüter gegenüber. Wenn man der nach heutiger Anschauung etwas vereinfachten Brennstoffkostenberechnung nach Lewis folgt, kommt für Konverter und Schnelle Brüter dieselbe Abhängigkeit zustande, nur daß der Hauptanteil beim CANDU-Typ aus dem laufenden Bedarf und bei Schnellen Brütern und U-Th-Reaktortypen aus der Inventarverzinsung stammt. Daraus zieht Lewis den Schluß, daß die Entwicklung des CANDU zu einem Typ mit Thorium-Zyklus mit hoher spezifischer Brennstoffleistung wirtschaftlicher sein würde.

Es ist zu bemerken, daß bei vorgegebener Energieerzeugung die Schnellen Brüter etwa 1/10-1/20 der Uranmenge benötigen wie die Konverter ($1,4 \cdot 10^6$ gegenüber $24 \cdot 10^6$ t/100 Jahre), so daß die Uranreserven bestimmter Preiskategorien für die Brüter 10-20 mal so lange wie für die von Lewis betrachteten Konvertertypen ausreichen. Das bedeutet, daß die kumulativen Urankosten für eine bestimmte Zeitspanne und Energieerzeugung für Brüter immer niedriger sind als für Konverter.

Der Spaltstoff-Inventarbedarf und die Verdopplungszeit können bei einem schnellen Brüter niedriger sein als die von Dietrich angegebenen Werte. So würden z.B. die Urankosten bei einer Verdopplungszeit von 10 Jahren und einem Zinsfuß von 7 %/Jahr für einen Brüter auf Null sinken. In diesem Fall würde der Brüter keinen Bedarf an Natururan haben, sondern für sehr lange Zeit mit dem Abfalluran aus der Diffusionsanlage bzw. aus den Konvertern auskommen. Schließlich müssen ökonomische Betrachtungen nicht nur den Brennstoffzyklus, sondern auch die gesamten Investitionskosten einschließlich der D_2O -Kosten berücksichtigen.

3.7 "Considerations for a Longterm Development for the Use of Fission Energy and the Consequences for Presently Developed Nuclear Power Reactors" (J.J.Went [3/12] (1964))

Die Frage der Kernenergieserven wird von Went in dieser knappen Arbeit erneut unter Berücksichtigung der von Euratom geförderten Reaktoren LATINA (GGR) und GARIGLIANO (BWR) sowie der Daten des EFFBR untersucht. Er stellt fest, daß diese drei Typen sich hinsichtlich des Inventarbedarfs (in Natururan-Äquivalent) nicht beträchtlich unterscheiden. Nach heutiger Ansicht dürften diese Werte jedoch für große Anlagen um den Faktor 3 überschätzt sein. Went kommt zu der interessanten Schlußfolgerung, daß der günstigste Weg der Reservenschonung darin besteht, Schnelle Brüter mit U-235 zu starten. Da der Inventarbedarf an Natururan für Schnelle Brüter noch unter dem der LWR liegt, leuchtet dieser Schluß sofort ein, wenn man bedenkt, daß in Schnellen Brütern keine Spaltstoffanreicherung, sondern eine -Anreicherung geschieht. Die von Went berechneten Verbräuche von Natururan für heutige Konverter bis 2000 sind so hoch, daß er daraus die zwingenden Schlüsse zieht, daß die heutigen Reaktoren nicht für größere Energieprogramme einzusetzen seien, die Brütererentwicklung von äußerster Dringlichkeit für die Menschheit sei und eventuell eine Generation von hochkonvertierenden Reaktoren zu entwickeln sei.

3.8 "The Essential Factors in a Balanced Nuclear Economy"
(R.Gibrat [3/13] (1964))

In dieser grundlegenden Arbeit, die Gibrat zur III. Genfer Konferenz vorlegte, wird erstmalig ein analytischer Ansatz für eine gekoppelte Konverter-Brüter-Wirtschaft mit exponentiellem Wachstum publiziert. Dabei besteht die Kopplung zwischen diesen beiden Typen über die Pu-Bilanz, d.h. alles in Konvertern und Brütern erzeugte Überschußplutonium wird zur Installation von Brütern benutzt. Das besondere Verdienst dieser Arbeit liegt aber auch darin, die zeitlichen Verzögerungen im Pu-Kreislauf und die unvermeidlichen Verluste in die Analyse mit aufgenommen zu haben. Gibrat gibt zunächst die Gleichungen für eine Brüterkonverter-Wirtschaft ohne Verzögerungszeiten und Verluste an. Aus dieser Analyse folgt unmittelbar, daß die Zunahme an Brütern relativ zu den Konvertern stark vom Wachstumsexponenten

der Kernenergiewirtschaft abhängt. Die entsprechenden Gleichungen unter Berücksichtigung von Verlusten und Verzögerungszeiten werden danach aufgestellt. Mit diesen Gleichungen werden numerische Beispiele für zwei Brütertypen mit jeweils dem französischen Gas-Graphit-Reaktor durchgerechnet und die Empfindlichkeit der Gleichungen auf Parametervariation gezeigt. Der gewichtigste Einfluß stammt dabei vom Wachstumsexponenten.

3.9 "Lage und Perspektiven der Kernenergie in der Europäischen Gemeinschaft (EURATOM-Kommission [3/14] (1965))

Diese außerordentlich umfangreiche und gründliche Studie der Euratom-Kommission bezweckt ähnlich dem "Report to the President" eine möglichst klare Abschätzung der Planziele für die Kernenergieentwicklung in der Europäischen Wirtschaftsgemeinschaft. Zum ersten Mal wird hier auch eine in wirtschaftlicher Hinsicht sauber durchgeführte Analyse vorgelegt. Die Studie beschränkt sich bewußt auf die Reaktorindustrie und betrachtet dafür alle wichtigen ökonomischen Gesichtspunkte aufgrund des Kernenergiebedarfes und der Kernenergiereserven. Die Untersuchungen haben das Jahr 2000 als Horizont.

Zunächst wird der Bedarf an Kernenergie anhand der allgemeinen Entwicklung des Energiebedarfs sehr sorgfältig abgeschätzt. Da die europäische Reaktorentwicklung bereits heute erkennbar auf wenige Linien hin kanalisiert ist, geht die Studie hiervon aus und stellt vier verschiedene Modelle auf, in denen die drei Linien 1. erprobte Reaktoren (GGR und LWR), 2. fortgeschrittene Konverter (HWR und HTGR), 3. Schnelle Brüter jeweils verschiedene Anteile an der gesamten Kernenergieerzeugung zugewiesen bekommen. Das Modell I enthält nur Reaktoren der 1. Linie, Modell II solche der 1. und 2. Linie, Modell III solche der 1. und 3. Linie und Modell IV solche aller Linien mit schließlich 50% Brüteranteil. Selbstverständlich liegt in der Modellauswahl keine zwingende wirtschaftliche Notwendigkeit, sondern eine gewisse Willkür und vielleicht sogar ein Kern-Dirigismus, wie man an der relativen Betonung der Gas-Graphit-Reaktoren ablesen kann, dennoch entsprechen diese Modelle am ehesten den augenblicklichen europäischen Gegebenheiten und Absichten, außerdem hat die Euratom-Kommission auf die unterschiedlichen Wirtschaftsstrukturen der Gemeinschaft Rücksicht zu nehmen.

Den größten Teil der Studie nimmt eine ins Detail gehende Abwägung der technischen und wirtschaftlichen Möglichkeiten der einzelnen Reaktortypen, nämlich GGR, LWR, HWR, Na-BR ein. Bei diesen Abwägungen werden den gesamten Stromerzeugungskosten (Investitions- und Brennstoffkreislaufkosten) besondere Aufmerksamkeit geschenkt. Ausserdem werden der Thoriumzyklus, die Versorgung mit Uran und Thorium und die Aussichten der Plutonium-Verwendung sehr eingehend diskutiert. Als Ergebnis der Studie werden anhand zweier quantifizierbarer Kriterien

1. Gesamtkosten der Stromerzeugung bis 2000
2. Verbrauch an natürlichen Kernbrennstoffen

und weiteren vier qualitativen gesamtwirtschaftlichen Kriterien, wie Übereinstimmung mit der laufenden Entwicklung, Grad der industriellen Unabhängigkeit und Konkurrenzfähigkeit, die vier Modelle verglichen. Dabei ergibt sich sowohl absolut als auch barwertmäßig eine klar fallende Kostentendenz von Modell I bis IV. Weiter sind die Barwerte der Gesamtkosten (auf Anfang 1970 aktualisiert) der Modelle ohne Brüter (I und II) gegenüber den Modellen mit Brütern (III und IV) so stark unterschieden, daß sich allein daraus die Brüterentwicklung (einschließlich Entwicklungskosten) wirtschaftlich argumentieren läßt. Besonders interessant sind weiterhin Zahlen der Einsparungen durch die Kernenergieverwendung gegenüber fossilen Brennstoffen. Danach sind die absoluten Einsparungen etwa so groß wie die gesamten Stromerzeugungskosten für Kernenergie bis 2000 ! Der Natururanverbrauch zeigt im Vergleich der vier Modelle ebenfalls eine stark fallende Tendenz von Modell I bis IV. Modell IV hat dabei nur den halben Natururanverbrauch gegenüber Modell I. Man muß allerdings hierbei beachten, daß alle Modelle (etwas unrealistischerweise) zu mehr oder weniger großen Mengen von Überschuss-Plutonium führen (im Jahre 2000 bei Modell II 850 t, bei Modell IV 124 t). Aufgrund der quantifizierbaren Kriterien ergibt sich eine klare Überlegenheit des Modells IV, aber auch die übrigen Kriterien sprechen für ein Vorgehen in dieser Richtung, welches natürlich noch nicht auf seinen optimalen Wert hin untersucht ist. Diese Studie kommt also bemerkenswerterweise über kurz- und langfristige gesamtwirtschaftliche Analysen zu klaren Empfehlungen für weiteres Vorgehen beim Einsatz der Kernenergie in der europäischen Gemeinschaft.

3.10 Allgemeine Entwicklung nach der III. Genfer Konferenz (1964)

Die Ereignisse auf dem Gebiet der Kernenergie nach 1964 liegen zum heutigen Zeitpunkt zu nah, um sie bereits geschichtlich einordnen zu können; ihr Einfluß auf die zukünftige Entwicklung der Atomenergie kann jedoch von weittragender Bedeutung sein. Es erscheint darum sinnvoll, sie hier kurz zu diskutieren.

Ende 1963 fiel der Auftrag für das Oyster Creek-Kernkraftwerk in den USA an General Electric. Dieser Auftrag stellt in den Augen vieler Beobachter den Durchbruch der Kernkraftwerke zur eigentlichen Wirtschaftlichkeit dar. Die Höhe der Aufträge in den USA allein stieg von etwa 2 GWe in den Jahren 1963-64 auf 5 GWe im Jahre 1965, und 7 GWe bis Mitte 1966. Die neuesten Schätzungen der USAEC geben eine Kernkraftleistung von etwa 10 GWe für 1970 und zwischen 80-110 GWe für 1980 an [3/15]. Da der Durchbruch zuerst mit Leichtwasser-Reaktoren gelungen war, ist anzunehmen, daß auch bis 1980 der Hauptanteil der industriellen Kernkraftwerke aus LWR-Typen bestehen wird. Wenn man eine ähnliche Entwicklung in den europäischen Ländern annehmen kann, d.h. Deckung des Hauptanteils an Kernenergiebedarf durch Leichtwasser- bzw. fortgeschrittene gasgekühlte Reaktoren, dann werden trotz der verhältnismäßig niedrigen Konversionsraten dieser Reaktortypen bis 1980 insgesamt kumulativ mehr als 100 t Plutonium und etwa 100.000 t Abfalluran in Europa und Amerika anfallen. Das Vorhandensein solch großer Mengen von Plutonium (die einen Gesamtwert von etwa 4 Milliarden DM haben) erzwingt die Entwicklung derjenigen Technologie oder Reaktortypen, die sie am wirtschaftlichsten verwenden können. Es ist deshalb nicht verwunderlich, daß seit 1964 eine Intensivierung der Entwicklung von Brutreakortypen mit Pu-Uran-Zyklus und des Programms für Pu-Rückführung in Konvertern zu erkennen ist und daß der wirtschaftliche Einsatz der Schnellen Brüter schon Anfang der achtziger Jahre wahrscheinlich ist [3/16]. Dann wäre es denkbar, daß Schnelle Brutreaktoren unmittelbar die Leichtwasserlinie teilweise ersetzen oder fortsetzen können. Unter diesen Umständen würde die Zeitspanne für den sinnvollen Einsatz der in [3/9] und [3/10] diskutierten sogenannten "Zwischengeneration" der fortgeschrittenen Konvertertypen verschwindend klein, es sei denn, der wirtschaftliche Einsatz der Brüterreaktoren wird durch unvorhersehbare Ereignisse um etliche Jahre verzögert.

Der fast sprunghafte großtechnische Einsatz derjenigen Reaktortypen, die einen sehr hohen Verbrauch an Natururan und eine verhältnismäßig schlechte Konversionsrate haben, steht gegen alle bisherigen Erwartungen und verlangt deshalb erneut eine sorgfältige Prüfung der Frage der Kernenergieserven und der Wirtschaftlichkeit der verschiedenen Kernkraftwerke.

Literatur

- [3/1] L.Dresner, A.M.Weinberg: "Recent Developments in the Theory and Technology of Chain Reactors"
Review of Modern Physics 34, 747 (1962)
- [3/2] H.J.Bhaba, M.Dayal: "World Energy Requirements and the Economics of Nuclear Power"
3. ICPUAE, P/741, Genf (1964)
- [3/3] Nucleonics 20, 26 (1962)
- [3/4] A.M.Weinberg, E.P.Wiegner: "Longer Range View of Nuclear Energy"
Bulletin of the Atomic Scientists 16, 9, 400 (1960)
- [3/5] A.M.Weinberg: "Energy as an Ultimate Raw Material or - Problems of Burning the Sea and Burning the Rocks"
Physics Today 12, 11, 18 (1959)
- [3/6] W.H.Zinn, F.K.Pittmann, J.F.Hogerta: "Nuclear Power, USA"
McGraw-Hill Book (1964)
- [3/7] W.K.Ergen, E.L.Zebroski: "Breeding - How Soon a Necessity"
Nucleonics 18, No.2 (1960)
- [3/8] USAEC: "10 Year Program Survey, Part II"
USAEC (Nov.1959)
- [3/9] USAEC: "Civilian Nuclear Power, A Report to the President"
USAEC (1962)
- [3/10] J.R.Dietrich: "Efficient Utilization of Nuclear Fuels"
Power Reactor Technology 6 No.4 (1963)

- [3/11] W.B.Lewis: "How much of the Rocks and the Oceans for Power?
Exploiting the Uranium-Thorium-Fission Cycle"
DM-72, AECL-1916 (1964)
- [3/12] 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, No.5 (1964)
- [3/13] J.R.Gibrat: "The Essential Factors in a Balanced Economy"
3. ICP UAE, P/99, Genf (1964)
- [3/14] EURATOM: "Lage und Perspektiven der Kernenergie in der euro-
päischen Gemeinschaft"
EUR/C/4000/4/64 d (1964)
-
- [3/15] Nucleonics Week, 16. Juni 1966
- [3/16] Nucleonics Week, 23. Juni 1966

Kapitel 4

Mathematische Modelle für den Umsatz von Kernbrennstoffen in kombinierten Reaktorsystemen (Dynamik der Kernbrennstoffzyklen)

(H. Grümm)

Anmerkung

Das folgende Kapitel bringt in ausführlicher Form eine Ableitung der analytischen Darstellung aller möglichen Stoffbilanzen bei Reaktorstrategien in einer Energiewirtschaft. Diese Ausführungen sind, besonders im Hinblick auf die Problemstellungen dieses Berichts, eine Weiterführung der Methoden von R. Gibrat [4/1]. Obwohl in den übrigen Kapiteln nicht unmittelbar von diesen analytischen Ergebnissen Gebrauch gemacht wird, hat sich die vorliegende analytische Behandlung im Ganzen als doch sehr wesentlich erwiesen. Insbesondere hat sich die Begriffsbildung der gesamten Studie weitgehend an dieser analytischen Behandlung orientiert. Im Hinblick auf diesen besonderen Sachverhalt sei deshalb die analytische Behandlung im folgenden ausführlich dargestellt.

4.1 Vorbemerkungen

Der Betrieb eines Kernreaktors bedingt verschiedene Stoffumsätze, von der Erzgrube über Trennanlagen, Brennelementfabriken, den Reaktor selbst, zur Wiederaufarbeitungsanlage und zurück zur Fabrikation. Dabei ist Kernbrennstoff in verschiedenen chemischen Verbindungen und nuklearen Zusammensetzungen im Reaktor und im äußeren Kreislauf gebunden. Die Ermittlung der Umsätze und Inventare kann im stationären Fall, d.h. bei konstanter Reaktorleistung, über einfache Formeln erfolgen, wenn die Eigenschaften des Reaktors und der Anlagen im äußeren Zyklus vorgegeben sind.

Wenn jedoch ganze "Reaktorpopulationen" zusammenwirken, deren Leistungsanteile sich im Laufe der Zeit verändern, dann ergeben sich verwickelte Zusammenhänge, für die die Bezeichnung "Dynamik der Kernbrennstoffzyklen" vorgeschlagen wird. Grundlegende Vorarbei-

ten hat auf diesem Gebiet vor allem R.Gibrat [4/1] geleistet, der sich mit einem Spezialfall dieser Dynamik, der Konverter-Brüter-Symbiose befaßte. Von diesen Arbeiten ausgehend wurden in [4/2] allgemeinere Formeln für die Dynamik der Kernbrennstoffzyklen entwickelt. Wir werden im folgenden diese und noch weitere Formeln ableiten, wobei wir vom Einfachen zum Komplizierten aufsteigen. Die hier verwendeten Bezeichnungen weichen zum Teil von den in [4/2] benützten ab.

4.2 Brennstoffzyklus eines einzelnen Kernkraftwerkes, diskontinuierliches Modell

Wir betrachten zunächst als einfachsten Fall das Brennstoff-Nachfüllschema eines einzelnen Kernkraftwerkes, veranschaulicht durch Abb.4-1. Wir machen dabei ziemlich allgemeine Voraussetzungen:

Der betrachtete Reaktor werde in bestimmten, nicht notwendig gleichen Zeitabständen τ_v mit Teilladungen (TL) beschickt, die ebenfalls nicht notwendig gleichartig sind. Der Reaktor arbeite ferner mit Z Beladungszyklen, d.h. das Core werde aus Z TL gebildet. Bei jeder Nachfüllung werde eine TL frischer Elemente eingesetzt und eine TL ausgebrannter Elemente entnommen. Im Grenzfall $Z = 1$ herrscht also reiner Chargenbetrieb. Bei quasikontinuierlicher Beschickung (Natururanreaktor) ist Z sehr groß und gleich der Zahl der Brennelemente im Core. Die Abb.4-1 entspricht dem Nachfüllschema für den speziellen Fall $Z = 3$.

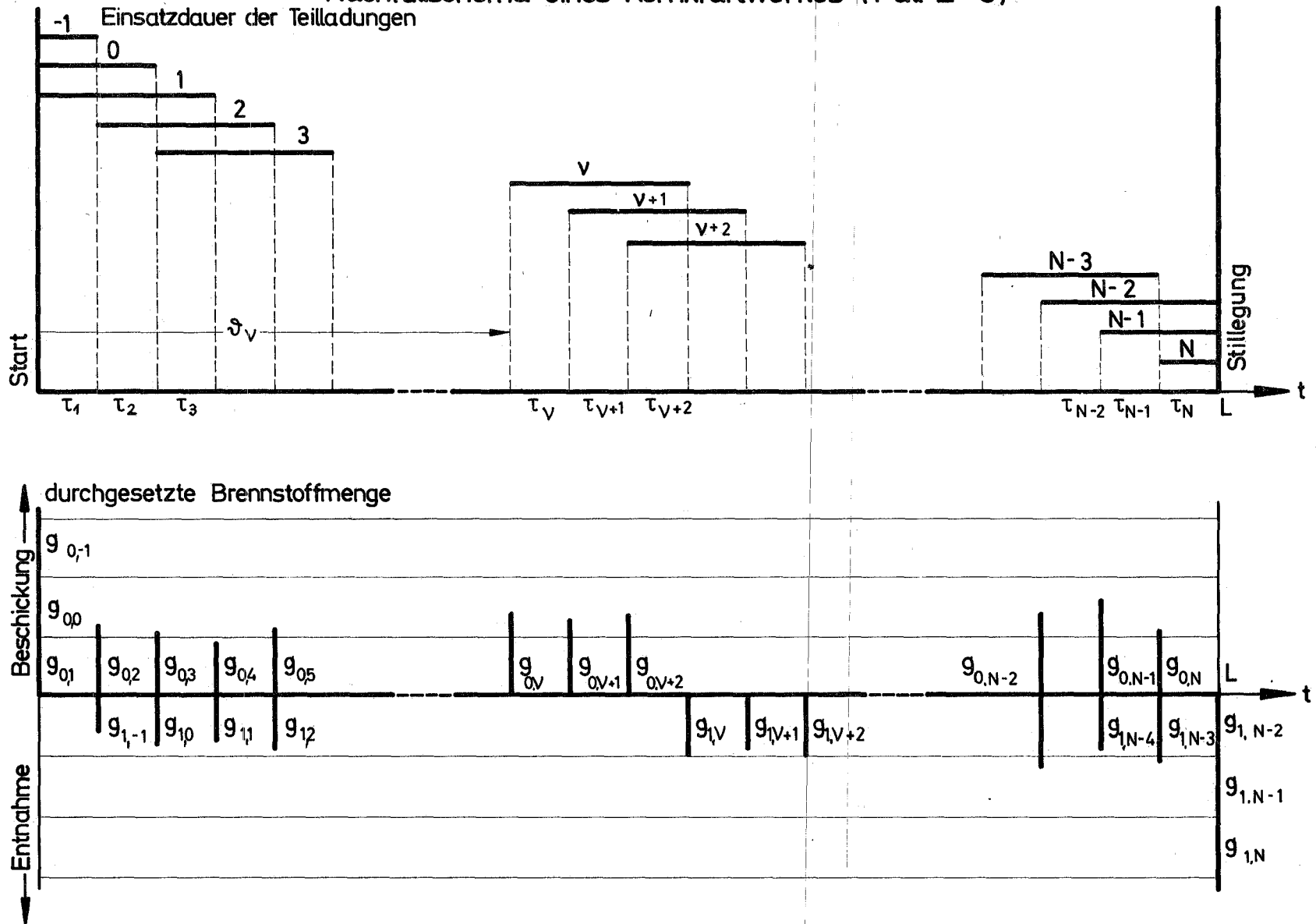
Über die Einzelheiten der Beschickung werden keine besonderen Voraussetzungen gemacht. Es ist nur wichtig, unter TL eine Anzahl von Brennelementen zu verstehen, die gleichzeitig in den Reaktor eingesetzt werden und ihn gleichzeitig verlassen. Die einzelnen Elemente einer TL können verschiedenartig sein.

Unser Modell entspricht dem derzeit üblichen Beladeschema für H_2O -, D_2O - und Graphitkonverter. Falls der Reaktor jedoch Zonen besitzt, die ständig in voneinander abweichenden Zeitintervallen und mit verschiedenartigen Elementen beschickt werden, kann es zweckmäßig sein, das Nachfüllschema für jede Zone einzeln aufzustellen und die einzelnen Stoffumsätze hinterher zusammenzufassen.

Nach unserem Modell werden, das Erstcore eingeschlossen, während

Abb. 4-1

Nachfüllschema eines Kernkraftwerkes (Fall $Z=3$)



der Kraftwerks-Lebensdauer L insgesamt $(N+Z-1)$ TL eingesetzt. Die TL, aus denen das Erstcore besteht, tragen dabei aus Zweckmäßigkeitsgründen die Nummern $-(Z-2)$, $-(Z-3)$, ... 0 und 1. Es erfolgen, den Start des Kraftwerkes eingeschlossen, N Beschickungen während L und es ist

$$L = \sum_{v=1}^N \tau_v \quad (a) \quad (4/1)$$

Die τ_v sind im allgemeinen Zeitfunktionen: ihr Betrag hängt ab vom Stand der Technik (z.B. Einsatz verbesserter Brennelemente) und vom Betriebsregime (z.B. Änderung des Lastfaktors, power-stretch usw.).

Abb.4-2 zeigt den Einsatzplan einer einzelnen TL. Die Einsatzzeit im Reaktor δ_{RV} ist gegeben durch

$$\delta_{RV} = \sum_{i=0}^{Z-1} \tau_{v+i} \quad (a) \quad (4/2)$$

wobei

$$\tau_v = 0 \text{ für } \begin{cases} v < 1 \\ v > N \end{cases} \quad (4/3)$$

Dem Einsatz im Reaktor geht die Fabrikationszeit δ_{FV} voran, es folgt ihr die Wiederaufarbeitungszeit δ_{WV} . Diese Größen sind folgendermaßen definiert: Die Fabrikationsdauer δ_F , gemessen in (a), umfaßt die Zeitspanne von der Inanspruchnahme des Brennstoffs (Entnahme aus dem Lager), Transport des Brennstoffs, gegebenenfalls Isotopentrennung, Fabrikation der Elemente, Transport zum Reaktor, Bereitstellung, bis zum Anfahren des Reaktors. Die Wiederaufarbeitungszeit δ_W , gemessen in (a), umfaßt die Zeitspanne vom Abschalten des Reaktors, Entnahme der Elemente aus dem Reaktor, Abklingzeit, Transporte, Aufarbeitung, Rekonversion, bis zum erneuten Einsatz des wiedergewonnenen Brennstoffs in die Diffusionsanlage, bzw. Lagerung oder Eintreffen in der Brennelementefabrik.

Jeweils zu den Zeitpunkten \mathcal{S}_v erfolgt der Einsatz einer TL. Ein Sonderfall ist $\mathcal{S}_1=0$, der Einsatz des Erstcores, bestehend aus Z TL. Materialmäßig kann die TL No. v gekennzeichnet werden durch einen "Beschickungsvektor" x_{ov} mit den "Komponenten" g_{ov} und x_{ov}^S .

Einsatzplan der einzelnen Teilladung (Z = 3)

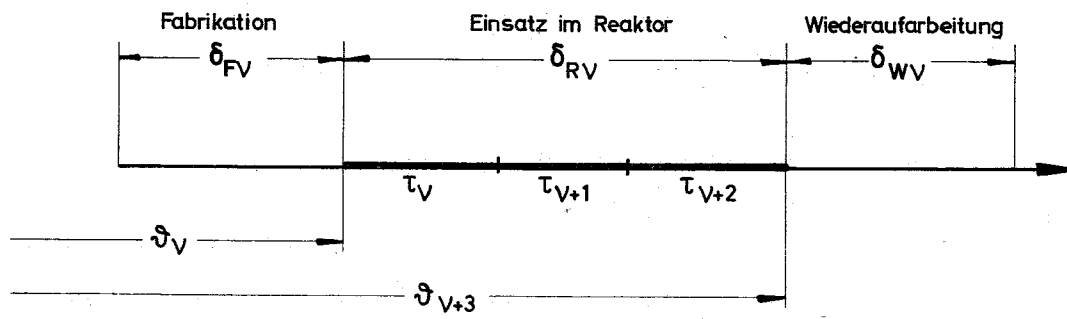
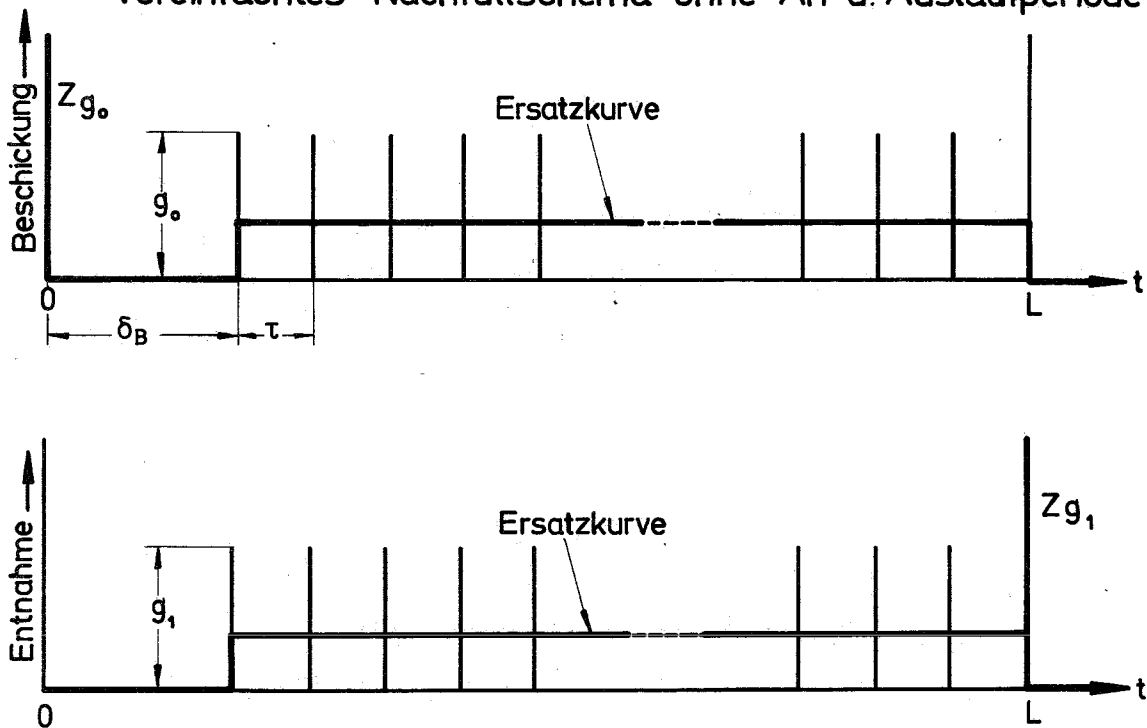


Abb. 4-3

Vereinfachtes Nachfüllschema ohne An- u. Auslaufperiode



g_{ov} , gemessen in (t), bedeutet die Gesamtmasse der Spalt- und Brutnuklide (ohne Legierungsmaterial und ohne Verbindungsstoffe) in der TL. Die Komponenten x_{ov}^s , gemessen in (%), sind die prozentuellen Massenanteile der Stoffe s an g_{ov} . Dabei gelten für den Stoffindex s die Bezeichnungen der Tab.4-1:

Tab.4-1 Bezeichnung der Stoffe

Stoff	Index s
Thorium-232	t
Uran - 233	3
234	4
235	5
236	6
238	8
Pu - 239	9
241	1
240	0
242	2

Es kann sich als zweckmäßig erweisen, Stoffe die ständig oder in einzelnen Zweigen des Kreislaufs nicht getrennt auftreten oder eine besondere Rolle spielen, zusammenzufassen, wie z.B.:

Abfalluran $s = a$ (5+6+8)	Ausstoß der Diffusionsanlage
Uran-233 $s = 3$ (3+4)	entsteht im Thorium-Zyklus
Uran $s = u$ (5+6+8)	U-235 Konzentration höher als im Abfalluran
benutzter Brennstoff ($s = b$)	wird beim "trow-away-cycle" ohne Aufarbeitung gelagert
Plutonium $s = p$ (9+1)	spaltbares Plutonium

Auf diese Bezeichnungen werden wir in Abschnitt 4.6 zurückgreifen.

Zu den Zeitpunkten ϑ_{v+z} erfolgt die Entnahme des bei ϑ_v eingesetzten Brennstoffes. Der aus dem Reaktor kommende Brennstoff kann (nach vollzogener Bildung der durch Konversion neu entstandenen Nuklide) durch den "Entnahmevektor" X_{1v} mit den "Komponenten" g_{1v} und x_{1v}^s gekennzeichnet werden. Dabei bedeutet g_{1v} , gemessen

in (t), die Gesamtmasse der Spalt- und Brutnuklide in der TL. Die x_{1V}^S , gemessen in (%), sind wieder die prozentuellen Massenanteile der Stoffe s an g_{1V} .

Der Massenfluß durch den Reaktor entspricht also dem Schema Abb.4-1 unten. Wie schon erwähnt, laufen die Durchsätze am Eingang der Brennelementerzeugung dem Einsatz in den Reaktor um die Fabrikationszeit δ_F voraus, die Durchsätze am Ende des Wiederaufarbeitungsprozesses hinken um die Wiederaufarbeitungszeit δ_W gegenüber der Entnahme aus dem Reaktor nach (Abb.4-2). In der Praxis können hier allerdings zeitliche "Verschmierungen" auftreten, wenn z.B. eine TL in mehreren Chargen fabriziert wird, oder benützte Brennelemente aus verschiedenen TL zu einer Charge für die Wiederaufarbeitung zusammengestellt werden.

Abgesehen von diesen schwer erfaßbaren Einzelheiten kann der innere Brennstoffzyklus eines Kernreaktors während seiner Lebensdauer im Hinblick auf den Stoffumsatz vollständig charakterisiert werden durch die Angabe der τ_V und der zugehörigen "Isotopenvektoren" X_{OV} und X_{1V} . Letztere kann man formal noch zur "Beschickungsmatrix" M_O und "Entnahmematrix" M_1 zusammenstellen, deren Spaltennummern den TL-Nummern entsprechen.

Sind außer τ_V , M_O und M_1 noch δ_{FV} und δ_{WV} sowie die Verlustfaktoren und der Reservebedarf (Abschnitt 4.3) gegeben, so ist auch der äußere Zyklus des Reaktors bekannt und damit die Inanspruchnahme von Rohstoffvorräten, Fabrikations- und Aufarbeitungskapazitäten, sowie der Ausstoß an nuklearen Materialien - alles nach Stoffart, Menge und Zeitpunkt. Es sind allerdings noch einige zusätzliche Angaben darüber erforderlich, welche Nuklide gemeinsam zirkulieren und welche (z.B. in Diffusionsanlagen, oder bei der Aufarbeitung) getrennte Wege durchlaufen.

4.3 Innerer Brennstoffzyklus eines einzelnen Kernkraftwerkes, kontinuierliches Modell der Nachfüllung

In der Praxis wird man präzise Werte der oben erwähnten Daten nur a posteriori, d.h. nach Ablauf der Lebensdauer des Kraftwerks, in Erfahrung bringen können, da sie u.a. von Veränderungen des Lastfaktors und Verbesserung der Brennelemente während der Kraftwerkslebensdauer abhängen. Sogar bei bereits laufenden Kernkraftwerken stößt man hier auf Schwierigkeiten. Für die Zwecke einer Prognose

ist es aus diesen Gründen unerlässlich, nach vereinfachenden, möglichst realistischen Modellen zu suchen, die mit wenigen Parametern arbeiten.

Eine erste Vereinfachung ergibt sich daraus, daß man aus Kostengründen bestrebt ist, Reaktoren mit möglichst standardisiertem Brennstoff zu betreiben. Für einen großen Teil der Lebensdauer, die sogenannte Gleichgewichtsperiode, erfolgen dann die Nachfüllungen mit gleichartigen Brennelementen. Lediglich in einer Anlaufperiode, die etwa Z Teilladungen umfaßt, und gegebenenfalls in einer Auslaufperiode werden Elemente abweichender Beschaffenheit eingesetzt. Davon ausgehend kann man ein leicht durchschaubares Modell entwickeln, das den Nachfüllvorgang durch einen kontinuierlichen Brennstoffzufluß schematisiert.

Wir beginnen mit dem einfachsten Fall, indem wir zunächst den Unterschied zwischen Gleichgewichts- und Anlaufperiode des Kraftwerks vernachlässigen, also annehmen, daß der Reaktor ständig mit gleichartigen Brennelementen bei gleichbleibendem Lastfaktor arbeitet. Es ist dann $X_{0v} = X_0$ und $X_{1v} = X_1$ für alle v . Auch die τ_v sind gleich einem bestimmten Wert τ . Eine Ausnahme machen wir nur bei τ_1 , das wir "Beschickungsverzögerung" δ_B nennen, die von τ abweichen kann (Abb.4-3). Mit δ_B (a) wird also die Zeitspanne zwischen der Inbetriebsetzung des Kraftwerks und der ersten Nachfüllung bezeichnet. Bei kleineren Z (z.B. bei Leichtwasserreaktoren mit $Z = 3$ bis 5) ist $\delta_B \approx \delta_R/Z = \tau$. Bei großen Z (quasikontinuierliche Beschickung von z.B. Natururanreaktoren) ist δ_B erheblich größer als τ .

Die Vereinfachung besteht nun darin, daß wir die in Wirklichkeit diskontinuierlich erfolgenden Nachfüllungen durch einen kontinuierlichen Brennstoffzufluß darstellen (Ersatzkurve in Abb.4-3). Der Durchsatz an frischem Brennstoff ergibt sich einfach zu g_0/τ (t/a) für $\delta_B \leq t \leq L$. Der Durchsatz an verbrauchtem Brennstoff beträgt ganz analog g_1/τ (t/a). Dazu kommt noch ein stoßartiger Einsatz von Zg_0 (t) bei $t = 0$ (Erstcore) und eine stoßartige Entnahme von Zg_1 (t) bei $t = L$ (Letztcore).

Am Reaktoreintritt ergeben sich also die Durchsätze

$$Q_0(t) = \rho \cdot Zg_0 \cdot \delta(t_0) + \frac{g_0}{\tau} \cdot \epsilon(t_0, \delta_B, L) \quad (t/a) \quad (4/4)$$

am Reaktoraustritt

$$Q_1(t) = \rho \cdot Z g_1 \cdot \delta(t_0 + L) + \frac{g_1}{T} \cdot \varepsilon(t_0, \delta_B, L) \quad (t/a) \quad (4/5)$$

Der Faktor ρ mißt hier den durch die Bereithaltung von Reserveelementen bedingten Mehrbedarf. Es gelten die Definitionen

$$\delta(t_i) = 0 \text{ für } t \neq t_i \quad ; \quad \int_{-\infty}^{+\infty} \delta(t_i) dt = 1 \quad (4/6)$$

$$\varepsilon(t_0, a, b) = \begin{cases} 1 & \text{für } (t_0 + a) \leq t \leq (t_0 + b) \\ 0 & \text{sonst.} \end{cases} \quad (4/7)$$

Wir führen nun einige Größen ein, deren Verwendung sich als zweckmäßig erwiesen hat. Zunächst definieren wir:

P_{th} (GW)	thermische Bruttoleistung des Reaktors
P_o (GWe)	elektrische Nettoleistung des Reaktors
$\eta = P_o / P_{th}$ (l)	Gesamtwirkungsgrad
$r = P_{th} / Z g_o$ (MW/kg)	mittlere spezifische Leistung
a (MWd/kg)	mittlerer Abbrand
$\gamma = g_1 / g_o$ (l)	mißt den durch Abbrand bedingten Verlust an Brennstoffmasse
m (l)	Mehrbedarfsfaktor, erfaßt die unwiederbringlichen Fabrikationsverluste
v (l)	Verlustfaktor, erfaßt Aufarbeitungs- und Rekonversionsverluste

Damit bilden wir folgende, den Stoffwechsel des Kraftwerks kennzeichnende Größen (zum Unterschied von den Definitionen in [4/2] haben wir hier den Lastfaktor κ nicht einbezogen):

$$\text{Nachfüllfaktor: } d_o = \frac{365 m}{\eta a} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe} \cdot a} \right) \quad (4/8)$$

Dieser Faktor mißt den durch Abbrand bedingten Jahresdurchsatz der Brennelementfabrik, bezogen auf ein GWe Vollast. Läuft das Kraftwerk mit dem Lastfaktor κ , so beträgt der Jahresdurchsatz $\kappa d_o P_e$.

$$\text{Entladefaktor:} \quad d_1 = \frac{365 \nu \gamma}{\eta a} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe} \cdot a} \right) \quad (4/9)$$

mißt die Brennstoffmenge, die, bedingt durch den Abbrand, pro Jahr und GWe aus der Wiederaufarbeitungsanlage fließt. Der effektive Jahresdurchsatz beträgt $\kappa d_1 P_e$.

$$\text{Inventar-Aufbaufaktor:} \quad \vartheta_0 = \frac{\rho m}{\eta r} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe}} \right) \quad (4/10)$$

gibt an, welche Brennstoffmenge erforderlich ist, um das Erstcore für ein GWe Kraftwerksleistung zu installieren.

$$\text{Inventar-Abbaufaktor:} \quad \vartheta_1 = \frac{\rho \nu \gamma}{\eta r} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe}} \right) \quad (4/11)$$

~~gibt an, welche Brennstoffmenge nach endgültiger Stilllegung von einem GWe Kraftwerksleistung und nach Wiederaufarbeitung des Letztcores zur Verfügung steht.~~

Die Faktoren m und ν haben an und für sich mit dem inneren Kreislauf des Reaktors nichts zu tun. Sie treten hier auf, weil die d_i und ϑ_i so definiert sind, daß die wichtigen Formeln (4/27-28) eine einfache Gestalt annehmen.

Die Beziehungen (4/4-5) nehmen mit (4/8-11) folgende Gestalt an:

$$Q_0(t) = \frac{\vartheta_0}{m} P_0 \cdot \delta(t_0) + \frac{d_0}{m} \kappa P_0 \cdot \varepsilon(t_0, \delta_B, L) \quad (4/12)$$

(t/a)

$$Q_1(t) = \frac{\vartheta_1}{\nu} P_0 \cdot \delta(t_0+L) + \frac{d_1}{\nu} \kappa P_0 \cdot \varepsilon(t_0, \delta_B, L) \quad (4/13)$$

Bei Vorgabe von X_0 und X_1 kann man von den Gesamtdurchsätzen leicht übergehen zu den Durchsätzen eines bestimmten Stoffes s , indem man anstelle von d_0 , d_1 , ϑ_0 und ϑ_1 die Größen

$$d_0^s = \frac{1}{100} d_0 x_0^s \quad d_1^s = \frac{1}{100} d_1 x_1^s \quad (4/14)$$

$$\vartheta_0^s = \frac{1}{100} \vartheta_0 x_0^s \quad \vartheta_1^s = \frac{1}{100} \vartheta_1 x_1^s$$

benützt. Es ist zu beachten, daß sich die Gesamtgewichte g_0 der einzelnen TL in der Anlauf- und Auslaufperiode im allgemeinen kaum von denen der Gleichgewichtsperiode unterscheiden. Die x_{ov}^s können jedoch durchaus merkliche Abweichungen voneinander aufweisen. Das bisher betrachtete Schema nach Abb.4-3 weicht dann zu stark von den tatsächlichen Verhältnissen ab. Es wird aber in den meisten Fällen genügen, die Anlauf- und Auslaufperiode durch lineare Rampen zu schematisieren - vergleiche Abb.4-4, die etwa dem Pu-Ausstoß eines Konverters entspricht.

Die Ersatzkurve in Abb.4-4/1 würde jedoch zu ziemlich komplizierten Ausdrücken in der weiteren Rechnung führen und es liegt daher nahe, sie näherungsweise wieder in die Rechtecksform nach Abb.4-3 überzuführen. Dies kann auf verschiedene Weise erfolgen. Man wird natürlich verlangen, daß die Näherung den Brennstoff-Gesamtbedarf richtig wiedergibt, was durch Flächengleichheit der Durchsatz-Polygone sichergestellt wird. Man kann nun nach Abb.4-4/2 bei unveränderten d_0 und d_1 korrigierte Werte δ'_B und L' benutzen oder aber, nach Abb.4-4/3 bei festgehaltenen δ_B und L , korrigierte d'_0 und d'_1 . Schließlich kann man der Abweichung von der Gleichgewichtsperiode auch dadurch Rechnung tragen, daß man in (4/14) für die Bildung der \mathfrak{J}_i^s andere x_i^s benutzt als bei d_i^s , für die die Gleichgewichtswerte zu nehmen sind.

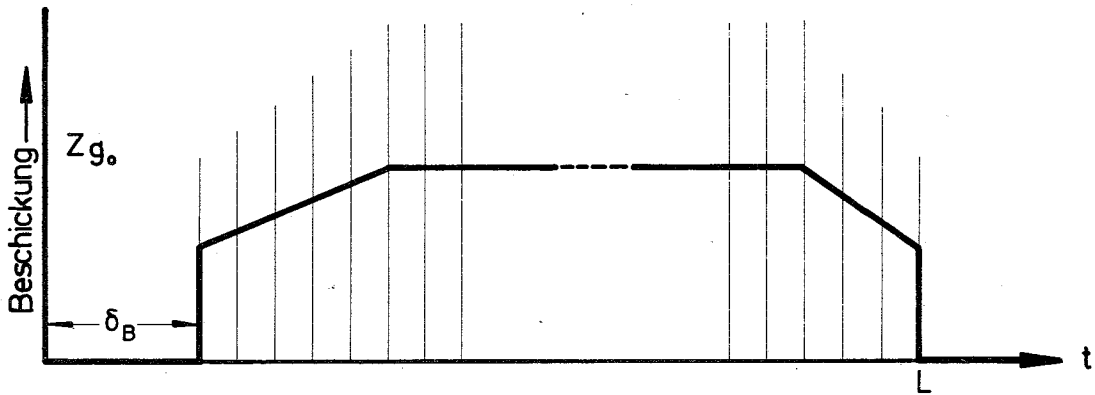
Wir werden für das folgende annehmen, daß die Reaktorparameter d_i , \mathfrak{J}_i , ... nach irgendeinem dieser Verfahren so bestimmt worden sind, daß Abb.4-3 die Verhältnisse möglichst gut beschreibt. Die Durchsätze am Reaktor werden dann durch (4/12-13) beschrieben.

4.4 Innerer Brennstoffzyklus eines Systems aus gleichartigen Kernkraftwerken, kontinuierliches Modell der Nachfüllung

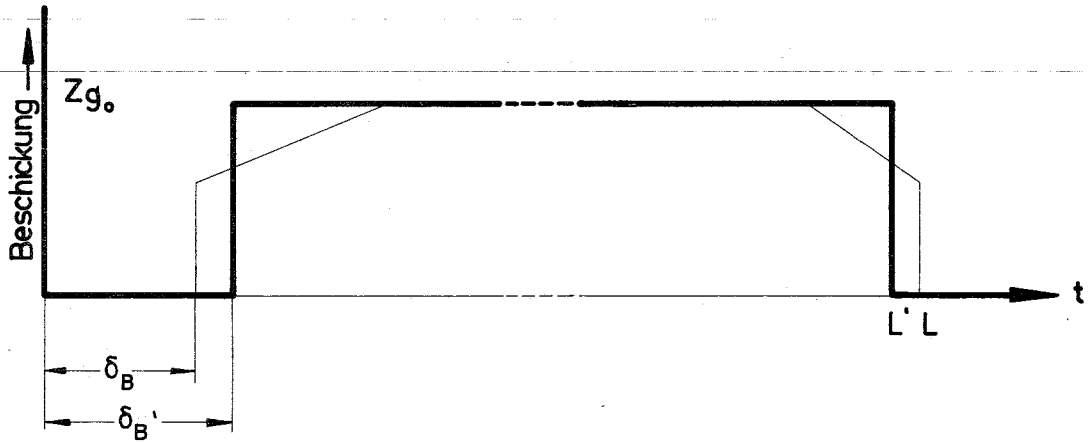
Wir gehen nun einen Schritt weiter und betrachten ein Energieerzeugungssystem, das nur aus gleichartigen Kernkraftwerken besteht. Das einzelne Kraftwerk werde durch die Parameter d_i , \mathfrak{J}_i , κ , ρ , ... charakterisiert, die zunächst als zeitlich konstant aufgefaßt werden. Die installierte Leistung des Systems sei eine vorgegebene Zeitfunktion $P(t)$. Diese Funktion muß sich aus der Überlagerung von einzelnen Kraftwerksleistungen P_0 ergeben, die in geeigneten Zeitpunkten t_i eingesetzt werden.

Abb. 4-4 Vereinfachtes Nachfüllschema mit An- u. Auslaufperiode

4-4/1



4-4/2



4-4/3

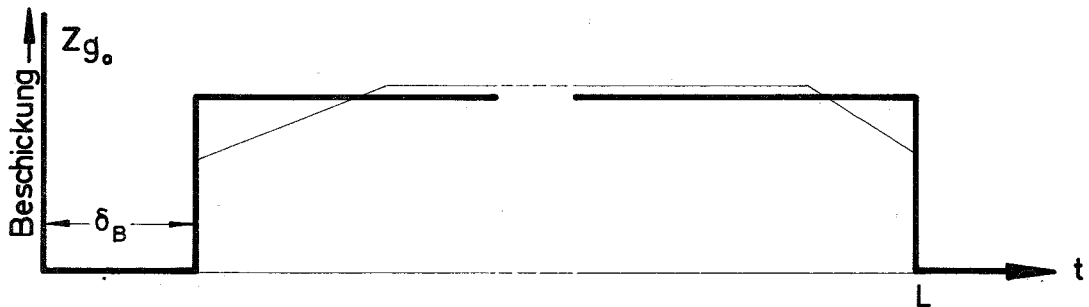
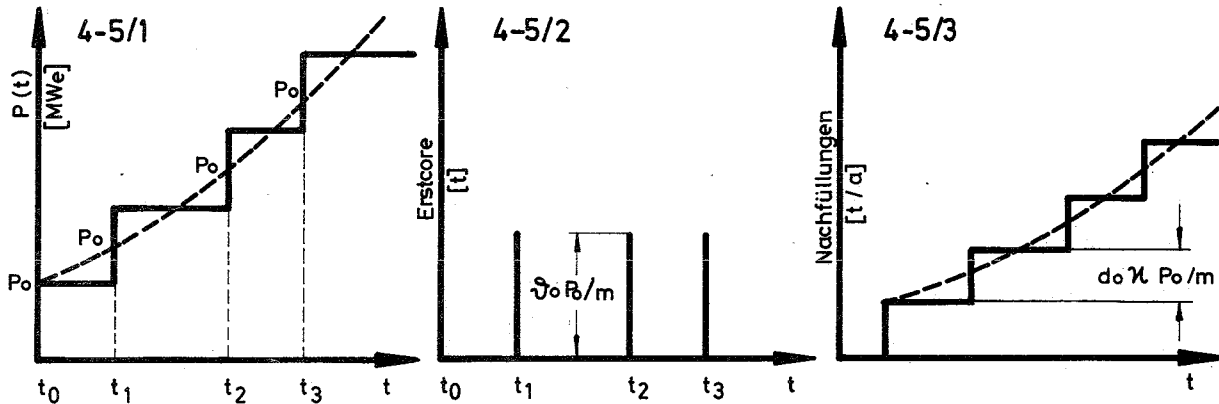


Abb. 4-5 System aus gleichartigen Kernkraftwerken



Über $P(t)$ setzen wir zunächst voraus

$$P(t) \begin{cases} = 0 & \text{für } t < t_0 \\ \neq 0 & \text{für } t \geq t_0 \end{cases} \quad (\text{GWe}) \quad (4/15)$$

$$\text{und } \frac{dP(t)}{dt} > 0 \text{ für } t \geq t_0$$

Wir betrachten also ein monoton wachsendes System. Ferner beschränken wir uns zunächst auf eine Zeitspanne $t_0 \leq t \leq t_0 + L$, ziehen also die Stilllegung des ersten Kernkraftwerkes, das bei $t=t_0$ startet, noch nicht in Betracht.

Um die Gesamtdurchsätze des Systems zu finden, haben wir Durchsatzkurven von Einzelkraftwerken nach Abb.4-3 passend zu überlagern, wie Abb.4-5/1 zeigt. Es ergibt sich auf diese Weise z.B. aus (4/12):

$$Q_0(t) = \frac{\vartheta_0}{m} P_0 \cdot [\delta(t_0) + \delta(t_1) + \dots] + \frac{d_0}{m} \kappa P_0 \cdot \\ \cdot [\varepsilon(t_0, \delta_B, L) + \varepsilon(t_1, \delta_B, L) + \dots] \quad (t/a) \quad (4/16)$$

Das erste Glied entspricht den Installationen von Erstcore (Abb. 4-5/2), das zweite den Nachfüllungen (Abb.4-5/3). Man erkennt, daß (4/16) auch in der Form

$$Q_0(t) = \frac{\vartheta_0}{m} \frac{d}{dt} P(t) + \frac{d_0}{m} \kappa P(t - \delta_B) \quad (t/a) \quad (4/17)$$

geschrieben werden kann. Analog gilt (für $t < t_0 + L$)

$$Q_1(t) = \frac{d_1}{v} \kappa P(t - \delta_B) \quad (t/a) \quad (4/18)$$

Es ist zu beachten, daß (4/17) und (4/18) den Stoffumsatz beim Anlaufen der Reaktorpopulation beschreiben, gleichgültig, ob $P(t)$ stufenförmig verläuft (in Abb. 4-5/1 voll ausgezogen), oder ob man das Anwachsen durch einen kontinuierlichen Verlauf beschreibt (in Abb.4-5/1 gestrichelt).

Wenn man $P(t)$ als kontinuierlich auffaßt, tritt zu der in Abschnitt 4.3 beschriebenen "Verschmierung" der Nachfüllungen noch eine Verschmierung der Neuinstallationen hinzu. Dies bedeutet natürlich eine wesentlich weitergehende Vereinfachung. Sie ist bei globalen Be-

trachtungen gerechtfertigt, bzw. wenn $P(t)$ bereits groß gegenüber P_0 geworden ist.

Wir untersuchen nun Zeiträume $t > t_0 + L$, behalten aber Voraussetzung (4/16) - wachsendes System - noch bei. Das bei t_0 anlaufende Kraftwerk wird bei $t_0 + L$ außer Betrieb genommen und entladen, das bei t_1 anlaufende, bei $t_1 + L$, usw. Außerdem hören zu diesen Zeitpunkten die Nachfüllungen für den betreffenden Reaktor auf. Für jedes ausfallende Kraftwerk muß aber sofort gleichwertiger Ersatz geschaffen werden. Dies läuft darauf hinaus, daß (4/16) folgendermaßen modifiziert werden muß:

$$Q_0(t) = \frac{\vartheta_0}{m} P_0 \left[\delta(t_0) + \delta(t_1) + \dots \delta(t_0 + L) + \delta(t_1 + L) + \dots \right] + \\ + \frac{d_0}{m} \kappa P_0 \left[\varepsilon(t_0, \delta_{B,L}) + \varepsilon(t_1, \delta_{B,L}) + \dots \right. \\ \left. + \varepsilon(t_0 + L, \delta_{B,L}) + \varepsilon(t_1 + L, \delta_{B,L}) + \dots \right] \quad (t/a) \quad (4/19)$$

Dies kann aber, wenn man mehrere Kraftwerkslebensdauern erfassen will, in der folgenden Form geschrieben werden (Abb.4-6/1):

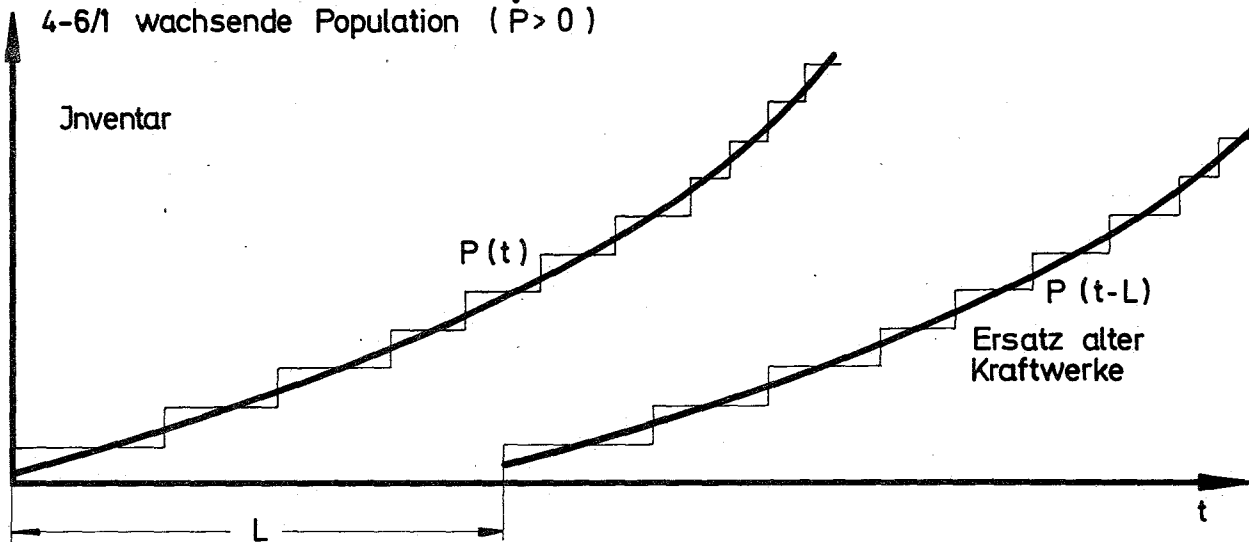
$$Q_0(t) = \frac{\vartheta_0}{m} \left[\dot{P}(t) + \dot{P}(t-L) + \dot{P}(t-2L) + \dots \right] + \\ + \frac{d_0}{m} \kappa \left[P(t - \delta_B) - P(t-L) + \right. \\ \left. + P(t-L - \delta_B) - P(t-2L) + \right. \\ \left. + P(t-2L - \delta_B) - P(t-3L) + \dots \right] \quad (t/a) \quad (4/20)$$

Ganz analog erschließt man (Abb.4-6/2):

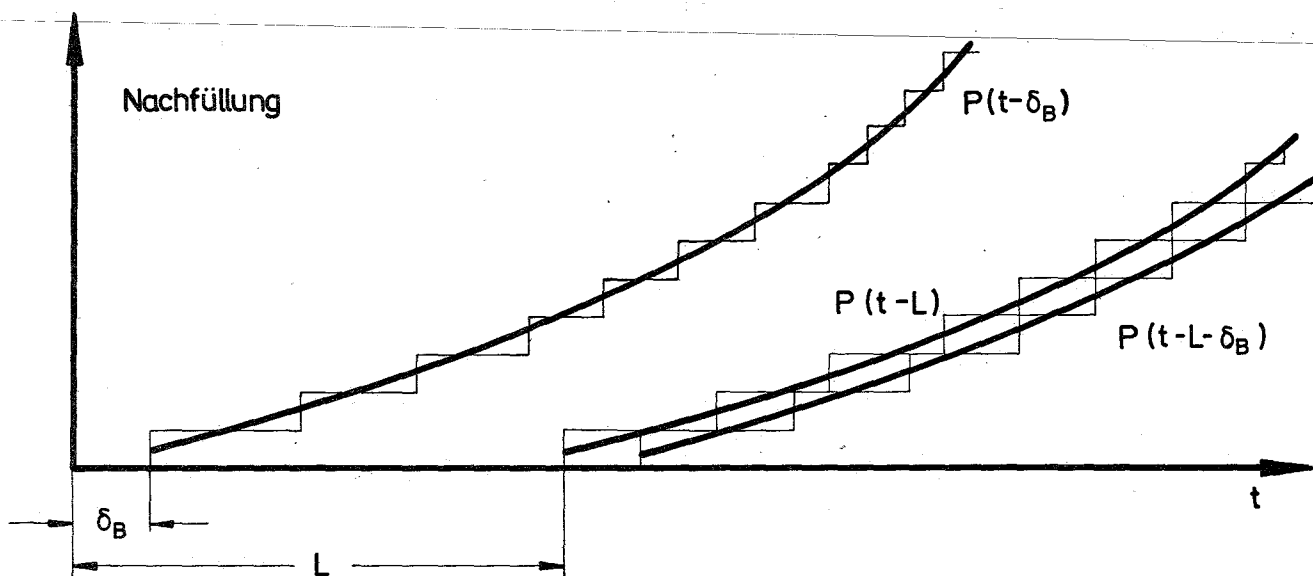
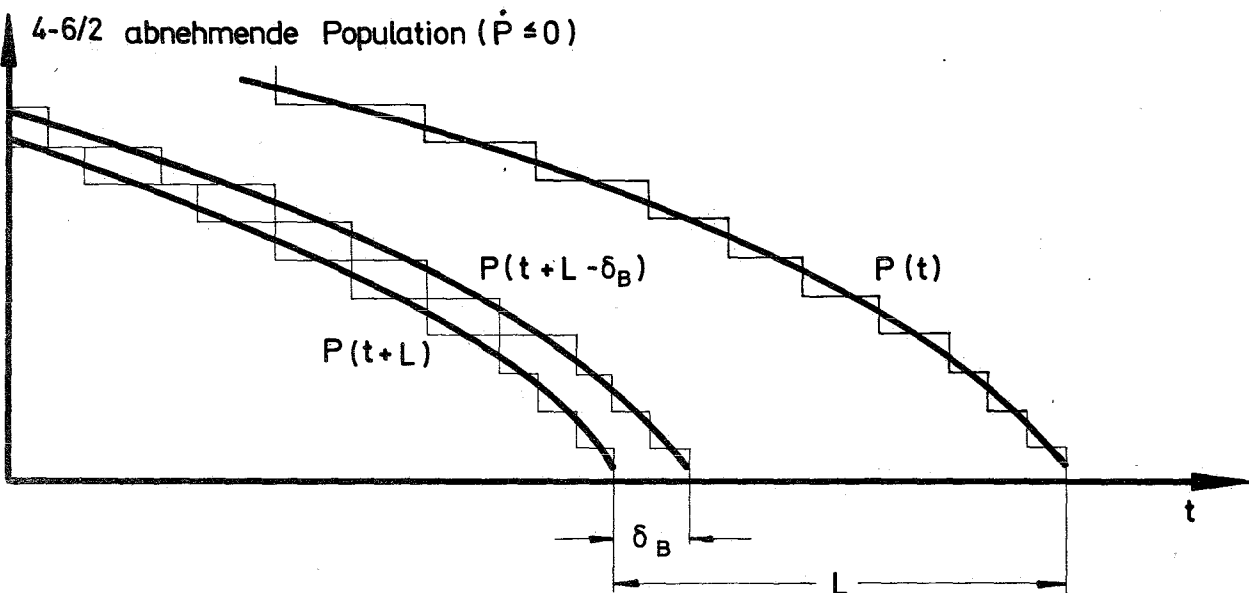
$$Q_1(t) = \frac{\vartheta_1}{v} \left[\dot{P}(t-L) + \dot{P}(t-2L) + \dot{P}(t-3L) + \dots \right] + \\ + \frac{d_1}{v} \kappa \left[P(t - \delta_B) - P(t-L) + \right. \\ \left. + P(t-L - \delta_B) - P(t-2L) + \right. \\ \left. + P(t-2L - \delta_B) - P(t-3L) + \dots \right] \quad (t/a) \quad (4/21)$$

Die Glieder mit $P(t-L)$, $P(t-2L)$, ... verkomplizieren die Formeln

Abb. 4-6 Ersatz stillgelegter Kraftwerke

4-6/1 wachsende Population ($\dot{P} > 0$)

Nachfüllung

4-6/2 abnehmende Population ($\dot{P} \leq 0$)

(4/20-21) beträchtlich. Wenn man, wie dies in Abschnitt 4.2 beschrieben wird, numerisch arbeitet und $P(t)$ als Stufenkurve behandelt, kann dies in Kauf genommen werden. Braucht man hingegen ein einigermaßen überschaubares analytisches Modell, so sind Vereinfachungen nötig.

Die Abb.4-7 gibt einen Hinweis für eine solche Vereinfachung: Wir betrachten eine TL des neuen Core als normale Nachfüllung, ebenso eine TL des alten als normale Entladung. Damit ist, wenn $\delta_B \approx \tau$, die "Lücke" geschlossen. Ferner "kürzen" wir die restlichen $(Z-1)$ TL des alten Core gegen die restlichen $(Z-1)$ des neuen. Damit ergibt sich das Bild eines Reaktors mit "ewigem Inventar" (Abb.4-7/4). Diese Vereinfachung mag etwas gewaltsam erscheinen, da ja die Kompositionen des alten und des neuen Core nicht übereinstimmen und da Fabrikations- und Wiederaufarbeitungsanlage in Wirklichkeit alle L Jahre zusätzliche Arbeit erhalten.

Man kann jedoch folgendes dagegenhalten: Der Corewechsel tritt nur alle 20-30 Jahre auf. Ferner ist bei einem rasch wachsenden System $P(t)$ wesentlich größer als $P(t-L)$ oder gar $P(t-2L)$, so daß die Ungenauigkeit, die man bei Unterdrückung des Corewechsels in Kauf nehmen muß, nicht sehr ins Gewicht fällt. Schließlich sind bei einer Prognose auf 20-30 Jahre hinaus andere, wesentlich stärkere Fehlerquellen ausschlaggebend.

Es bleibt also, nach Vereinfachung, für eine wachsende Population:

$$\begin{aligned}
 Q_0(t) &= \frac{d_0}{m} \kappa P(t-\delta_B) + \frac{\vartheta_0}{m} \dot{P}(t) \\
 Q_1(t) &= \frac{d_1}{v} \kappa P(t-\delta_B) \quad (t/a) \quad (4/22) \\
 &\text{für } \dot{P} > 0
 \end{aligned}$$

Wir wenden uns nun dem Fall $\dot{P} \leq 0$ zu, d.h. dem "Aussterben" einer Population gleichartiger Reaktoren. An die Stelle von (4/21) tritt nun, wie Abb.4-6/2 zeigt,

$$\begin{aligned}
 Q_0(t) &= - \frac{\vartheta_0}{m} \left[\dot{P}(t+L) + \dot{P}(t+2L) + \dots \right] + \\
 &\quad + \frac{d_0}{m} \kappa \left[P(t) - P(t+L-\delta_B) + \right. \\
 &\quad \left. + P(t+L) - P(t+2L-\delta_B) + \dots \right] \quad (t/a) \quad (4/23)
 \end{aligned}$$

Abb. 4-7

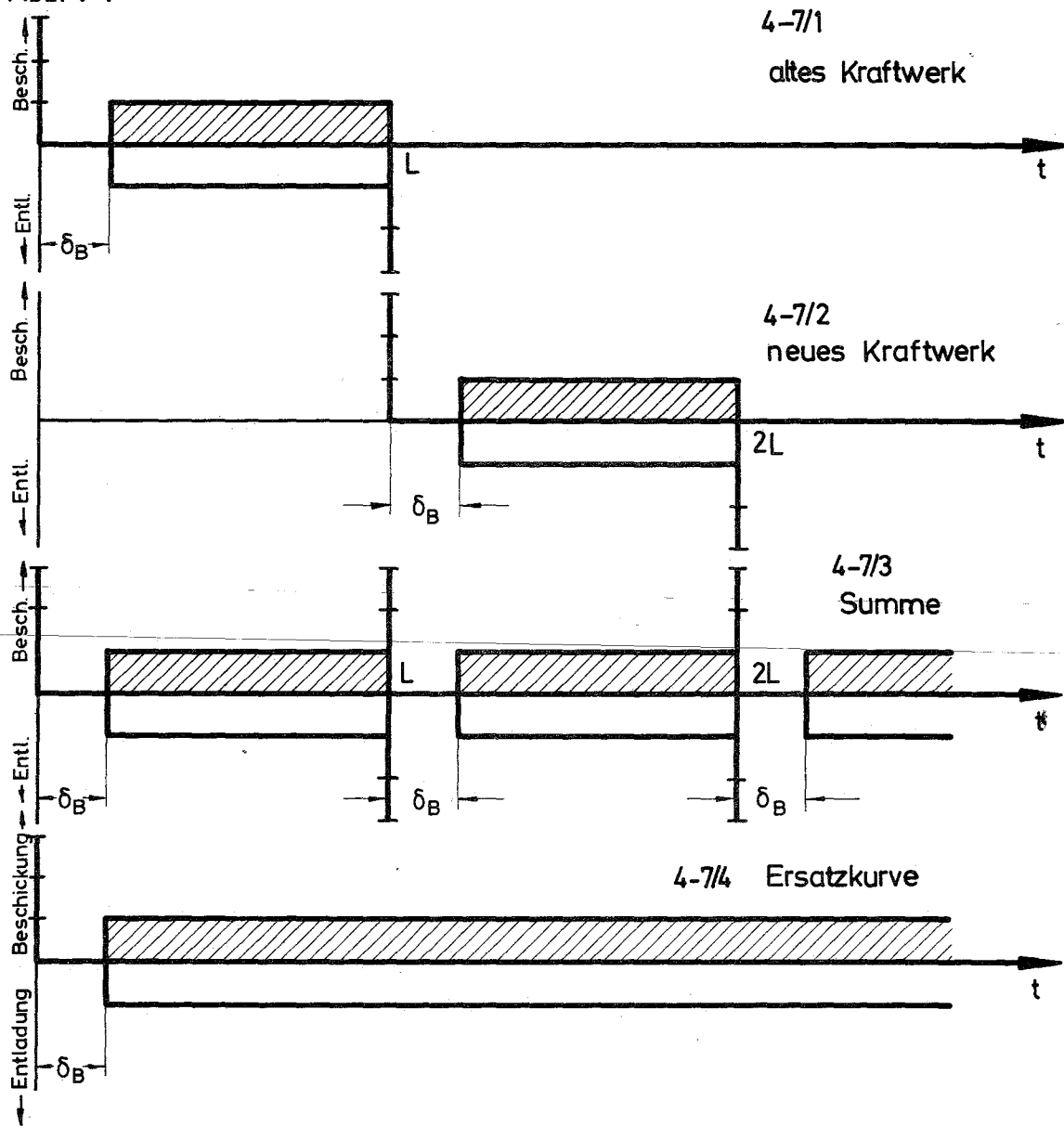
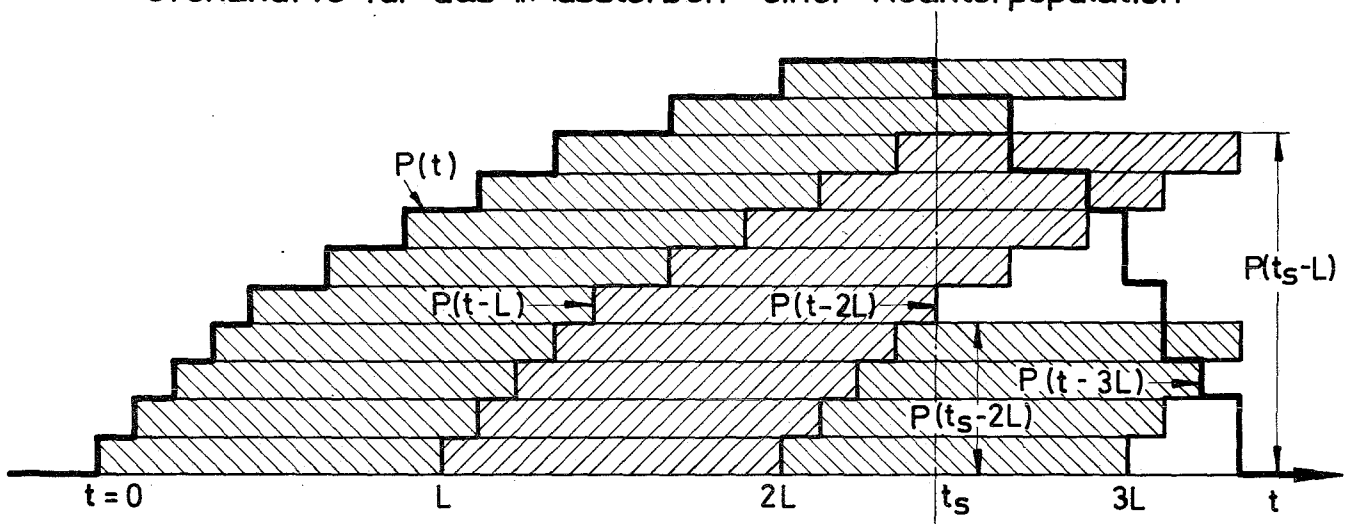


Abb. 4-8

Grenzkurve für das „Aussterben“ einer Reaktorpopulation



Analog gelangt man zu:

$$Q_1(t) = \frac{\delta_1}{v} \left[\dot{P}(t) + \dot{P}(t+L) + \dots \right] + \frac{d_1}{v} \kappa \left[P(t) - P(t+L-\delta_B) + P(t+L) - P(t+2L-\delta_B) + \dots \right] \quad (t/a) \quad (4/24)$$

Wir unterdrücken nun wieder die Stoffumsätze beim Ersatz alter Kraftwerke und erhalten anschließend für das "Aussterben" einer Population:

$Q_0(t) = \frac{d_0}{m} \kappa P(t)$ $Q_1(t) = \frac{d_1}{v} \kappa P(t) - \frac{\delta_1}{v} \dot{P}(t)$ <p>für $\dot{P} \leq 0$</p>	$(t/a) \quad (4/25)$
--	----------------------

Auf der Beschickungsseite entfällt hier gegenüber (4/22) der Inventar-Bildungsterm, da keine neuen Kraftwerke mehr zugebaut werden. Ferner ist P zum Zeitpunkt t zu nehmen, da bei den vorhandenen, bereits einige Zeit laufenden Reaktoren keine Beschickungsverzögerung mehr auftritt. Auf der Entnahmeseite tritt nun gegenüber (4/22) ein Ausdruck hinzu, der die endgültige Entladung stillgelegter Reaktoren in Rechnung stellt.

Ein Blick auf Abb.4-6 lehrt, daß die Kurve $P(t)$ für $\dot{P}(t) < 0$, also für das "Aussterben" einer Population nicht willkürlich vorgegeben werden kann, wenn jedes Kraftwerk seine "natürliche" Lebensdauer L erreichen soll. Nehmen wir an, daß keine neuen Kraftwerke mehr zugebaut werden sollen und daß ab der Stilllegung eines bestimmten alten Kraftwerks, die im Zeitpunkt t_s erfolgen möge, auch kein altes Kraftwerk mehr ersetzt werden soll. Der Zeitpunkt t_s liege im Intervall $nL \leq t_s \leq (n+1)L$ nach dem Start der Population bei $t=0$. Dann überlegt man anhand der Abb.4-8, die den Fall $n=2$ zeigt, daß die "Aussterbekurve" $P(t-t_s)$ für $t \geq t_s$ durch

$$P(t-t_s) = P(t_s) + P(t_s-L) + P(t_s-2L) + \dots + P(t_s-nL) - P(t-L) - P(t-2L) - \dots - P(t-nL) - P[t-(n+1)L] \quad (4/26)$$

beschrieben wird.

Will man kein Kraftwerk vorzeitig außer Betrieb nehmen, so darf man diese Leistungskurve nicht unterschreiten.

Bevor wir weitergehen, ist es zweckmäßig, noch einmal die Voraussetzungen zu rekapitulieren, die wir vorgenommen haben, um zu den fundamentalen Gleichungen (4/22) und (4/25) zu gelangen.

Voraussetzung 1

Der Beschickungsvorgang eines Reaktors kann schematisiert werden durch eine stoßartige Beladung (Erstcore) bei Inbetriebnahme und eine nach einer Pause von δ_B (a) einsetzende kontinuierliche Beschickung mit Brennstoff konstanter Menge und Zusammensetzung, die bis zur Stilllegung des Reaktors andauert.

Voraussetzung 2

Der Entladungsvorgang kann schematisiert werden durch kontinuierliche Entnahme von Brennstoff konstanter Menge und Zusammensetzung, die δ_B (a) nach Inbetriebsetzung des Kraftwerks einsetzt und bis zur Stilllegung dauert. Bei Stilllegung kommt eine stoßartige Entladung (Letztcore) hinzu.

Voraussetzung 3

Wird ein Kraftwerk nach Ablauf seiner Lebensdauer stillgelegt und durch ein neues ersetzt, so werden die damit verbundene Entnahme des verbrauchten Core und die Installation eines frischen Core nicht berücksichtigt. Es wird so gerechnet, als ob das alte Kraftwerk weiterlaufen würde.

In Voraussetzung 1 und 2 ist implizit enthalten, daß sich während der Lebensdauer eines einzelnen Kraftwerks die "Zyklusparameter" ($d_i, \vartheta_i^s, \delta_B, m, v, \delta_F, \delta_W$) und die "Betriebsparameter" (P_o, κ, L) nicht ändern. Es ist aber sehr wohl möglich, diese Größen in den Gleichungen (4/22) und (4/25) für die ganze Population als allmählich zeitlich veränderlich aufzufassen, in dem Sinne, daß diese Größen in jedem Zeitpunkt Mittelwerte über die ganze in diesem Zeitpunkt vorhandene Population darstellen. Auf diese Weise kann z.B. eine fortschreitende Brennstoff-Verbesserung oder eine Veränderung des (mittleren) Lastfaktors zum Ausdruck gebracht werden.

Abschließend sei nochmals betont, daß sich der Begriff "kontinuierliches Modell" nur auf die kontinuierliche Darstellung des Nach-

füll- und Entladevorganges bezieht. Die vorgegebene Funktion $P(t)$ kann durchaus eine dem Einsatz einzelner Kraftwerksblocks entsprechende Stufenkurve sein.

4.5 Außerer Brennstoffzyklus eines Systems aus gleichartigen Kernkraftwerken, kontinuierliches Modell der Nachfüllungen

4.5.1 Stoffbedarf der Brennelement-Herstellung

Von (4/22) und (4/25) können wir nun sofort auf den Durchsatz am Eingang der Brennelementproduktion schließen, indem wir den durch unvermeidliche Fabrikationsverluste bedingten Mehrbedarf durch den Faktor m in Rechnung stellen und die Laufzeit δ_F berücksichtigen. Beim Eintritt in den Fabrikationsprozess ergibt sich so der Durchsatz:

$$\begin{aligned}
 D_B(t) &= d_0 \kappa P(t - \delta_B + \delta_F) + \mathfrak{J}_0 \dot{P}(t + \delta_F) & \dot{P} > 0 \\
 &= d_0 \kappa P(t + \delta_F) & \text{für } (t/a) \\
 & & \dot{P} \leq 0
 \end{aligned} \tag{4/27}$$

4.5.2 Ausstoß der Wiederaufarbeitungsanlage

Ganz analog erhält man aus (4/22) und (4/25) für das Ende des Aufarbeitungsvorganges (also für den Rücklauf des Brennstoffs zur Brennelementfabrik, bzw. zur Diffusionsanlage):

$$\begin{aligned}
 D_W(t) &= d_1 \kappa P(t - \delta_B - \delta_W) & \dot{P} > 0 \\
 &= d_1 \kappa P(t - \delta_W) - \mathfrak{J}_1 \dot{P}(t - \delta_W) & \text{für } (t/a) \\
 & & \dot{P} \leq 0
 \end{aligned} \tag{4/28}$$

4.5.3 Geschlossener Kreislauf

Die Formeln (4/27-28) geben die noch nicht für die einzelnen Stoffe spezifizierten Gesamtdurchsätze an, wobei der frische Brennstoff einem Lager entnommen wird und der verbrauchte nach Aufarbeitung in ein anderes Lager läuft.

Verfolgt man den Weg der einzelnen Elemente, bzw. Nuklide, so treten Komplikationen dadurch auf, daß Isotopen-Trennprozesse eingeschaltet sein können und daß der aufgearbeitete Brennstoff ganz oder zum Teil in die Fabrikation rückläuft.

Wenn ein Element oder Nuklid s aus der Aufarbeitung in die Fabrikation rüchläuft, wie etwa das Pu beim schnellen Brüter, so ergibt sich der Gesamtbedarf zu

$$Z^s(t) = D_B^s(t) - D_W^s(t) \quad (t/a) \quad (4/29)$$

Unter $Z^s(t)$ ist dabei der von außen zuzuführende Bedarf (bzw. bei negativem Zeichen von Z^s , der nach außen abfließende Überschuß) an Stoff s zu verstehen. Bei $Z^s(t) = 0$ ist das System in Bezug auf s selbstgenügsam.

4.5.4 Isotopentrennung

Verwendet das System angereichertes Uran aus einer Trennanlage, so interessieren der Bedarf an Natururan und der Ausstoß an Abfalluran ($s=a$). Wir nehmen an, daß die Reaktoren Uran der Anreicherung e_0 benötigen und Uran der (kleineren) Anreicherung e_1 ausstoßen. Das letztere werde zur Wiederanreicherung durch die Diffusionsanlage rückgeführt (oder mit höher angereichertem Uran zu e_0 verschnitten). Wie im Anhang gezeigt wird, ist dann zur Herstellung des benötigten Durchsatzes D_B^u an der Trennanlage ein Natururandurchsatz von

$$Z^u(t) = D_T^u(t) = y_0 D_B^u(t) - y_1 D_W^u(t) \quad (t/a) \quad (4/30)$$

erforderlich. Die zur Trennung nötige Zeit wurde bereits in δ_F eingeschlossen. Es ist

$$y_0 = \frac{e_0 - e_t}{e_n - e_t}; \quad y_1 = \frac{e_1 - e_t}{e_n - e_t} \quad (1) \quad (4/31)$$

wobei e_n die U-235-Konzentration in Natururan und e_t die im Abfalluran (Tail) der Trennanlage bedeuten.

Gleichzeitig treten aus der Trennanlage

$$Z^a(t) = D_T^a(t) = (y_0 - 1) D_B^u(t) + (1 - y_1) D_W^u(t) \quad (t/a) \quad (4/32)$$

Tonnen Abfalluran pro Jahr.

In diesen Formeln wird nur zwischen Abfalluran ($e \leq e_t$) und Uran ($e > e_t$) unterschieden. Der Fall, daß die Brennelemente Natururan enthalten, wird durch die Formeln als Spezialfall wiedergegeben. Es ist dann $y_0 = 1$ und (4/30) geht über in $Z^u = D_B^u - y_1 D_W^u$ und (4/32)

in $Z^a = (1 - y_1) D_W^u$. Die Trennanlage wird also beim ersten Durchgang automatisch überbrückt. In der Regel wird man bei Natururanreaktoren von einer Wiederanreicherung des e_1 auf e_n absehen, was auf $D_W^u = 0$ führt.

4.5.5 Näherungsformeln

Die langfristige Zuwachsgeschwindigkeit einer Reaktorpopulation ist begrenzt durch die Wachstumsrate $\lambda = \dot{P}_g / P_g$ der gesamten, d.h. nuklearen und nichtnuklearen Kapazität. Zur Zeit ist $\lambda \approx 0,14$ (1/a) mit sinkender Tendenz. Man kann also (4/27-28), falls die Verzögerungszeiten δ_i nicht zu groß sind, durch Entwickeln in Ausdrücke verwandeln, die sich auf den gleichen Zeitpunkt t beziehen, was für die numerische Auswertung vorteilhaft sein kann. Wenn wir mit der ersten Ordnung abbrechen, ergibt sich z.B.:

$$\begin{aligned} D_B(t) &= d_o \kappa P(t) + \left[\vartheta_o + d_o \kappa (\delta_F - \delta_B) \right] \cdot \dot{P}(t) && \dot{P} > 0 \\ &= d_o \kappa \left[P(t) + \delta_F \dot{P}(t) \right] && \text{für } \dot{P} \leq 0 \end{aligned} \quad (4/33)$$

$$\begin{aligned} D_W(t) &= d_1 \kappa \left[P(t) - (\delta_B + \delta_W) \cdot \dot{P}(t) \right] && \dot{P} > 0 \\ &= d_1 \kappa P(t) - (\vartheta_1 + d_1 \kappa \delta_W) \cdot \dot{P}(t) && \dot{P} \leq 0 \end{aligned} \quad (4/34)$$

Da δ_B , δ_F und δ_W meist kleiner als ein Jahr sind, vernachlässigt man dabei gegenüber (4/27-28) bei $\lambda = 0,14$ Glieder der Größenordnung $< 1\%$ gegenüber Eins. Dies reicht angesichts der Unsicherheit der Reaktordaten in den meisten Fällen aus. Wir werden auf das Näherungsverfahren in Abschnitt 4.9 zurückkommen.

4.6 "Eintypenstrategie" mit dem Modell nach Abschnitt 4.5

Mit Hilfe der Formeln (4/27-32) können nun die Stoffumsätze beliebiger Kreislaufschaltungen beschrieben werden. Dies kann anhand der Abb. 4-9 festgestellt werden, welche die Schaltung eines "allgemeinen Massenflußbildes" zeigt, das alle bisher in Betracht gezogenen Brennstoffkreisläufe umfaßt. Dieses Schema entspricht also einem hypothetischen Reaktor, dessen Brennelemente sowohl aus Uran verschiedener Anreicherungsstufen als auch aus Thorium und Plutonium bestehen. Durch die Stellung des Schalters S ($S=1 \dots$

Aufarbeitung, $S=0$... keine Aufarbeitung) und durch die Vorgabe der D_B^S und D_W^S (also letztendlich der Beschickungsmatrizen) kann das allgemeine Schema spezialisiert werden, so daß sich das Kreislaufbild eines bestimmten Reaktortyps ergibt.

Abb.4-10 zeigt z.B. als einfachsten Fall das "throw-away"-Schema eines Natururanreaktors. Durch die Schalterstellung $S=0$ wird der verbrauchte Brennstoff ohne Aufarbeitung in das Lager Z^b geleitet. Es ist $D_B^u \neq 0$; Alle anderen D_B^S und die D_W^S verschwinden identisch.

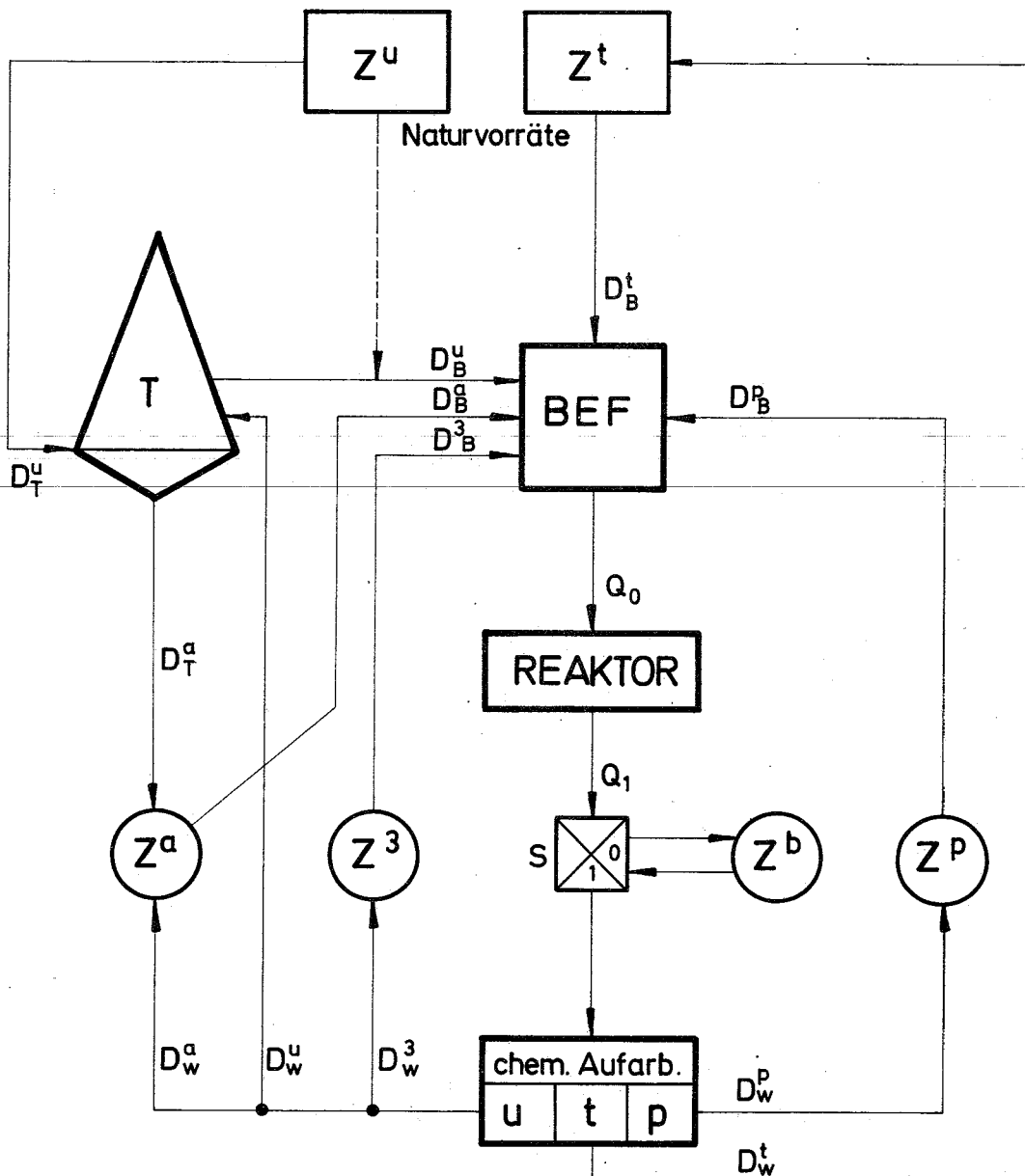
Abb.4-11 zeigt als Spezialfall der Abb.4-9 den Brennstoffzyklus eines Schnellen Brutreaktors. Hier bewirkt die Stellung $S=1$, daß der Brennstoff aufgearbeitet wird. Die D_B^S und D_W^S sind Null, außer für $S=a$ und p .

Abb.4-12 zeigt das Kreislaufschema eines Leichtwasserreaktors. Die Trennanlage produziert aus Natururan (D_T^u) und dem Rückfluß aus der Aufarbeitungsanlage (D_W^u) angereichertes Uran (D_B^u) für die Brennelementfabrikation, wobei Abfalluran (D_T^a) ins Lager Z^a geht. Das ausgestoßene Plutonium (D_W^p) geht ins Lager Z^p falls $D_B^p = 0$; andernfalls wird es in den Reaktor rückgeführt. Alle anderen D_B^S und D_W^S sind Null.

Abb.4-13 bringt schließlich den Brennstoffzyklus eines Thorium-Konverters vom HGTR-Typus. Er wird über eine Trennanlage mit hochangereichertem Uran versorgt (D_T^u , D_T^a , D_B^u). Das Thorium läuft nach der Aufarbeitung zurück (D_B^t , D_W^t). Das in geringen Mengen entstehende Plutonium (D_W^p) geht bei $D_B^p = 0$ ins Lager Z^p , andernfalls wird es in den Reaktor rückgeführt. Komplizierter liegen die Dinge mit der Aufarbeitung des Urans. In unserem Beispiel wurde angenommen, daß Uran und Thorium im Brennstoff (coated particles) vermischt sind, so daß U-233 und die anderen U-Isotope vermischt aus der Wiederaufarbeitung kommen. Dieses Gemisch, das wir mit $s=3$ bezeichnen, wird nicht getrennt, sondern läuft zurück (D_W^3 , D_B^3). Bei getrennt anfallendem U-233 würde D_W^u in die Diffusionsanlage und D_W^3 in die Fabrikation rückfließen.

Man erkennt, daß das Schema Abb.4-9 durch Verfügung über S , die D_B^S und D_W^S sowie über y_0 und y_1 tatsächlich in das Fließbild eines beliebigen Reaktors verwandelt werden kann. Man kann also die Stoffumsätze der verschiedenen Reaktoren mit ein und demselben Re-

Allgemeines Brennstoffkreislaufschema



- T ... Trennanlage
 BEF ... Brennelementfabrik
 n ... Natururan
 u ... angereichertes Uran
 a ... Abfalluran
 3 ... U-233
 b ... benutzter Brennstoff
 t ... Thorium

Abb. 4-10

Natururanreaktor ohne Aufarbeitung

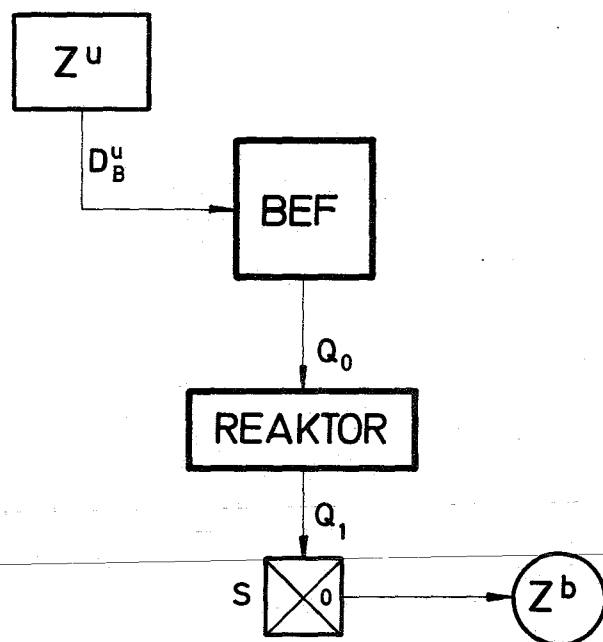


Abb. 4-11 Schneller Brutreaktor im Beschickungsgleichgewicht

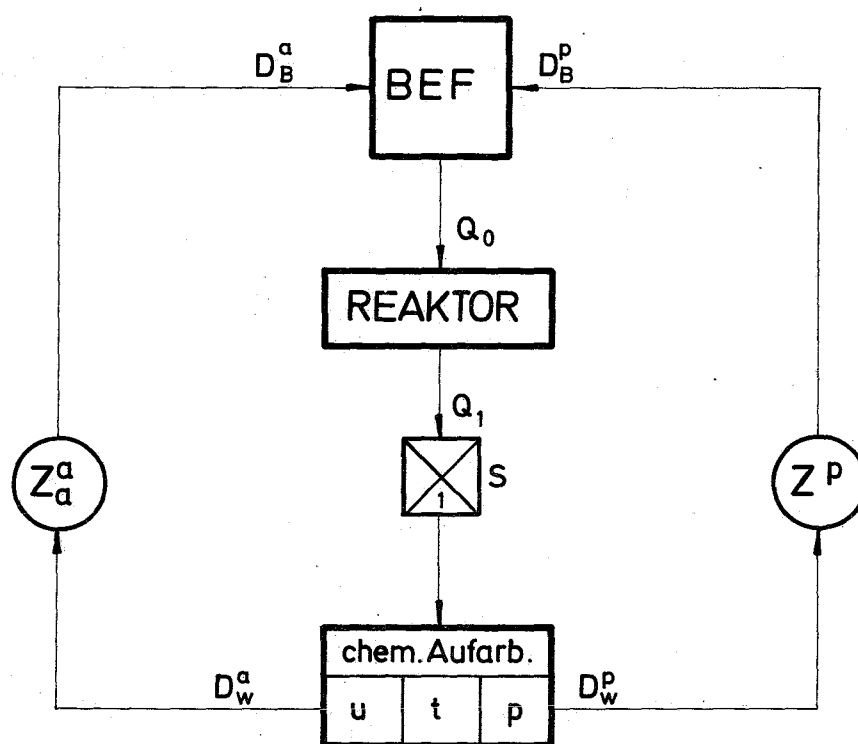


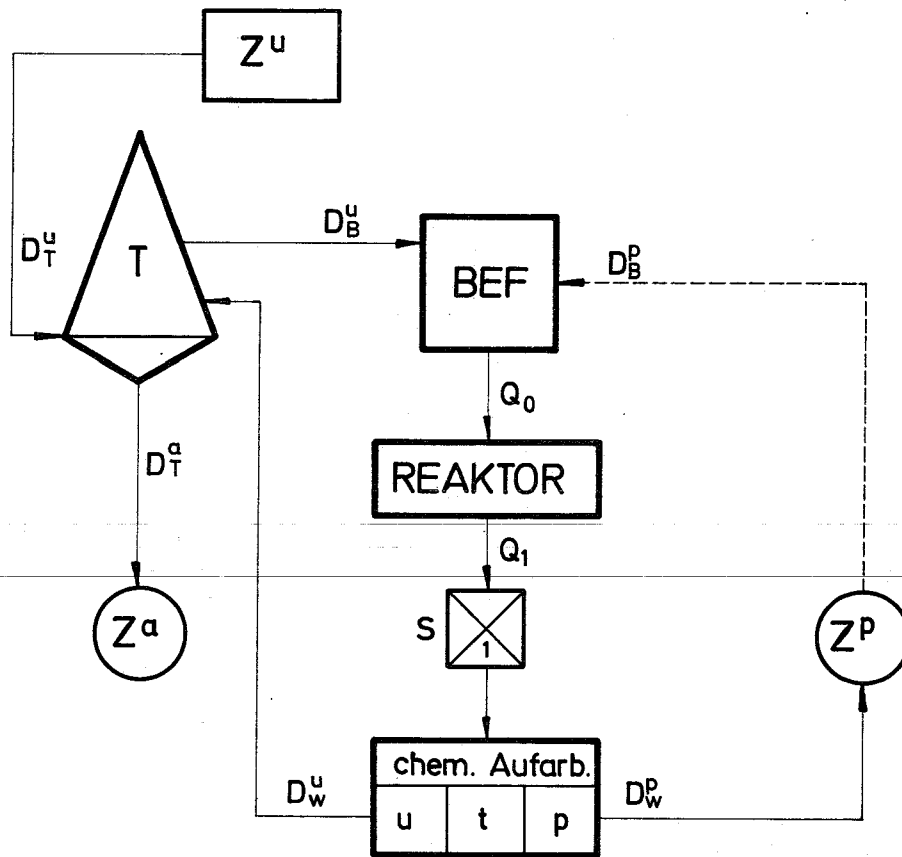
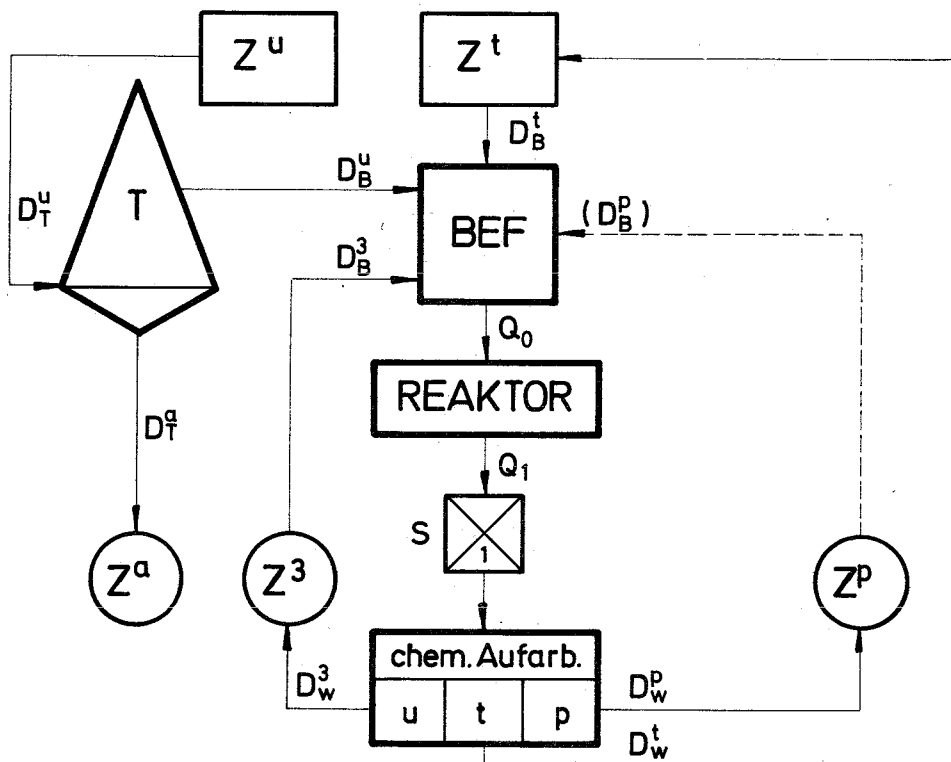
Abb. 4-12 H_2O -Reaktor mit Uranrücklauf (Pu-Rücklauf)

Abb. 4-13 Thoriumkonverter, U und Th gemischt (Pu-Rücklauf)



chenschema ermitteln, das die folgenden aus (4/27-32) durch Verallgemeinerung gewonnenen Gleichungen auswertet:

$$Z^s = y_0^s D_B^s - S \cdot y_1^s D_W^s + \alpha \cdot \left[(1-y_0) D_B^u + S \cdot (y_1-1) D_W^u \right] + \beta \cdot (S-1) Q_1^b \quad (t/a) \quad (4/35)$$

für $s=a, b, u, \beta, p, t$

Dabei gilt:

$$S = \begin{cases} 1 & \dots \text{ Wiederaufarbeitung} \\ 0 & \dots \text{ keine } \quad \text{"-"} \end{cases}$$

$$y_i^s = \begin{cases} y_i & \text{für } s = u \\ 1 & \text{für } s \neq u \end{cases} \quad (4/36)$$

$$\alpha = \begin{cases} 1 & \text{für } s = a \\ 0 & \text{für } s \neq a \end{cases}$$

$$\beta = \begin{cases} 1 & \text{für } s = b \\ 0 & \text{für } s \neq b \end{cases}$$

Die Menge des nicht aufgearbeiteten "benutzten" Brennstoffs ($s=b$), der beim "throw-away-cycle" auftritt, berechnet sich aus

$$Q_1^b = \sum_s Q_1^s \quad (t/a) \quad (4/37)$$

In der Tab.4-2 sind für die Reaktoren in den Abb.4-10 bis 4-13 die charakteristischen Größen noch einmal zusammengestellt. Diese Größen, in (4/35) eingesetzt, ergeben sofort die entsprechenden Stoffumsatzgleichungen.

Tab. 4-2 Stoffwechselformparameter verschiedener Reaktortypen

Bei ● ist die betreffende Größe $\neq 0$
 0 "-" = 0

Reaktortyp	S	D_B^S					D_W^S					y_0	y_1
		u	a	3	p	t	u	a	3	p	t		
Natururan Abb. 4-10	0	●	0	0	0	0	●	0	0	●	0	1	($\neq 1$)
Pu-Brüter Abb. 4-11	1	0	●	0	●	0	0	●	0	●	0	1	1
H ₂ O-Reaktor Abb. 4-12	1	●	0	0	(●)	0	●	0	0	●	0	$\neq 1$	$\neq 1$
Thorium-Kon- verter Abb. 4-13	1	●	0	●	(●)	●	0	0	●	●	●	$\neq 1$	($\neq 1$)

Bisher haben wir die Abb. 4-9 bis 4-13 bzw. die Gleichungen (4/35) als Beschreibung des Brennstoffkreislaufs eines einzelnen Reaktors verstanden. Die Gleichungen können aber auch - und darin liegt ihre besondere Bedeutung - als dynamische Beziehungen aufgefaßt werden, die den Brennstoffumsatz einer ganzen Reaktorpopulation erfassen.

Die Gleichungen (4/35) beschreiben die sogenannte "Eintypenstrategie" ohne innere Bindung. Darunter ist folgendes zu verstehen: Es seien die Größen $\kappa(t)$ und $P(t)$ eines nuklearen Energieerzeugungssystems vorgegeben. Dieser Bedarf soll durch die Errichtung von Kernkraftwerken eines bestimmten Typs gedeckt werden. Das kann so aufgefaßt werden, als ob die Leistung eines Reaktors dieses Typs gemäß $P(t)$ anwächst. Die Eintypenstrategie ohne innere Bindung stellt die einfachste unter den möglichen Strategien zur Deckung des Bedarfs $P(t)$ dar.

Kompliziertere Strategien betrachten das Zusammenwirken verschiedener Reaktortypen in einem System. In späteren Abschnitten werden wir uns z.B. mit "Zweitypenstrategien" befassen.

Wir untersuchen nun noch kurz den kumulativen Kernbrennstoffbedarf einer Eintypenstrategie ohne innere Bindung. Dazu integrieren wir (4/35) über t vom Beginn der Strategie ($t=0$) bis zum interes-

sierenden Zeitpunkt. Unter Benutzung der Näherungsformeln (4/33-34) und von (4/35-37) ergibt sich bei zeitlich konstanten Reaktor- und Betriebsparametern

$$K^S(t) = \int_0^t Z^S(t') dt' = A^S \cdot \int_0^t P(t') dt' + B^S \cdot P(t) \quad (t) \quad (4/38)$$

Dabei gilt für $\dot{P} > 0$

$$\begin{aligned} A^S &= y_0^S \cdot a_1^S - S y_1^S \cdot a_3^S + \alpha \left[(1-y_0) a_1^u + S(y_1-1) a_3^u \right] + B(S-1) a_5 \\ B^S &= y_0^S \cdot a_2^S + S y_1^S a_4^S + \alpha \left[(1-y_0) a_2^u - S(y_1-1) a_4^u \right] - B(S-1) a_6 \end{aligned} \quad (4/39)$$

mit

$$\begin{aligned} a_1 &= d_0 \kappa & a_2 &= \vartheta_0 + d_0 \kappa (\delta_F - \delta_B) \\ a_3 &= d_1 \kappa & a_4 &= d_1 \kappa (\delta_B + \delta_W) \\ a_5 &= \frac{\kappa}{m} \sum_S d_1^S & a_6 &= \frac{\kappa}{m} \delta_B \sum_S d_1^S \end{aligned} \quad (4/40)$$

Im Fall $\dot{P} \leq 0$ ist in (4/39) zu ersetzen

$$\begin{aligned} a_2 \rightarrow \bar{a}_2 &= \delta_F & a_4 \rightarrow \bar{a}_4 &= \vartheta_1 + d_1 \kappa \delta_W \\ a_6 \rightarrow \bar{a}_6 &= \frac{1}{m} \sum_S \vartheta_1^S \end{aligned} \quad (4/41)$$

Im übrigen gelten die Vorschriften (4/36).

Für eine Kernenergie-Vorausschau ist es mitunter auch wichtig, den zu erwartenden Ausstoß an Spaltprodukten (SP) zu kennen. Wenn man annimmt, daß bei der Spaltung von 1 g Kernbrennstoff 0,95 MWd frei werden, dann entstehen im Reaktor $365 \kappa / 0,95 \eta \cdot 10^3$ (g/GWe·a). Bei einer Systemleistung $P(t)$ entstehen also

$$Z^{SP}(t) = 0,384 \frac{\kappa}{\eta} P(t) \cdot 10^3 \quad (\text{kg/a}) \quad (4/42)$$

Die kumulierte Menge beträgt bei zeitlich konstanten Betriebsparametern (bzw. bei Benutzung von Mittelwerten):

$$K^{SP}(t) = 0,384 \frac{\kappa}{\eta} \int_0^t P(t') dt' \cdot 10^3 \quad (\text{kg}) \quad (4/43)$$

Die jeweils vorhandene Aktivität $A(t)$ der Spaltproduktmenge $K^{SP}(t)$ lässt sich nur grob überschlagen, weil die Formeln für die Zerfallswärme nur bedingte Geltung haben. Wir nehmen der Einfachheit halber die Formeln von Way und Wigner [4/3] und setzen hohe Abbrände ($T_0 \rightarrow \infty$) voraus. Diese Formeln sind für mittlere Zeiträume (einige Wochen bis Monate nach der Entladung) brauchbar. Da bei einer rasch wachsenden Kernenergiewirtschaft die überwiegende Menge der Spaltprodukte aus den jeweils im Betrieb befindlichen Reaktoren stammt, dürften sich daher für die kumulativen Aktivitäten zutreffende Größenordnungen ergeben.

Nach [4/3] beträgt die auf eine Spaltung im Zeitpunkt t_0 folgende Gammaaktivität im Zeitpunkt t

$$\frac{1,9 \cdot 10^{-6}}{3,7 \cdot 10^{10}} \left[(t-t_0) \cdot 365 \right]^{-1,2} =$$

$$= 4,32 \cdot 10^{-20} (t-t_0)^{-1,2} \quad (\text{c/Sp}) \quad (4/44)$$

Läuft das System das Jahr t_0 hindurch mit $P(t_0)$ (GWe), so erfolgen

$$3,65 \cdot 2,7 \cdot 10^{24} \frac{\kappa}{\eta} P(t_0) = 9,855 \cdot 10^{26} \frac{\kappa}{\eta} P(t_0) \quad (\text{Sp/a}) \quad (4/45)$$

und der Beitrag des Jahres t_0 zur kumulierten Aktivität im Jahre t ist gegeben durch

$$dA \approx 4,26 \cdot 10^7 \frac{\kappa}{\eta} P(t_0) \cdot (t-t_0)^{-1,2} \quad (\text{c/a}) \quad (4/46)$$

Die kumulierte Aktivität im Jahre t ergibt sich dann zu

$$A \approx 4,26 \cdot 10^7 \frac{\kappa}{\eta} \int_0^{t-\delta_w} P(t_0) \cdot (t-t_0)^{-1,2} dt_0 \quad (\text{c}) \quad (4/47)$$

4.7 Beispiel einer Eintypenstrategie mit innerer Bindung (Brüter-Inzucht)

Es gibt eine Variante der Eintypenstrategie, die man als Eintypenstrategie mit innerer Bindung bezeichnen kann. Dieser Fall liegt z.B. vor, wenn das Wachstum $P(t)$ nicht frei vorgegeben ist, son-

dern erst rückwirkend durch den Stoffumsatz der an der Strategie beteiligten Reaktoren bestimmt wird. Handelt es sich etwa um Brutreaktoren, die - abgesehen vom Erstcore des ersten Reaktors - kein Plutonium von außen erhalten ($Z^P=0$), so ist das Wachstum $P(t)$ durch die eigene Pu-Produktion begrenzt und gegeben.

Der Pu-Bedarf einer reinen Brüterpopulation ergibt sich aus (4/35) und (4/27-28) mit $s=p$, $S=0$, $y_i^P=1$, $\alpha=0$ und $\beta=0$ zu

$$Z^P(t) = D_B^P - D_W^P = \vartheta_0^P \cdot \dot{P}(t + \delta_F) + \kappa d_0^P \cdot P(t - \delta_B + \delta_F) - \kappa d_1^P \cdot P(t - \delta_B - \delta_W) \quad (t/a) \quad (4/48)$$

Wir ersetzen t durch $(t - \delta_F)$ und erhalten (bezogen auf die Zeit am Reaktoreintritt):

$$Z^P(t - \delta_F) = \vartheta_0^P \cdot \dot{P}(t) + \kappa d_0^P \cdot P(t - \delta_B) - \kappa d_1^P \cdot P(t - \delta_A) \quad (t/a) \quad (4/49)$$

$$\delta_A = \delta_B + \delta_W + \delta_F \quad (a)$$

Nun betrachten wir einen einzigen Brüter der Leistung P_0 (GWe), der bei $t=0$ in Betrieb geht. Nach Integration über (4/49) ergibt sich der in Abb. 4-14 dargestellte kumulative Pu-Bedarf. Für das weitere empfiehlt es sich, zur Vereinfachung die gestrichelt gezeichnete "Ersatzkurve" zu nehmen. Gleichung (4/49) geht dann über in

$$Z^P(t - \delta_F) = \bar{\vartheta}_0^P \cdot \dot{P}(t) - \kappa (d_1^P - d_0^P) \cdot P(t - \delta_A) \quad (t/a) \quad (4/50)$$

mit

$$\bar{\vartheta}_0^P = \vartheta_0^P + \kappa d_0^P (\delta_F + \delta_W) \quad (t/GWe)$$

Man überzeugt sich leicht davon, daß (4/50) für $Z^P=0$ in erster Näherung zur gleichen Zuwachsrates \dot{P}/P führt, wie (4/49), was für die Brauchbarkeit der einfachen Formeln spricht. Es ist aber auch möglich, für $\bar{\vartheta}_0^P$ einen Wert zu wählen, der die tatsächlichen Verhältnisse eines konkreten Falles besser wiedergibt.

Nach (4/50) ist der Brennstoffzyklus eines Brüters gekennzeichnet durch einen Pu-Stoßbedarf $\bar{\vartheta}_0^P P_0$ (Erstcore), dem nach einer Pause

δ_A ein zeitlich konstanter Ausstoß von überschüssigem Pu folgt. Setzt man nun, abgesehen von der Erstausrüstung \bar{S}_0^P des ersten Brütters, $Z^P=0$, so vollzieht sich das weitere Wachstum nach der Gleichung

$$\dot{P}(t) = \lambda \cdot P(t - \delta_A) \quad (\text{GWe/a}) \quad (4/51)$$

mit

$$\lambda = \kappa \frac{d_1^P - d_0^P}{\bar{S}_0^P} \quad (1/a) \quad (4/52)$$

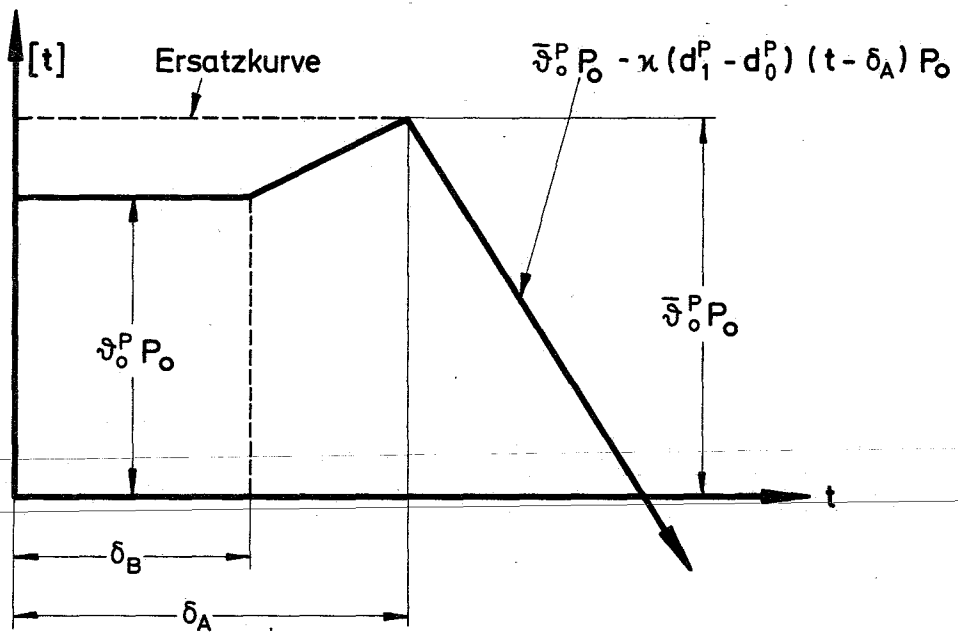
Die Beziehung (4/51) gibt aber die tatsächlichen Verhältnisse nur schlecht wieder, da hier gegenüber den ungebundenen Eintypenstrategien eine Komplikation auftritt. Bei diesen konnte $P(t)$ als Treppenkurve vorgeschrieben werden, bzw. wenn $P(t)$ bereits aus vielen einzelnen Blöcken besteht, als kontinuierliche Ersatzkurve. Die Gleichung (4/51) führt hingegen zu einer glatten Kurve, die zu rasch anwächst, weil jedes ausgeworfene kg Pu sofort zur Neuinstallation eines Brütters mit einem 1 kg schweren Core führt, der nach δ_A einen Plutoniumüberschuß auszustoßen beginnt. In Wirklichkeit müssen sich aber etwa 1-2 t Pu angesammelt haben, bis ein neuer Brüter installiert werden kann. Die Gleichung (4/51) muß also so modifiziert werden, daß sie auf die Stufenstruktur des Brüterwachstums Rücksicht nimmt.

Wir untersuchen dieses Problem zunächst am einfachsten Fall $\delta_A=0$, also bei verschwindender Laufzeit des Pu im äußeren Zyklus. Die stetige Verzinsung des Pu nach (4/51) würde dann zu $P(t)=P_0 e^{\lambda t}$ führen - Kurve 2 in Abb.4-14/2. Die Kurve 1 in Abb.4-14/2 zeigt, wie $P(t)$ wächst, wenn stets die Akkumulation einer Coreladung abgewartet wird.

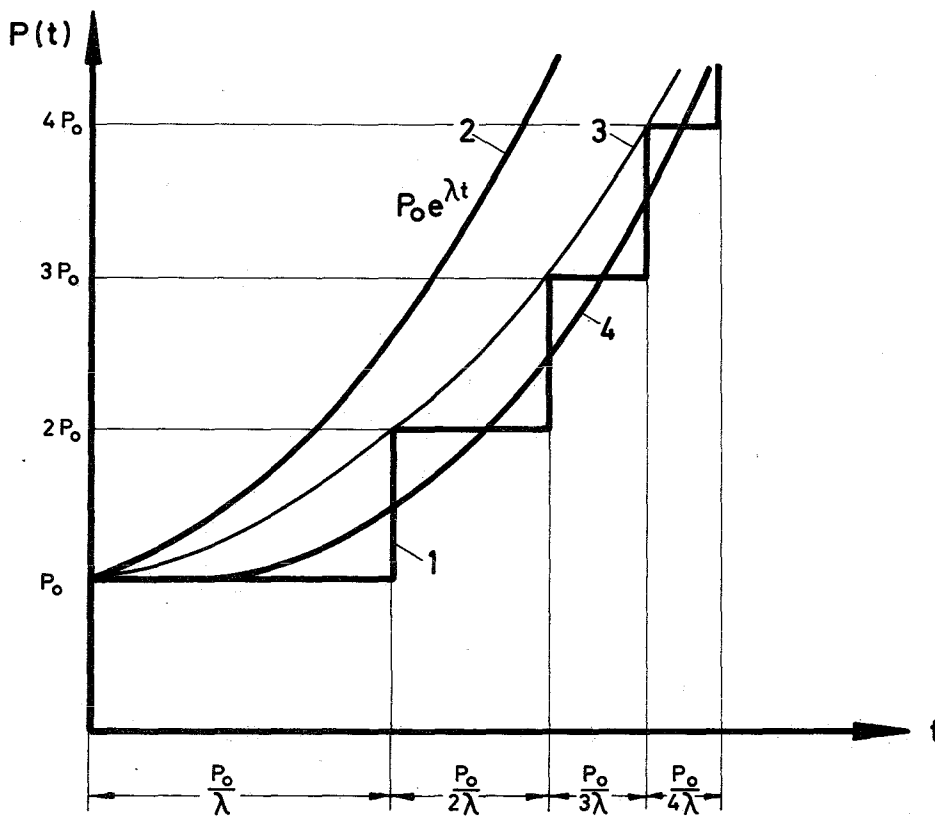
$$\text{Setzt man} \quad y = P/P_0 \quad x = \lambda \cdot t \quad (4/53)$$

so geht (4/51) für $\delta_A=0$ über in $\dot{y}(x)=y$ und wir haben diese Gleichung nach Abb.4-14/2 so zu modifizieren, daß folgende Zuordnung entsteht:

4-14/1 Akkumulierter Plutoniumbedarf eines Brütters



4-14/2 Selbstvermehrung eines Brütters



y	x
1	0
2	1
3	1 + 1/2
4	1 + 1/2 + 1/3
...
n	1 + 1/2 + ... + 1/(n-1)

Dies wird durch die Beziehung

$$x(y) = \psi(y) + C \quad (4/54)$$

geleistet, in der $\psi(y) = \dot{\Gamma}(y)/\Gamma(y)$ die logarithmische Ableitung der Gammafunktion darstellt und C die Euler-Mascheronische Konstante

$$\begin{aligned} C &= \ln \gamma = 0,57722 \dots \\ \gamma &= e^C = 1,78107 \dots \end{aligned} \quad (4/55)$$

bedeutet. Es gilt nämlich die Rekursionsformel

$$\psi(y+1) = \psi(y) + \frac{1}{y} \quad (4/56)$$

die genau unserem Problem entspricht. Mit

$$\psi(1) = -C \quad (4/57)$$

ergibt sich (4/54).

Wir haben nun die Umkehrung von (4/54) zu ermitteln. Dazu benutzen wir die asymptotische Entwicklung

$$\psi(y) = \ln y - \frac{1}{2y} - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{B_{2n}}{2ny^{2n}} \quad (4/58)$$

deren erste beide Glieder, wie Tab.4-3 zeigt, x bereits sehr gut wiedergeben. Wir haben also

$$x \approx \ln y - \frac{1}{2y} + C, \text{ d.h. } \gamma y = e^x \cdot e^{1/2y} \quad (4/59)$$

Wir entwickeln rechts für $y > 1$ bis zur ersten Ordnung und finden mit dem Ansatz $y = a + be^x$ nach nochmaligem Entwickeln

$$y \approx \frac{1}{2} + \frac{1}{\gamma} e^x = 0,5 + 0,56146 \cdot e^x \quad (4/60)$$

Diese Näherungslösung genügt für unsere Problemlage völlig, wie Tab.4-3 zeigt, da der Fehler ab dem dritten Reaktor unter einem Prozent liegt, und die weitere Entwicklung immer besser wiedergegeben wird - was für eine Prognose entscheidend ist.

Tab.4-3 Approximation der Treppenkurve

y	x(exakt)	$x = \ln y \cdot \gamma - \frac{1}{2\gamma}$	$\frac{\Delta x}{x}$ (%)	$y = \frac{1}{\gamma} e^x + \frac{1}{2}$	$\frac{\Delta y}{y}$ (%)
1	0	0,07720	-	1,06146	6
2	1	1,02035	2,0	2,0262	1,3
3	1,5	1,50914	0,6	3,0163	0,5
4	1,8333	1,83849	0,3	4,0117	0,3
5	2,0833	2,08664	0,16	5,0090	0,2
10	2,8290	2,82979	0,03	10,0047	0,05
15	3,2514	3,25192	0,01	15,0021	0,015
20	3,5477	3,54793	0,007	20,0015	0,007
25	3,7759	3,77608	0,005	25,0006	0,002

Geht man in (4/58) um einen Schritt weiter, so erhält man

$$x \approx \ln y - \frac{1}{2\gamma} - \frac{1}{12\gamma^2} + \ln y \quad (4/61)$$

Die Umkehrung führt zu

$$\begin{aligned} y(x) &\approx \frac{1}{2} + \frac{1}{\gamma} e^x - \frac{\gamma}{24} e^{-x} = \\ &= 0,5 + 0,56146 \cdot e^x - 0,07421 \cdot e^{-x} \end{aligned} \quad (4/62)$$

Durch Plausibilitätsbetrachtungen kann man eine von (4/62) nicht wesentlich verschiedene Näherungslösung finden. Die Tatsache, daß der Pu-Rücklauf nicht sofort zur Errichtung infinitesimaler Brü- ter führt, kann nämlich auch dahingehend gedeutet werden, daß die Brüterkapazität zwar stetig wächst, daß jedoch stets Pu in einem äußeren Pufferspeicher gebunden bleibt. Wir haben also eine Ver- zögerung δ einzuführen, die der Beschickungsverzögerung δ_B analog ist:

$$\dot{y}(x) = y(x-\delta) \quad (4/63)$$

Die Zeit, die zwischen dem Start zweier aufeinanderfolgender Brüter verstreicht, beträgt P_0/\dot{P} . Da die zu speichernde Pu-Menge während dieser Zeitspanne von Null auf einen ganzen Coreeinsatz wächst, ergibt sich als mittlere Verweilzeit

$$\delta(t) = P_0/2\dot{P}(t) \quad (4/64)$$

Durch Entwickeln von (4/63) findet man

$$\dot{y}(x) = y(x - \frac{1}{2\dot{y}}) = y(x) - \frac{1}{2} + \sum_{n=2}^{\infty} \frac{(-1)^n}{2^n n!} \frac{y^{(n)}(x)}{y(x)^n} \quad (4/65)$$

Setzt man in der Summe näherungsweise die Lösung $y(x) = e^x$ des ungestörten Problems ein, so kann man die entstehende inhomogene Gleichung lösen und findet

$$\begin{aligned} y(x) &\approx e^x + \sum_{n=1}^{\infty} (-1)^{n+1} \frac{1}{2^n n! n} \left[e^{-(n-1)x} - e^x \right] \\ &= \frac{1}{2} + 0,55616 \cdot e^x - 0,0625 \cdot e^{-x} + \dots \end{aligned} \quad (4/66)$$

Der Koeffizient des zweiten Gliedes unterscheidet sich von $1/\gamma = 0,56146$ um nur 1 %. Im Koeffizienten des dritten Gliedes beträgt hier zwar die Abweichung gegenüber (4/62) etwa 15%, doch ist dieses Glied nicht von Gewicht. Außerdem tritt eine Fehlerkompensation ein.

Wir wenden uns nun wieder dem allgemeinen Fall (4/51) mit $\delta_A \neq 0$ zu. Mit (4/53) lautet diese Gleichung in dimensionsloser Form

$$\dot{y}(x) = y(x - \Delta) \quad \text{mit} \quad \Delta = a\delta_A \quad (4/67)$$

Die Tabelle 4-4 bringt zwei typische Zahlenbeispiele, aus denen man entnehmen kann, daß Δ klein gegen Eins ist.

Tab.4-4

Zahlenwerte für zwei typische Brüterkonzepte

Größe	Dimension	Na-BR(GE)	Na1-BR(KFK)
δ_B	a	0,50	0,72
δ_W	a	0,50	0,50
δ_F	a	0,25	0,22
δ_A	a	1,25	1,44
κ	l	0,70	0,70
d_1^P	t/GWe·a	1,414	1,712
d_o^P	t/GWe·a	1,205	1,347
s_o^P	t/GWe	2,202	2,134
s_o^P	t/GWe	2,835	2,813
a	l/a	0,0517	0,091
Δ	l	0,0645	0,131
λ	l/a	0,0485	0,080

Die Abb.4-15/1 zeigt eine Treppenkurve für $\Delta = 0,25$. Derartige "verzögerte" Treppenkurven sind dadurch gekennzeichnet, daß sich ihr Wachstumsgesetz an bestimmten Stellen y_n ändert, die bei ganzzahligen l/Δ durch

$$y_i = \frac{n+(1+n)\Delta}{\Delta} \quad (4/68)$$

gegeben sind. Aus Abb.4-15/2 geht hervor, daß im untersten Bereich, d.h. für $0 \leq y \leq y_1$ gilt:

$$a = \frac{1-\Delta \cdot \operatorname{tg} \alpha}{\operatorname{tg} \beta} = \frac{1-(y-1)\Delta}{y} \quad ; \quad a + \Delta = \frac{1+\Delta}{y} \quad (4/69)$$

woraus

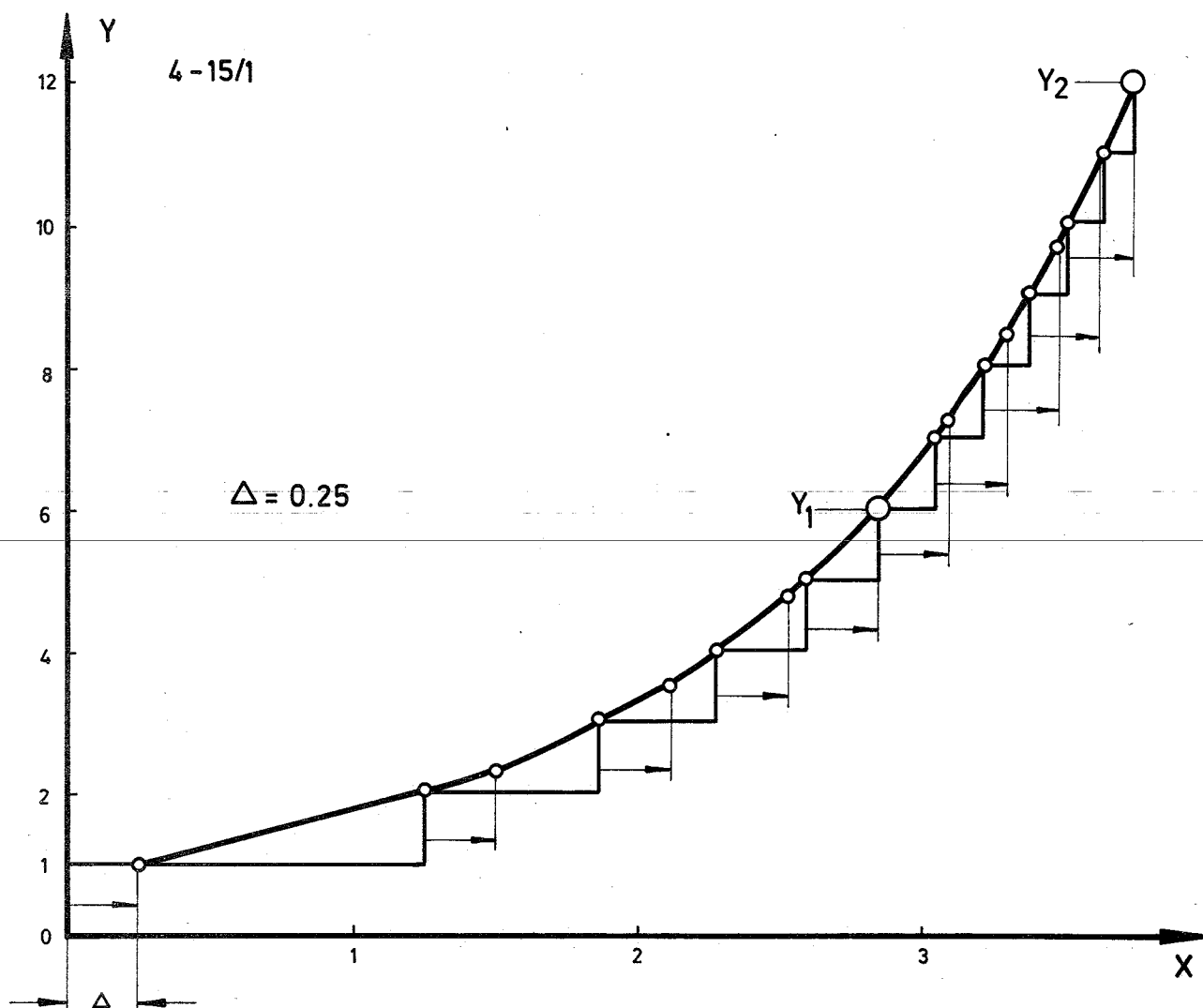
$$x(y+1) = x(y) + \frac{1+\Delta}{y} \quad (4/70)$$

folgt. Die erste "Umschaltstelle" liegt bei y_1 , gegeben durch $x(y_1) - x(y_1 - 1) = \Delta$, was mit (4/70) in Übereinstimmung mit (4/68) auf

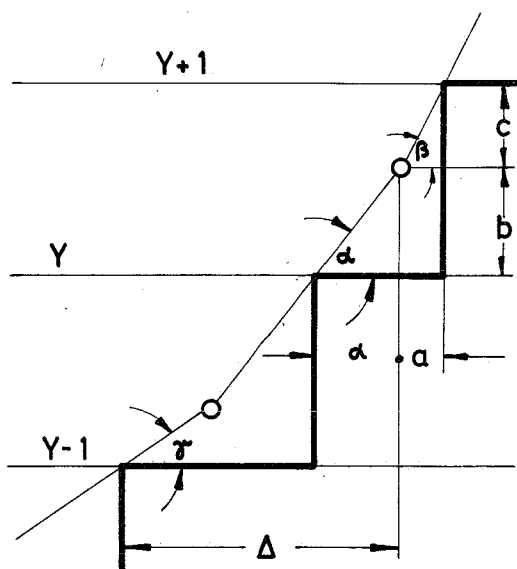
$$y_1 = \frac{1+2\Delta}{\Delta} \quad (4/71)$$

Abb. 4-15

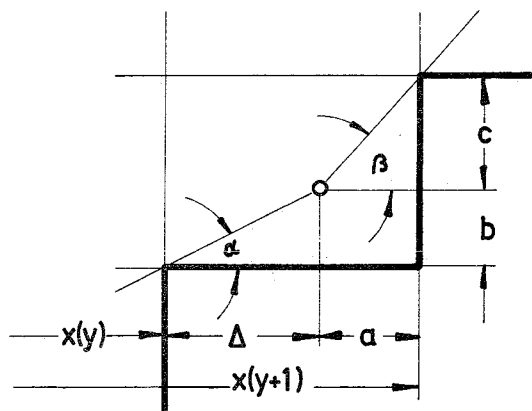
Treppenkurve mit Verzögerung ($\Delta < 1$)



4-15/3



4-15/2



führt. Man überzeugt sich mit (4/56) leicht davon, daß (4/70) durch

$$x(y) = (1+\Delta) [\psi(y) + C] \quad (4/72)$$

dargestellt werden kann.

Im zweiten Abschnitt, d.h. für $(y_1+1) < y \leq y_2$ gilt nach Abb.4-15/3

$$a = \frac{1-d \cdot \operatorname{tg} \alpha}{\operatorname{tg} \beta} = \frac{1-(y-2)d}{y-1} \quad ; \quad a+d = \frac{1+d}{y-1} \quad (4/73)$$

was auf

$$x(y+1) = x(y) + \frac{1}{y-1} [1 + \Delta + x(y-1) - x(y)] \quad (4/74)$$

führt. Dies kann durch (4/72) nicht mehr exakt dargestellt werden. Die Ursache dafür liegt darin, daß an der Umschaltstelle y_1 die Knickpunkte des Polygonzuges zum ersten Mal die Ecken der Treppenkurve überholen. Das Bildungsgesetz (4/70) fällt dort gewissermaßen außer Tritt. Das gleiche geschieht an den höher liegenden Umschaltstellen y_n . Dies führt jedesmal dazu, daß die Steigung des Polygonzuges \dot{y} um eine weitere Einheit hinter dem entsprechenden y der Treppenkurve zurückbleibt:

$$\operatorname{tg} \alpha = \dot{y} = y-n \quad \text{für} \quad y_n < y \leq y_{n+1} \quad (4/75)$$

Dies führt dazu, daß sich die für die höher liegenden Abschnitte geltenden Rekursionsformeln nicht mehr in der einfachen Form (4/72) darstellen lassen.

Ohne auf Details einzugehen, versuchen wir das Bildungsgesetz der Treppenkurve für große y zumindest näherungsweise zu beschreiben. Nach (4/68) ist in diesem Fall

$$y_n = \frac{(1+\Delta)n}{\Delta} \quad (4/76)$$

und nach (4/75)

$$\dot{y}_n = \frac{n}{\Delta} \quad (4/77)$$

Nach jeder Umschaltstelle gilt

$$x(y_n+1) = x(y_n) + \frac{1}{\dot{y}(x_n)} \quad (4/78)$$

Mit (4/76) und (4/77) wird daraus

$$x(y_{n+1}) = x(y_n) - \frac{1+\Delta}{y_n} \quad (4/79)$$

also wieder die Rekursionsformel (4/70). Dieser Sachverhalt führt zu der Vermutung, daß die Formeln (4/70) und (4/72), die den Bereich $y \leq y_1$ exakt beschreiben, für $y > y_1$ gute Näherungen darstellen.

Die numerische Auswertung bestätigt dies, wie Tab.4-5 (links) zeigt:

Tab.4-5

Brauchbarkeit des Näherungsverfahrens

y	$\Delta=0,3$		k=0	$\Delta=0,3$		k=0,5
	x nach (4/72)	x exakt	rel. Fehler %	x nach (4/79)	x exakt	rel. Fehler %
1	0	0	0	0	0	0
2	1,3000	1,3000	0	0,8667	0,8667	0
3	1,9500	1,9500	0	1,3867	1,3867	0
4	2,3833	2,3833	0	1,7581	1,7581	0
5	2,7083	2,7083	0	2,0470	2,0438	0,16
6	2,9683	2,9583	0,34	2,2834	2,2692	0,63
12	3,9258	3,8927	0,85	3,1833	3,1483	1,11
18	4,4714	4,4252	1,04	3,7102	3,6627	1,30
24	4,8546	4,7991	1,16	4,0841	4,0242	1,49

Der relative Fehler zeigt bei wachsendem y eine deutliche Sättigungstendenz und dürfte in dem für reale Fälle interessierenden Bereich unter 2 % bleiben. Es ist jedoch festzuhalten, daß $\Delta=0,3$ merklich über den nach Tab.4-4 charakteristischen Werten $\Delta < 0,15$ liegt, für die die Abweichung natürlich wesentlich kleiner ist.

Wir machen nun noch einen letzten Schritt der Verallgemeinerung, indem wir annehmen, daß außer dem von den Brütern selbst erzeugten Plutonium noch eine zeitlich konstante äußere Quelle der Erzeugbarkeit k zum Aufbau der Brüterpopulation beitrage. Dies führt

lediglich dazu, daß in den Zuwachsgliedern, d.h. zum Beispiel im Ausdruck $(1+\Delta)/y$ in (4/70) anstelle von y die Variable $(y+k)$ zu nehmen ist. Es geht dann (4/70) über in

$$x(y) = (1+\Delta) \left[\psi(y-k) + C_1 \right] \quad (4/79)$$

$$C_1 = -\psi(1+k) = \ln \gamma_1 \quad (4/80)$$

Tab.4-5 (rechts) zeigt die Leistungsfähigkeit der Formel (4/79) für den Fall $\Delta = 0,3$ und $k = 0,5$.

Nun ist die Umkehrung von (4/79) zu suchen. Dies kann wieder mit Hilfe von (4/58) geschehen. Ganz analog wie oben vorgehend, erhalten wir

$$y(x) = \frac{1}{\gamma_1} e^{\beta x} + \frac{1}{2} + k - \frac{1}{24} \gamma_1^{-\beta x} + \dots \quad (4/81)$$

mit

$$\beta = \frac{1}{1+\Delta} \quad (4/82)$$

Wenn man den Wert von $y(0)$ an den des Falles $k=0, \Delta=0$ in (4/60) anpaßt, ergibt sich eine, wie die numerische Überprüfung lehrt, gute Näherungsformel für γ_1

$$\gamma_1 \approx \frac{Y}{1+kY} \quad (4/83)$$

und die Lösung unseres Problems lautet in sehr guter, für den Zweck völlig ausreichender Näherung (der vierte Ausdruck in (4/81) bringt fast gar nichts):

$$y(x) = \left(\frac{1}{\gamma} + k \right) \cdot e^{\beta x} + \frac{1}{2} - k \quad (4/84)$$

Die zugehörige Differentialgleichung lautet

$$(1+\Delta) \cdot \dot{y}(x) = y(x) - \frac{1}{2} + k \quad (4/85)$$

Sie kann in erster Näherung in die Differenzen-Differentialgleichung

$$\dot{y}(x) = y(x-\Delta) - \frac{1}{2} + k \quad (4/86)$$

übergeführt werden, deren physikalischer Sinn einleuchtet.

Zusammenfassend kann man also sagen, daß das Wachstum einer aus dem "Stammvater" P_0 hervorgehenden Brüterpopulation ohne äußere Pu-Zufuhr ($k=0$) von der Gleichung

$$\dot{P}(t) = a \cdot P(t - \delta_A) - \frac{a}{2} P_0 \quad (\text{GWe}) \quad (4/87)$$

mit

$$P(0) = P_0 \left(\frac{1}{2} + \frac{1}{\gamma} \right) \approx 1,06 P_0 \quad (4/88)$$

in ausreichender Genauigkeit beschrieben wird. In (4/87) kommt auch die Deutung des Stufeneffekts als "Pufferspeicher", in dem im Mittel ein halbes Core gebunden ist, klar zum Ausdruck. Dies ist sehr plausibel.

Die Lösung von (4/87) lautet

$$P(t) = P_0 \left(\frac{1}{2} + \frac{1}{\gamma} e^{\lambda t} \right) \quad (\text{GWe}) \quad (4/89)$$

wobei λ durch

$$\lambda \approx \frac{a}{1+a \cdot \delta_A} \quad (1/a) \quad (4/90)$$

gegeben ist. Ohne den Stufeneffekt, also bei Unterdrückung von $aP_0/2$ in (4/87) würde sich

$$\bar{P}(t) = P_0 e^{\lambda t} \quad (\text{GWe}) \quad (4/91)$$

ergeben.

Man wird nun zweckmäßigerweise von (4/89) $P_0/2$ abziehen, um die Kurve so auf die Stufenmitte zu legen, daß sie wie (4/91) die mittlere (effektive) Leistung beschreibt:

$$P(t) = \frac{1}{\gamma} P_0 e^{\lambda t} \quad (\text{GWe}) \quad (4/92)$$

P ist also gegenüber dem tatsächlichen Verlauf um den Faktor $\gamma=1,78$ zu groß, ein Umstand, dem in den bisherigen, kontinuierlich vorgehenden Publikationen noch nicht Rechnung getragen wurde.

Es interessiert nun noch die relative Zuwachsrates der Selbstvermehrung. Man erkennt durch Vergleich von (4/91) und (4/92), daß zwar die relative Zuwachsrates λ in beiden Fällen gleich ist, nicht aber der jeweilige Wert von $P(t)$. Der Parameter λ reicht also nicht aus, um die Brüter-Selbstvermehrung dem Betrag nach zu beschreiben. Nach (4/90) gilt die Abschätzung

$$\lambda \approx \frac{1}{\frac{1}{a} + \delta_A} \quad (1/a) \quad (4/93)$$

Wir setzen nun in λ nach (4/52 und 4/48) die ursprünglichen Daten ein und finden

$$\lambda \approx \frac{\kappa \cdot (d_1^P - d_0^P)}{\delta_0^P + \kappa \left[(d_1^P - d_0^P) \delta_B + d_1^P (\delta_F + \delta_W) \right]} \quad (1/a) \quad (4/94)$$

Diese Beziehung ist bereits in [4/1-2] abgeleitet worden.

4.8 Mehrtypenstrategien, Zweitypenstrategien mit innerer Bindung durch den Plutoniumhaushalt

Bisher haben wir angenommen, daß der Bedarf $P(t)$ nur von Reaktoren eines Typs gedeckt wird: Eintypenstrategien. Im allgemeinen wird dies nicht der Fall sein und es müssen daher Mehrtypenstrategien untersucht werden.

Der einfachste Fall sind wieder Mehrtypenstrategien ohne innere Bindungen. In diesem Fall wird nicht nur $P(t)$ als vorgegeben betrachtet, es müssen auch die Anteile $P_i(t)$ der einzelnen Typen i an $P(t)$ gegeben sein. Es kann sich dabei darum handeln, daß man denkbare P_i -Strategien systematisch durchspielt, um die zu erwartenden Kosten und den Brennstoffbedarf für die einzelnen Varianten zu erhalten und daraus Schlüsse abzuleiten. Man kann auch plausibel erscheinende Extrapolationen aus den Kernenergieprogrammen eines oder mehrerer Länder betrachten.

Die Mehrtypenstrategien ohne innere Bindungen stellen nur eine Superposition von Eintypenstrategien ohne innere Bindungen dar und brauchen daher von der formalen Seite her nicht näher untersucht zu werden.

Wesentlich komplizierter liegen die Dinge, wenn man zwar $P(t)$ vorgibt, nicht aber die $P_i(t)$, und versucht, die $P_i(t)$ zu erhalten, die sich ergeben, wenn dem System zusätzliche Bedingungen auferlegt werden. Diese können ökonomischer oder betriebsmäßiger Natur sein (minimale Kosten, Anpassung an die Lastkurve, oder dergleichen), oder durch den Stoffumsatz bedingt sein. Von besonderer Bedeutung ist in diesem Zusammenhang die durch die Erzeugung und den Verbrauch von Plutonium bewirkte innere Bindung. Wir werden uns im folgenden auf dieses Problem beschränken.

Nach (4/29), bzw. (4/35) wird der Pu-Haushalt eines aus den Typen i bestehenden Systems, das eine vorgegebene Bedarfskurve $P(t)$ decken soll, beschrieben durch

$$Z(t) = \sum_i [D_{Bi}(t) - D_{Wi}(t)] \quad (t/a) \quad (4/95)$$

Wir haben der Einfachheit halber den Stoffindex $s=p$ fortgelassen. Wir schränken nun weiter ein auf die Zweitypenstrategie (man kann durch "Mittelung" Mehrtypenstrategien auf diesen Fall reduzieren [4/2]) bestehend aus einer Symbiose von gleichartigen Konvertern und gleichartigen Brütern. Mit (4/27-28) lautet dann (4/95):

$$Z = \sum_{i=K,B} G_i P_i \quad (t/a) \quad (4/96)$$

mit den Operatoren

$$G_i F(t) = \mathfrak{D}_{oi} \dot{F}(t+\delta_{Fi}) + d_{oi} \cdot \kappa_i \cdot F(t-\delta_{Bi}+\delta_{Fi}) - \\ - d_{li} \cdot \kappa_i \cdot F(t-\delta_{Bi}-\delta_{Wi}) \quad \text{für } \dot{F} > 0 \quad (4/97)$$

$$G_i F(t) = \mathfrak{D}_{li} \dot{F}(t-\delta_{Wi}) + d_{oi} \cdot \kappa_i \cdot F(t+\delta_{Fi}) - \\ - d_{li} \cdot \kappa_i \cdot F(t-\delta_{Wi}) \quad \text{für } \dot{F} \leq 0 \quad (4/98)$$

$F(t)$ bedeutet dabei entweder, bei $i=k$, die Leistung $P_K(t) = K(t)$ der Konverter oder, bei $i=b$ die Leistung $P_B(t) = B(t)$ der Brüter. Da die Gesamtleistung durch $P(t)=K(t)+B(t)$ bestimmt wird, kann man (4/96) auch in der Form

$$Z = (G_B - G_K)B + G_K P \quad (t/a) \quad (4/99)$$

schreiben. Wir haben hier die Stufenverzögerung noch nicht berücksichtigt.

Eine strenge Lösung von (4/99) kann für den Sonderfall

$$Z(t) = 0 \quad ; \quad P(t) = P_0 e^{\omega t} \quad ; \quad \dot{K}(t) > 0 \quad (4/100)$$

mit konstantem ω gefunden werden. Dies ist das verallgemeinerte Problem von Gibrat [4/1]. Der homogene Teil von (4/99) kann in diesem Fall durch den Ansatz $B(t) = B_0 e^{\lambda t}$ gelöst werden, wobei λ durch die transzendente Gleichung

$$H_K(\lambda) = H_B(\lambda) \quad (4/101)$$

definiert ist, mit

$$H_i(\lambda) = \sum_{oi} \lambda \cdot e^{\lambda \delta_{Fi} + d_{oi} \lambda_i} e^{\lambda(\delta_{Fi} - \delta_{Bi})} - d_{li} \lambda_i e^{-\lambda(\delta_{Wi} + \delta_{Bi})} \quad (4/102)$$

Die inhomogene Gleichung (4/99) wird gelöst durch den Ansatz

$$B(t) = (B_0 - C) e^{\lambda t} + C e^{\omega t} \quad (4/103)$$

Einsetzen von (4/103) in (4/101) führt zu

$$C = \frac{H_K(\omega)}{H_K(\omega) - H_B(\omega)} \cdot P_0 \quad (4/104)$$

Die Lösung (4/103) gibt allerdings reale Fälle nicht ganz befriedigend wieder. Zunächst ist die Bedingung (4/100) insofern zu eng, als eine Bedarfsentwicklung $P(t)$ mit konstanter Zuwachsrate ω vorausgesetzt wird. Viele Prognosen nehmen jedoch eine Bedarfsättigung, d.h. eine mit der Zeit abnehmende Zuwachsrate von $P(t)$ an. Der Fall $\dot{K}(t) \leq 0$ müßte gesondert untersucht und mit dem Fall $\dot{K}(t) > 0$ an der Stelle, wo $\dot{K}=0$ ist, zusammengehängt werden, da ein schnelles Brüterwachstum zur Verdrängung der Konverter führen kann. Außerdem müßte der Zeitunterschied zwischen dem Bau des ersten Konverters und dem Bau des ersten Brüters zum Ausdruck gebracht werden. Schließlich berücksichtigt (4/99) noch keine Stu-

fenverzögerung und das tatsächliche Brüterwachstum wird hinter (4/103) zurückbleiben.

Wir versuchen uns im folgenden Abschnitt von diesen Einschränkungen zu befreien, müssen uns jedoch mit Näherungslösungen begnügen. Es ergeben sich kompakte Formeln, die für Prognosezwecke völlig ausreichen und den Vorteil haben, daß sie Einblick in die allgemeinen Zusammenhänge geben.

Zuvor leiten wir noch Näherungsformeln für das Gibraltar-Problem ab. Die Wachstumsrate λ der Brüter ist durch die transzendente Gleichung (4/101) gegeben. Da λ in den praktisch vorkommenden Fällen klein gegen Eins ist, kann man in (4/101) die Exponentialfunktion entwickeln und erhält - wenn man vor dem Entwickeln beide Seiten mit $e^{-\delta_{FB}}$ multipliziert und damit λ auf die "Brüterzeit" bezieht - in sehr guter Näherung

$$\lambda \approx \frac{a_0}{a_1} \quad C \approx \frac{P_0 a_3}{a_0 - \omega a_1} \quad (4/105)$$

mit

$$\begin{aligned} a_0 &= \kappa_B (d_{1B} - d_{0B}) - \kappa_K (d_{1K} - d_{0K}) \\ a_1 &= \vartheta_{0B} - \vartheta_{0K} + \kappa_B (d_{1B} \delta_A - d_{0B} \delta_B) - \kappa_K (d_{1K} \delta_K - d_{0K} \delta_C) \\ a_3 &= \omega \vartheta_{0K} e^{-\omega \delta_F} + \kappa_K d_{0K} e^{-\omega \delta_C} - \kappa_K d_{1K} e^{-\omega \delta_K} \end{aligned} \quad (4/106)$$

mit

$$\begin{aligned} \delta_A &= \delta_{BB} + \delta_{WB} + \delta_{FB} & \delta_F &= \delta_{FB} - \delta_{FK} \\ \delta_B &= \delta_{BB} & \delta_K &= \delta_{BK} + \delta_{WK} + \delta_{FB} \\ \delta_C &= \delta_{BK} - \delta_{FK} + \delta_{FB} \end{aligned} \quad (4/107)$$

4.9 Plutonium-Zweitypenstrategie, Näherungsverfahren

Wir gehen aus von der Beziehung (4/96), die wir unter Hinzunahme eines Ausdrucks für die Stufenverzögerung beim Brüter und mit einer Zeitverschiebung um δ_{FB} explizit anschreiben:

$$\begin{aligned}
Z(t-\delta_{FB}) &= \vartheta_{oB} \dot{B}(t) + \kappa_B \left[d_{oB} B(t-\delta_B) - d_{lB} B(t-\delta_A) + \right. \\
&\quad \left. + \frac{1}{2} B_o \kappa_B (d_{lB} - d_{oB}) \right] + \\
&\quad + \vartheta_{oK} \dot{K}(t-\delta_F) + \kappa_K \left[d_{oK} K(t-\delta_C) - d_{lK} K(t-\delta_K) \right] \quad (4/108)
\end{aligned}$$

Diese Form gilt, solange $\dot{K} \geq 0$. Von einer Stufenverzögerung beim Konverter wurde abgesehen, unter der Annahme, daß bei der Pu-Rückführung in Konverter nicht erst die Ansammlung größerer Pu-Mengen abgewartet werden muß und daß bei Anlaufen der Brüter bereits eine größere Zahl von Konvertern vorhanden sind, die Pu quasikontinuierlich ausstoßen.

Ein Stufenterm für Konverter kann jedoch ohne Schwierigkeiten hinzugefügt werden.

Da die Verzögerungen δ die Größenordnung 1 (a) haben und, wie schon oben bemerkt wurde, die praktisch vorkommenden Wachstumsraten \dot{B}/B klein gegen Eins sind, kann man in (4/108) in den Argumenten entwickeln und erhält in erster Näherung mit $K=P-B$ und $B/B_o = y$ sowie den Definitionen (4/106)

$$\dot{y}(t) = \lambda \cdot y(t) - \frac{1}{2} a_4 + F(t)$$

mit

$$a_4 = \frac{1}{a_1} \kappa_B (d_{lB} - d_{oB}) \quad (4/109)$$

$$\begin{aligned}
F(t) &= \frac{1}{a_1 B_o} \left[Z(t-\delta_{FB}) - \vartheta_{oK} \dot{P}(t-\delta_F) - \kappa_K d_{oK} P(t-\delta_C) + \right. \\
&\quad \left. + \kappa_K d_{lK} P(t-\delta_K) \right]
\end{aligned}$$

Die allgemeine Lösung von (4/109) lautet

$$y(t) = (y_o - D) \cdot e^{\lambda t} + D + e^{\lambda t} \int_0^t e^{-\lambda t'} F(t') dt' \quad (4/110)$$

Wir untersuchen nun Spezialfälle. Mit den speziellen Annahmen (4/100) kommen wir wieder auf das verallgemeinerte Gibrat-Problem zurück und finden in der Tat, daß (4/110) in (4/103) übergeht,

wobei λ und C durch (4/105) definiert sind. Es tritt allerdings die durch den Stufeneffekt bedingte Größe D neu hinzu, die gegeben ist durch

$$D = \frac{\kappa_B}{2a_0} (d_{1B} - d_{0B}) \quad (4/111)$$

Gleichung (4/110) liefert also eine verbesserte Lösung des Gibrat-Problems. Nun suchen wir Anschluß an die Untersuchungen des Abschnitts 4.8 zu finden, indem wir in (4/110) setzen:

$$\begin{aligned} \vartheta_{0K} = 0 & \quad ; \quad d_{0K} = 0 & \quad ; \quad d_{1K} = 0 \\ t = x & \quad ; \quad Z/B_0 a_0 = k = \text{const.} \end{aligned} \quad (4/112)$$

Es wird dann $D = 1/2$ und wir gelangen zur Formel (4/84), wenn wir $y_0 - 1/2 = 1/\gamma$ setzen. Da (4/84), wie in Abschnitt 4.8 gezeigt wurde, eine sehr gute Näherungslösung des durch (4/112) spezifizierten Problems darstellt, liegt es nahe, die Gleichung (4/110) mit $E = D - 1/2$ in der Form

$$y(t) = \left(\frac{1}{\gamma} - E\right) e^{\lambda t} + E e^{\lambda t} \int_0^t e^{-\lambda t'} F(t') dt' \quad (4/113)$$

anzusetzen. Wir haben dabei, analog zu (4/92) $y(t)$ um $1/2$ vermindert, also die Leistungskurve $B(t)$ durch die Stufenmitten gelegt. Die Gleichung (4/113) gibt, wie wir soeben feststellen, zwei wichtige, gut überschaubare Spezialfälle richtig wieder. Sie kann für bestimmte Annahmen über $Z(t)$ und $P(t)$, d.h. also über $F(t)$, leicht ausgewertet werden. Der Übersichtlichkeit halber führen wir die Definition der einzelnen, in (4/113) vorkommenden Größen noch einmal zusammenhängend an.

Im Zeitpunkt $t=0$ werde der erste Brutreaktor in Betrieb gesetzt. Seine Leistung beträgt B_0 (GWe). Es ist

$$y(t) = B(t)/B_0 \quad \lambda = \frac{a_0}{a_1} \quad E = \frac{\kappa_K}{2a_0} (d_{1K} - d_{0K})$$

$$a_0 = \kappa_B (d_{1B} - d_{0B}) - \kappa_K (d_{1K} - d_{0K})$$

$$a_1 = \vartheta_{0B} - \vartheta_{0K} + \kappa_B (d_{1B} \delta_A - d_{0B} \delta_B) - \kappa_K (d_{1K} \delta_K - d_{0K} \delta_C)$$

$$\delta_A = \delta_{BB} + \delta_{WB} + \delta_{FB}$$

$$\delta_F = \delta_{FB} - \delta_{FK}$$

$$\delta_B = \delta_{BB}$$

$$\delta_K = \delta_{BK} + \delta_{WK} + \delta_{FB}$$

$$\delta_C = \delta_{BK} - \delta_{FK} + \delta_{FB}$$

$$F(t) = \frac{1}{B_0 a_1} \left[Z(t - \delta_{FB}) - \vartheta_{0K} \dot{P}(t - \delta_F) - \kappa_K d_{0K} P(t - \delta_C) + \right. \\ \left. + \kappa_K d_{1K} P(t - \delta_K) \right]$$

Der Index B weist auf den Brüter, der Index K auf den Konverter hin. Die Reaktorparameter sind für $s=p$ (Plutonium) zu nehmen. $Z(t)$ in (t/a) ist eine äußere Plutoniumquelle, $P(t)$, in (GWe), der durch Brüter und Konverter zu deckende gesamte nukleare Bedarf.

Die Formel (4/113) gilt solange als $\dot{K} > 0$. Ab dem Zeitpunkt t_1 , für den $\dot{K}(t_1) = 0$ gilt, ist nach (4/27-28) zu setzen, bzw. zu ersetzen

$$\delta_C \longrightarrow \delta'_C = \delta_{FB} - \delta_{FK}$$

$$\delta_F \longrightarrow \delta'_F = \delta_{FB} + \delta_{WK} \quad (4/115)$$

$$\delta_K \longrightarrow \delta'_K = \delta_{FB} + \delta_{WK}$$

$$\vartheta_{0K} \longrightarrow \vartheta_{1K}$$

Damit ergibt sich ein neues

$$a'_1 = \vartheta_{0B} - \vartheta_{1K} + \kappa_B (d_{1B} \delta_A - d_{0B} \delta_B) - \kappa_K (d_{1K} \delta'_K - d_{0K} \delta'_C)$$

daraus wieder

$$\lambda' = a_0 / a'_1 \quad (4/116)$$

und

$$F'(t) = \frac{1}{B_o a_1'} \left[Z(t - \delta_{FB}) - \vartheta_{1K} \dot{P}(t - \delta'_F) - \kappa_{Kd_oK} P(t - \delta'_C) + \kappa_{Kd_{1K}} P(t - \delta'_K) \right]$$

Abgesehen von den Querstrichen bleibt die Lösung $y(t)$ gemäß (4/113) für das Gebiet $t \geq t_1$ formal ungeändert. Sie ist in $t=t_1$ an die Lösung $y(t)$ für $t \leq t_1$ anzuschließen:

$$y'(t) = [y(t_1) - E] e^{\lambda'(t-t_1)} + E e^{\lambda't} \int_{t_1}^t e^{-\lambda't'} F(t') dt' \quad (4/117)$$

Diese Lösung ist nur sinnvoll, solange $y' \geq 0$ ist. Ab $t=t_2$, wo $y'(t_2)=0$, sind die Konverter ausgeschieden und der Brüter deckt allein den Bedarf. Es kann allerdings für $t > t_2$ die Voraussetzung $Z(t)=0$ verletzt sein, so daß sich ein Plutoniumvorrat anzuhäufen beginnt.

4.10 Plutonium-Zweitypenstrategie, Gesamtleistung mit Sättigungstendenz

Es hat sich gezeigt, daß das Wachstum der elektrischen Gesamtleistung $P(t)$ bei Annahme einer Bedarfssättigung, gut durch den Ansatz

$$P(t) = P_1(t+t_o)^v \quad (4/118)$$

wiedergegeben werden kann, dem eine linear wachsende Verdopplungszeit entspricht (vergleiche Kapitel 9). Wir wollen nun (4/113) für (4/118) auswerten unter der zusätzlichen Annahme einer Plutoniumautonomie des Systems und unter Ausschluß der Pu-Rückführung in die Konverter (maximales Brüterwachstum):

$$Z(t) = 0 \quad ; \quad d_{oK} = 0 \quad ; \quad \vartheta_{oK} = 0 \quad (4/119)$$

Unter diesen Voraussetzungen ist

$$F(t) = \frac{\kappa_{Kd_{1K}}}{B_o a_1'} P(t - \delta_K) = h \cdot (t+t_o - \delta_K)^v \quad (4/120)$$

mit

$$h = \frac{\lambda_{K1}^d K_1^P}{B_0 a_1}$$

Dabei wurde angenommen, daß die Konverter ab $t = -t_0$ eingesetzt werden, die Brüter bei $t = 0$. Die Größe t mißt also die "Brüterzeit". Die Zeitspanne t_0 kann leicht bestimmt werden, indem man mit $P(t) = K(t)$ für $t \leq 0$ den kumulativen Plutoniumausstoß der Konverter nach (4/29) ermittelt und t_0 dorthin verlegt, wo der Pu-Vorrat gerade den Bedarf für Experimentalzwecke und für das erste Brütercore ($\mathcal{S}_{0B} B_0$) deckt.

Bei der Auswertung des Integralausdrucks in (4/113) für (4/120) haben wir zu beachten, daß λ auch negativ sein kann. Wir setzen zur Abkürzung

$$\tau = |\lambda| \cdot (t + t_0 - \delta_K) \quad (4/121)$$

$$\tau_0 = |\lambda| \cdot (t_0 - \delta_K)$$

und erhalten

$$I(t) = e^{\lambda t} \int_0^t e^{-\lambda t'} F(t') dt' = \frac{h}{|\lambda|^{\nu+1}} \cdot e^{\pm(\tau - \tau_0)} \int_{\tau_0}^{\tau} e^{\mp(\tau' - \tau_0)} \tau'^{\nu} d\tau' \quad (4/122)$$

Mit Hilfe der Funktionen ($g(\nu, \pm\tau)$ enthält die unvollständige Gammafunktion)

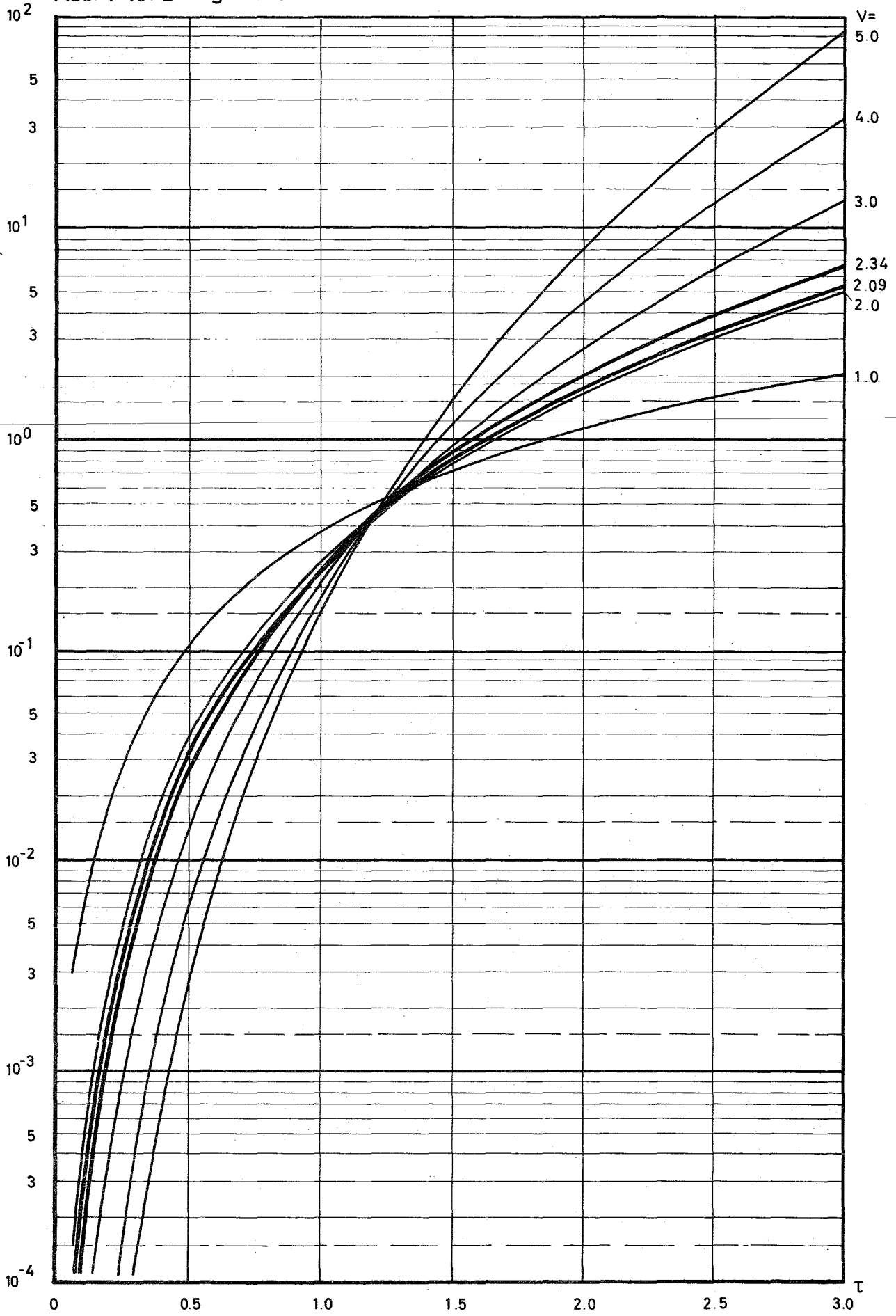
$$g(\nu, \pm\tau) = e^{\pm\tau} \int_0^{\tau} e^{\mp x} x^{\nu} dx \quad (4/123)$$

ergibt sich also

$$I(t) = \frac{h}{|\lambda|^{\nu+1}} \left[g(\nu, \pm\tau) - e^{\pm(\tau - \tau_0)} g(\nu, \pm\tau_0) \right] \quad (4/124)$$

Das im einzelnen zu wählende Vorzeichen von τ entspricht dem $\text{sign } \lambda$. Abb. 4-16/1 und 4-16/2 bringen die Funktionen $g(\nu, \pm\tau)$ für die uns interessierenden Wertebereiche.

Abb. 4-16/2 $\bar{g}(v, \tau)$



Mit den Abkürzungen

$$Y(\tau) = \frac{1}{h} |\lambda|^{v+1} \left[y(\tau) - E \right] \quad (4/125)$$

$$C_o = \left[\frac{1}{h} |\lambda|^{v+1} \left(\frac{1}{Y} - E \right) - g(v, \pm \tau_o) \right] e^{\pm \tau_o}$$

ergibt sich aus (4/113)

$$Y(\tau) = C_o e^{\pm \tau} + g(v, \pm \tau) \quad (4/126)$$

Falls $v > 1$ und $\tau \ll 1$ lässt sich daraus eine Näherungsformel gewinnen, indem man in (4/123) die Exponentialfunktionen nach τ entwickelt und integriert:

$$g(v, \pm \tau) = \frac{\tau^{v+1}}{v+1} \left[1 \pm \frac{\tau}{v+2} + \frac{\tau^2}{(v+2)(v+3)} \pm \dots \right] \quad (4/127)$$

Bei Vernachlässigung von τ^2 gegenüber Eins geht dann (4/126) über in

$$Y(\tau) \approx C_o (1 \pm \tau) + \frac{\tau^{v+1}}{(v+1)(v+2)} (v+2 \pm \tau) \quad (4/128)$$

Es ist nun jener Zeitpunkt $t=t_1$ von Interesse, in dem das Wachstum der Konverter aufhört. E ist definiert durch

$$K(t_1) = 0 \quad \text{d.h.} \quad \dot{B}(t_1) = \dot{P}(t_1) \quad (4/129)$$

Aus (4/118) und (4/126) folgt dementsprechend die Bedingung

$$Y(\tau_1) = \pm \left[C(\tau_1 + |\lambda| \delta_K)^{v-1} - \tau_1^v \right] \quad (4/130)$$

für τ_1 .

$$\text{Dabei ist} \quad C = \frac{P_1^v |\lambda|}{B_o h} \quad (4/131)$$

Falls $v > 1$ und $\tau \ll 1$ folgt mit (4/128) näherungsweise

$$C(\tau_1 + |\lambda| \delta_K)^{v-1} \approx C_o e^{\pm \tau_1} + \frac{\tau_1^v}{v+1} (v+1 \pm \tau_1) \quad (4/132)$$

Die in diesem Abschnitt angeführten Näherungsformeln berücksichtigen nur die ersten Glieder in den Reihenentwicklungen. Man gelangt zu besseren, wenn auch komplizierteren Näherungsformeln, wenn man weitere Glieder berücksichtigt. Es ist jedoch zu bedenken, daß die Genauigkeit des Prognoseformalismus nicht allzu sehr über die Zuverlässigkeit der Reaktordaten hinauszugehen braucht. Aus diesem Grunde werden die oben genannten Näherungsformeln in den meisten Fällen ausreichen. Die Überprüfung durch den Vergleich mit einigen exakt gerechneten Mehrtypenstrategien (vergleiche Kapitel 11) zeigt, daß die nach der Näherungsformel (4/126) berechneten Werte mit den exakten ganz ausgezeichnet übereinstimmen. Abb.4-17 bringt die Fälle LWR(SSW)/NaI-BR(KFK) für die untere, GGR(CEA)/Na-BR(GE)f.d. obere Bedarfsprognose. Die Kurven entsprechen den exakten Werten, die Kreuze stellen Rechenpunkte nach (4/126) dar. Durch Pfeile sind die nach (4/130) ermittelten Konvertermaxima bezeichnet.

4.11 Anhang - Stoffbilanz der Isotopentrennung mit Rückführung

In eine Trennanlage sollen pro Zeiteinheit G_n (kg) Natururan (Anreicherung e_n) fließen. Dafür sollen G_o (kg) angereichertes Uran (Anreicherung e_o) und G_t (kg) Abfalluran (Tailkonzentration e_t) austreten. Die entsprechenden U-235-Mengen seien mit g_n , g_o , g_t bezeichnet. Dann bestehen die Erhaltungssätze

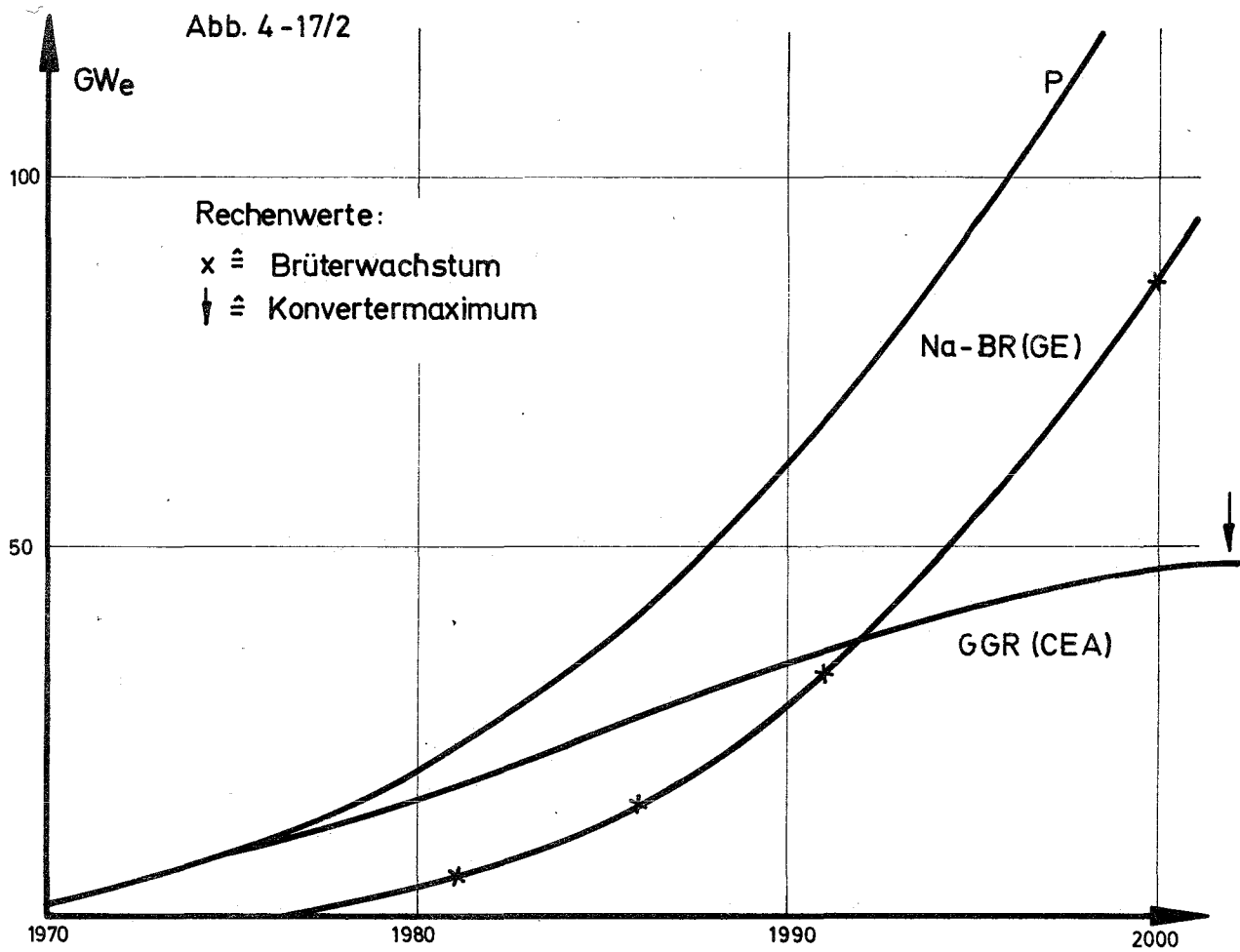
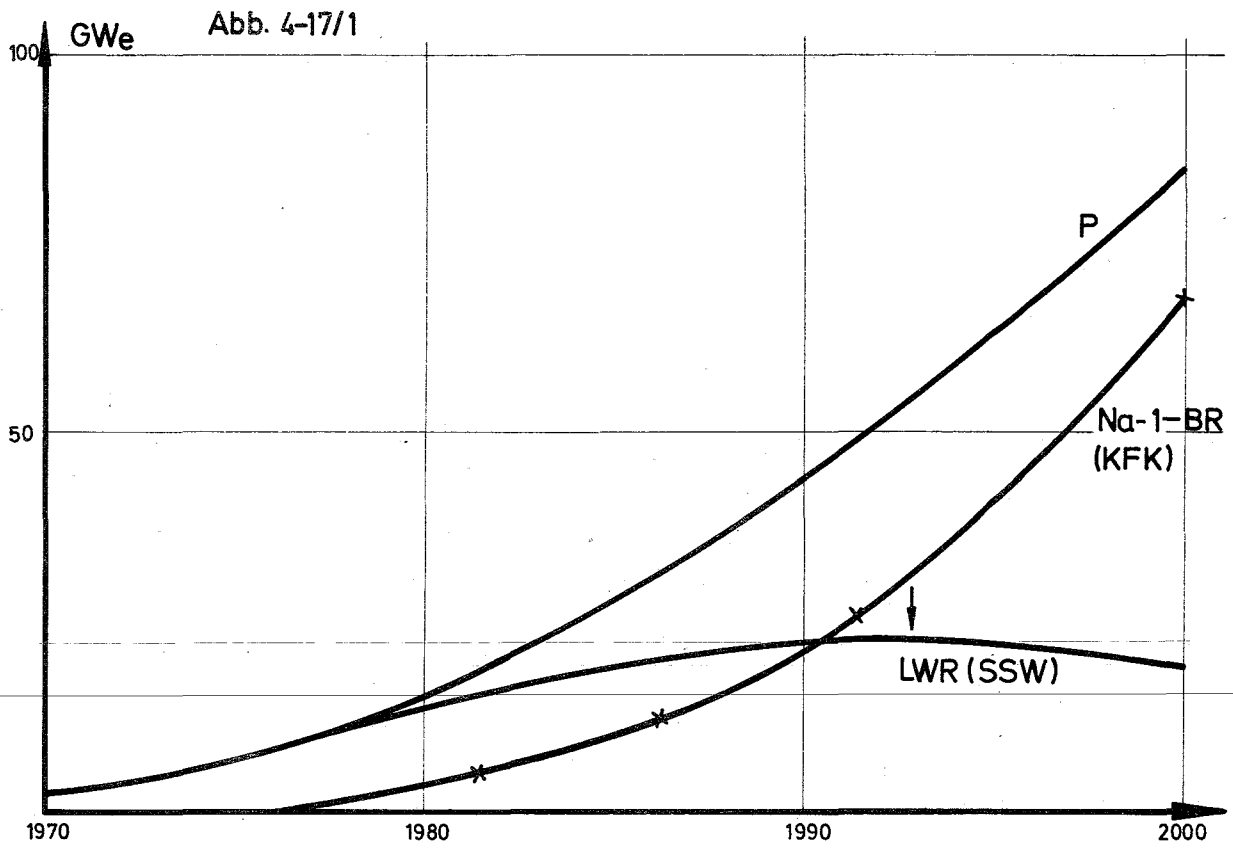
$$\begin{aligned} G_n &= G_o + G_t & g_n &= e_n G_n \\ & & \text{mit} & g_o &= e_o G_o & (4/a) \\ g_n &= g_o + g_t & g_t &= e_t G_t \end{aligned}$$

Durch Einsetzen der rechtsstehenden Beziehungen gewinnt man aus den linksstehenden nach Elimination von G_t :

$$G_n = y_o G_o \quad \text{mit} \quad y_o = \frac{e_o - e_t}{e_n - e_t} \quad (4/b)$$

Der Ausstoß an Abfalluran beträgt dann

$$G_t = (y_o - 1) G_o \quad (4/c)$$



Eine erste Möglichkeit, das mit $e_1 < e_0$ aus einem Reaktor kommende Uran zu verwerten, besteht, wie Abb.4-18 zeigt, in der Rückführung durch eine Trennanlage, um es wieder auf e_0 zu bringen. Die beiden Trennanlagen in Abb.4-18 können auch identisch sein. Anhand von (4/a bis 4/c) kann man aus Abb.4-18 - an den Punkten 1 und 2 unmittelbar ablesen, daß

$$D_T^n = y_0 D_B^u - y_1 D_W^u \quad \text{mit} \quad y_1 = \frac{e_1 - e_t}{e_n - e_t} \quad (4/d)$$

$$D_T^a = (y_0 - 1) D_B^u - (1 - y_1) D_W^u$$

Die zweite Möglichkeit besteht darin, von vornherein Uran höherer Anreicherung $e_3 > e_0$ zu erzeugen und dieses mit dem aus der Wiederaufarbeitung rücklaufenden $U(e_1)$ zu $U(e_0)$ zu verschneiden (blending). Im Mischungspunkt ergeben sich dann die Massenbilanzen für das Gesamturan

$$D_3^u = D_B^u - D_W^u \quad (4/e)$$

und für das Isotop 235 allein

$$e_3 D_3^u + e_1 D_W^u = e_0 D_B^u \quad (4/f)$$

Daraus folgt

$$e_3 = \frac{e_0 D_B^u - e_1 D_W^u}{D_B^u - D_W^u} \quad ; \quad y_3 = \frac{1}{D_3^u} (y_0 D_B^u - y_1 D_W^u) \quad (4/g)$$

Der Natururanbedarf D_T^n und der Ausstoß an Abfalluran D_T^a sind auch in diesem Fall durch (4d) gegeben. Kostenmäßig bringt das blending im allgemeinen einen Verlust gegenüber der Wiederanreicherung, wenn nicht Einsparungen bei Transport und Konversion den Ausschlag geben.

Abb.4-18 Wiederanreicherung des rücklaufenden Urans

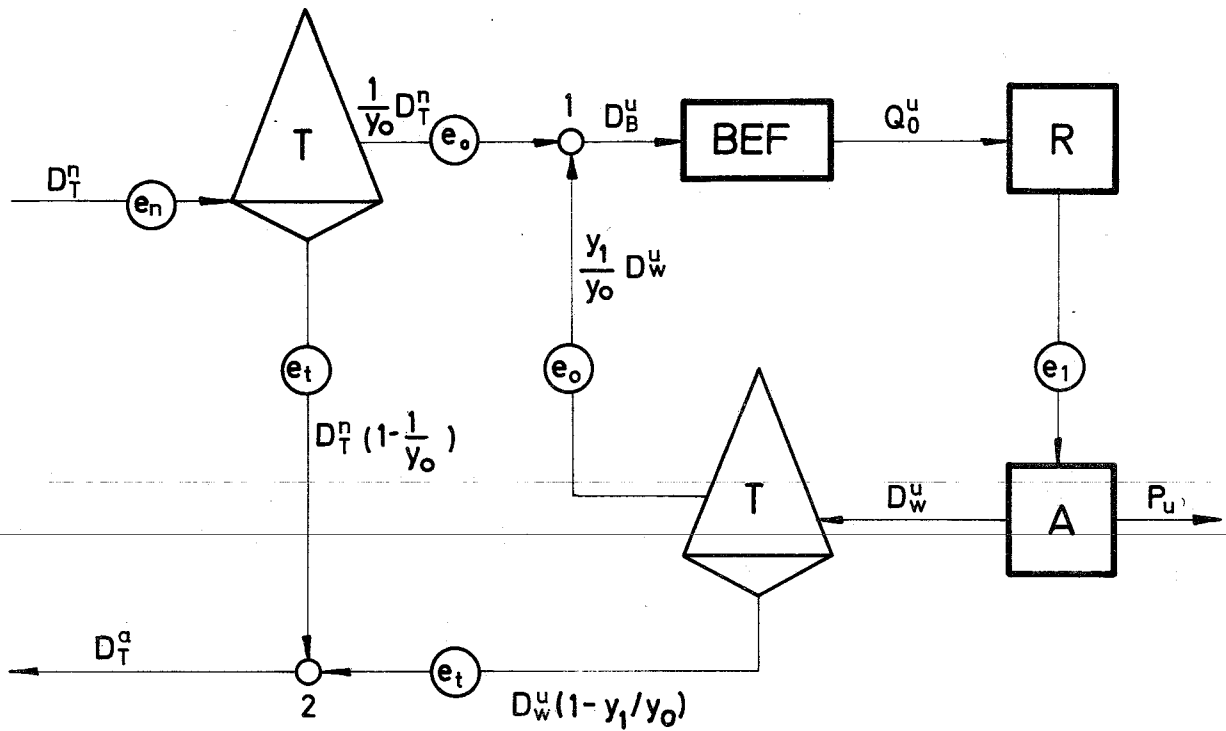
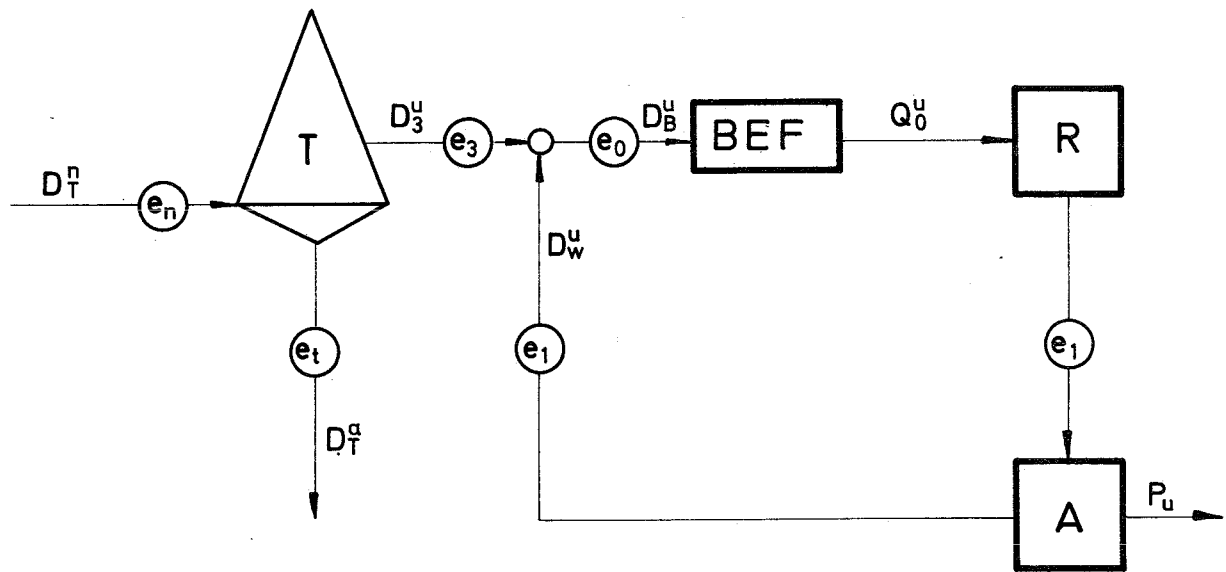


Abb. 4-19 Verschneiden (Blendung) des rücklaufenden Urans



Literatur

- [4/1] R.Gibrat: "The Essential Factors in a Balanced Nuclear Economy"
3. ICPUAE, P/99, Genf (1964)
- [4/2] H.Grümm: "Dynamik der Kernbrennstoffzyklen"
Nukleonik 7, 8.Heft (1965)
- "Wachstums-Gesetze von Brutreaktorsystemen"
Nukleonik (im Druck)
- [4/3] K.Way, E.P.Wigner: Phys.Rev.73, 1318 (1948)
-

Kapitel 5

Kostenberechnung bei Kernkraftwerken

(H.Grümm, P.Jansen, J.Seetzen, K.Krewer)

5.1 Einleitung

Die Kostenberechnung von Kernkraftwerken wird heute noch in sehr verschiedener Weise ausgeführt, was häufig zu Schwierigkeiten und Mißverständnissen bei Kostenvergleichen aus verschiedenen Quellen führt. Eine genaue Kostenermittlung für ein Kernkraftwerk kann man im Grunde genommen erst nach der Einlaufzeit einer bereits bestehenden Anlage vornehmen. Man ist jedoch gezwungen, für Vergleichszwecke die Kostenstruktur von Kernkraftwerken zu berechnen, auch wenn ihre Errichtung noch in weiterer Zukunft liegt oder überhaupt noch nicht in den Bereich der technischen Realisierbarkeit gerückt ist. Eine derartige Abschätzung der Kostenstruktur der Kernenergieerzeugung dient dabei in der Hauptsache dem Zweck, das finanzielle Potential verschiedener Kernkraftwerkstypen oder verschiedener Möglichkeiten ihres Einsatzes in einer Kernenergiewirtschaft abzuschätzen. Es ist wohl unvermeidlich, daß bei solchen Kostenberechnungen Vereinfachungen vorgenommen werden, die strengen Ansprüchen an eine kaufmännische Kalkulation nicht immer gerecht werden. Solange man jedoch die Vorausberechnung der Kosten mit genügender Vorsicht betrachtet und nur für Vergleiche benützt, dürfte sich das im folgenden ausgeführte Vorgehen rechtfertigen lassen, zumal besondere Mühe darauf verwandt wurde, alle wichtigen Kosteneinflüsse zu berücksichtigen und Kostenformeln zu erarbeiten, die für alle Reaktortypen gelten.

Das eigentliche Problem der Kostenberechnung von Kernkraftwerken besteht in der Brennstoffkostenberechnung, die im Vergleich zu den Kraftwerken mit fossilem Brennstoff neu und ungewöhnlich kompliziert ist. Im Kernbrennstoff wird einerseits ein beträchtliches Kapital gebunden und andererseits durchläuft der Kernbrennstoff eine Anzahl aufwendiger Veredelungsschritte, die in der Kostenanalyse berücksichtigt werden müssen. Schließlich besitzt der Kern-

brennstoff während seiner langen Einsatzzeit im Reaktor immer einen großen Wert, der sogar bei Brütern mit dem Abbrand ansteigen kann. Dieser Wert muß zins- und steuermäßig im Ansatz bleiben, was die Kostenformeln zum Teil recht undurchsichtig macht.

Im folgenden werden die spezifischen Energieerzeugungskosten von Kernkraftwerken getrennt nach Investitionskosten, Betriebskosten und Brennstoffkosten formelmäßig behandelt. Die gesamten Energieerzeugungskosten ergeben sich aus der Summe dieser drei Anteile.

5.2 Berechnung der spezifischen Investitionskosten

Die spezifischen, auf die kWh bezogenen Investitionskosten umfassen:

1. Laufende Zinsen, Steuern und Abschreibungen
2. Sach- und Haftpflichtversicherungen

Die Abschreibungen resultieren aus

- a) den direkten und indirekten Anlagekosten
- b) den Zinsen während der Bauzeit

Die direkten Anlagekosten laufen während der Zeit der Errichtung des Kernkraftwerkes auf. Sie umfassen alle Kosten für Lieferungen und Fremdleistungen vom Bauherrn aus gesehen. Im Prinzip ist für Vergleiche von Kernkraftwerken die Unterteilung der direkten Anlagekosten wenigstens in kerntechnischen, maschinentechnischen und bautechnischen Teil von Interesse, dies läßt sich jedoch mit einiger Genauigkeit nur an bereits gebauten oder im Detail projektierten Anlagen durchführen. Sofern derartige Zahlen bekannt geworden sind, finden sie sich in Kapitel 8. Für die Berechnung der Energieerzeugungskosten genügt dagegen die Kenntnis der Gesamtsumme für die direkten Anlagekosten.

Die indirekten Anlagekosten bestehen aus den bauherrenseitigen Aufwendungen für Grunderwerb, Erschließung, Projektierung, Inbetriebnahme sowie Unvorhergesehenes. Man kann für die indirekten Anlagekosten bei Vergleichsstudien nur verhältnismäßig überschlägige Annahmen machen, und zwar indem man entweder einen festen, vom Reaktortyp unabhängigen Sockelbetrag annimmt, oder aber einen bestimmten Prozentsatz von den direkten Anlagekosten in Ansatz

bringt. In dieser Studie ist durchgehend von der zweiten Möglichkeit Gebrauch gemacht worden, d.h. zu den direkten Anlagekosten sind 30 % für indirekte Anlagekosten zugeschlagen worden. In den ausführlichen Datentabellen in Kapitel 10 werden jedoch auch die direkten Anlagekosten getrennt angegeben, so daß auch ein anderes Vorgehen gewählt werden kann. Die indirekten Kosten werden teils vor der Kraftwerkerrichtung fällig (Projektierung, Grunderwerb, Erschließung), teils während der Bauzeit (Anlaufkosten, Unvorhergesehenes).

Die Zinsen während der Projektierungs- und Bauzeit für indirekte und direkte Anlagekosten richten sich streng genommen nach den fälligen Zahlungen. Aus der Analyse bereits ausgeführter Anlagen ergibt sich jedoch eine mittlere Verteilung der gesamten Anlagekosten über die Planungs- und Bauzeit, die es gestattet, die Anlagekosten einschließlich Bauzinsen verhältnismäßig einfach formelmäßig auszudrücken. In Abb.5-1 sind die mittleren Summenkurven für die gesamten Anlagekosten in Abhängigkeit von der Planungs- und Bauzeit wiedergegeben. Mit Hilfe der Barwertumrechnung, bezogen auf den Betriebsbeginn, gewinnt man aus diesen Kurven Barwertfaktoren für die gesamten Anlagekosten in Abhängigkeit von Planungs- und Bauzeit und Zinssatz. Diese Barwertfaktoren repräsentieren den Zuschlag für Bauzinsen. Die Funktionen sind in Abb.5-2 wiedergegeben. Da diese Funktionen praktisch linear verlaufen, kann man sie durch die folgende Funktion wiedergeben:

$$B = m \cdot T_B + n \quad (5/1)$$

$B(1)$ = Barwertfaktor

$T_B(a)$ = Planungs- und Bauzeit

Aus den Funktionen der Abb.5-2 bestimmt man die Faktoren m und n in Abhängigkeit vom Zinssatz R (%/a).

Tab.5-1

Zinssatz	m	n
4 %	0,0142	0,9834
5 %	0,0180	0,9784
6 %	0,0223	0,9713
7 %	0,0258	0,9681
8 %	0,0288	0,9671

Abb. 5-1 Mittlere Kostensummenkurven in Abhängigkeit von Planungs- und Bauzeit

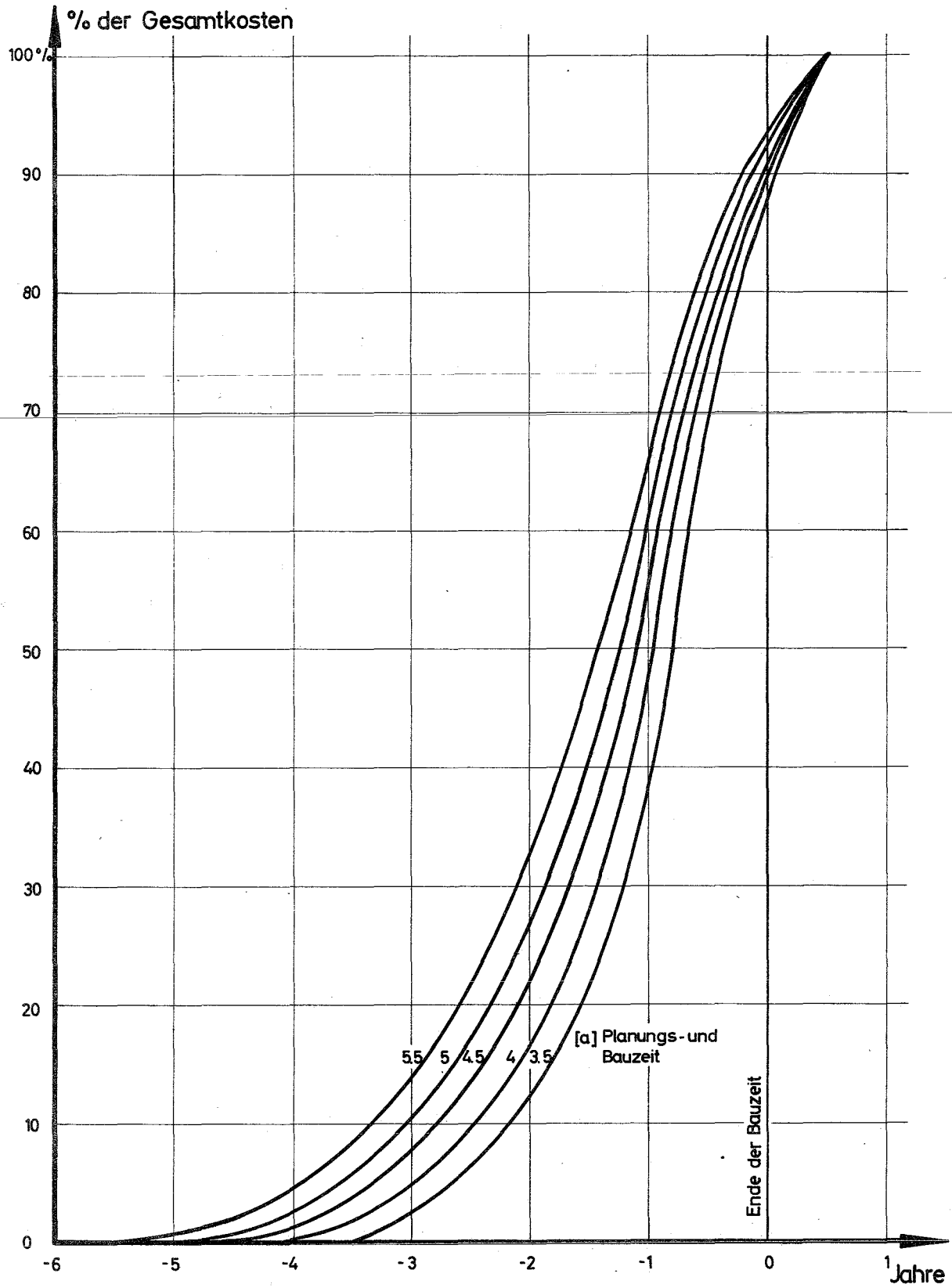
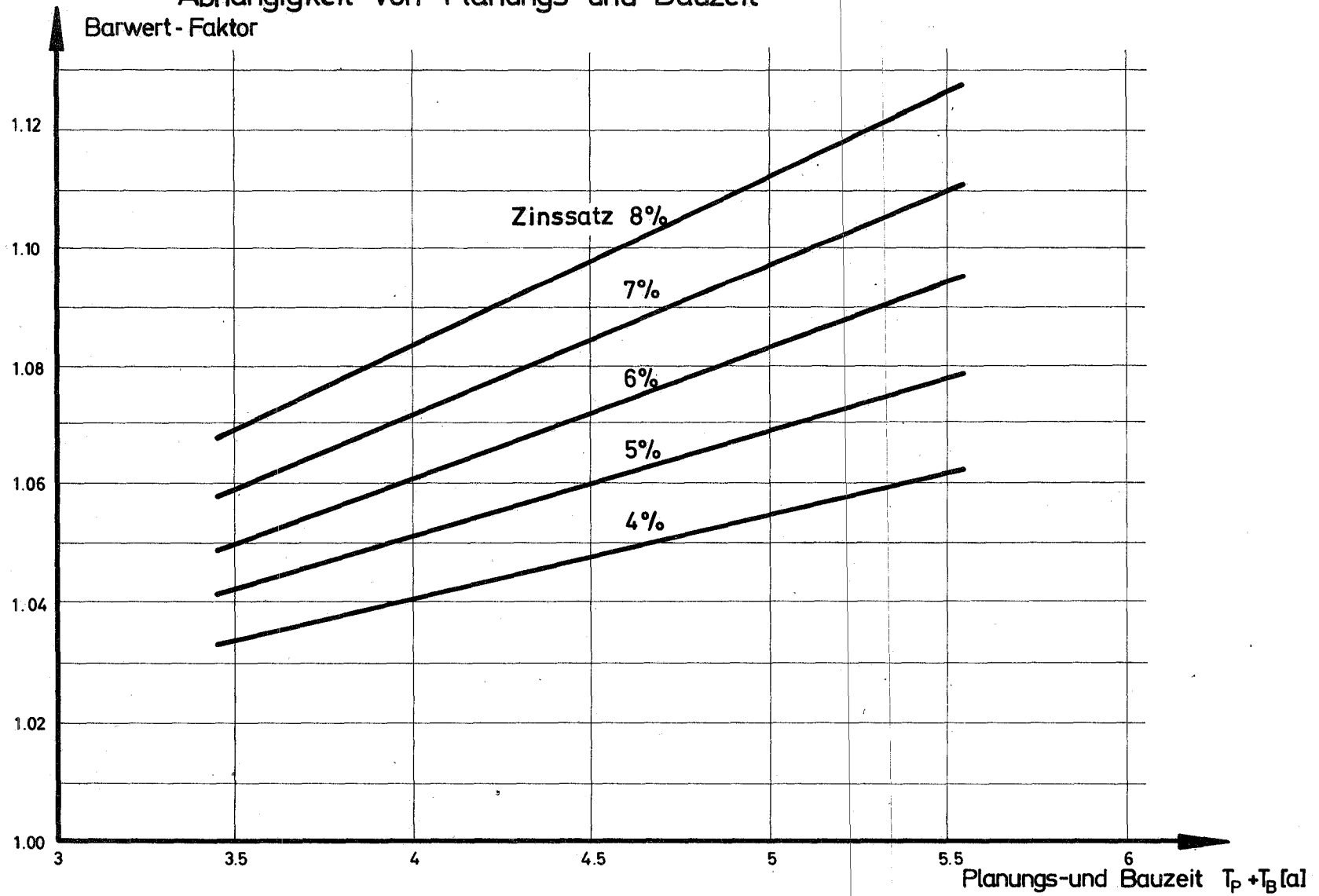


Abb. 5-2 Barwert-Faktoren für die Berücksichtigung der Bauzinsen in
Abhängigkeit von Planungs- und Bauzeit



Im Rahmen der hier möglichen Genauigkeit kann man aber auch vereinfacht schreiben:

$$B = 0,365 \cdot \frac{R}{100} \cdot T_B + 0,975 \quad (5/2)$$

Der Barwert der gesamten Anlagekosten bezogen auf den Betriebsbeginn ist dann

$$K_{\text{Anlage}}^* = B \cdot K_{\text{Anlage}} \quad (5/3)$$

$$K_{\text{Anlage}} \text{ (DM)} = \text{direkte} + \text{indirekte Anlagekosten}$$

Die laufenden Zinsen, Steuern und Abschreibungen sind der jährlich für die Anlageinvestition (Barwert der gesamten Anlagekosten) aufzubringende Kostenanteil, Annuität genannt. Dabei werden bekanntermaßen die Abschreibungsraten (Tilgungsraten) so gewählt, daß sie zusammen mit den Zinsen und Steuern für den noch nicht abgeschrieben Anlagewert einen jährlich konstanten Betrag ausmachen. Für ein beliebiges Jahr k gilt:

$$Z_k + S_k + T_k = \alpha \cdot K_{\text{Anlage}}^* \text{ (DM/a)} \quad (5/4)$$

Z_k (DM/a) Zinsen für den restlichen Anlagewert im Jahr k

S_k (DM/a) Steuern für den restlichen Anlagewert im Jahr k

T_k (DM/a) Tilgungsrate im Jahr k

Den Steuer- und Zinsanteil kann man zusammenfassen, da Steuern und Zinsen einen gleichbleibenden Prozentsatz des verbleibenden Anlagewertes ausmachen.

$$Z_k + S_k = i \cdot K_{\text{Anlage-k}}^* \quad (5/5)$$

$$\text{mit } K_{\text{Anlage-k}}^* = K_{\text{Anlage}}^* - \sum_1^k T_k$$

Für eine gegebene Abschreibungszeit L (die hier gleich der Anlagelebensdauer gesetzt wird, was natürlich kalkulatorisch nicht immer geschieht, aber zur Berechnung der effektiven Kosten sinnvoll ist) muß gelten:

$$\sum_{k=1}^{k=L} T_k = K_{\text{Anlage}}^* \quad (5/6)$$

Durch vollständige Induktion zeigt man leicht, daß

$$T_k = K_{\text{Anlage}}^* (\alpha - i)(1+i)^{k-1} \quad (5/7)$$

gilt. Daraus folgt mit $(1+i) = q$

$$\sum_{k=1}^{k=L} T_k = K_{\text{Anlage}}^* (\alpha - i) \cdot \frac{q^L - 1}{i}$$

und unter Benutzung von (5/6)

$$\alpha = \frac{i}{1 - q^{-L}} \quad (5/8)$$

der übliche Annuitätsfaktor, der hier ebenfalls unter Berücksichtigung des Steueranteils gilt. Ist R wie oben der Zinssatz und S der Steuersatz in Prozent, so ergibt sich als Annuität

$$A = K_{\text{Anlage}}^* \frac{\frac{R+S}{100}}{1 - q^{-L}} \quad (\text{DM/a}) \quad (5/9)$$

mit $q = (1 + \frac{R+S}{100})$

Im Steuersatz sind entsprechend den deutschen Gegebenheiten Körperschaftssteuer, Grundsteuer, Gewerbesteuer und Vermögenssteuer geeignet zusammengefasst [5/1]. Näherungsweise kann man dafür 2,7 % des verbleibenden Anlagewertes ansetzen.

Die Versicherungskosten können schließlich als gleichbleibende jährliche Zahlungen angesetzt werden, wenn man davon ausgeht, daß die Sachversicherung als Neuwertversicherung gilt. Der Anteil der Versicherungskosten ist

$$\left(\frac{V_S + V_H}{100} \right) \cdot K_{\text{Anlage}}^* \quad (\text{DM/a})$$

mit V_S (%/a) Sachversicherung
 V_H (%/a) Haftpflichtversicherung

Bei Reaktoren mit Schwerwasser-Inventar, das einen beträchtlichen, allerdings nicht abzuschreibenden Sachwert darstellt, kommen zu den Investitionskosten noch jährliche Zinsen, Steuern und Versicherungen des Schwerwassers hinzu:

$$K_D^* \cdot (R + S_D + V_S + V_H) \cdot \frac{1}{100} \quad (\text{DM/a})$$

mit K_D^* (DM) D_2O -Kosten
 S_D (%/a) Steuersatz auf den D_2O -Wert, der gegebenenfalls etwas vom übrigen Steuersatz abweicht (Fortfall der Grundsteuer)

Um die spezifischen Investitionskosten je kWh zu berechnen, setzen wir noch die spezifischen Anlagekosten zu

$$K_A = \frac{K_{\text{Anlage}}^*}{P_e} \quad (\text{DM/kWe}) \quad (5/10)$$

mit P_e (kWe) elektrische Nettoleistung des Kraftwerks
 und die spezifischen Schwerwasserkosten

$$K_D = \frac{K_D^*}{P_e} \quad (\text{DM/kWe}) \quad (5/11)$$

Damit erhält man schließlich als ausführliche Formel für die spezifischen Investitionskosten

$$k_I = \frac{1}{8760 \cdot \kappa} \left[K_A \cdot \left(\frac{R+S}{1 - \frac{R+S}{100}} - L + V_S + V_H \right) + K_D \cdot (R + S_D + V_S + V_H) \right] \quad (\text{DPf/kWh}) \quad (5/13)$$

mit κ (l) dem Lastfaktor und
 $8760 \cdot \kappa$ (h/a) den Jahresbenützungstunden.

5.3 Berechnung der spezifischen Betriebskosten

Die Betriebskosten eines Kernkraftwerkes umfassen

1. Personalkosten
2. Wartungskosten
3. Verbrauchsmaterial (ohne Brennstoff)
4. Gegebenenfalls Schwerwasserverluste

Für Vergleichszwecke kann man im Rahmen der hier angestrebten Genauigkeit davon ausgehen, daß die Betriebskosten für Kernkraft-

werke, abgesehen von Schwerwasserverlusten, keine typenbedingten Unterschiede aufweisen und auch nicht erheblich von der Kraftwerksgröße abhängen. Man erhält deswegen für die spezifischen Betriebskosten einfach

$$k_B = \frac{100}{8760 \cdot \kappa \cdot P_e} (K_P + K_V) \quad (\text{DPf/kWh}) \quad (5/14)$$

mit

K_P (DM/a)	Personalkosten
K_V (DM/a)	Wartungs-, Materialverbrauchs- und gegebenenfalls D_2O -Verlustkosten
P_e (kWe)	elektrische Nettoleistung des Kraftwerks
κ (l)	Lastfaktor

5.4 Berechnung der spezifischen Brennstoffkosten

Die spezifischen, auf die kWh bezogenen Brennstoffkosten von Kernkraftwerken umfassen

1. Kosten für den frisch eingesetzten, fertig fabrizierten Brennstoff
2. Erlöse aus dem verbleibenden Wert des wiederaufgearbeiteten, entnommenen Brennstoffes
3. Zinsen und Steuern während der Standzeit des Brennstoffes im Reaktor sowie während der Fabrikations- und Wiederaufarbeitungszeit
4. Abschreibungen des Wertverlustes während der Standzeit und für geringere Ausnutzung des Brennstoffes im ersten und letzten Core der Kraftwerkslebensdauer

Die Herleitung der Formeln zur Brennstoffkostenberechnung folgt im wesentlichen dem in [5/2] veröffentlichten Schema. Diese Brennstoffkostenberechnung ist gewissermaßen eine Erweiterung des von Vallance [5/3] veröffentlichten Verfahrens und eine Vereinfachung gegenüber der noch mehr ins Detail gehenden Untersuchung von Schmale et.al. [5/4].

Man geht bei den Herleitungen davon aus, daß jeder Reaktor mit Teilladungen (TL) beschickt wird, und daß bei jeder Beschickung eine andere, früher eingeladene Teilladung, entnommen wird. Dann kann

man zunächst die Kostenbetrachtungen an den Teilladungen vornehmen. Die quasikontinuierliche Beschickung von Natururan- oder Kugelhaufen-Reaktoren ist dann der Grenzfall mit einer sehr großen Anzahl von Teilladungen, die maximal die Anzahl der im Core befindlichen Brennelemente annehmen kann. Der andere Grenzfall ist die Beschickung mit ganzen Cores.

Die Kosten für den frischen, fertig fabrizierten Brennstoff setzen sich wie folgt zusammen: Rohstoffkosten, Konversionskosten, Fabrikationskosten und Transportkosten zum Kraftwerk. Das nähere zu diesen Kosten findet sich in aller Ausführlichkeit in Kapitel 7. Man fasst Rohstoff- und Konversionskosten einerseits, sowie Fabrikationskosten und Transportkosten andererseits zusammen und erhält

$$K_{OV} = \sum_s m^S K_{OV}^S + K_{FV} \quad (\text{DM/TL}) \quad (5/15)$$

mit

K_{OV} (DM/TL)	Kosten der Teilladung v
K_{OV}^S (DM/TL)	Kosten für Spalt- und Brutstoff der Teilladung v für den Stoff S
m^S (l)	Mehrbedarfsfaktor für Berücksichtigung von Fabrikationsverlusten des Stoffes S
K_{FV} (DM/TL)	Sonstige Materialkosten, Konversions- und Fabrikationskosten und Transportkosten für die Teilladung v

Die Erlöse für den verbleibenden Wert des entnommenen, wiederaufgearbeiteten Brennstoffes ergeben sich in ganz ähnlicher Weise. Hierin sind enthalten der Wert des abgebrannten Brennstoffes an Spalt- und Brutstoffen und gegebenenfalls an Nebenprodukten (Spaltprodukte, Transurane etc.). Davon sind abzuziehen die Kosten für Transport des abgebrannten Brennstoffes, für die chemische Wiederaufarbeitung und Rekonversion.

$$K_{1V} = \sum_s v^S \cdot K_{1V}^S - K_{wV} \quad (\text{DM/TL}) \quad (5/16)$$

mit

K_{1V} (DM/TL)	Erlös für die Teilladung v
K_{1V}^S (DM/TL)	Wert des Stoffes S in der abgebrannten Teilladung v

- v^S (1) Verlustfaktor für die Berücksichtigung von Aufarbeitungsverlusten des Stoffes S
- K_{wv} (DM/TL) Wiederaufarbeitungskosten einschließlich Transport und Rekonversion für die Teilladung v

Die Zins- und Steueranteile für den Brennstoff während der Fabrikation und Wiederaufarbeitung sowie die Steuern während der Standzeit ergeben sich auf folgende Weise: Normalerweise werden die Zahlungen für Beschaffung und Fabrikation des Brennstoffes nicht zu einem Zeitpunkt fällig. Das gleiche gilt für den Erlös aus dem entnommenen Brennstoff. Bei genauerer Kenntnis des Zahlungsplanes kann man etwa wie bei der Berechnung des Bauzinses Abschnitt 5.2 verfahren. Fehlt diese Detailkenntnis, wie hier, so wird man keinen großen Fehler begehen, wenn man annimmt, daß alle Zahlungen für den frischen Brennstoff zu Beginn der Fabrikation fällig sind und der Erlös für den entnommenen Brennstoff am Ende der Wiederaufarbeitung gezahlt wird.

Man bezieht die Zinsen und Steuern des frischen Brennstoffes auf den Einsatzpunkt und erhält unter Beachtung von Abb.5-3

$$K_{Ov}^* = K_{Ov} \cdot \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{\delta_F} \cdot \left(1 + \frac{S}{100} \left(\delta_F + \frac{1}{2}\delta_R\right)\right) \quad (\text{DM/TL}) \quad (5/17)$$

mit

δ_F (a) Fabrikationszeit

δ_R (a) Reaktorstandzeit

R (%/a) Zinssatz

S (%/a) Steuersatz

Dabei ist $K_{Ov} \cdot \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{\delta_F}$ einfach der Barwert des Brennstoffes zum Einsatzzeitpunkt unter der oben getroffenen Annahme. Da der Steuersatz vom noch vorhandenen Wert des Brennstoffes abhängt, kann man gemäß Abb.5-4 den Steuerfaktor $\left(1 + \frac{S}{100} \left(\delta_F + \frac{1}{2}\delta_R\right)\right)$ ansetzen.

In analoger Weise findet man den Rückerlös für den entnommenen Brennstoff auf den Entnahmezeitpunkt bezogen zu

$$K_{lv}^* = K_{lv} \cdot \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-\delta_w} \cdot \left(1 - \frac{S}{100} \left(\delta_w + \frac{1}{2}\delta_R\right)\right) \quad (\text{DM/TL}) \quad (5/18)$$

mit

δ_w (a) Wiederaufarbeitungszeit

Zur Berechnung der Zinsen und Abschreibungen des Wertverlustes ist es zweckmäßig, die gesamte Reaktorlebensdauer zu betrachten. Wir benutzen das Schema von Abb.5-5. Zum Zeitpunkt 0, dem Betriebsbeginn des Reaktors, werden als Erstcore Z Teilladungen eingesetzt, nach dem Zeitschritt τ_1 wird eine Teilladung entnommen und eine Teilladung nachgefüllt. Dies geschieht N-1 mal. Zum Zeitpunkt L, dem Betriebsende, werden Z Teilladungen entnommen.

Zur Vereinfachung des Rechenschemas müssen einige Annahmen gemacht werden:

1. Die Zeitschritte der Beladung sind über die Anlagenlebensdauer gleich. Lediglich der erste Zeitschritt ist um die Entladeverzögerung Δ beim Anfahren des Reaktors verlängert.
2. Alle Größen, die zur Kostenberechnung der Teilladungen und zur Berechnung der Stromerzeugungskosten aus den Teilladungen dienen, seien über die Anlagenlebensdauer konstant. Damit brauchen die einzelnen Teilladungen v nicht unterschieden zu werden.

Um die mittleren, spezifischen Brennstoffkosten zu bestimmen, wird der Barwert aller Brennstoffkosten, bezogen auf den Startzeitpunkt, gebildet. Aus dem Erstcore entstehen folgende Kosten

$$K_E^* = \rho \cdot Z \cdot K_{oE}^* \quad (\text{DM}) \quad (5/19)$$

mit

- $\rho(1)$ Reservefaktor zur Berücksichtigung der ständigen Brennstoffreserve
- $Z(1)$ Anzahl der Teilladungen
- $K_{oE}^*(\text{DM})$ Kosten der Erstcoreteilladung

Macht man die weitere Annahme, daß die Kosten der Erstcoreteilladung gleich den Kosten aller laufenden Teilladungen ist, so folgt

$$K_E^* = \rho \cdot Z \cdot K_o^* \quad (\text{DM}) \quad (5/20)$$

Diese Annahme ist von Fall zu Fall zu prüfen, da teilweise die Erstcoreanreicherungen merklich geringer sein können. Die gesamten laufenden Kosten für die N Teilladungen ergeben sich aus der Summe der Barwerte der Kostendifferenz $K_o^* - K_1^*$, da zu jedem Be-

Abb. 5-3 Zeitschema einer Teilladung

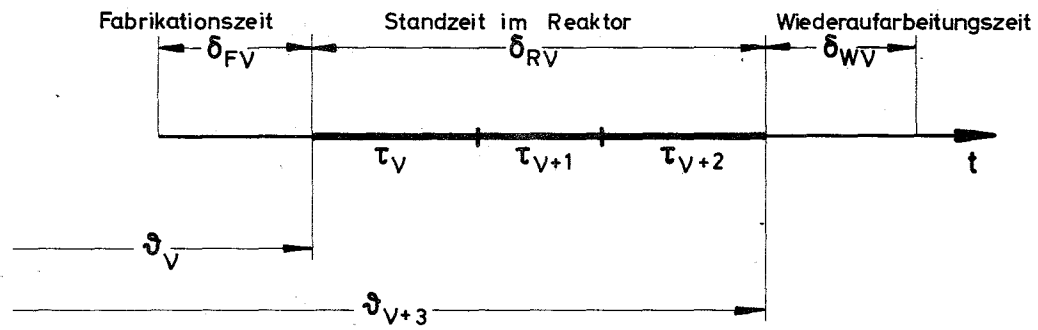


Abb. 5-4 Verlauf des Brennstoffwertes für die Berücksichtigung des Steueranteiles

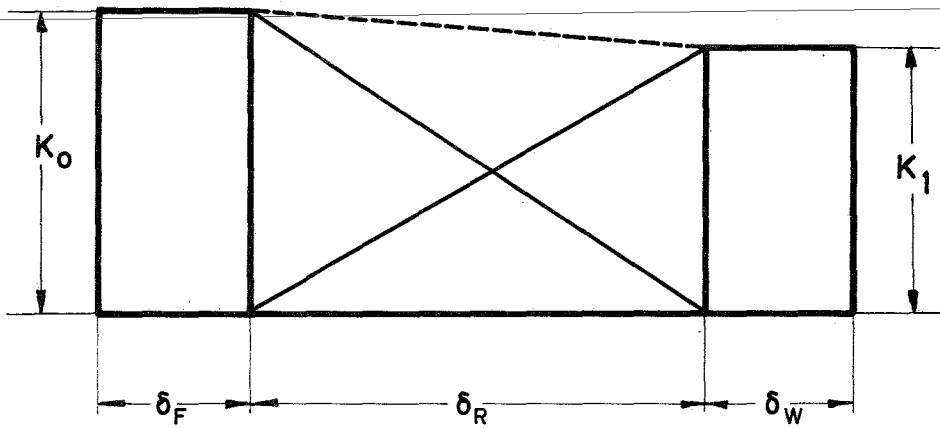
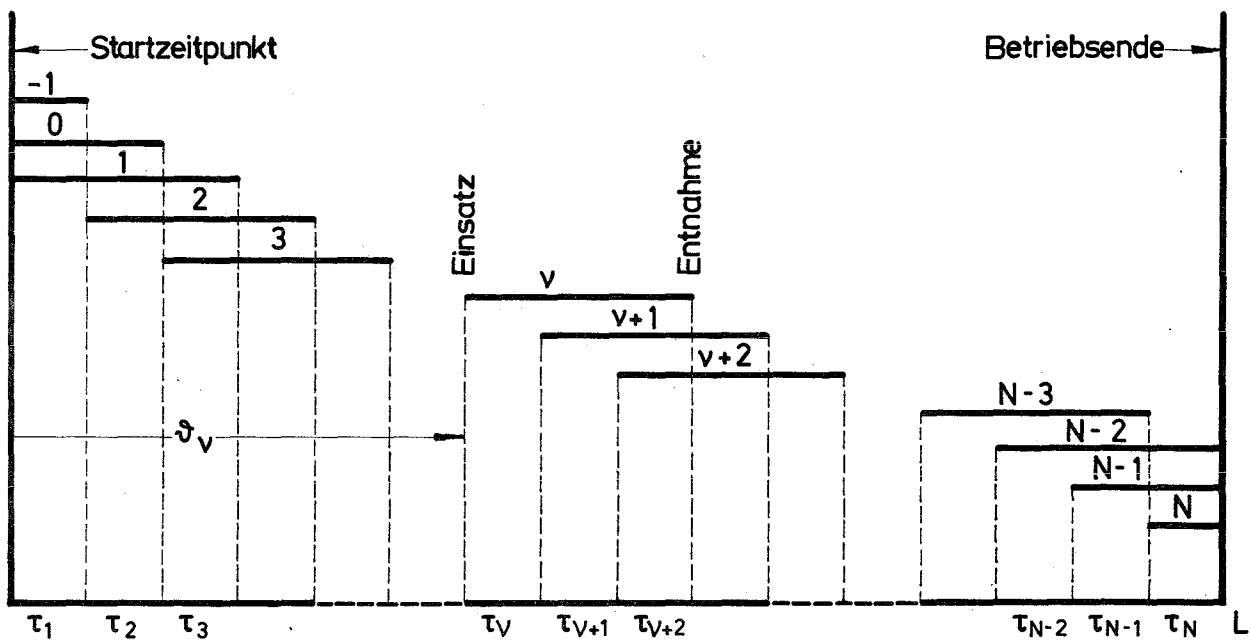


Abb. 5-5 Zeitschema der Teilladungen während der Kraftwerklebensdauer L für einen Reaktor mit drei Teilladungen



und Entladezeitpunkt je eine Teilladung entnommen und nachgefüllt wird. Dabei wird allerdings die weitere Annahme gemacht, daß der Erlös auch aus den ersten, nur teilweise abgebrannten Teilladungen gleich dem aller laufenden Teilladungen ist. Auch diese Annahme ist gegebenenfalls zu überprüfen. Man erhält dann

$$K_L^* = (K_0^* - K_1^*) \cdot \sum_{v=1}^{v=N-1} \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-\Delta - v\tau} \quad (\text{DM}) \quad (5/21)$$

Mit $N = L/\tau$, $\tau = \delta_R/Z$ und $(1 + \frac{R}{100}) = q$ folgt

$$K_L^* = (K_0^* - K_1^*) q^{-\Delta} \cdot \frac{q^{-\delta_R/Z} - q^{-L}}{1 - q^{-\delta_R/Z}} \quad (\text{DM}) \quad (5/22)$$

Für quasikontinuierliche Beschickung läßt sich (5/22) noch vereinfachen. Für diesen Fall wird δ_R/Z sehr klein und es gilt $q^{-\delta_R/Z} \approx 1 - \frac{\delta_R}{Z} \cdot \ln q$, so daß sich bei Vernachlässigung von $\frac{\delta_R}{Z} \cdot \ln q$ gegenüber 1 im Zähler

$$K_L^* = (K_0^* - K_1^*) \cdot q^{-\Delta} \cdot Z \cdot \frac{1 - q^{-L}}{\delta_R \cdot \ln q} \quad (\text{DM}) \quad (5/23)$$

ergibt. Der Erlös aus dem Letztcore auf den Startzeitpunkt bezogen ist

$$K_S^* = \sigma \cdot Z \cdot K_{1S}^* \cdot \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-L} \quad (\text{DM}) \quad (5/24)$$

mit

$\sigma(1)$ Faktor zur Berücksichtigung des Erlöses aus den Reserveelementen

K_{1S}^* (DM) Erlös für jede Letztcoreteilladung

Macht man wieder die Annahme, daß die Erlöse aus den Letztcoreteilladungen denen aus den laufenden Teilladungen gleich sind, was gegebenenfalls auch überprüft werden muß, so ist

$$K_S^* = \sigma \cdot Z \cdot K_1^* \cdot \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-L} \quad (\text{DM}) \quad (5/25)$$

Die gesamten Kosten für den Brennstoff über die Lebensdauer des

Kraftwerkes, barwertmäßig auf den Startzeitpunkt bezogen, sind dann mit (5/20, 5/22, 5/25)

$$\begin{aligned}
 K_{Br}^* &= K_E^* + K_L^* - K_S^* \quad (\text{DM}) \\
 &= Z \cdot \left[\rho \cdot K_O^* - \sigma \cdot K_1^* \cdot q^{-1} \right] + \\
 &\quad + (K_O^* - K_1^*) \cdot q^{-\Delta} \cdot \frac{q^{-\delta_R/Z} - q^{-L}}{1 - q} \quad (\text{DM}) \quad (5/26)
 \end{aligned}$$

Man bildet nun den Barwert des gesamten Erlöses aus den Brennstoffkosten über die Anlagenlebensdauer, bezogen auf den Startzeitpunkt. Während eines Zeitschrittes $\tau = \delta_R/Z$ erzeugt das Kraftwerk an elektrischer Arbeit

$$E_V = P_e \cdot 8760 \cdot \kappa \cdot \frac{\delta_R}{Z} \quad (\text{kWh}) \quad (5/27)$$

Nimmt man keine Verzinsung des Erlöses über den Zeitschritt τ an, so ist der Erlös aus den Brennstoffkosten während τ

$$\epsilon_V = k_{Br} \cdot E_V \quad (\text{DPf}) \quad (5/28)$$

mit

k_{Br} (DPf/kWh) den noch zu bestimmenden mittleren spezifischen Brennstoffkosten

Man erhält für den gesamten Erlös, barwertmäßig auf den Startzeitpunkt bezogen

$$\epsilon^* = k_{Br} \cdot E_V \cdot \sum_{v=1}^{v=N} q^{-\Delta - v\tau} \quad (\text{DPf}) \quad (5/29)$$

Daraus folgt

$$\epsilon^* = k_{Br} \cdot E_V \cdot q^{-\Delta} \cdot \frac{1 - q^{-L}}{q^{\tau} - 1} \quad (\text{DPf}) \quad (5/30)$$

und durch Reihenentwicklung von q^{τ} und $\ln q$ mit Abbrechen nach dem ersten Glied schließlich

$$\epsilon^* = k_{Br} \cdot E_V \cdot \frac{Z}{\delta_R} \cdot q^{-\Delta} \cdot \frac{1 - q^{-L}}{R/100} \quad (\text{DPf}) \quad (5/31)$$

Setzt man den Gesamterlös ϵ^* und die Gesamtkosten K_{Br}^* (5/26) gleich, so kann man die mittleren spezifischen Brennstoffkosten berechnen. Man erhält mit (5/26, 5/27 und 5/31) sowie der Umrechnung von DPf in DM

$$k_{Br} = \frac{R \cdot q^{+\Delta}}{P_e \cdot 8760 \cdot \kappa \cdot (1-q^{-L})} \cdot \left[Z(\rho \cdot K_o^* - \sigma \cdot K_1^* \cdot q^{-L}) + (K_o^* - K_1^*) \cdot q^{-\Delta} \cdot \frac{q^{-\delta_R/Z} - q^{-L}}{1-q^{-\delta_R/Z}} \right] (\text{DPf/kWh}) \quad (5/32)$$

Es ist oft gebräuchlicher, sämtliche Kosten auf ein kg Brennstoff zu beziehen. Jede Teilladung habe eine Masse von G_{TL} (kg), dann ist

$$k_i = \frac{K_i}{G_{TL}} \cdot (\text{DM/kg}) \quad (5/33)$$

Die elektrische Nettoleistung des Kraftwerkes kann man auch schreiben

$$P_e = \eta \cdot r \cdot Z \cdot G_{TL} \quad (\text{kWe}) \quad (5/34)$$

mit

- η (l) dem Anlagenwirkungsgrad
- r (kWth/kg) der spezifischen thermischen Leistung des Brennstoffs
- Z (l) Teilladungszahl
- G_{TL} (kg) Masse der Teilladung

Weiter gilt mit a (MWd/t), dem Abbrand,

$$r = \frac{a}{365 \cdot \kappa \cdot \delta_R} \quad (\text{kWth/kg}) \quad (5/35)$$

und man setzt

$$E_1 = 24 \cdot \eta \cdot a \quad (\text{kWh/kg}) \quad (5/36)$$

Mit (5/33 - 5/36) folgt aus (5/32), wenn man noch $\rho = \sigma$ und $q^{\Delta} = 1$ setzt:

$$k_{Br} = \frac{R \cdot \delta_R}{E_1 \left(1 - \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-L}\right)} \cdot \left[\rho \cdot \left[k_o^* - k_1^* \cdot \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-L} \right] + \frac{k_o^* - k_1^*}{Z} \cdot \frac{\left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-\delta_R/Z} - \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-L}}{1 - \left(1 + \frac{R}{100}\right)^{-\delta_R/Z}} \right] \quad (\text{DPf/kWh}) \quad (5/37)$$

Dies entspricht der Formel der spezifischen Brennstoffkosten des Berichtes KFK-366. Für quasikontinuierliche Beschickung gilt dann

$$k_{Br}^{kont} = \frac{R \cdot \delta_R}{E_1 (1 - q^{-L})} \cdot \left[\rho \cdot \left[k_o^* - k_1^* \cdot q^{-L} \right] + (k_o^* - k_1^*) \cdot \frac{1 - q^{-L}}{\delta_R \cdot \ln q} \right] \quad (\text{DPf/kWh}) \quad (5/38)$$

was durch Entwickeln von $\ln q$ (Fehler ca. 3%) übergeht in

$$k_{Br}^{kont} = \frac{R \cdot \delta_R}{E_1} \cdot \rho \cdot \frac{(k_o^* - k_1^*) \cdot q^{-L}}{(1 - q^{-L})} + \frac{(k_o^* - k_1^*) \cdot 100}{E_1} \quad (\text{DPf/kWh}) \quad (5/39)$$

Durch Erweitern der oberen Klammer des ersten Terms mit $\frac{+}{-} k_o^* \cdot q^{-L} \cdot R$ findet man schließlich den folgenden, besonders durchsichtigen Ausdruck

$$k_{Br}^{kont} = \frac{\delta_R \cdot \rho}{E_1} \cdot \left[k_o^* \cdot R + (k_o^* - k_1^*) \cdot q^{-L} \cdot \frac{R}{1 - q^{-L}} \right] + \frac{(k_o^* - k_1^*) \cdot 100}{E_1} \quad (\text{DPf/kWh}) \quad (5/40)$$

Dieser Ausdruck zerfällt klar in einen Fixkostenanteil der Brennstoffkosten, nämlich den ersten über δ_R λ -abhängigen Term und den zweiten variablen Kostenanteil der λ -unabhängig ist. Weiter erkennt man in der eckigen Klammer die dauernde Verzinsung des Inventars $k_o^* \cdot R$ sowie die Abschreibung des Barwertes des Wertverlustes zwischen Erst- und Letztcore über die Anlagenlebensdauer.

In ganz analoger Weise findet man auch eine vereinfachte Form von (5/37) zu

$$k_{Br} = \frac{\delta_R}{E_1} \cdot \left[\rho \cdot k_o^* \cdot R + (k_o^* - k_1^*) \cdot \frac{R}{1-q^{-L}} \left(\rho \cdot q^{-L} - \frac{1}{Z} \right) \right] + \frac{(k_o^* - k_1^*) \cdot 100}{E_1} \text{ (DPf/kWh)} \quad (5/41)$$

Dieser Ausdruck geht, wie man sofort sieht, für großes Z in den für kontinuierliche Beschickung über. Auch hier kann man jetzt klar zwischen fixen und variablen Kosten trennen. Der Ausdruck (5/41) dürfte jedoch im allgemeinen für genauere Vergleiche zu ungenau sein und nur für Überschlagsrechnungen genügen, da man bei der Entwicklung von $q^{-\delta_R/Z}$ bereits einen Fehler von $\approx 10\%$ macht bei $\frac{\delta_R}{Z} \approx 1$. Das heißt aber nichts anderes, als daß man bei Kernkraftwerken, die mit wenigen Teilladungen betrieben werden, vom Prinzip her nicht ohne merklichen Fehler fixe und variable Kosten trennen kann, oder anders ausgedrückt, daß für diesen Fall in den variablen Kosten stets ein Rest an fixen Kosten verbleibt, der von den Zinsen und Steuern für den Brennstoff während der Reaktorstandzeit herrührt.

Literatur

- [5/1] D.Smidt, A.Müller et.al., GfK Karlsruhe: "Referenzstudie für den Natrium-gekühlten Schnellen Brutreaktor (Na-1)" KFK-299 (Dez.1964)
- [5/2] H.Grümm: "Vereinfachtes Verfahren zur Berechnung des Brennstoffkostenanteils" Atomwirtschaft, Jahrgang XI, No.2 (Feb.1966)
- [5/3] J.M.Vallance: "Fuel Cycle Economics of Uranium Fuelled Thermal Reactors" 3. ICPUAE, P/247, Genf (1964)
- [5/4] H.Schmale et.al.: "Verfahren zur Berechnung der Brennstoffkreislaufkosten von Kernkraftwerken in Form eines festen und eines variablen Kostenanteils" Weltkrafttkonferenz, Bericht 128 Brennstoff-Wärme-Kraft 16, No.9 (Sept.1964)

- [5/5] J.Gaussens: "Calcul des Immobilisations Financières des Cycles de Combustible"
CEA-2325 (Nov.1963)
- [5/6] P.Dragonmis et.al.: "Estimating Nuclear Fuel-Cycle Costs"
Nucleonics 24, No.1 (Jan.1966)
-

Kapitel 6

Verwendetes Rechenprogramm

(P.Jansen, J.Seetzen)

6.1 Vorbemerkung

Für jeden Reaktortyp können Stoffumsatzfaktoren angegeben werden, dergestalt, daß das Inventar, der Verbrauch und der Durchsatz eines jeden einzelnen Isotops angegeben werden können. Es ergeben sich als

$$\text{Inventaraufbaufaktor } \mathfrak{I}_0^s = \frac{\rho \cdot m \cdot x_0^s}{\eta \cdot r} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe}} \right)$$

(bei Inbetriebnahme des Kraftwerkes)

$$\text{Inventarabbaufaktor } \mathfrak{I}_1^s = \frac{\rho \cdot v \cdot \gamma \cdot x_1^s}{\eta \cdot r} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe}} \right)$$

(bei Stilllegung des Kraftwerkes)

$$\text{Nachfüllfaktor } d_0^s = \frac{\kappa \cdot 365 \cdot m \cdot x_0^s}{\eta \cdot a} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe} \cdot a} \right)$$

(während des laufenden Betriebs)

$$\text{Entladefaktor } d_1^s = \frac{\kappa \cdot 365 \cdot v \cdot \gamma \cdot x_1^s}{\eta \cdot a} \quad \left(\frac{t}{\text{GWe} \cdot a} \right)$$

(während des laufenden Betriebs)

wobei

- ρ = Mehrbedarfsfaktor für Reserveelemente
- m = Mehrbedarfsfaktor für Fabrikationsverluste
- v = Verlustfaktor bei Wiederaufarbeitung
- γ = Brennstoffmassenverhältnis beim Einladen/Ausladen
- κ = Lastfaktor
- η = Wirkungsgrad
- r = Brennstoffbelastung $\left(\frac{\text{MW}}{\text{kg}_{\text{Br}}} \right)$
(bezogen auf den gesamten Brennstoffeinsatz)
- a = mittlerer Abbrand $\left(\frac{\text{MW d}}{\text{kg}_{\text{Br}}} \right)$
(bezogen auf den gesamten Brennstoffeinsatz)
- $x_{0,1}^s$ = Isotopenanteil des Isotops s am gesamten Brennstoff (%)
(0 beim Beladen, 1 beim Entladen)

Unter Zugrundelegung einer Bedarfskurve für die zu installierenden GWe, abhängig von der Zeit (siehe Kapitel 9), lassen sich in einem Programm die obigen Faktoren zu Massenbilanzen für die einzelnen Stoffe zusammenfügen. Wie dies programmtechnisch geschieht, ist im Folgenden beschrieben. In bezug auf die ebenfalls mit zu berechnenden Kostenbilanzen wird auf Kapitel 5 verwiesen.

6.2 Allgemeiner Aufbau

Phase 1

Für jeden Reaktortyp sind in diesem Zusammenhang folgende Daten kennzeichnend:

Elektrische Nettoleistung

Inventar und Verbrauch aller wichtigen Isotope

Kostenstruktur

Spezifische Brennstoffzykluseigenschaften

Die zur Berechnung dieser Daten und zur Weiterverarbeitung notwendigen Detaildaten, zusammen mit allen für die Reaktoren gegebenen externen Daten, werden in einer ersten Phase eingegeben und in bezug auf formale Richtigkeit getestet. Eine genaue Beschreibung dieser Eingabe folgt in 6.6.

In derselben Phase werden dann die Stofffaktoren berechnet (siehe 6.3). Es schließt sich die Berechnung der spezifischen Brennstoffzykluskosten mit allen Details an (siehe 6.4). Diese Berechnungen werden zunächst für alle eingegebenen Reaktortypen durchgeführt und die Ergebnisse gespeichert.

Phase 2

In einer zweiten Phase (siehe 6.5) können für beliebige Bedarfskurven Eintypenstrategien (d.h. jeweils ein Reaktortyp deckt den gesamten Energiebedarf) und Zweitypenstrategien (d.h. der Reaktortyp mit Plutoniuminventar wird nur nach Maßgabe des vorhandenen Plutoniums zugebaut, den Rest des Bedarfes deckt ein anderer Typ) gerechnet werden.

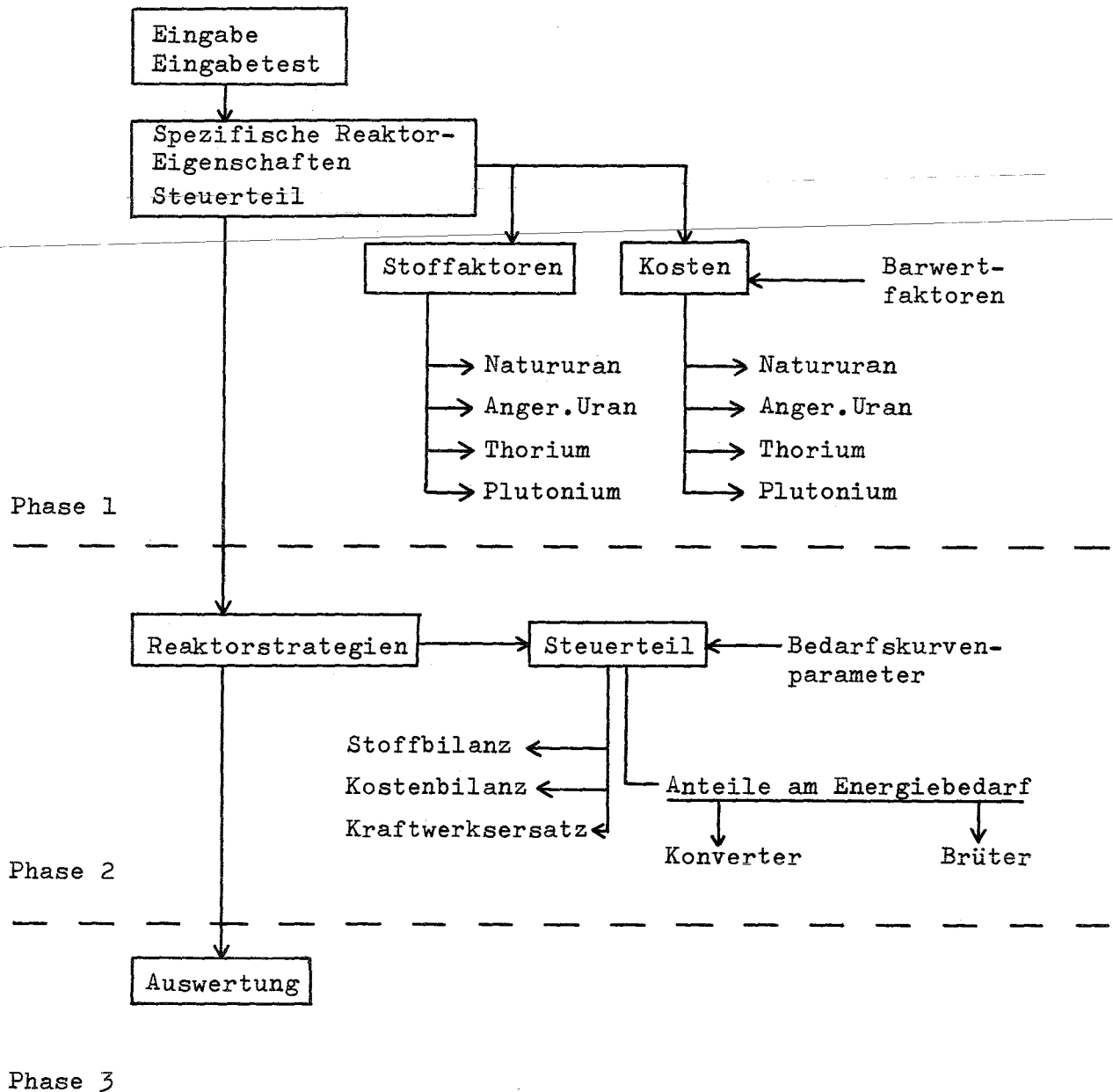
Phase 3

In der Phase 3 werden gegebenenfalls mehrere Eintypenergebnisse zu sogenannten ungebundenen Mehrtypenstrategien zusammengesetzt. Die gesamten Rechnungen können für alle Kombinationen der eingegebenen Lastfaktoren und Preiskombinationen durchgeführt werden.

Abb.6-1

Flußdiagramm des verwendeten Rechenprogrammes

Gesamtstruktur



6.3 Stofffaktoren

Mit Hilfe der Eingabebeschriftung in 6.6, in der die Bedeutung der Größen ausgewiesen ist, dürfte die hier folgende FORTRAN-ähnliche Beschreibung des Unterprogrammes für die Berechnung der Stoffumsatzfaktoren verständlich werden.

Von diesem Unterprogramm werden neben ausreichenden Erläuterungen im ausführlichen Fall ausgedruckt:

die wichtigsten Eingabedaten
 der Beladefaktor (t/GW.a), Inventaraufbaufaktor (t/a)
 der Entladefaktor (t/GW.a), Inventar-Abbaufaktor (t/a)

gegebenenfalls jeweils für alle Stoffe:

Plutonium, Uran-235, angereichertes Uran
 Natururan (die Diffusionsanlage wird mit einbezogen)
 Abgereichertes Uran
 Waste-Menge (bei Reaktoren ohne Wiederaufarbeitung oder
 Endanreicherung unter der Tailanreicherung)
 Thorium-232 und u.U. auch Uran-233.

Ferner werden die Anfangs- und Endanreicherung sowie die mittlere Anreicherung nach maximalem Abbrand (beim Abschalten des Reaktors) angegeben, und die entsprechenden Faktoren y_0 , y_1 und y_2 , die die Umrechnungen der Stofffaktoren von angereichertem Uran auf die Stofffaktoren von Natur- und Abfalluran ermöglichen.

Der ausführliche Ausdruck beansprucht eine Druckseite pro Reaktor und pro Lastfaktor und Preiskombination. Der verkürzte Ausdruck listet lediglich zusammen mit allen anderen Reaktoren den effektiven Plutoniumausstoß und das Plutoniuminventar, den Natururanverbrauch und das Natururaninventar. Dieser Ausdruck beansprucht für alle Reaktoren zusammen pro Lastfaktor und Preiskombination eine halbe Druckseite, einschließlich dem verkürzten Kostenausdruck.

Stofffaktoren

(Erläuterungen der Symbole von Eingabedaten siehe 6.6)

Beladefaktor - Hilfsgröße AH = $CAP \cdot 3.65 \cdot V1 / (WIRK \cdot ABBR)$

Inventaraufbaufakt. " BH = $RHO \cdot 0.01 \cdot V1 / (WIRK \cdot RAT)$

Entladefaktor " CH = $CAP \cdot GAM \cdot 3.65 \cdot U2 / (WIRK \cdot ABBR)$

Inventarabbaufakt. " DH = $RHO \cdot 0.01 \cdot V2 / (WIRK \cdot RAT)$

Plutonium APU = AH * X9A
 BPU = BH * X9A
 CPU = CH * X9E
 DPU = DH*(X9E*GAM+(X9A-X9E*GAM)*(Z-1.)/(2.*Z))

Brüter:

Abgereichertes Uran AAB = AH * X8A
 BAB = BH * X8A
 CAB = CH * X8E
 DAB = DH*(X8E*GAM+(X8A-X8E*GAM)*(Z-1.)/(2.*Z))

Natururan-Reaktor:

Hilfsgrößen XH5 = X5E*GAM+(X5A-X5E*GAM)*(Z-1.)/(2.*Z)
 XH8 = X8E*GAM+(X8A-X8E*GAM)*(Z-1.)/(2.*Z)

Anreicherung E1 = X5E/(X5E+X8E)*100.
 E2 = XH5/(XH5+XH8)*100.
 Y0 = 1.
 Y1 = (E1-ET)/(EN-ET)
 Y2 = (E2-ET)/(EN-ET)

Wenn $E1 \leq ET \rightarrow$ Waste

Wiederaufarbeitung:

Natururan AN = AH*(X5A+X8A)
 BN = BH*(X5A+X8A)
 CN = CH*(X5E+X8E)*Y1
 DN = DH*(XH5+XH8)*Y2

Abgereichertes Uran AAB = 0.
 BAB = 0.
 CAB = CH*(X5E+X8E)*(1.-Y1)
 DAB = DH*(XH5+XH8)*(1.-Y2)

Waste

Natururan AN = AH*(X5A+X8A)
 BN = BH*(X5A+X8A)
 CN = 0.
 DN = 0.

Abgereichertes Uran AAB = 0.
 BAB = 0.
 CAB = CH*(X5E+X8E)*Y1
 DAB = DH*(XH5+XH8)*Y2

Reaktor mit angereichertem Uran:

Hilfsgrößen $XH5 = X5E \cdot GAM + (X5A - X5E \cdot GAM) \cdot (Z-1.) / (2. \cdot Z)$
 $XH8 = X8E \cdot GAM + (X8A - X8E \cdot GAM) \cdot (Z-1.) / (2. \cdot Z)$

Anreicherung $EO = X5A / (X5A + X8A) \cdot 100.$
 $E1 = X5E / (X5E + X8E) \cdot 100.$
 $E2 = XH5 / (XH5 + XH8) \cdot 100.$
 $YO = (EO - ET) / (EN - ET)$
 $Y1 = (E1 - ET) / (EN - ET)$
 $Y2 = (E2 - ET) / (EN - ET)$

Wenn $E1 \leq ET \rightarrow$ Waste

Wiederaufarbeitung:

Natururan $AN = AH \cdot (X5A + X8A) \cdot YO$
 $BN = BH \cdot (X5A + X8A) \cdot YO$
 $CN = CH \cdot (X5E + X8E) \cdot Y1$
 $DN = DH \cdot (XH5 + XH8) \cdot Y2$

Abgereichertes Uran $AAB = AH \cdot (X5A + X8A) \cdot (1. - YO)$
 $BAB = BH \cdot (X5A + X8A) \cdot (1. - YO)$
 $CAB = CH \cdot (X5E + X8E) \cdot (1. - YO) \cdot Y1 / YO$
 $DAB = DH \cdot (XH5 + XH8) \cdot (1. - YO) \cdot Y2 / YO$

U-235 $AU = AH \cdot X5A$
 $BU = BH \cdot X5A$
 $CU = CH \cdot X5E$
 $DU = DH \cdot XH5$

Brennstoff $AAN = AH \cdot (X5A + X8A)$
 $BAN = BH \cdot (X5A + X8A)$
 $CAN = CH \cdot (X5E + X8E) \cdot Y1 / YO$
 $DAN = DH \cdot (XH5 + XH8) \cdot Y1 / YO$

Waste:

Natururan $AN = AH \cdot (X5A + X8A) \cdot YO$
 $BN = BH \cdot (X5A + X8A) \cdot YO$
 $CN = 0.$
 $DN = 0.$

Abgereichertes Uran $AAB = AH \cdot (X5A + X8A) \cdot (1. - YO)$
 $BAB = BH \cdot (X5A + X8A) \cdot (1. - YO)$
 $CAB = 0.$
 $DAB = 0.$

U-235 AU = AH*X5A
 BU = BH*X5A
 CU = 0.
 DU = 0.

Brennstoff AAN = AH*(X5A+X8A)
 BAN = BH*(X5A+X8A)
 CAN = 0.
 DAN = 0.

Abfalluran AENT = 0.
 BENT = 0.
 CENT = CH*(X5E+X8E)
 DENT = DH*(XH5+XH8)

6.4 Kostenberechnung

Unter besonderem Hinweis auf Kapitel 5 und die Detailangaben in der Eingabebeschriftung 6.6 wird im Folgenden eine FORTRAN-ähnliche Beschreibung dieses Programmteils gebracht.

Um Wiederholungen zu vermeiden, soll hier nur die Ausgabe erläutert werden. Der ausführliche Ausdruck enthält die wichtigsten Eingabedaten mit folgenden Erläuterungen:

Annuität (%/a), spez.jährliche Energieerzeugung ($\frac{\text{kW}\cdot\text{a}}{\text{kg}}$)

Standzeit (a), Barwert der Anlage (DM)

Spez.Anlagekosten, Betriebskosten und Brennstoffzykluskosten (DPf/kWh) sowie Gesamtkosten (DPf/kWh)

Spez.Erstcore- und laufende Brennstoffkosten (DPf/kWh)

Spez.Plutoniumbelastung (DPf/kWh)

Steueranteil der spez.Brennstoffzykluskosten (DPf/kWh)

Des weiteren werden die Hilfsgrößen

$$k_o = \frac{1}{100} \sum_s m^s x_o^s K_o^s$$

$$k_1 = \frac{1}{100} \sum_s v_1^s x_1^s K_1^s$$

sowie k_o^* und k_1^* nach Kapitel 5 ausgedruckt. Der Ausdruck beansprucht pro Reaktor und pro Lastfaktor und Preiskombination eine Druckseite.

Der verkürzte Ausdruck listet lediglich zusammen mit allen anderen Reaktordaten die spezifischen Brennstoffzykluskosten, Anlagekosten und Gesamtkosten. Er beansprucht für alle Reaktoren zusammen pro Lastfaktor und Preiskombination eine halbe Seite, einschließlich dem verkürzten Stofffaktorenausdruck.

Kostenprogramm

(Erläuterung der Symbole von Eingabedaten siehe 6.6)

Annuität	ANNU = $P28 + P29 + (P30 + RD)/(1. - (1. + 0.01*(RD + P30))^{ANL})$
Barwert	BW = $1000.*PE*(AKD+AKI)*BWF(RD,BAU)$
Spez. Energie	EANN = $24.*1000.*ABBR*WIRK$
Spez. Betriebskost.	BKPF = $(C27 + C31)/(8760.*100.*1000.*PE*CAP)$
Standzeit	DR = $ABBR/(365.*RAT*CAP)$
Spez. Anlagekost.	AKPF = $BW*ANNU/(8760.*1000.*PE*CAP) + CD_2O*(RD + P30 + P29 + P28)/(8760.*CAP)$

Brüter:

Abfalluran	U1 = UABPR
Fabrikation	U2 = CF
Wiederauf- arbeitung	U3 = CTR + CA
Abfalluran	U4 = UABPR

Natururanreaktoren:

Uran	U1 = $4.*(2.6*UPR + CC)$
Fabrikation	U2 = CF
Abfalluran	U4 = UABPR
bei Wieder- aufarbeit.	U3 = CTR + CA + CRU + CRPU

Reaktoren mit angereichertem Uran:

Fabrikation	U2 = CF
bei Wieder- aufarbeit.	U3 = CTR + CA + CRU + CRPU
Anfangsan- reicherung	EO = $X5A/(X5A + X8A)*100.$
Endanreich.	E1 = $X5E/(X5E + X8E)*100.$
Hilfsgrößen	$PH_i = (2i-1) \log(i/(1-i))$
Anger. Uran	U1 = $(EO-ET)/(EN-ET)*4.*(2.6*UPR+CC) + 4.*CT*(PH_{EO/100} - (EO-ET)/(EN-ET)*PH_{EN/100} + (EO-EN)/(EN-ET)*PH_{ET/100})$
Abger. Uran	U4 wie U1 mit EO \rightarrow E1

Gemeinsamer Teil:

$$\begin{aligned} KO &= V1*(0.01*X9A*1000.*PUPR+0.01*(X5A+X8A)*U1)+U2 \\ K1 &= V2*GAM(0.01*X9E*1000.*PUPR+0.01*(X5E+X8E)*U4)-U3 \\ KOPU &= V1*0.01*X9A*1000.*PUPR \\ K1PU &= V2*GAM*0.01*X9E*1000.*PUPR \end{aligned}$$

Für jedes Paar KO, K1:

$$\begin{aligned} KO^* &= (1.+0.01*P30*(VZ1+0.5*DR))*(1.+0.01*RD)**VZ1*KO \\ K1^* &= (1.-0.01*P30*(VZ3+0.5*DR))*(1.+0.01*RD)**(-VZ3)*K1 \\ KO^*S &= 0.01*P30*(VZ1+0.5*DR)*(1.+0.01*RD)**VZ1*KO \\ K1^*S &= -0.01*P30*(VZ3+0.5*DR)*(1.+0.01*RD)**(-VZ3)*K1 \end{aligned}$$

Ferner:

$$\begin{aligned} \text{FAKTOR} &= RD*DR/Z*1./(\text{EANN}(1.-(1.+0.01*RD)**(-ANL))) \\ \text{FKT} &= ((1.+0.01*RD)**(-VZ2)-(1.+0.01*RD)**(-ANL))/(1.- \\ &\quad -(1.+0.01*RD)**(-DR/Z)) \end{aligned}$$

Für jedes Paar KO*, K1*:

$$\begin{aligned} \text{TERM 1} &= \text{FAKTOR} * Z * \text{RHO} * (KO^*-K1^*(1.+0.01*RD)**(-ANL)) \\ \text{TERM 2} &= \text{FAKTOR} * \text{FKT} * (KO^* - K1^*) \end{aligned}$$

$$\text{Erstcoreanteil ERST} = \text{TERM 1} * (Z - 1.)/Z$$

$$\text{Laufende Kosten LAUF} = \text{TERM 2} + \text{TERM 1} / Z$$

Es ergeben sich also Erstcoreanteil und laufender Anteil der Brennstoffkosten sowie deren Summe (BRKPF) mit extra ausgewiesenen Steueranteilen sowie die Plutonium-Bilanz.

$$\text{GESKPF} = \text{Gesamte spez. Stromerzeugungskosten} = \text{BKPF} + \text{AKPF} + \text{BRKPF}$$

6.5 Das Strategienprogramm

Dieses Programm wurde auf numerische Berechnung maschinengerecht abgestellt, d.h. es wurde von analytischen Formeln des Kraftwerkszuwachses abgesehen und von vornherein der diskontinuierliche Zuwachs von Kraftwerken (Stufenfunktion) betrachtet. Dies hat obendrein den Vorteil besserer Angleichsmöglichkeiten an gegebene Probleme, die der Wirklichkeit eher entsprechen dürften.

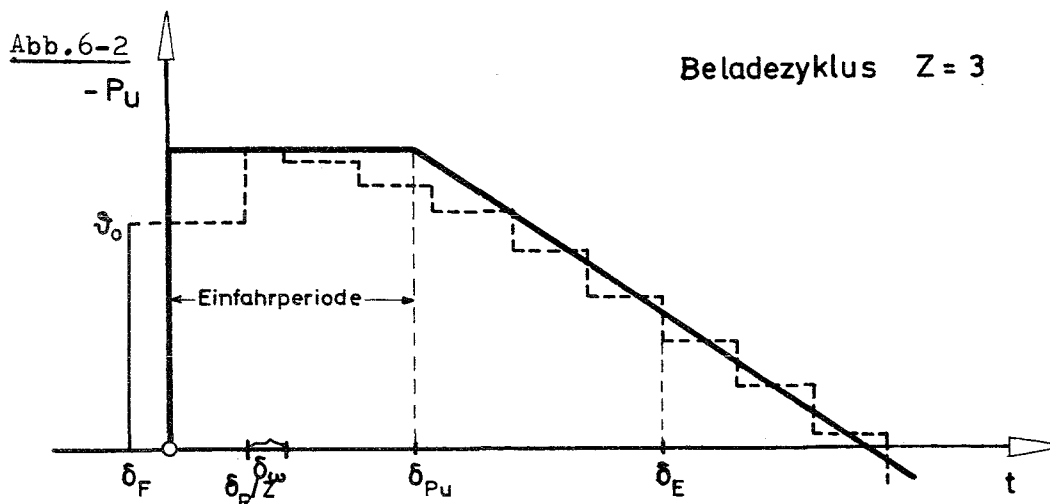
6.5.1 Allgemeines

Dieser Programmteil setzt die Vorgabe einer Bedarfskurve voraus. Diese wird punktweise eingegeben, zwischen den Punkten wird linear interpoliert. Sodann werden die Zeiten errechnet und gespeichert, zu denen jeweils 1 GWe neu installiert werden muß. Die Beschränkung auf 1 GWe-Schritte läßt trotzdem die Annahme von Reaktoren mit anderer Leistung zu, da alle Größen, Kosten und Stofffaktoren, von der tatsächlichen Leistung ausgehend, auf 1 GWe (bzw. 1 kWe) bezogen sind.

6.5.2 Stufenmodell

Es wird bereits deutlich, daß stufenweise, so wie die Bedarfskurve es vorschreibt, Reaktoren gebaut werden. Dabei wird, sofern man jetzt als Beispiel eine Zweitypenstrategie betrachtet, jedesmal abgefragt, ob das Plutonium ausreicht, einen Brüter zu bauen ("Brüter" steht im folgenden für Reaktoren, die Pu-Inventar besitzen) oder ob ein Konverter gebaut werden muß ("Konverter" steht für jeden beliebigen sonstigen Typ). Dabei werden die Inventare auf die Massenbilanzen verrechnet, die gleichzeitig diskontinuierlich mit errechnet werden.

Es werden nun zwei Arten von Verzögerungszeiten eingeführt, die Plutonium-Anlaufverzögerung und die Anlaufverzögerung für sonstige Stoffe. Da die Plutonium-Anlaufverzögerung entsprechend dem Core-Blanket-Management für jeden Reaktor spezifisch und für eine Zweitypenstrategie wichtig ist, wird sie von außen eingegeben. Sie wird entsprechend den Reaktoreigenschaften nach folgendem Schema (Abb.6-2) bestimmt:



Um die Fabrikationszeit δ_F vor die Inbetriebnahme des Reaktors verschoben, wird das Inventar \mathfrak{I}_0 benötigt. Da die erste, ohnehin noch geringe Plutoniummenge erst nach $\frac{1}{Z} \cdot$ Standzeit + Wiederaufarbeitungszeit anfällt, benötigt man zu δ_R/Z (eigentlich nach $\delta_R/Z - \delta_F$) noch die Plutoniummenge $\frac{1}{Z} \mathfrak{I}_0$. Es möge erst z.B. ab δ_E der Plutonium-Ausstoß seine Gleichgewichtsgröße erreicht haben, dann wird die Plutonium-Anlaufverzögerung δ_{Pu} wie die dick gezeichnete Kurve im Modell angibt, bestimmt. Im Strategieprogramm wird zu jedem Zeitpunkt eines Brüterzubaues $T = T_0 + \delta_{Pu}$ gespeichert und von dort ab der Pu-Ausstoß im Gleichgewicht angenommen. Weiter wird δ_F vernachlässigt, dafür aber statt \mathfrak{I}_0 das Inventar $\frac{Z+1}{Z} \cdot \mathfrak{I}_0$ verlangt.

Die Anlaufverzögerung für die anderen Stoffe, interessant vor allem für den Natururanverbrauch, kommt nach einem ähnlichen Bild zustande. Es wird angenommen, nach δ_R/Z sei $\frac{1}{Z} \cdot (d_0 - d_1)$ verbraucht, nach $(Z-1) \cdot \delta_R/Z$ sei $\frac{(Z-1)}{Z} \cdot (d_0 - d_1)$ verbraucht, und nach δ_R dann schließlich $d_0 - d_1$. Die Frage lautet, nach welcher Zeit vom Zeitpunkt des Zubauausgehend der Ausstoß immer $d_0 - d_1$ und vorher null ist. Das führt zu

$$\delta_u = \delta_R \left(1 - \frac{Z+1}{2 \cdot Z}\right)$$

Bei kontinuierlichem Beladebetrieb ergibt sich die maximale Verzögerungszeit von $\delta_R/2$. Ab der Zeit $T + \delta_R(1 - (Z+1)/(2Z))$ werden in dem Strategieprogramm also jeweils die laufenden Massenbilanzen errechnet.

In der Zweitypenstrategie wird ferner jeweils nach Ablauf der Lebensdauer eines Konverters abgefragt, ob der Plutoniumvorrat ausreicht, ihn durch einen Brüter zu ersetzen, mit der zusätzlichen Nebenbedingung, daß der jährliche Pu-Ausstoß, der dadurch vermindert wird, der Bedarfskurve entsprechend groß genug bleibt. Wird ein Konverter durch einen Brüter ersetzt, so wird um δ_w verzögert ein Plutonium-Ausstoß \mathfrak{I}_{1K}^{Pu} des Konverters infolge des Inventar-Abbaus angenommen.

In diesem Strategieprogramm wird also erstens eine Aufteilung der Bedarfskurve in Konverteranteil und Brüteranteil vorgenommen. Zweitens werden sämtliche Massenbilanzen gleichzeitig mit gezogen. Drittens nun werden auch die Kostenbilanzen angeschlossen. Beim Zubau eines jeden Reaktors werden die jährlich anfallenden Kosten für Anlage, Brennstoff- und die Gesamtkosten um seinen Anteil erhöht, die

inzwischen kumulierten Kosten und der jeweilige Barwert auf das Jahr 1970 bezogen errechnet und aufaddiert. Die Berechnung des Barwerts erfolgt nach:

$$BW_n = BW_{n-1} + \left[k_{n-1} \cdot 87,6 \cdot 10^6 \cdot \kappa \cdot (t_n - t_{n-1}) \right] \cdot \left(1 + \frac{R}{100} \right)^{-0,5(t_n + t_{n-1})}$$

wobei $t_0 = 0$ das Bezugsjahr, $BW_0 = 0$ und k_n die DPf/kWh des Reaktors, der im Jahr t_n gebaut wird, seien. κ ist der Lastfaktor, R der Zinssatz.

Viertens können mit diesem Strategienprogramm auch Eintypenstrategien gerechnet werden. Soll ein Konverter untersucht werden, setzt man lediglich das Brüterinventar praktisch unendlich hoch an, soll es ein Brüter sein, gibt man einen praktisch unendlich hohen Pu-Vorrat ein. Durch entsprechende Schalter läßt sich dies in der Eingabe leicht steuern, wie in 6.6 ersichtlich. Schließlich ist zu bemerken, daß die besonderen Bedingungen in Deutschland dadurch berücksichtigt werden, daß zu Beginn einer Zweitypenstrategie 2 t Pu für Versuchszwecke abgezogen werden und damit nicht für Brüter zur Verfügung stehen.

6.5.3 Der Programm-Ausdruck

Neben ausreichender Information über die verwendeten Reaktortypen und die Bedarfskurve sowie einer Ausdruckerläuterung bringen ausführlicher und verkürzter Ausdruck im wesentlichen dieselben Informationen. Diese werden lediglich beim ausführlichen Ausdruck für den Zeitpunkt des Zubaus eines jeden Reaktors gegeben, während beim verkürzten nur zu den durch 5 teilbaren Jahreszahlen.

Es werden jeweils ausgedruckt:

die Mengen pro Jahr und die kumulierten Mengen an Plutonium, Natururan, abgereichertes Uran, Uran-235, angereichertes Uran und Waste

die Anlage-, Brennstoff- und Gesamtkosten pro Jahr und kumuliert

die kumulierten Barwerte von Anlage-, Brennstoff- und Gesamtkosten

die Jahreszahl, der Kernenergiebedarf, die Anzahl der installierten Brüter und installierten Konverter sowie die Zahl der Konverter, die das Ende ihrer Lebensdauer erreicht haben.

Wenn der letzte Konverter ersetzt wird, wird die Strategie automatisch beendet. Eine frühere Beendigung ist durch Eingabe möglich. Beim ausführlichen Ausdruck wird zusätzlich angegeben, wann jeder Konverter bzw. Brüter beginnt, Plutonium auszustoßen. Die Massenbilanzen sind Verbrauchsbilanzen und keine Durchsatzbilanzen. Möchte man die Durchsatzbilanzen ausgedruckt haben, so ist der Schalter für Wiederaufarbeitung oder Waste $N13 = 0$ zu setzen. Dann gibt die Natururanbilanz den Durchsatz durch die Diffusionsanlage an, die Bilanz des angereicherten Urans den Durchsatz durch die Fabrikationsanlage, und die Bilanz der entladenen Mengen aus dem Reaktor (Waste-Bilanz) diejenige Menge, die bei $N13 = 1$ durch die Wiederaufarbeitungsanlage geht.

Die Ergebnisse der Phase 3 für ungebundene Mehrtypenstrategien werden wie der verkürzte Ausdruck der Phase 2 behandelt. Für jedes Ereignis werden 6 Zeilen beansprucht. Jede neue Strategie beginnt mit einer neuen Seite.

Strategienprogramm

(Der Index X gibt an, daß die Rechnung für Konverter (K) bzw. Brüter (B) vorzunehmen ist. STØFF steht symbolisch für alle Stoffe UNAT, UAB, U235, UANG, UENT über die Jahre kumuliert, JSTØFF entsprechend als Bilanz pro Jahr. KØST steht für die kumulierten Kosten der Strategie, in bezug auf Anlage-, Brennstoff- und Gesamtkosten. JKØST entsprechend pro Jahr und BKØST entsprechend als Barwert kumuliert bezogen auf das Jahr BWJ. ΔT ist die Zeitdifferenz von Ereignis zu Ereignis mit Pu-Bilanz, ΔTS dieselbe mit Stoffbilanz, ΔZ von Reaktorbau zu Reaktorbau. Alle Werte haben anfangs den Wert 0.)

$$\begin{aligned} \text{GESX} &= \text{GESKPFX} * 87.6 * 10^6 * \text{CAPX} \\ \text{AKX} &= \text{AKPFX} * 87.6 * 10^6 * \text{CAPX} \\ \text{BRX} &= \text{BRKPFX} * 87.6 * 10^6 * \text{CAPX} \end{aligned} \quad \left. \vphantom{\begin{aligned} \text{GESX} \\ \text{AKX} \\ \text{BRX} \end{aligned}} \right\} \text{symbolisch } C\text{ØSTX}$$

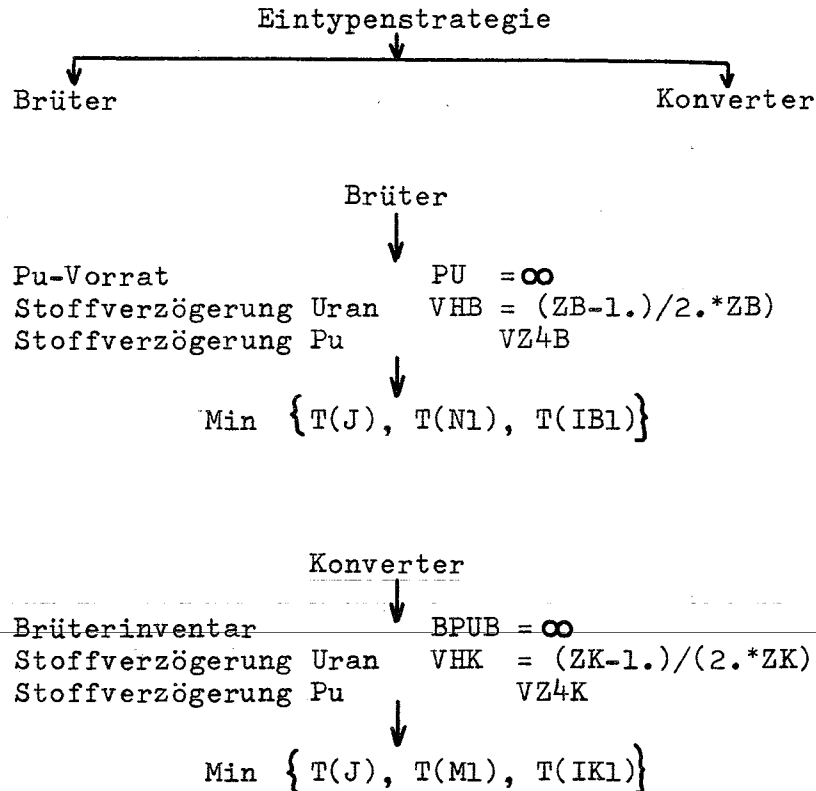
Zweitypenstrategie

Eintypenstrategie

Zweitypenstrategie

$$\begin{aligned} \text{Brüterinventar} & \quad \text{BPUB} = \text{BPUB} * (\text{ZB} + 1.) / \text{ZB} \\ \text{Versuchsbedarf} & \quad \text{PU} = -2. \\ \text{Stoffverzögerung Uran} & \quad \text{VHX} = (\text{ZX} - 1.) / (2. * \text{ZX}) \\ \text{Stoffverzögerung Pu} & \quad \text{VZ4X} \end{aligned}$$

$$\text{Min} \{T(J), T(M1), T(N1), T(K1), T(I1), T(IK1), T(IB1)\}$$

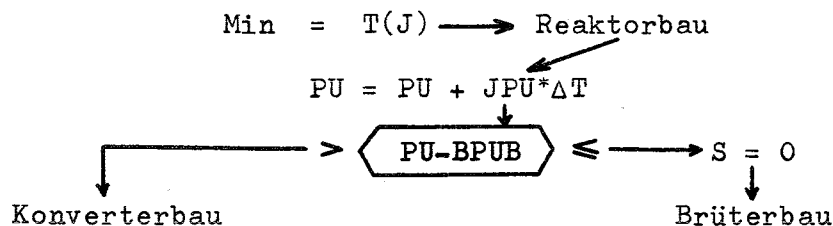


(Dabei stehen die Indizes symbolisch für Zeitangaben von

J	Reaktorbau
N	Stoffverzögerung Pu des Brüters
M	Stoffverzögerung Pu des Konverters
IB	Stoffverzögerung Uran des Brüters
IK	Stoffverzögerung Uran des Konverters
K	Ende der Lebensdauer eines Konverters
I	Pu-Erlös nach Ende eines Konverters)

Zunächst sind alle T(M) bis T(I) = ∞. Der zusätzliche Index 2 kennzeichnet den Laufindex, der die Zeiten einspeichert, der Index 1 holt die Zeiten zum Vergleich heraus. Alle Indizes beginnen mit dem Wert 1.)

Je nachdem für welches Ereignis ein Minimum vorliegt, ergeben sich folgende Programmteile:



Konverterbau

$$\begin{aligned} T(İK2) &= T(J) + VHK \\ İK2 &= İK2 + 1 \\ T(M2) &= T(J) + VK \\ M2 &= M2 + 1 \\ T(K2) &= T(J) + ANL \\ K2 &= K2 + 1 \end{aligned}$$

Brüterbau

$$\begin{aligned} T(İB2) &= T(J) + VHB \\ İB2 &= İB2 + 1 \\ T(N2) &= T(J) + VB \\ N2 &= N2 + 1 \end{aligned}$$

$$S = 1$$

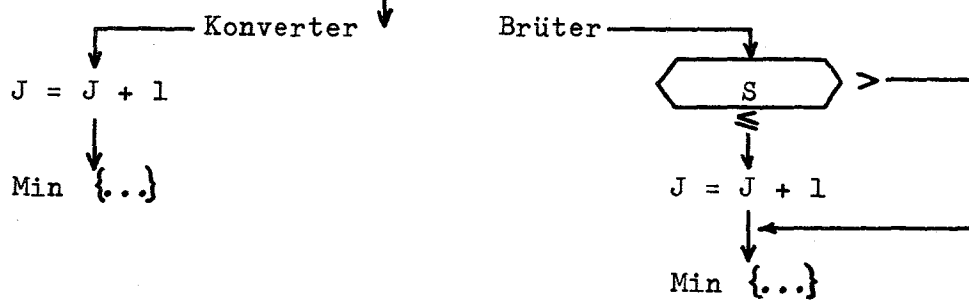
$$STØFF = STØFF + JSTØFF * \Delta TS + BSTØFFX$$

$$PU = PU + BPUX$$

$$KØST = KØST + JKØST * \Delta Z$$

$$BKØST = BKØST + JKØST * \Delta Z * (1. + 0.01 * RD)^{(1970 - ANFZ - 0.5 * (T(J) + T(J-1)))}$$

$$JKØST = JKØST + CØSTX$$



Min = T(M1) → Konverter beginnt mit laufendem Pu-Ausstoß

$$PU = PU + JPU * \Delta T$$

$$JPU = JPU + APUK - CPUK$$

$$M1 = M1 + 1$$

Min {...}

Min = T(N1) → Brüter beginnt mit laufendem Pu-Ausstoß

$$PU = PU + SPU * \Delta T$$

$$JPU = JPU + APUK - CPUK$$

$$N1 = N1 + 1$$

Min {...}

$$\text{Min} = T(\text{IK1})$$

→ Konverter beginnt mit laufendem Uranverbrauch

$$\text{IK1} = \text{IK1} + 1$$

$$\text{Min} = T(\text{IB1})$$

→ Brüter beginnt mit laufendem Uranverbrauch

$$\text{IB1} = \text{IB1} + 1$$

$$\text{STØFF} = \text{STØFF} + \text{JSTØFF} * \Delta\text{TS}$$

$$\text{JSTØFF} = \text{JSTØFF} + \text{ASTØFFX} - \text{CSTØFFX}$$

Min {...}

Min = T(K1) → Ende der Lebensdauer eines Konverters

$$\text{PU} = \text{PU} + \text{JPU} * \Delta\text{T}$$

$$\text{PH} = \text{PU} + (\text{JPU} - \text{APUK} + \text{CPUK}) * \Delta\text{Z} - 2 * \text{BPUB}$$

PH

Konverter wird durch Brüter ersetzt

$$\begin{aligned} \text{K1} &= \text{K1} + 1 \\ \text{T(I2)} &= \text{T(K2)} + \text{VZ3K} \\ \text{I2} &= \text{I2} + 1 \\ \text{T(N2)} &= \text{T(K1)} + \text{VB} \\ \text{N2} &= \text{N2} + 1 \\ \text{T(IB2)} &= \text{T(K1)} + \text{VHB} \\ \text{IB2} &= \text{IB2} + 1 \end{aligned}$$

$$\text{JSTØFF} = \text{JSTØFF} - \text{ASTØFFK} + \text{CSTØFFK}$$

$$\text{JKØST} = \text{JKØST} - \text{CØSTK}$$

②

Konverter wird durch Konverter ersetzt

$$\begin{aligned} \text{K1} &= \text{K1} + 1 \\ \text{T(K2)} &= \text{T(K1)} + \text{ANL} \\ \text{K2} &= \text{K2} + 1 \end{aligned}$$

Min {...}

Min = T(I1) → Pu-Erlös nach Ende einer Konverterlebensdauer

$$\text{I1} = \text{I1} + 1$$

$$\text{PU} = \text{PU} - \text{DPUK}$$

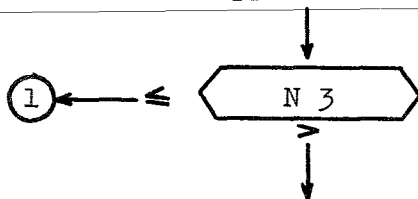
$$\text{STØFF} = \text{STØFF} - \text{DSTØFFK}$$

Min {...}

6.6 Eingabe, Eingabetest

Karte 1	N 1	=	Anzahl der Reaktortypen (≤ 10)
	N 2	=	0 nur Phase 1 1 sonst
	N 3	=	0 nur Stofffaktoren 1 Stofffaktoren und Kosten 2 nur Kosten
	N 4	=	0 ohne Wasteanreicherung 1 sonst
	N 5	=	Anzahl der Kappawerte (≤ 4)
	N 6	=	Anzahl der Preiskombinationen (≤ 4)
	N 7	=	0 verkürzter Ausdruck 1 ausführlicher Ausdruck

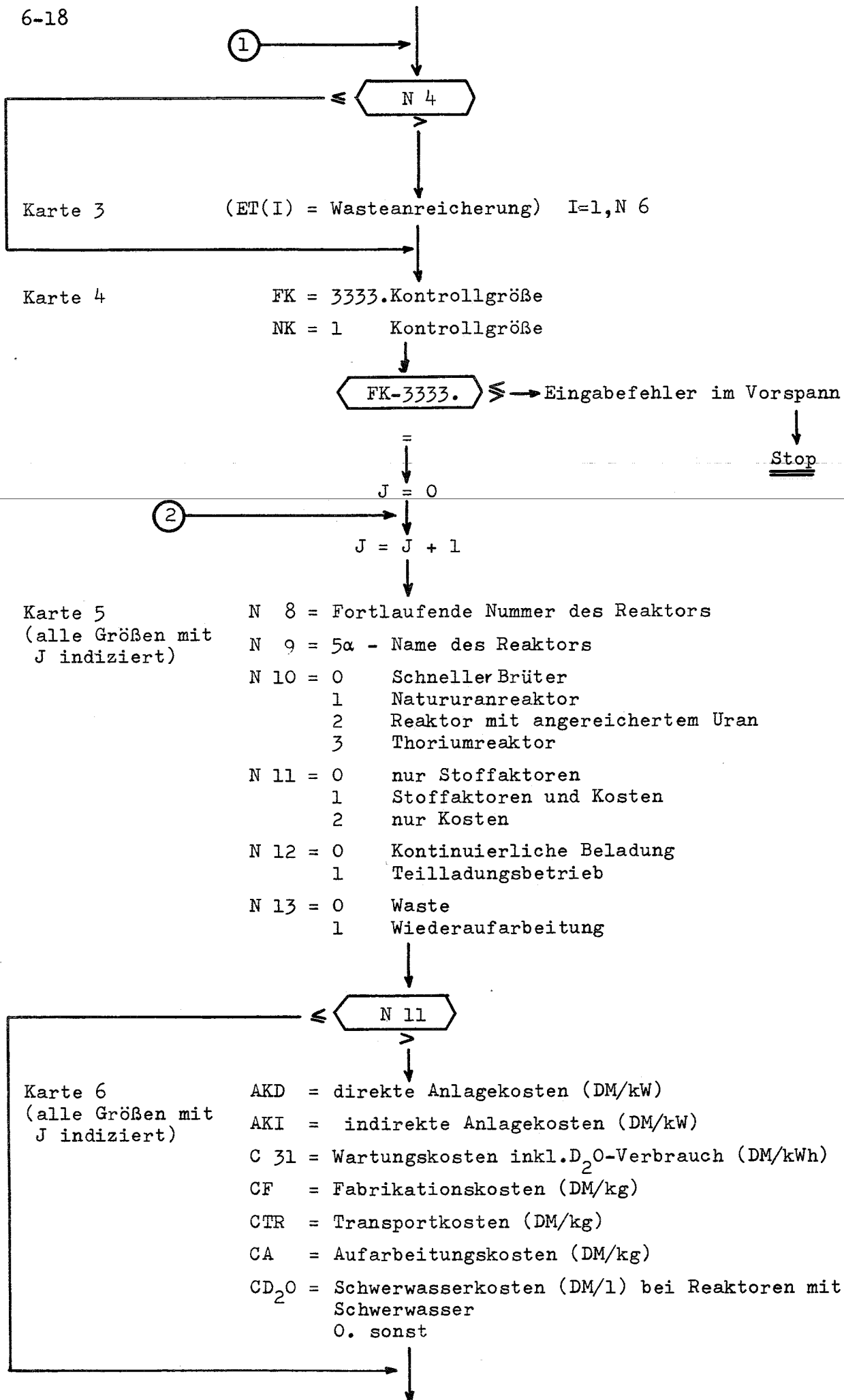
(CAP(I) = Kappawerte) I = 1, N 5



Karte 2	BAU	=	Bauzeit (a) (halbzahlig von 3,5 \leq BAU \leq 5,5)
	ANL	=	Anlagenlebensdauer (a)
	RD	=	Diskontsatz (%/a) (Ganzzahlig von 4 \leq RD \leq 8)
	P28	=	Sachversicherung (%/a)
	P29	=	Haftpflichtversicherung (%/a)
	P30	=	Steuersatz (%/a)
	C27	=	Personalkosten (DM/a)
	CC	=	Konversionskosten (\$/kg)
	CT	=	Trennarbeitskosten (\$/kg)
	CRU	=	Rekonversionskosten Uran (DM/kg)
	CRPU	=	Rekonversionskosten Pu (DM/kg)
	CRTH	=	Rekonversionskosten Thorium (DM/kg)
	UPR(I)	=	Urankonzentratspreis von U_3O_8 (\$/lb)
	PUPR(I)	=	Plutoniumpreis (DM/g)
	UABPR(I)	=	Preis des abgereicherten Urans (DM/kg)
	THPR(I)	=	Thoriumpreis (DM/g)

I=1, N 6





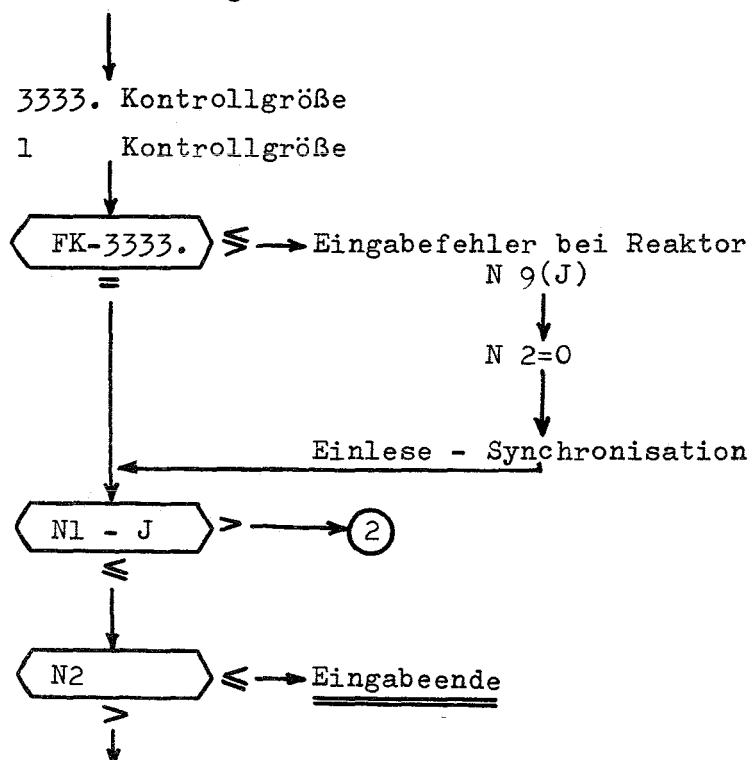
Karte 7
(alle Größen mit
J indiziert)

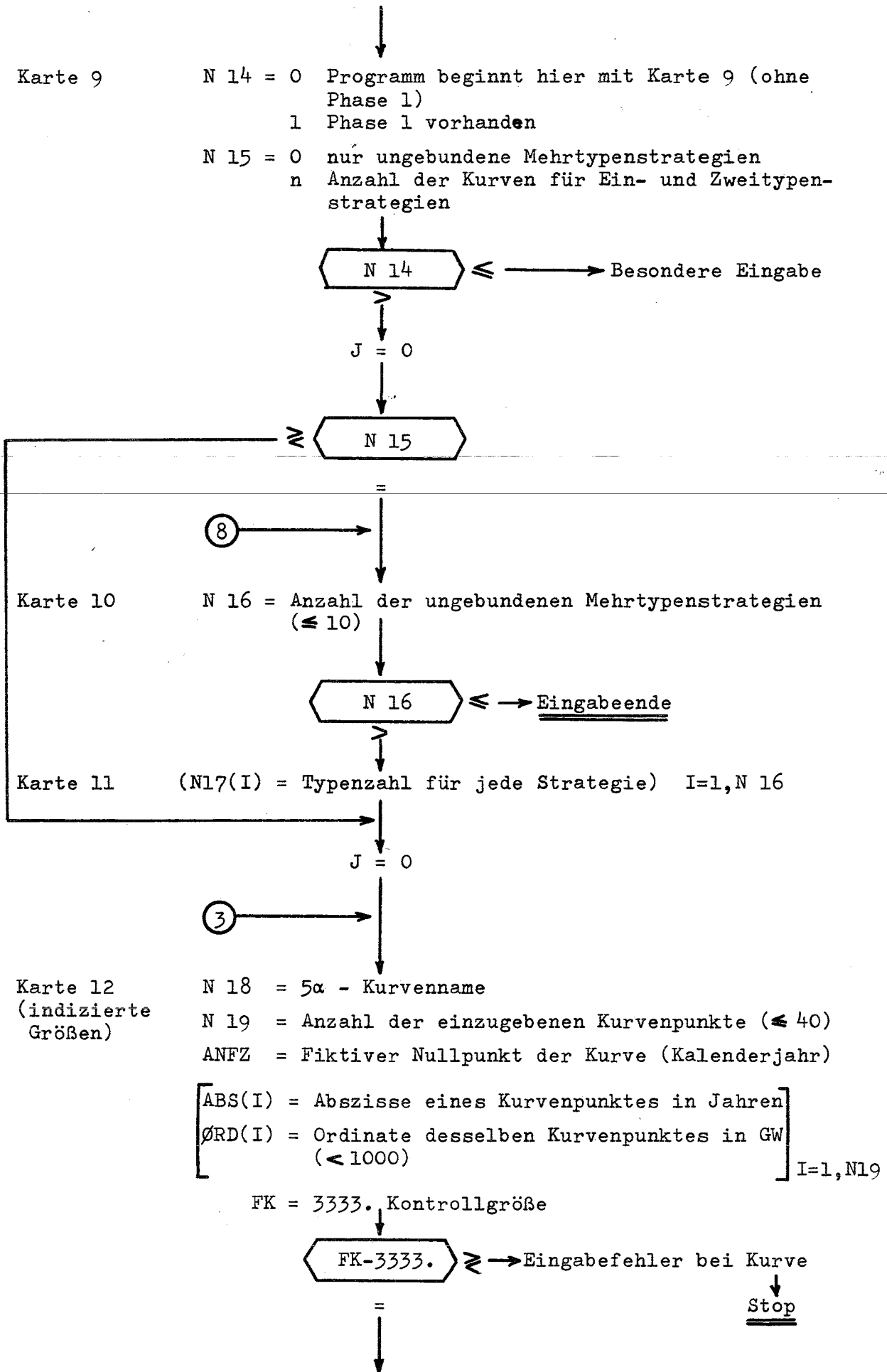
PE	= elektrische Nettoleistung (MW)
WIRK	= Wirkungsgrad (%)
ABBR	= Abbrand (MWd/kg) (bezogen a.d.gesamt.Brennstoff)
RAT	= Rating (MW/kg) (bezogen a.d.gesamt.Brennstoff)
V1	= Fabrikationsmehrbedarf
V2	= Wiederaufarbeitungsverluste
GAM	= Massenverhältnis (vor und nach dem Abbrand)
RHØ	= Reserveelemente
EN	= 0.7115 Natururananreicherung (%)
VZ1	= Fabrikationsverzögerung (a)
VZ2	= Beladeverzögerung (a)
VZ3	= Wiederaufarbeitungszeit (a)
VZ4	= Einbrenndauer für PU - Aufbau (a)
Z	= Teilladungszahl
X5A	= Anteil U-235 in % beim Beladen
X5E	= Anteil U-235 in % beim Entladen
X8A	= Anteil U-238 + Pu-240 + Pu-242 in % beim Beladen
X8E	= Anteil U-238 + Pu-240 + Pu-242 in % beim Entladen
X9A	= Anteil Pu-239 + Pu-241 in % beim Beladen
X9E	= Anteil Pu-239 + Pu-241 in % beim Entladen

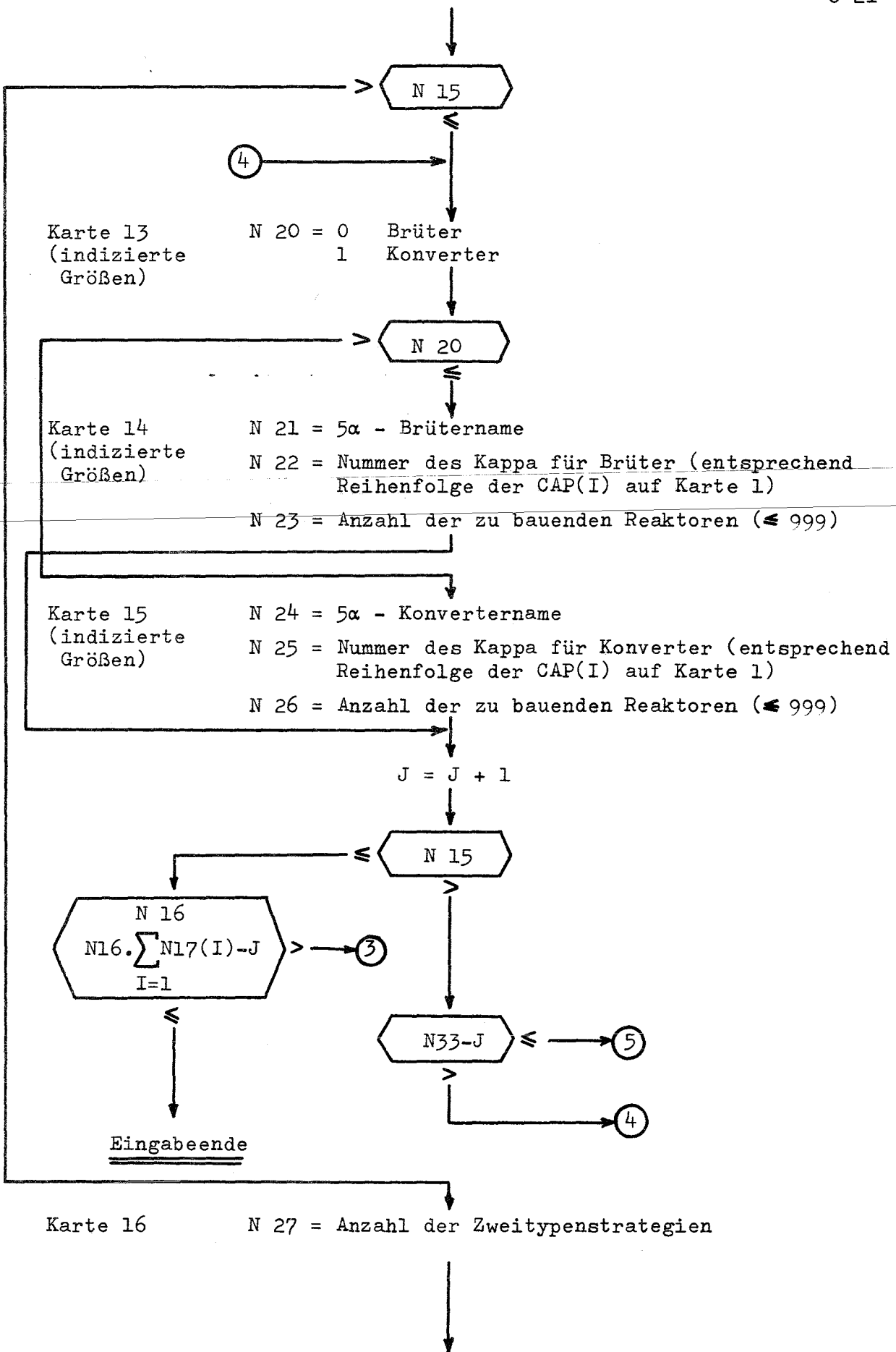
(Wahlweise kann z.B. bei Thoriumreaktoren Th-232 oder U-233 bei X9 eingesetzt werden und U-236 z.B. zu X8 gezählt werden)

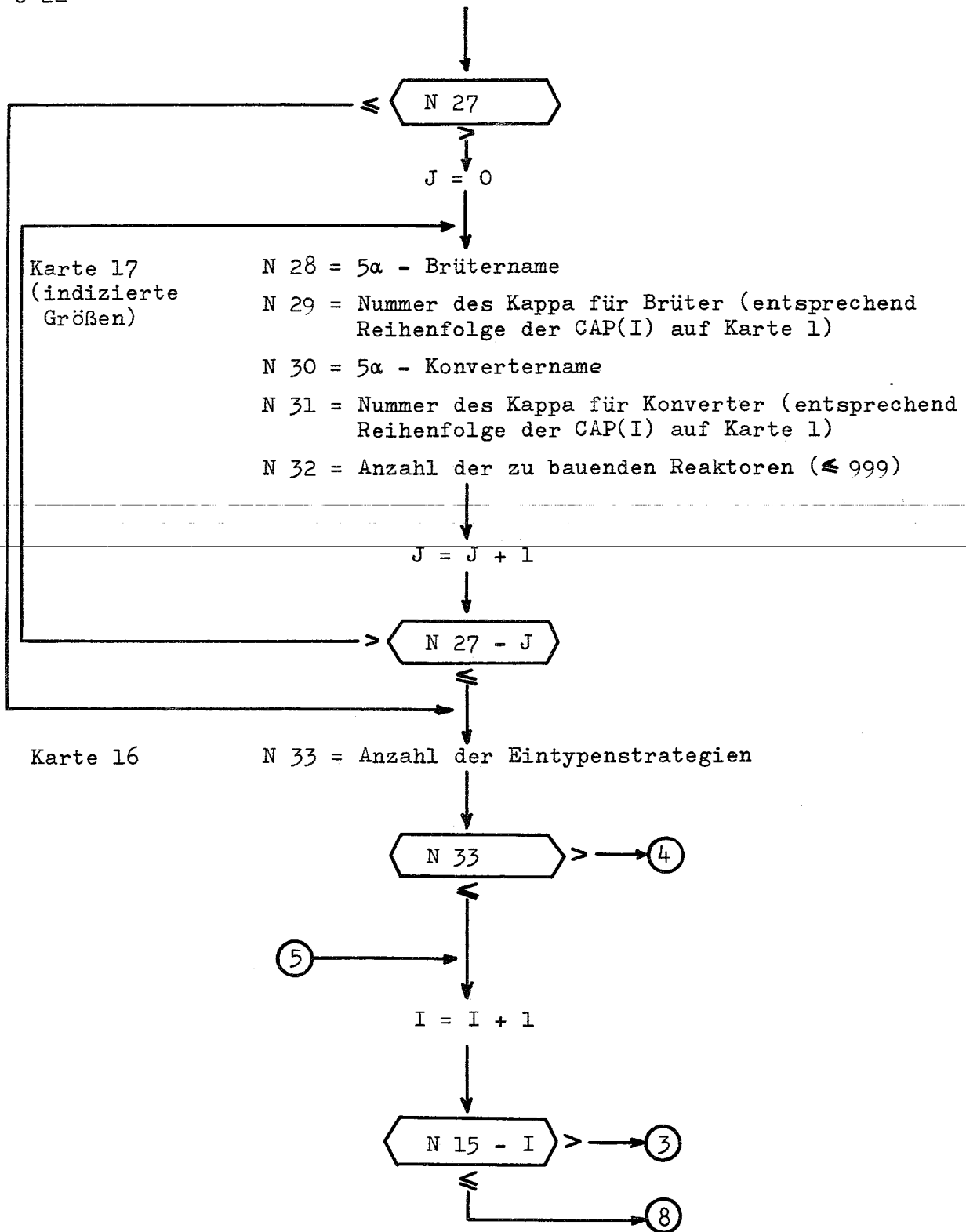
Karte 8

FK = 3333. Kontrollgröße
NK = 1 Kontrollgröße









Kapitel 7

Brennstoffzyklus für Kernreaktoren

(D.Gupta)

7.1 Einführung

Die Herstellung und Behandlung fossiler Brennstoffe und die Beseitigung ihrer Verbrennungsprodukte ist verhältnismäßig einfach und erfordert im allgemeinen keine besondere Technologie. Die gleichen Verfahrensschritte sind für Kernbrennstoffe weit komplizierter. Zunächst muß der Brennstoff in eine geeignete Form gebracht werden, um zu vermeiden, daß die während der Energieerzeugung entstehenden äußerst radioaktiven Spaltprodukte die Umgebung innerhalb des Reaktors oder andere, mit dem Reaktor verbundene Anlagen, kontaminieren. Für Reaktoren mit angereichertem Uran als Brennstoff ist ein zusätzlicher Vorgang notwendig, um den Gehalt an U-235 zu erhöhen, was zur Zeit in hoch-komplizierten Diffusionsanlagen geschieht. Außer Spaltprodukten enthalten die bestrahlten Brennstoffe nicht vollkommen verbrauchte oder frisch erzeugte Spaltstoffe (U-235, U-233, Pu). Bei den meisten der in dieser Studie betrachteten Reaktortypen ist die Wiedergewinnung dieser Spaltstoffe in dekontaminierter Form zur Erniedrigung der Brennstoffzykluskosten oder des Spaltstoffinventars notwendig.

Für den Fall, daß die aufgearbeiteten Spaltstoffe als Brennstoff wiederverwendet werden, können die Refabrikationsmethoden dieser Spaltstoffe weitgehend von der Art der Aufarbeitung beeinflußt werden. Die Aufarbeitung ihrerseits wird von der Anreicherung und dem Abbrand der im Reaktor eingesetzten Spaltstoffe sowie der Kühlzeit der bestrahlten Brennelemente abhängen. Da alle diese Vorgänge miteinander zusammenhängen, sich weitgehend gegenseitig beeinflussen und außerdem zyklischer Natur sind, faßt man sie für gewöhnlich unter der Bezeichnung "Brennstoffzyklus" (BZ) zusammen. Für die hier betrachteten Reaktortypen kann man die verschiedenen Operationen folgendermaßen einteilen:

1. Produktion von angereichertem U-235 (7.5)

2. Herstellung der Brennelemente (7.2)
3. Transport radioaktiver Brennstoffe vom Reaktor zur Aufarbeitungsanlage (7.4)
4. Aufarbeitung bestrahlter Brennelemente und Beseitigung radioaktiver Abfälle (7.3)

Sowohl die Kosten für alle diese Vorgänge als auch die Abbrandkosten und der Zinsverlust des für den Brennstoff aufgewendeten Kapitals während der Zyklus- und Reaktorstandzeit sind in den BZ-Kosten enthalten.

Diese Kosten machen 20-40 % der Gesamtkosten bei der Stromerzeugung in Kernreaktoren aus und sind entscheidend bei den Wirtschaftlichkeitsbetrachtungen der einzelnen Reaktoren.

In diesem Kapitel wurde versucht, vernünftige Kostendaten (in DM/kg Brennstoff) für die einzelnen Schritte des Brennstoffzyklus aufzustellen, wobei besonders Fabrikation, Aufarbeitung und Transport betrachtet wurden. Die angegebenen Daten, die für die Bestimmung der BZ-Kosten verwendet wurden, wurden aufgrund von veröffentlichten Daten und Informationen der deutschen Industrie ausgewählt. Man hätte die Daten für Fabrikation und Aufarbeitung bei einem bestimmten Reaktor auch unter der Annahme der gleichen installierten Leistung (etwa 15.000-20.000 MWe) für alle Reaktortypen bestimmen können, wie es in einer Reihe von Studien [7/1, 7/2] getan wurde. Eine solche Annahme wäre jedoch für die Art der in dieser Studie durchgeführten Untersuchungen nicht ganz zutreffend gewesen. Bei einer gemischten Reaktorstrategie ist es wirtschaftlich vorteilhafter, die Brennelemente in großen, zentral angeordneten Mehrzweckanlagen herzustellen oder aufzuarbeiten, anstatt Fabrikations- und Aufarbeitungsanlagen für jeden einzelnen Reaktortyp aufzustellen. Außerdem würde die einheitlich für alle Reaktortypen überschlägig angenommene installierte Leistung mit derjenigen der Praxis nicht identisch sein und von Jahr zu Jahr variieren.

Die gewählten Daten werden für den ganzen Betrachtungszeitraum als konstant angenommen. *) Man mag sie für pessimistisch halten, da weder

*) Wie in Kap.2 erwähnt, wurden die Preise für Uran und Plutonium für eine optimistische und eine pessimistische Variante untersucht.

mögliche zukünftige technische Verbesserungen noch niedrigere Kosten wegen größerer Anlagen berücksichtigt wurden. Die Kostenstruktur für das angereicherte Uran verschiedener Konzentration aus der Diffusionsanlage sowie die Auswirkung der Preiserhöhung für Yellow Cake (U_3O_8) auf den U-235-Preis, werden - unter der Annahme konstant bleibender Trennarbeitskosten - in Paragraph 7.5 dieses Kapitels diskutiert.

7.2 Brennelement-Fabrikation

Alle Ausgaben im Zusammenhang mit Umwandlung, Herstellung und Transport der BE von der Fabrikationsanlage zum Reaktor, sind in den Fabrikationskosten enthalten.

7.2.1 Konversion

Durch die Konversion wird Uran oder Plutonium in eine für die Verwendung im Reaktor geeignete Form gebracht. Das geschieht für jeden Reaktortyp auf andere Art und Weise. Beim Gas-Graphit-Reaktor (GGR) wird der handelsübliche Yellow Cake (U_3O_8) in metallisches Uran umgewandelt. Bei dem hier angenommenen Schwerwasser-Reaktor mit Natururan (HWR) wird der Yellow Cake in UO_2 umgewandelt. Bei allen Reaktoren mit angereichertem Uran erhält man das Uran zunächst als UF_6 aus der Diffusionsanlage, das dann in UO_2 umgewandelt werden muß. Für diese Konversion von UF_6 in UO_2 steigen die Konversionskosten mit steigender U-235-Konzentration, wie Abb.7-1 zeigt, z.B. erhöhen sich die Kosten von 37 DM/kg U auf 55 DM/kg U, wenn die U-235-Konzentration von 1 auf 3 % steigt [7/3]. Die Hauptursache für diese Erhöhung sind die höheren Kosten für Analyse und Kontrolle bei kleineren Batches. Bei den hier betrachteten schnellen Brüttern (Na-BR/GE, NaI-BR/KFK) wird Plutonium als Oxyd und beim Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR) Uran als Karbid oder Oxyd verwendet. Nur bei Verwendung von angereichertem Uran sind die Konversionskosten bedeutend.

7.2.2 Fabrikation

Die Kosten für Betrieb, Materialien (Hüllmaterial, Chemikalien usw.) und der Kapitaleinsatz für die Fabrikationsanlage sind zusammenge-

faßt. Die Kosten für Spalt- oder Brutstoffe sind nicht darin enthalten.

Die eigentlichen Fabrikationskosten in DM/kg Brennstoff sind abhängig vom Hüllmaterial (SS, Zircaloy, Magnox) und der Art der Fabrikationsanlage (direkt- oder fernbediente Anlage, mit dem Reaktor integriert oder zentrale Mehrzweckanlage). Für gewöhnlich sind diese Kosten dem Brennelement-Durchmesser (für zylindrische Elemente) und dem Anlagen-Durchsatz indirekt proportional [7/3, 7/4, 7/5]. Sie bleiben bis zu einer bestimmten Spaltstoff-Konzentration konstant und steigen fast linear bei höheren Konzentrationen, da für die gleiche Anlage wegen der Kritikalität die Batchgröße linear abnimmt.

Bei gleicher Brennstoffmenge und gleicher Länge der BE steigen bei einer Reihe von Operationen (Pelletisierung, Schweißen, Fertigungskontrolle usw.) die Kosten mit abnehmendem BE-Durchmesser. Abb.7-2 [7/3] zeigt die Abhängigkeit der Fabrikationskosten (ohne Konversionskosten) vom BE-Durchmesser (LWR-Elemente) für zwei verschiedene Hüll-Materialien. So fallen z.B. die Fabrikationskosten für Brennelemente mit SS-Hülle von etwa 380 DM/kg auf 215 DM/kg, wenn der BE-Durchmesser von 6,6 auf 12 mm steigt.

Eine ähnliche Abhängigkeit gilt für die BE für Schnelle Brüter, wie Abb.7-3 [7/4] zeigt. Für gemischtes Oxyd UO_2 - PuO_2 sind die Fabrikationskosten etwa 20 % höher als für reines UO_2 . Bei gleichem radialem Blanket und gleichem Core-Blanket-Management steigen die durchschnittlichen Fabrikationskosten von 300 DM/kg Pu und U auf 398 DM/kg Pu und U, wenn der Durchmesser der Core-Brennelemente von 9 auf 5 mm abnimmt.

Für gewöhnliche chemische Industrien liegt der Vergrößerungs-Faktor (scale-up factor) zwischen 0,5 - 0,7, für Kernbrennstoff-Fabrikationsanlagen dagegen zwischen 0,3 - 0,4 [7/4, 7/5]. Bei Verwendung stark angereicherter Materialien ist der Vergrößerungs-Faktor bis zu einem verhältnismäßig niedrigen Durchsatz anwendbar. Darüber hinaus kann wegen der Kritikalität der Durchsatz einer Anlage nur durch Parallelschaltung der Anlagenteile und nicht durch deren Vergrößerung erhöht werden. Bei BE mit niedriger Spaltstoff-Konzentration ist der Vergrößerungs-Faktor bis zu einem Durchsatz von etwa 10 t/d anwendbar.

Die Abhängigkeit der Fabrikationskosten von der Anlagengröße für BE mit niedriger Konzentration bei thermischen Reaktoren ist in Abb.7-4 [7/5] veranschaulicht. Bei einer Steigerung der Leistung von 1 t/d auf 10 t/d fallen die Fabrikationskosten (einschließlich Konversionskosten) von 330 DM/kg auf etwa 140 DM/kg U.

7.2.3 Transportkosten für frische Brennelemente

Die Kosten für den Transport frischer BE von der Fabrikationsanlage zum Reaktor sind sehr gering und liegen bei 2 - 4 DM/kg für BE mit natürlichem oder leicht angereichertem Uran [7/8, 7/6, 7/10]. Dagegen liegen die Kosten für THTR-BE bei 20-25 DM/kg [7/2]. Sie sind ebenfalls in den Fabrikationskosten enthalten.

7.2.4 Fabrikationskosten, die für diesen Bericht verwendet wurden

Die gesamten Fabrikationskosten der verschiedenen Reaktortypen sind in Tab.7-1 angegeben. Wie in verschiedenen Berichten erwähnt, variieren die Kosten für LWR-Brennelemente zwischen 140-580 DM/kg Brennstoff. Die von der deutschen Industrie angegebenen Herstellungskosten für die gleichen Brennelemente bewegen sich zwischen 250-300 DM/kg. Die letzteren Werte wurden für die Kostenberechnungen zugrunde gelegt. Es wurde angenommen, daß die Fabrikationskosten der Brennelemente vom Typ AGR und die der LWR-Elemente gleich sind, da beide Arten aus Oxyden mit etwa der gleichen U-235-Anreicherung bestehen.

Aus der Literatur [7/2, 7/9, 7/10, 7/11] ist zu ersehen, daß die Fabrikationskosten der BE für HWR niedriger sind als diejenigen der BE für LWR. Die ersten variieren zwischen 80 und 200 DM/kg Brennstoff. Die von der deutschen Industrie vorgeschlagenen Kosten von 200 DM/kg Brennstoff wurden für den HWR mit Natur-Uran angesetzt. Der in dieser Studie betrachtete HWR mit angereichertem Uran (HWR-ORNL) entspricht dem in [7/2] diskutierten Reaktor. Die Fabrikationskosten von 150 DM/kg Brennstoff für die BE dieses Reaktors basieren auf diesem Bericht.

Die verhältnismäßig niedrigen Kosten von 71 DM/kg für die GGR-Brennelemente wurden [7/11] entnommen. Sie erklären sich hauptsächlich aus dem vereinfachten Fabrikationsprozess und dem größeren Durchmesser der BE.

Die in der Kostenberechnung verwendeten Fabrikationskosten für BE des THTR stützen sich auf Daten der deutschen Industrie. Sie liegen im Bereich 900 - 1500 DM/kg. Fabrikationskosten in gleicher Höhe sind jedoch auch in der Literatur [7/2, 7/12] angegeben.

Die Brennelement-Geometrie und die Plutonium-Konzentration in Schnellen Brütern vom Typ NaI-BR(KFK) bewegen sich im gleichen Bereich wie die in anderen Berichten [7/13, 7/14, 7/15] angegebenen. Danach variieren die Fabrikationskosten zwischen 740 - 860 DM/kg Brennstoff im Core, 80 - 135 DM/kg Brennstoff im axialen Blanket und 195 - 245 DM/kg Brennstoff im radialen Blanket.

Die Fabrikationskosten der BE des NaI-BR(KFK) wurden mit 740 DM/kg für das Core, 80 DM/kg für das axiale und 190 DM/kg für das radiale Blanket angenommen. In einem Mixed-Core-Blanket-Management kommen die durchschnittlichen Fabrikationskosten auf etwa 300 DM/kg durchschnittlichen Brennstoffs. Die Kosten von etwa 476 DM/kg bei dem Brüter Na-BR(GE) sind [7/30] entnommen.

7.3 Aufarbeitung bestrahlter Brennelemente

Bis jetzt wurde die großtechnische Aufarbeitung bestrahlter BE in Anlagen, die auf dem nassen Verfahren basieren, durchgeführt. Während der letzten Jahre wurden die Laboratoriumsuntersuchungen auf dem Gebiet der Flüchtigkeits- [7/16] und pyrometallurgischen Verfahren [7/17] intensiviert und es ist denkbar, daß eines oder mehrere dieser Verfahren, die in der wirtschaftlichen Struktur von dem des nassen Verfahrens etwas verschieden sind, zu einem späteren Zeitpunkt zur Aufarbeitung bestrahlter BE verwendet werden. Im Augenblick existieren jedoch noch keine zuverlässigen Kostenschätzungen für diese Verfahren. Andererseits haben sich die nach dem nassen Verfahren arbeitenden Anlagen für die Aufarbeitung der verschiedensten Arten von BE in den letzten Jahren bewährt. Deshalb lag es nahe, das nasse Verfahren für die Aufarbeitung der BE bei allen Überlegungen in dieser Studie den Schätzungen für die Aufarbeitungskosten zugrunde zu legen.

7.3.1 Aufarbeitungskosten

Alle nach dem nassen Verfahren arbeitenden Anlagen sind charakteri-

siert durch ihren äußerst niedrigen Vergrößerungs-Faktor. Dieser Faktor liegt für die zentral angeordnete Mehrzweckanlage wie für die mit dem Reaktor integrierte Anlage bei 0,14 - 0,18 [7/18, 7/19]. In Abb.7-6 [7/19] sind die Kapitalinvestitionen für integrierte und für zentral angeordnete Mehrzweckanlagen als Funktion des Anlagendurchsatzes und in Abb.7-5 [7/5] die spezifischen Aufarbeitungskosten in Abhängigkeit vom Durchsatz zentral angeordneter Mehrzweckanlagen angegeben. Die Aufarbeitungskosten fallen von 128 DM/kg auf 25 DM/kg bei Erhöhung des Anlagendurchsatzes von 1 t/d auf 10 t/d. Diese Leistungen ergeben sich aus dem Durchsatz von Uran niedriger Konzentration (weniger als 3 %). Mit der Erhöhung des U-235-, U-233- und Pu-239-Gehalts in den bestrahlten BE nimmt der Durchsatz der gleichen Anlagen hyperbolisch ab, da der Spaltstoffgehalt in der Anlage aus Kritikalitätsgründen unterhalb einer vorgegebenen Grenze bleiben muß.

Einige veröffentlichte Kostenschätzungen für die Aufarbeitung von BE sind in Tab.7-2 angegeben. Pos.1-9 gibt die Aufarbeitungskosten für Brennstoffe mit schwach angereichertem U-235 an. Die Kosten der Anlagen in Mol und Karlsruhe sind für zentral angeordnete Mehrzweckanlagen verhältnismäßig hoch, was hauptsächlich auf den niedrigen Durchsatz zurückzuführen ist. In den übrigen Fällen variieren sie zwischen 15 DM/kg (für eine Anlage mit 10 t/d) und 130 DM/kg (für eine Anlage mit 1 t/d). Da jedoch eine Anlage für 10 t/d erst ab 1990 für Strategien mit 2 Reaktortypen (z.B. der Kombination LWR - NaI-BR) voll in Betrieb genommen werden kann, benutzt man vernünftigerweise die Kosten für eine Anlage mit 1 t/d als Grundlage der Kostenberechnungen. Die von der deutschen Industrie vorgeschlagenen Aufarbeitungskosten bewegen sich für diese Art von BE (Pos.15) zwischen 80 - 100 DM/kg.

Die bestrahlten Brennstoffe von GGR und HWR mit Natur-Uran enthalten so wenig Spaltstoffe, daß ihr Wert niedriger ist als die für Transport und Aufarbeitung aufgewendeten Kosten. Deshalb wurde ein "throw-away"-Zyklus für diese Reaktortypen angenommen.

Alle Studien im Zusammenhang mit der Aufarbeitung von BE aus Schnellen Reaktoren basieren auf Ionenaustausch [7/13, 7/14] , (Pos.10-12). Man kann jedoch ohne große Schwierigkeit auch das Purex-Verfahren für diese Brennstoffe verwenden. Die Kosten für die Aufar-

beitung nach dem Ionenaustausch-Verfahren bewegen sich zwischen 120 - 360 DM/kg. In Karlsruhe wurden die Aufarbeitungskosten nach dem Purex-Verfahren für die BE des NaI-BR(KFK) mit 260 DM/kg verhältnismäßig hoch eingeschätzt. Diese Daten wurden für die Kostenkalkulation verwendet. Die für den Brüter Na-BR(GE) angegebenen 120 DM/kg basieren auf [7/15] .

Die Aufarbeitung der bestrahlten BE des THTR befindet sich noch in einem frühen Entwicklungsstadium. Es ist jedoch zu erwarten, daß mit einer Modifikation im head-end Teil das für die LWR-Typ-Brennstoffe verwendete nasse Verfahren auch hier angewandt werden kann [7/29] . In den Kostenschätzungen ist diese Annahme vorausgesetzt (Pos.13, 14). Die für den THTR (ORNL) angegebenen 200 DM/kg sind [7/2] entnommen und die Daten für THTR (BBK) wurden von der deutschen Industrie vorgeschlagen.

7.3.2 Rekonversionskosten

Die Kosten für die Rekonversion vom Nitrat zum Oxyd oder Hexafluorid wurden mit 22,4 DM/kg [7/3] für Uran und Thorium und 6 DM/g für Plutonium angenommen. Beide Daten wurden für die Untersuchungen in dieser Studie konstant gehalten. Für Schnelle Brutreaktoren sind die Rekonversionskosten in den Fabrikationskosten enthalten.

7.4 Transport der bestrahlten Brennelemente

Aus einer eingehenden Untersuchung der damit zusammenhängenden Probleme ergibt sich [7/22] , daß vier Faktoren die Transportkosten beeinflussen: Abschirmung, Wärmeabfuhr, Vermeidung der Kritikalität und Integrität des Transportbehälters beim Unfall.

Die beiden ersten Faktoren werden durch die Aktivität und den Gehalt an Spaltstoffen bestimmt (Reaktortyp, Abbrand, Kühlzeit), der dritte durch den Spaltstoffgehalt der bestrahlten BE. Die Wirtschaftlichkeit des Transports bestrahlter BE wird weiterhin beeinflusst von der Häufigkeit der Transporte, ihrer Art und Weise (Schiene, Straße, Wasser) und der für den Transport in jedem Land höchstzulässigen Behältergröße.

Die Transportkosten bestehen aus dem Kapitaldienst für den abgeschirmten Behälter, den Frachtkosten vom Reaktor zur Aufarbeitungsanlage, den Betriebskosten (Kühlung der BE während des Transports,

Löhne für das Auf- und Abladen usw.) und den Versicherungskosten. Im Inland macht der Kapitaldienst den Hauptanteil der Kosten aus, während für den Transport nach Übersee die Frachtkosten bedeutend werden können.

Der Kapitaldienst ist etwa proportional dem Gewicht der Abschirmung für den Behälter. Da die Wandstärke der Abschirmung für den Behälter bei zunehmender Anzahl der Brennelemente fast gleich bleibt, nimmt das Verhältnis des Behältergewichts zum Gewicht der zu transportierenden BE mit zunehmendem Behältergewicht ab:

<u>Behältergewicht</u> (t)	$v = \frac{\text{Behältergewicht}}{\text{Urangewicht}}$
20	50
30	30
50	25
70	18

Das Verhältnis v gilt für BE mit leicht angereichertem U-235; es ändert sich für BE mit stark angereichertem Pu oder U. Wegen dieses Verhältnisses verringern sich die Transportkosten für größere Behälter. Größe und Gewicht des Behälters unterliegen jedoch den Beschränkungen für den Transport durch Lastwagen und Bahn und den in jedem Lande festgelegten Bestimmungen für den Transport radioaktiven Materials. In Frankreich z.B. [7/23] darf das Gesamtgewicht eines Behälters mit bestrahlten BE für den Bahntransport 22 t nicht übersteigen, für den Straßentransport über kurze Entfernungen dagegen sind 75 - 80 t erlaubt.

Einige in der Literatur angegebene Transportkosten für bestrahlte BE sind in Tab.7-3 aufgeführt. Für den Inland-Transport liegen sie bei 10 - 60 DM/kg für leicht angereichertes Uran (LWR, AGR, HWR), bei 3 DM/kg für Natur-Uran (nur in England) und bei 40 - 120 DM/kg für BE mit hoch angereichertem Uran (THTR, Schnelle Brüter). Aufgrund dieser und der von der deutschen Industrie angegebenen Daten sind die Transportkosten für bestrahlte BE aller Reaktoren mit leicht angereichertem Uran mit 40 DM/kg angenommen worden, für BE mit Natur-Uran (einschließlich der schwach angereicherten BE des HWR) mit 30 DM/kg, für den THTR und den Schnellen Brüter Na-BR(GE) mit 40 DM/kg und für den Brüter NaI-BR(KFK) 100 DM/kg. Diese Daten

sind verhältnismäßig konservativ und werden möglicherweise in Zukunft beachtlich reduziert, wenn der Transport bestrahlter BE nur noch eine Routineangelegenheit sein wird.

7.5 Diffusionsanlage für die Anreicherung von U-235

Eine Reihe der in dieser Studie behandelten Reaktortypen wie LWR, HWR, AGR und THTR benötigen angereichertes U-235 (1,3 - 3 % für die ersten drei Typen und >80 % für den letzteren) als Brennstoff. Da der U-235-Gehalt des Natur-Urans nur 0,71 % ist, muß seine Konzentration in Isotopen-Trennanlagen erhöht werden. Für eine wirtschaftliche großtechnische Anreicherung von U-235 hat sich bis jetzt nur das Gasdiffusionsverfahren als geeignet erwiesen. Im Augenblick existieren 3 großtechnische Diffusionsanlagen in den USA und je eine in Rußland, England und Frankreich. Mehr als 90 % des Bedarfs der freien Welt an angereichertem Uran für die Kernenergieerzeugung wurden von den amerikanischen Anlagen geliefert; der Marktpreis für U-235 hat sich deshalb an dem amerikanischen Preis orientiert. Die gesamte Werterzeugung der amerikanischen Anlagen wird auf $20 \cdot 10^6$ kg Uran Werterzeugung/a [7/26] geschätzt; das entspricht wesentlich mehr als 150 GWe installierter Leistung bei Reaktoren vom Typ LWR. Deshalb kann angenommen werden, daß angereichertes Uran aus diesen Anlagen für eine Reihe von Jahren erhältlich ist, und daß die Trennarbeitskosten von 30 \$/kg für den ganzen Betrachtungszeitraum dieser Studie konstant bleiben werden.

7.5.1 Preis für angereichertes Uran

Der Preis für angereichertes Uran jeder Konzentration kann mit Hilfe folgender Formel, die auf der Theorie der idealen Kaskade beruht [7/27], ermittelt werden:

$$C_p = C_T (\varphi_p - y_0 \cdot \varphi_f + (y_0 - 1) \varphi_t) + y_0 \cdot C_F \quad (7/1)$$

wobei

C_p = Kosten für angereichertes U-235 der Konzentration p
in \$/kg U-238+235

C_T = Trennarbeitskosten in \$/kg U Trennarbeit
= 30 \$/kg (konstant angenommen für den gesamten Betrachtungszeitraum dieser Studie)

y_0 = für die Diffusionsanlage benötigte Menge in kg Natururan/kg Produkt mit U-235 der Konzentration p

$$y_0 = \frac{e_p - e_t}{e_f - e_t}; e_p, e_t, e_f = \text{Gewichtskonzentration des U-235 von Produkt (p), Tail (t) und Feed-Strom (f)}$$

C_F = Kosten des UF_6 für die Diffusionsanlage in \$/kg U als UF_6

$$C_F = 2,6 \cdot C_K + C_C$$

C_K = Kosten für Yellow Cake in \$/lb U_3O_8

C_C = Kosten für die Konversion $U_3O_8 \rightarrow UF_6$

$$= 2,7 \text{ \$/kg (konstant angenommen für den Betrachtungszeitraum dieser Studie)}$$

$$\varphi_i = \text{Wert-Funktion} = (2e_i - 1) \ln \frac{e_i}{1 - e_i} \text{ für die Konzentrationen } i = p, f, t$$

Da C_T und C_C in dieser Studie konstant sind, kann Gl.(7/1) folgendermaßen geschrieben werden:

$$C_p = 30 \left(\varphi_p - \frac{e_p - e_t}{e_f - e_t} \varphi_f + \frac{e_p - e_f}{e_f - e_t} \varphi_t \right) + \frac{e_p - e_t}{e_f - e_t} \cdot (2,6 \cdot C_K + 2,7) \text{ (\$/kg)} \quad (7/2)$$

Die optimale Tail-Konzentration e_t (d.i. diejenige U-235-Konzentration des Abfallstroms aus der Diffusionsanlage, bei der der Abfallstrom den Wert Null hat) ist eine Funktion von C_F und C_T (da $e_f = \text{const.}$), wie folgende Gleichung zeigt:

$$C_F = C_T \cdot \left[(2e_f - 1) \ln \frac{e_f(1 - e_t)}{e_t(1 - e_f)} + \frac{(e_f - e_t)(1 - 2e_t)}{e_t(1 - e_t)} \right] \quad (7/3)$$

Während die Trennarbeitskosten C_T in dieser Studie konstant gehalten wurden, wurde angenommen, daß die Kosten für Yellow Cake C_K von 8 \$/lb U_3O_8 auf 20 \$/lb und schließlich auf 30 \$/lb U_3O_8 steigen. Um den Preis für angereichertes Uran bei verschiedenen Yellow Cake-Preisen zu berechnen, muß zunächst die optimale Tail-Konzentration e_t für die jeweiligen Feed-Kosten C_F aus Gl.(7/3) ermittelt werden. Danach erhält man den Preis für angereichertes Uran durch Einsetzen von φ_t in Gl.(7/2) und Auflösen nach C_p .

Der Preis für angereichertes Uran für eine Reihe von U-235-Konzen-

trationen in DM/kg und für verschiedene Yellow-Cake-Preise ist in Tab.7-4 angegeben. Die augenblicklich gültige USAEC-Preisliste für angereichertes Uran basiert auf folgenden Daten: $C_K = 8$ \$/lb U_3O_8 ; $C_T = 30$ \$/kg U Trennarbeit; $e_f = e_n = 0,7115$ %; $e_t = 0,2535$ %. Die in der zweiten Spalte der Tab.7-4 angegebenen Preise entsprechen denjenigen der jetzigen USAEC-Preisliste.

Tab.7-1

Brennelement-Fabrikationskosten (einschließlich der Kosten für Konversion, Fabrikation und Transport der BE zum Reaktor, ausschließlich der Spaltstoffkosten)

Pos.	Land	BE für Reaktortyp	Durchsatz d. Fab.Anlage t/a	Fabrikationskosten in DM/kg Brennstoff(U od.U+Pu od.Th-Metall)				Ref.	Schätzungs-jahr
				1961-62	1964-66	1970	1980		
1.	USA	LWR	48	400				[7/3]	1962
2.	USA	EWR PWR	-		448 580	384 540		[7/7] [7/7]	1964 1964
3.	USA	EWR EWR	250 2500		428 148			[7/5] [7/5]	1964 1964
4.	USA	LWR	-	400	344	200	160	[7/8]	
5.	Deutsche Industrie	LWR				290-300		-	1964/65
6.	Kanada	HWR(nat.U)	-		164	80		[7/9]	1964
7.	USA	HWR(ang.U)	125		80			[7/10]	1963
8.	Frankr.	HWR(nat.U) (Be-Hülle)	-		200			[7/11]	1964
9.	USA	HWR(ang.U)			150			[7/2]	1965
10.	Deutsche Industrie	HWR			200			-	1964/65
11.	Frankr.	GGR	-		71			[7/11]	1964
12.	Deutsche Industrie	GGR	-		130			-	1964
13.	England	AGR	-		300*)			-	1964
14.	USA	THTR	20		800			[7/12]	1965
15.	Deutsche Industrie	THTR	-		900-1500			-	1965
16.	USA	Schn.Brüt.	76	Core Ax.Bl. Rad.Bl. Gesamt	860 128 192 348			[7/4]	1962
17.	USA	Schn.Brüt.	76	Core Ax.Bl. Rad.Bl. Gesamt	740 84 192 304			[7/13]	1962
18.	USA	Schn.Brüt.	-	Core + Ax.Bl. Rad.Bl.	560 244			[7/14]	1964
19.	USA	Schn.Brüt.	75	Core Ax.Bl. Rad.Bl. Gesamt	844 132 196 336			[7/15]	1962
20.	Deutschland **)	Schn.Brüt.	-	Core Ax.Bl. Rad.Bl. Gesamt	740 80 190 300			-	1965

*) Schätzungsweise gleich für LWR

***) nach Schätzungen der Karlsruher Gruppe

Fabrikationskosten zur Berechnung der Brennstoffzyklus-Kosten

	DM/kg		DM/kg		DM/kg
LWR(ORNL)	250	HWR(SSW)	200	THTR(ORNL)	1000
LWR(AEG)	250	HWR(ORNL)	150	THTR(BBK)	900
LWR(AEG)	250	GGR(CEA)	71	Na-BR(GB)	476
LWR(SSW)	300	AGR(UKAEA)	300	Na-BR(KFK)	300
LWR(SSW)	290				

Tab.7-2

Aufarbeitungskosten bestrahlter Brennelemente in Anlagen auf der Basis von
Solvent Extraktion/Ionen Austausch
in DM/kg bestr.Brennstoff(ohne Kosten für Material, Transport und Material-Verlust)

Pos.	Land	Anlagen Durchsatz t/d	Anlagen- Typ ¹⁾	Ungefähre Kapital-In- vestition DM·10 ⁶	Aufarbeitungskosten				Ref.	Schätzungs- jahr
					1961-62	1964-66	1970	1980		
1.	USA	1,0	Z	92		96+EK ²⁾			[7/7,7/20]	1964
2.	USA	1,0	Z	-		128			[7/5]	1964
		10,0	Z	-		25			[7/5]	1964
3.	USA	1,0	Z	172	120				[7/18]	1961
		10,0	Z	240	16				[7/18]	1961
4.	USA	1,0	Z	80		104+EK ²⁾	92+EK	80+EK	[7/24]	1962
5.	England	5,0	Z	168		34-68 ³⁾			[7/6]	1964
6.	Mol/Belgien	0,350	Z	56		400	(110-216) ⁵⁾		[7/19]	1962 (66)
7.	Karlsruhe	0,200	Z	36		216			[7/21]	1964
8.	USA	0,068	I	16,0	284				[7/28]	1961
9.	USA	0,120	I	16,32	172				[7/19]	1962
		0,270	I	19,12	88				[7/19]	1962
10.	USA	0,300	Ionen-Aust.	28			204		[7/13]	1962
		1,0	Ionen-Aust.	56			136		[7/13]	1962
11.	USA	-	-	-			220-360		[7/14]	1964
12.	USA	0,046	Ionen-Aust.	23,4			312		[7/15]	1964
		0,139	Ionen-Aust.	32,4			144		[7/15]	1964
		0,279	Ionen-Aust.	52,2			118		[7/15]	1964
13.	USA	0,500	Z	120			300-350		[7/29]	1965
		0,500	Z	156			650-850		[7/29]	1965
14.	USA	1,0	Z	-			300		[7/2]	1965
15.	Deutsche Industrie	-	Z für BE mit schwach ang. U				80-100		-	1964/65
16.	Deutsche ⁴⁾ Industrie	-	Z für BE aus NaI-BR(KFK)				260		-	1964/65
17.	Deutsche Industrie	-	Z für THTR-BE				260-500		-	1964/65

- 1) Z: Zentral angeordnet
I: mit dem Reaktor integriert
Ionen Aust.: Aufarbeitung nach d.Ionen-Austausch-Verfahren, speziell f.BE in Schn.Brütern
- 2) Die Kosten für die Einstellzeit sind zu diesem Wert zu addieren
- 3) 34 DM/kg für Magnox
68 DM/kg für AGR-Oxyd
- 4) Nach Schätzungen der Karlsruher Gruppe
- 5) Nach einer privaten Mitteilung der EUROCHEMIC (1966)

Aufarbeitungskosten zur Berechnung der Brennstoffzykluskosten

Reaktortyp	DM/kg	Reaktortyp	DM/kg
LWR(ORNL)	100	GGR(CEA)	80
LWR(AEG)	100	AGR(UKAEA)	100
LWR(AEG)	100	THTR(ORNL)	200
LWR(SSW)	100	THTR(BBK)	260
LWR(SSW)	100	Na-BR(GE)	120
HWR(SSW)	90	Na-BR(KFK)	260
HWR(ORNL)	100		

Tab.7-3

Transportkosten für bestrahlte Brennstoffe in DM/kg bestr.Brennstoff

Pos.	Land	Behälter- Gewicht t	Gewicht des Brennstoffs t	BE für Reaktor- typ	Transportkosten			Ref.	Schätzungs- Jahr
					1961-62	1964-66	1970 1980		
1.	USA	-	-	LWR		MWd/kg Abbrand 25 11,68 30 13,56 35 16,84	[7/2]	1965	
2.	USA	18	-	LWR	64		[7/3]	1962	
3.	USA	-	-	LWR		40	[7/6]	1964	
4.	USA	-	-	LWR		24	[7/7]	1964	
5.	USA	-	-	LWR		56	[7/8]	1962	
6.	USA	27 64	0,91 3,50	LWR LWR	36-55 25-44		[7/24] [7/24]	1961 1961	
7.	EWG	50	2,5	LWR		22,4	[7/25]	1964	
8.	von Eu- ropa n. USA	-	-	LWR		70-80	[7/24]	1961	
9.	von Eu- ropa n. USA	-	-	LWR		76	[7/25]	1964	
10.	von EWG n.Eng- land	-	-	LWR		34	[7/25]	1964	
11.	Deutsche Industr.	-	-	LWR		40	-	1965	
12.	USA	-	-	HWR (ang.U)		MWd/kg Abbrand 14 6,5 17 6,84 20 6,92	[7/2]	1965	
13.	USA	-	-	HWR (nat.U)		10	[7/10]	1963	
14.	Deutsche Industr.	-	-	HWR		30	-	1965	
15.	Frank- reich	22,5 55,0	0,4 2,16	GGR GGR		15 9	[7/23]	1964	
16.	England	-	-	GGR AGR		2,8 11,2	[7/6] [7/6]	1964 1964	
17.	Deutsche Industr.	-	-	GGR AGR		30 40	-	1965	
18.	USA	-	-	THTR		MWd/kg Abbrand 50 ≈ 105 60 105 70 105	[7/1]	1964	
19.	USA	100	3,02	THTR		≈ 75	[7/2]	1965	
20.	Deutsche Industr.	-	-	THTR		40	-	1965	
21.	USA	-	-	Schnelle Brüter Core+Bl.		35	[7/13]	1962	
22.	USA	-	-	Schnelle Brüter Core+Bl.		96	[7/14]	1964	
23.	Deutsche Industr.	-	-	Schnelle Brüter Core+Bl.		40-100	-	1965	

*) von der KarlsruherGruppe vorgeschlagene Kostendaten

Transportkosten zur Berechnung der Brennstoffzyklus-Kosten

DM/kg

Alle LWR- und AGR-Typen 40

Alle HWR- und GGR-Typen 30

Alle THTR-Typen 40

Na-BR (GE) 40

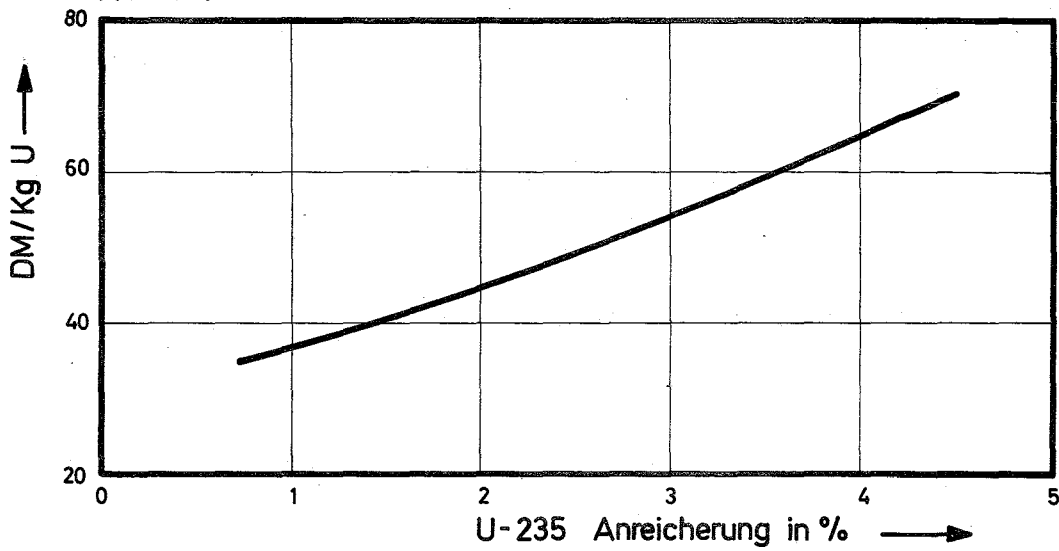
Na-BR (KFK) 100

Tab.7-4

Preis des angereicherten Urans für verschiedene Yellow-Cake-Preisein DM/kg U-238+235; $C_T = 30$ \$/kg U; $C_C = 2,7$ \$/kg U; $e_f = 0,7115$ %

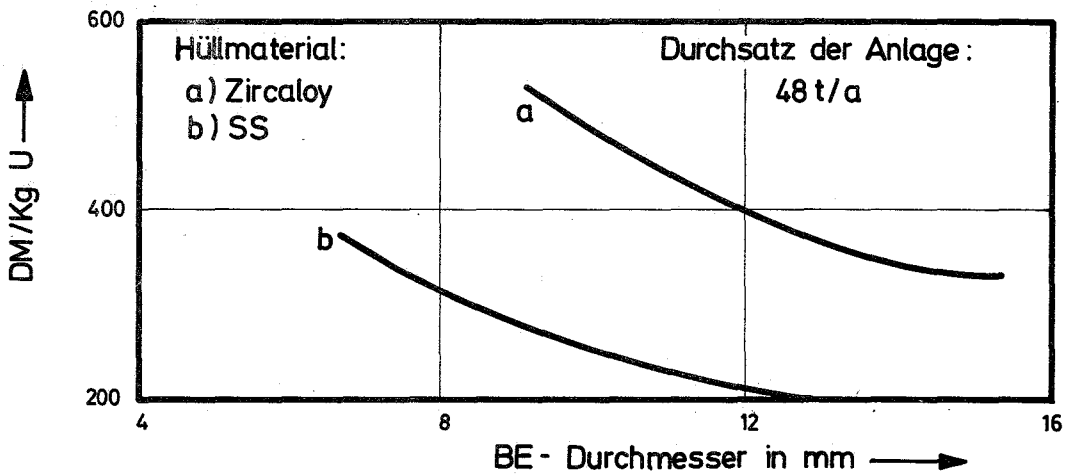
Yellow-Cake-Preis C_K \$/lb U_{3O_8}	8	20	30
Preis des anger. Urans U-235 Konzentra- tion, Gew.-%	DM kg U-235+238	DM kg U-235+238	DM kg U-235+238
nat. Uran 0,39	14,8	58,90	103,31
0,7115	94,00	218,80	322,78
1,12	234,62	465,56	638,01
2,25	691,80	1194,87	1583,08
3,00	1017,15	1704,60	2231,44
44,00	20608,90	31436,87	39478,01
66,60	31647,83	47974,71	60249,28
80,00	38248,24	57872,54	72622,10
93,00	44758,70	67569,52	84722,70
Opt.Waste-Konzentra- tion e_t für verschie- dene Yellow-Cake- Preise C_K	0,2535 %	0,1668 %	0,1329 %
Preis des reinen U-235 für verschiedene Yellow-Cake-Preise C_K (in Konzentr. > 93%) DM/g U-235	48,18	72,65	91,10

Abb. 7-1



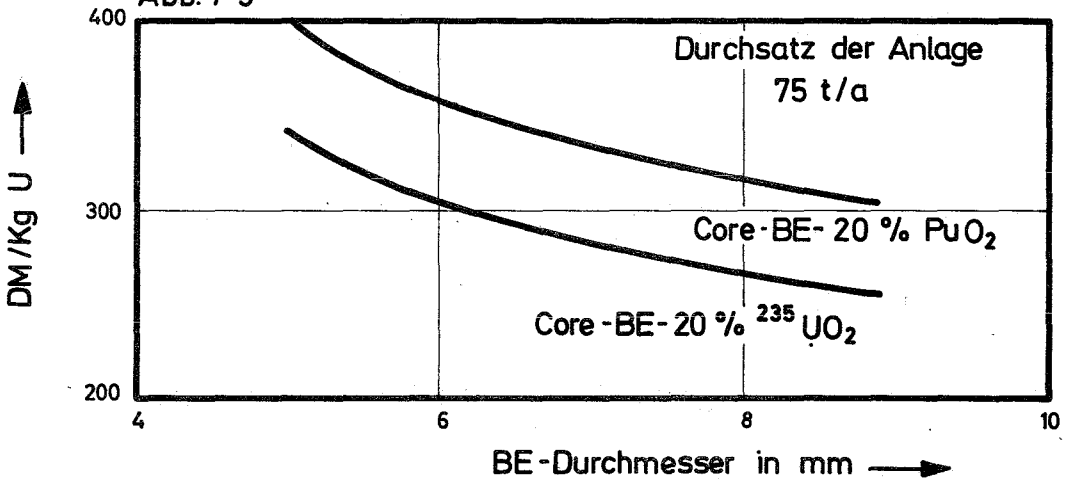
Abhängigkeit der UF₆-UO₂-Konversionskosten von der U-235 Anreicherung [7/3]

Abb. 7-2

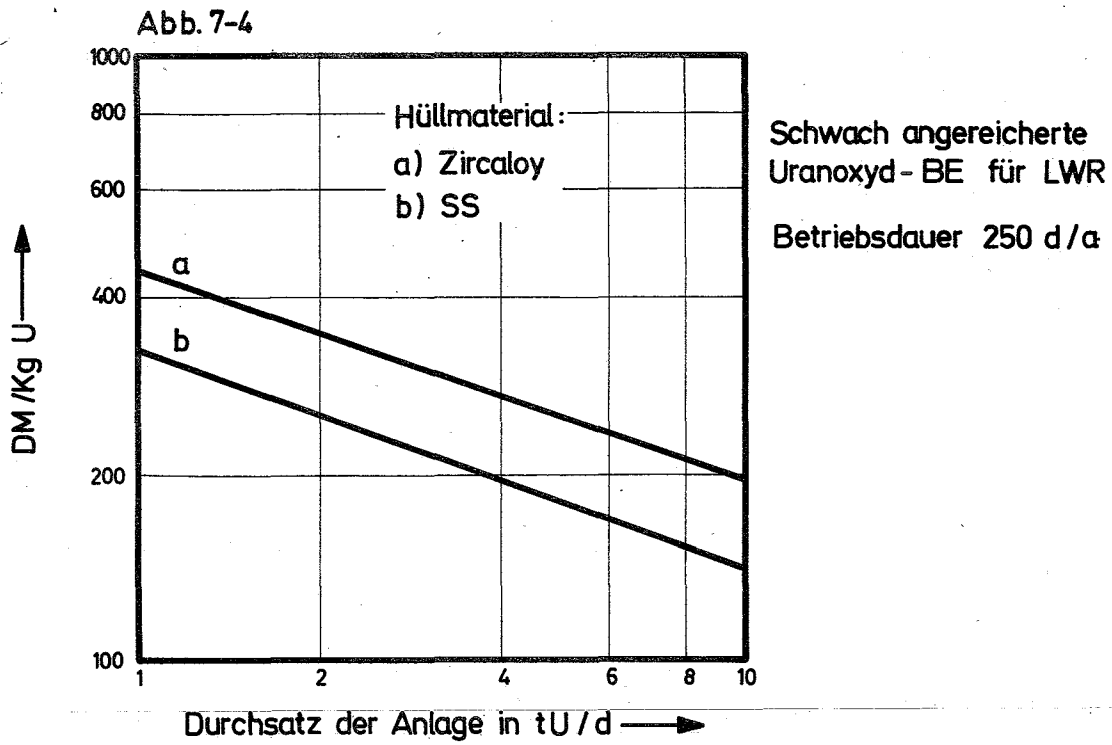


Herstellungskosten der Brennelemente in Abhängigkeit vom BE-Durchmesser : Thermische Reaktoren [7/3]

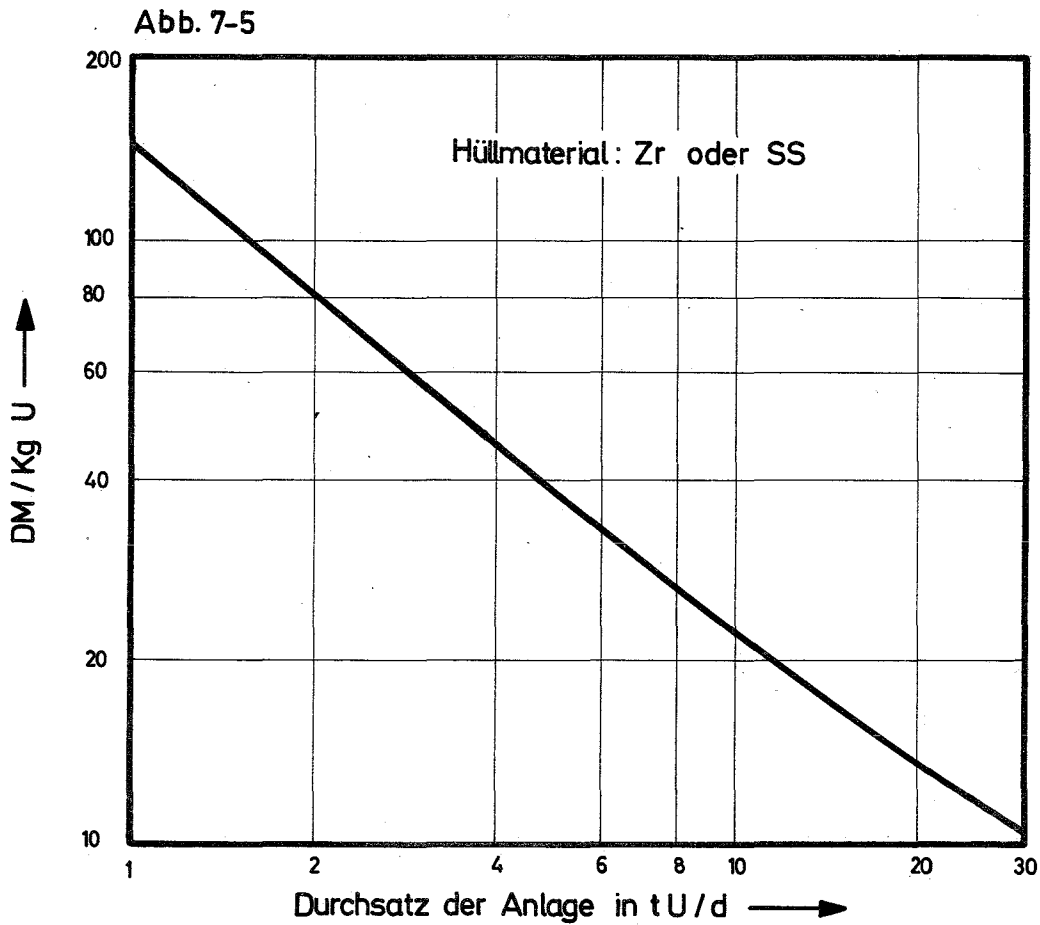
Abb. 7-3



Herstellungskosten der Brennelemente in Abhängigkeit vom BE-Durchmesser : Brutreaktoren [7/4]

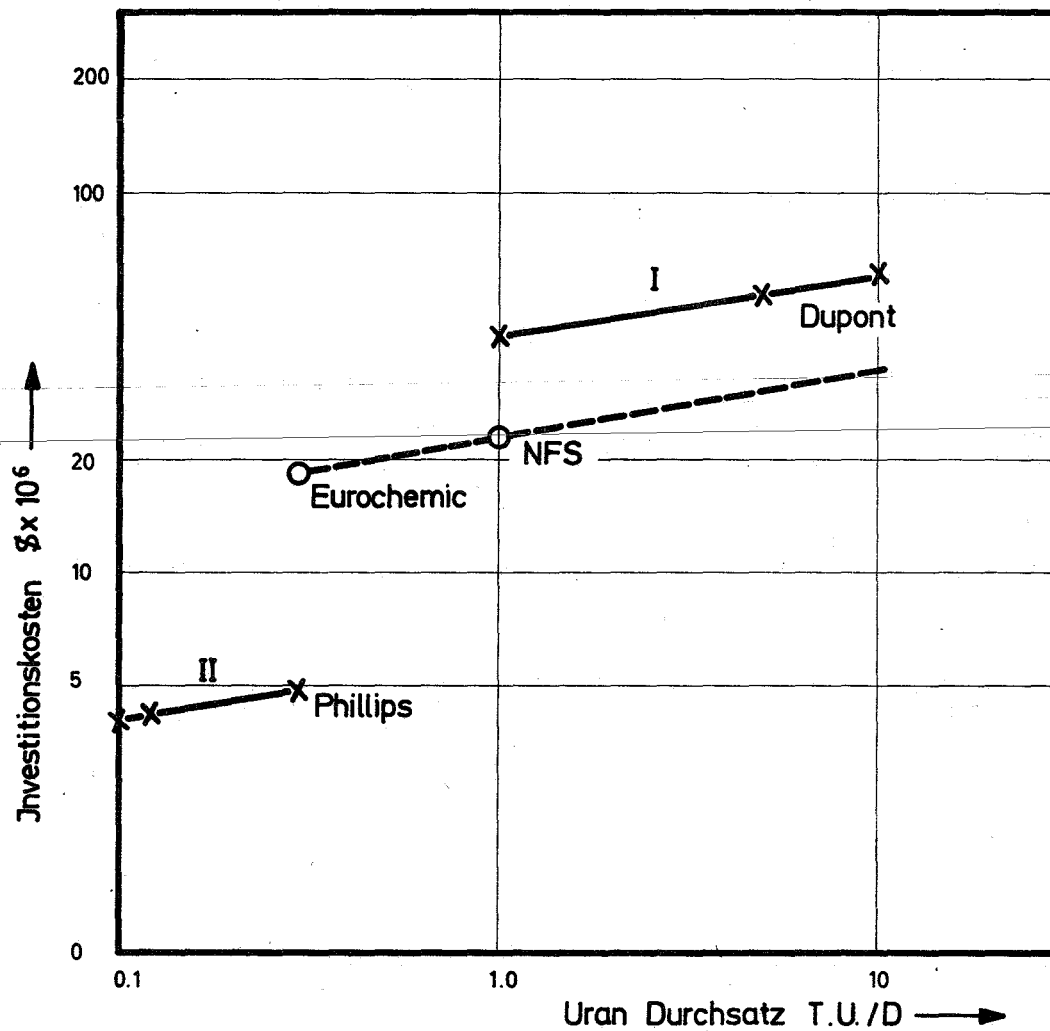


Abhängigkeit der Herstellungskosten von der Größe der Anlage.
(Gesamte Herstellungskosten ohne die Urankosten.) [7/5]



Abhängigkeit der spezifischen Aufarbeitungskosten
von der Größe der Anlage. [7/5]

Abb. 7-6



Abhängigkeit der Investitionskosten für die Aufarbeitungsanlage vom Durchsatz [7/19] Kurve I : Zentrale Anlage, Kurve II : mit dem Reaktor integrierte Anlage.

Literatur

- [7/1] ORNL Chem. Techn. Divn.: "Annual Progress Report for the Period Ending May 1964"
USAEC ORNL-3627 (1964)
- [7/2] M.W. Rosenthal et. al.: "A Comparative Evaluation of Advanced Converters"
USAEC ORNL-3686 (1965)
- [7/3] Kaiser Engineers: "Guide to Nuclear Power Cost Evaluation"
USAEC TID-7025 Vol. 4 (März 1962)
- [7/4] G.D. Collins: "Fabrication Cost Estimate for UO_2 and PuO_2-UO_2 Fuel"
USAEC GEAP-3824 (März 1962)
- [7/5] F.L. Culler, R.E. Blanco: "Advances in Aqueous Processing of Power Reactor Fuels"
3. ICP UAE, P/249, Genf (1964)
- [7/6] N.L. Franklin et. al.: "Fuel Cycle Costs for a Large Scale Nuclear Power Program"
3. ICP UAE, P/159 a, 159 b, Genf (1964)
- [7/7] J.M. Vallance: "Fuel Cycle Economics of Uranium Fueled Thermal Reactors"
3. ICP UAE, P/247, Genf (1964)
- [7/8] USAEC: "Civilian Nuclear Power, A Report to the President"
USAEC, Appendices (1962)
- [7/9] W.B. Lewis, T.G. Church: "Electricity Supply in Canada and the Role of Nuclear Power"
3. ICP UAE, P/1, Genf (1964)
- [7/10] D.F. Babcock et. al.: "An Evaluation of Heavy Water Moderated Power Reactors"
USAEC, DP-830 (März 1963)
- [7/11] J. Gaussens: "L'Economie à la Conférence de Genève 1964"
Energie Nucléaire 6, 6 (Dez. 1964)

- [7/12] A.L.Lotts, et.al.: "Refabrication Technology and Costs for High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels"
USAEC, ORNL-TM-1115 (1965)
- [7/13] G.D.Collins: "Comparative Study of PuC-UC and PuO₂-UO₂ as Fast Reactor Fuel"
USAEC, GEAP-3880 (Pt.II) (Nov.1962)
- [7/14] E.L.Link: "Fuel Cycle Economics of Fast Reactors"
3. ICPUAE, P/248, (Genf 1964)
- [7/15] E.L.Zebroski et.al.: "Plutonium Fuel Processing and Fabrication for Fast Ceramic Reactors"
GEAP-3876 (Febr.1962)
-
- [7/16] R.Vogel et.al.: "Fluoride Volatility Processes for the Recovery of Fissionable Material from Irradiated Reactor Fuels"
3. ICPUAE, P/250, Genf (1964)
- [7/17] L.Burris (Jr): "Pyrometallurgical and Pyrochemical Fuel Processing"
3. ICPUAE, P/251, Genf (1964)
- [7/18] W.H.Farrow (Jr): "Radiochemical Separation Plant Study. Part II: Design and Cost Estimates"
USAEC, DP-566 (März 1961)
- [7/19] C.M.Slansky, J.A.McBride: "Design Philosophy for Small Size Radiochemical Processing Plants"
AED-Conf. 094-72 (1962)
- [7/20] Nucleonics News: "Privately Owned Fuel Reprocessing"
Nucleonics 21, 4 (1963)
- [7/21] U.Schindewolf: Interner Bericht
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KVT (1964)
- [7/22] J.T.Thompson: "Transportation of Highly Radioactive Materials"
USAEC, NYO-9774 (1963)

7-22

- [7/23] Y.Sousselier: "Irradiated Fuel Transport Costs and Maintenance Costs in Chemical Reprocessing Plant"
3. ICP UAE, P/64, Genf (1964)
- [7/24] USAEC: "Costs of Nuclear Power"
USAEC TID-8531 (Jan.1961)
- [7/25] EURATOM: "Lage und Perspektiven der Kernenergie in der EWG"
EUR/C/4000/3/64 d (1964)
- [7/26] Nucleonics News: "Probable Costs Figured for Private Diffusion Plant Operation"
Nucleonics 22, No.9 (Sept.1964)
-
- [7/27] M.Benedict, T.H.Pigford: "Nuclear Chemical Engineering"
McGraw-Hill S.401-404 (1957)
- [7/28] H.Schneider et.al.: "A Study of the Feasibility of a Small Scale Reprocessing Plant"
USAEC IDO-14521 (1961)
- [7/29] Nicholson et.al.: "Burn-leach Process for Graphite Base Reactor Fuels Containing Carbon-coated Carbide or Oxide Particles"
USAEC, ORNL-TM-1096 (1965)
- [7/30] General Electric: "Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study"
GEAP-4418 (1964)

Kapitel 8

Zusammenstellung technischer und wirtschaftlicher Daten für Reaktoren und Reaktorprojekte

(W.Schmidt)

8.1 Allgemeines

Die in der Studie zur Errechnung der einzelnen Strategien verwendeten charakteristischen Datenblöcke für verschiedene Reaktortypen entstanden teilweise in enger Zusammenarbeit von Fachleuten aus der reaktorbauenden Industrie in Deutschland und aus der Forschung. Um einen Hintergrund für diese Datenblöcke zu schaffen, wird im folgenden belegendes Zahlenmaterial für Kernkraftwerke zusammengestellt, welche im wesentlichen in der Größenordnung über 150 MWe Leistung liegen.

Der Bericht umfaßt jene Parameter und Kenngrößen aus den technischen und ökonomischen Grunddaten von Reaktoren und Reaktorprojekten, die bis jetzt aus der Literatur zu entnehmen sind. Gliederung und Dimensionen entsprechen dem "allgemeinen Datenblock" (Reaktor, Technische Grunddaten; Investitions- und Betriebskosten, Grunddaten; Kapitel 10). Die veröffentlichten und auf anderen Wegen erreichbaren Daten weichen oft stark voneinander ab; daher wurde versucht, nur die neuesten und am besten gesichert erscheinenden Zahlen aufzunehmen. Die Literatur wurde bis etwa Ende 1965 berücksichtigt. Weiter ist zu bemerken:

A) Zu den Technischen Grunddaten:

Die Grunddaten sind im allgemeinen untereinander konsistent und in guter Übereinstimmung der verschiedenen Quellen zu erhalten. Größere Abweichungen ergeben sich lediglich beim Abbrand. Isotopenvektoren für die Entladung sind so gut wie überhaupt nicht erhältlich. Dies liegt wohl an der Tatsache, daß diese Zahlen auch dem Besitzer häufig erst nach Errichtung des Kernkraftwerkes mit einiger Genauigkeit bekannt werden. Zu den Grunddaten wurden noch die Coreleistungsdichte q (kW/ltr.Core) und das auf den Spaltstoffeinsatz be-

zogene Rating r_{sp} (MW/kg_{sp}) als weitere wichtige Parameter zur Charakterisierung eines Kernkraftwerkes hinzugefügt.

B) Zu den Kostendaten:

Die spezifischen Gesamtanlagekosten (DM/kWe) gliedern sich in:

- a) Die direkten spezifischen Anlagekosten (K_{AD}), die folgende Positionen umfassen:

Nukleare Dampferzeugungsanlage

Konventionelle Turbinenanlage einschließlich Generatoren und zusätzlichen Einrichtungen

Gebäude

- b) Die indirekten spezifischen Anlagekosten (K_{AI}), die alle bauherrnseitigen Aufwendungen enthalten:

Land und Landerschließung

Zusätzliche indirekte Kosten wie Projektierung, Bauüberwachung, Inbetriebnahme usw. (Engineering)

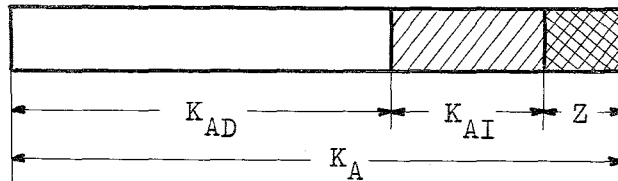
Unvorhergesehenes

Um für die Schaubilder vergleichbare Daten zu erhalten, wurden bei fehlenden Angaben über indirekte Kosten in Übereinstimmung mit amerikanischer Literatur [8/2] dafür 30% der direkten Kosten K_{AD} (20% für das "Engineering" und 10% für Unvorhergesehenes) in Anrechnung gebracht.

- c) Die Bauzinsen Z

Um einen Vergleich zu ermöglichen, wurden die Bauzinsen in den Tabellen gesondert ausgewiesen, während sie in der Studie mit einer speziellen Formel implizit erfasst werden (s. Kapitel 5). Bei fehlenden Werten wurden hier, ebenfalls in Übereinstimmung mit [8/2], 11% der Summe aus den direkten und indirekten spezifischen Anlagekosten ($K_{AD} + K_{AI}$) eingesetzt.

Die Kapitalkosten K_A setzen sich demnach nach folgender Skizze zusammen:



K_{AD} direkte spezifische Anlagekosten
 K_{AI} indirekte spezifische Anlagekosten
 Z Bauzinsen ($= \% [K_{AD} + K_{AI}]$)

In den Tabellen werden zur besseren Vergleichsmöglichkeit alle Elemente von K_{AD} und K_{AI} als Prozentsatz bezogen auf K_{AD} angegeben. Ferner werden K_{AD} und K_{AI} jeweils als Prozentsatz bezogen auf $(K_{AD} + K_{AI})$ ausgewiesen. Mit Hilfe dieser Prozentangaben lassen sich die absoluten Zahlenwerte leicht errechnen.

Die D_2O -Kosten für Schwerwasserreaktoren werden getrennt zu den Anlagekosten zugeschlagen. Sie brauchen nicht mit Bauzins belastet zu werden, da das Schwerwasser direkt zur Inbetriebnahme angeliefert werden kann. Die Herstellungskosten und der Brennstoffwert für das erste Core sind nicht in den direkten Anlagekosten enthalten und treten erst bei den arbeitsabhängigen Kosten in Erscheinung. Kostenwerte aus verschiedenen Ländern dürften eigentlich nur nach Einzelkomponenten, umgerechnet nach den jeweiligen Preisindizes, verglichen werden. Zur Vereinfachung wurden hier nur die Gesamtwerte gemäß den durchschnittlichen Währungskursen umgerechnet^{*)}.

Die in den Tabellen angegebenen spezifischen Anlagekosten K_A sind in den Tafeln doppelt logarithmisch aufgetragen, jeweils getrennt für Druckwasser-, Siedewasser-, Gasgekühlte- und Schwerwasserreaktoren, sowie Natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren. Ringe entsprechen in Betrieb befindlichen bzw. in Auftrag gegebenen Kraftwerken, während Dreiecke Projekte oder Studien darstellen.

Die spezifischen Anlagekosten fallen natürlich mit steigender Blockgröße der Kraftwerke. Der Abfall entspricht einer hyperbolischen Kostendegression. Demnach verhalten sich die spezifischen Ko-

^{*)} 100 ÖS = DM 15,85
 1 US\$ = DM 4,00
 100 FF = DM 81,50

1 £ = DM 11,20
 1 Rubel = DM 4,44

sten K_1 und K_2 zweier Kernkraftwerke mit den Leistungen N_1 und N_2 näherungsweise wie

$$(K_1/K_2) = (N_2/N_1)^d$$

wobei d die negative Steigung der Kostengeraden in doppellogarithmischem Maßstab oder den Kostendegressionsfaktor bedeutet. Aus verschiedenen Gründen wurde darauf verzichtet, einzelne Degressionsfaktoren anzugeben. Es sei nur auf die GE-Liste hingewiesen, in der die direkten Anlagekosten für Siedewasserreaktoren einen Kostendegressionsfaktor von 0,31 aufweisen.

C) Zu den arbeitsabhängigen Kostendaten:

Die gesamten spezifischen Energieerzeugungskosten k_{ges} (DPf/kWh) enthalten die folgenden Anteile:

1. spezifische Investitionskosten	k_I
2. spezifische Brennstoffkosten	k_{Br}
3. spezifische Betriebskosten	k_B
4. spezifische Versicherungskosten	k_V

Die spezifischen Energieerzeugungskosten sind den verschiedensten Quellen entnommen und gründen sich daher auch auf unterschiedliche, meist unbekannte Berechnungsschemata. Deshalb ist natürlich ein Vergleich der verschiedenen Kosten nur bedingt möglich und mit Vorsicht zu betrachten. Die Aufteilung der Energieerzeugungskosten in fixe und variable Anteilkosten entspricht der üblichen Betrachtungsweise. Zu den variablen Anteilen ist noch zu bemerken, daß die spezifischen Brennstoffkosten k_{Br} der in der Studie gerechneten Reaktortypen mit dem Uranpreis (von 8 \$/lb U_3O_8) angegeben sind. Die spezifischen Versicherungskosten k_V für diese Reaktortypen sind in den spezifischen Investitionskosten k_I enthalten. Soweit in der Literatur solche Versicherungskosten angegeben sind, wurden sie getrennt als k_V in den Tabellen ausgewiesen.

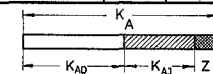
8.2 Tabellen

In den folgenden Tabellen 8-1 bis 8-3 sind Zahlenwerte zu den Datenblöcken von Druckwasser-, Siedewasser-, Schwerwasser- und gasgekühlten Reaktoren sowie von schnellen Brutreaktoren zusammengestellt.

DRUCKWASSERREAKTOREN

Tabelle 8-1

	P _e	η	r	r _{sp}	α	q	x ₀ ^S	x ₀ ^{8/6}	x ₀ ⁵	x ₁ ^{8/6}	x ₁ ⁵	x ₁ ^{8/6}	x ₁ ⁵	x ₁ ^{8/6}	x ₁ ⁵	x ₁ ^{8/6}	x ₁ ⁵	x ₁ ^{8/6}	x ₁ ⁵	K _A	K _{AD}	K _{A3}	nuklearer Teil	konvent. Teil	Gebäude	Land	Engineer.	Unvorherges.	Bauzinsen	Z	Annuität	K _I	K _{Br}	K _B	k _v	K _{ges}	Literatur		
																																						MWe	1
YANKEE 1	175	0,29	0,0287	0,700 0,844	14,0	90	34 -4,1	966	—											156,1	892	72,9	21,6	4,39	32,7	23,4	0,5	29,1		58	0,8	10,0	1,68 1,59	1,12 1,90	1,00	0,16	396 349	[4][9][25][31]	
NOWOWORONESCH	200	0,26	0,0239	0,956 1,693	2-3	432	15 -2,5	985	—											336,4	1682																		[25][3]
INDIAN POINT	255	0,258	0,0318	0,472	14,8	76	67,4	0,51	92,75											503,6	1975	83,5	6,4	44,1	20,1	35,8	0,4	7,3		11,3	0,8	13	3,20	1,32	0,36		4,88	[7][20][25][16]	
SELNI	257	0,287	0,0213	0,655	13,0	64,4	32,5	96,75	—											297,3	1157	70	30	4,6,8	29,0	—	24,2		42,8	0,8	10,56	1,37 1,68	1,06 1,27	—	0,50	2,43 3,45	[25][13][1]		
SENA	266	0,293	0,0288	0,720	13,4	69	4,0	96,0	—	2,13										347,1	1305									0,8	10	1,90	1,36	0,43	0,13	3,82	[1][6][2][25]		
OBRIGHEIM	283	0,312	0,0257	0,857	24,0	72,6	3,0	97,0	—											273,9	968								0,68	11,4	1,69	0,97	0,50	0,21	3,37	[1][31]			
SAN ONOFRE	429	0,318	0,0232	0,644	24,0	77,2	3,6	95,4	—											348,3	812											1,51	0,80	0,17	0,08	2,56	[4][9][25][31]		
CONN. YANKEE	463	0,314	0,0217	0,517 0,638	24,0	61,2	3,4 -4,2	96,6	—											340,8	736	72,2	27,8	54,2	35,0	9,8	1	38,5										[4][9][25][32]	
MALIBU	462	0,313	0,0218	0,574	24,0	3,8	96,2	—												321,5	696	83,1	11,9	60,2	38,5	1,3	—	6,8	5,7	5,3	0,7		0,88	0,72	0,20	0,08	1,88	[4][25]	
RAVENSWOOD	1000	0,351	0,0255	0,708		3,6	96,4	—												700	700																[5][26]		
LWR (SSW-65)	600	0,32	0,0252	0,840	24,0	66	3,0	97,0	—	1,12	97,95	0,57	0,25	0,11	—	0,93				383,4	693	69,3	20,8					30		11	0,7	11,8	1,36	1,09	0,23	in k _t	2,68		
LWR (SSW-65)	1000	0,32	0,027	0,900	24,0	71	3,0	97,0	—	1,12	97,95	0,57	0,25	0,11	—	0,93				577	577	69,3	20,8					30		11	0,7	11,8	1,11	0,87	0,12	in k _t	2,10		
LWR (ORNL)	1000	0,31	0,031	1,409	21,0	80,7	2,2	97,8	—	0,83	98,75	0,35	0,18	0,09	—	0,62				533	533	70,8	19,5	53,6	33,4	13,0	0,4	15,5	11,6	10,8	0,75	1,18	1,02	0,75	0,12	in k _t	1,89	[2][4]	
LWR (SSW-70)	1000	0,34	0,027	1,000	27,0	7,4	2,7	97,3	—	0,80	98,21	0,55	0,33	0,11	—	0,44				533	533	69,3	20,8					30		11	0,7	11,8	1,02	0,70	0,12	in k _t	1,84		



K_A - Gesamtanlagekosten
K_{AD} - direkte Gesamtanlagekosten Z - Bauzinsen
K_{A3} - indirekte Gesamtanlagekosten

SIEDEWASSERREAKTOREN

SENN	150	0,30	0,0109	0,540	13,2	27,3	20,2	97,98	—	0,93	98,53	0,54	—	0,54	267,3	178,2																										
DRESDEN 1	200	0,31	0,0138	0,746	13,5	33,2	1,85	98,15	—						14,64	732	82,2	17,8									13	20,4			0,8	10	1,39	1,74	—	—	3,14	[25][5][6][16][22]				
GUNDREMMINGEN	237	0,296	0,0172	0,811	16,5	40,9	2,12	97,88	—	0,83	98,54	0,629	—	0,629	286,5	120,9															0,8	10	1,73	0,96	—	—	2,89	[31][4][5][13]				
LINGEN	240	0,327	0,0153	0,637	16,5	33,1	2,4	97,6	—						218,9	912														0,57	10,27	1,74	1,27	0,52	0,30	3,83	[1][24]					
BODEGA BAY	313	0,31	0,015	0,750	22,0	2,0	98,0	—							242,9	77,6	81,6	18,4															1,30	0,77	0,14	0,12	2,33	[4][5][9][16][35]				
TARAPUR	380	0,287	0,0166	0,794		39,4	20,9	97,91	—						415,7	109,4														0,75	10		1,05					2,70	[3][44]			
NINE MILE POINT	500	0,32	0,0162		22,0										408,5	720	79,6	12,3	46,2	36,1	17,7					2,2	6,4	6,8	8,8			1,56	0,87	0,18	0,06	2,67	[3][4][25]					
OYSTER-CREEK	515 620	0,32	0,0168	0,800	22,0	34,5	2,1	97,9	—						272	528 440	88,2	5,6								1,3	3,1	1,7	6,8	0,8	10	0,68	0,69	0,18	0,07	1,62	[4][9][25][38]					
LWR (AEG-65)	600	0,34	0,018	0,643	24,0	38	2,8	97,2	—	0,96	98,33	0,41	0,21	0,09	—	0,71	383,4	69,3	20,8									30		11	0,7	11,8	1,33	0,95	0,20	in k _t	2,48					
LWR (AEG-65)	1000	0,34	0,020	0,833	24,0	42	2,4	97,6	—	0,73	98,54	0,43	0,21	0,10	—	0,74	533	533	69,3	20,8							30		11	0,7	11,8	1,02	0,73	0,12	in k _t	1,87						
LWR (USA)	1000				22,0										608	608	67,4	19,5	55,2	34,2	10,6					0,3	16,2	12,4	1,50			1,28	0,54	0,08	0,02	1,92	[4]					
DRESDEN 2	793	0,345	0,0159		22,0	36,6									380,6	480	79,2	20,8																				[12][33]				
LWR (TD 7025)	400														380	720	63,2	28,0	48,0	35,6	16,4					0,8	30,3	13,3	9,7									[14]				
LWR (AEG-70)	1000	0,345	0,0221	0,863	27,5	44	2,56	97,44	—	0,85	98,34	0,42	0,29	0,10	—	0,81	516	516	71,7	18,4										11	0,7	11,8	0,99	0,67	0,12	in k _t	1,78					

Tabelle 8 - 2

GASGEKÜLTE (MAGNOX-, AGR-, HTGR-) REAKTOREN

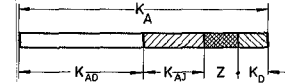
	P_e	η	r_{sp}	r	a	q	x_o^5	x_o^{8+6}	x_o^1	x_1^5	x_1^{9+6}	x_1^9	x_1^{10+2}	x_1^1	x_1^1	x_1^{PU}	K_A	K_{AD}	K_{AJ}	nukleoner Teil	konvent. Teil	Gebäude	Land	Engineer.	Unvorherges.	Bauzinsen	α	Annuität	k_1	k_{Br}	k_B	k_V	K_{ges}	Literatur				
	MWe	1	$\frac{MWh}{kg Br}$	$\frac{MWh}{kg Sp}$	$\frac{MWh}{kg Br}$	$\frac{KW}{t}$	%	%	%	%	%	%	%	%	%	%	Mio DM	$\frac{DM}{KW_e}$	% K	% K	% K _{AD}	% K _{AD}	% K _{AD}	% K _{AD}	% K _{AD}	% K _{AD}	1	%	DFF R/W	DFF R/W	DFF R/W	DFF R/W	DFF R/W					
TOKAI MURA	157	0,286	0,0031	0,430					U nat	—							351,4	2238									0,8	12	374	1,41	—	0,48	—	564	[3] [16] [27][43]			
LATINA	200	0,284	0,0026	0,361	30	0706			U nat	—							306,2	1531									0,8	10,56	3,13	1,22	0,52	0,12	—	499	[1] [3] [16][27] [28][35]			
EDF - 2	200	0,236	0,0034	0,472		093			U nat	—							287,4	1437																228	[3] [13] [16][27] [35]			
EDF - 3	480	0,308	0,0037	0,514	40				U nat	—							464,6	968									0,8	8,1	1,11	0,71	0,28	0,17	—	228	[11] [3] [6] [8] [27][40]			
EDF - 4	480	0,291	0,0037	0,514	40				U nat	—							428,6	893									0,8	8,1	1,03	0,55	0,28	0,17	—	203	[1] [6] [27][40]			
GGR (CEA)	1000	0,32	0,0062	0,861	50				U nat	—	0,31	99,46	0,16	0,06	0,01	—	0,23	693	693								—	30	11	0,7	11,8	1,33	0,73	0,12	in k_T	2,18		
MAGNOX (SSW)	600	0,31	0,0045	0,625	40				U nat	—	0,375	99,317	0,18	0,06	0,01	—	0,25	649	108,2	69,3	20,8						—	30	11	0,7	11,8	2,02	1,68	0,23	in k_T	3,93		
BERKELEY	276	0,244	0,0024	0,333	30 - 37	0537			U nat	—							560	2029																488	[3] [5] [16] [27] [35]			
BRADWELL	300	0,282	0,0022	0,305	30	0579			U nat	—							590	1968									0,8	8,7	2,24	1,12	—	0,24	—	360	[25] [27] [35] [3] [5] [16]			
HUNTERSTONE	300	0,283	0,0021	0,291		053			U nat	—							471	1570																360	[3] [5] [16] [27] [35]			
HINCKLEY POINT	500	0,264	0,0027	0,375		074			U nat	—							817,5	1635																396	[3] [5] [16] [27] [35]			
TRAWSFYNYDD	500	0,294	0,0029	0,402		082			U nat	—							774	1548																376	[3] [5] [16] [27]			
DUNGENESS A	550	0,329	0,0028	0,389	29,7	0742			U nat	—							700	1273																308	[3] [5] [16] [27]			
OLDBURY A	560	0,336	0,0030	0,416		0811			U nat	—							715,7	1278																308	[3] [5] [16] [27]			
SIZEWELL A	560	0,305	0,0030	0,416		0811			U nat	—							679,3	1213									0,8	10	1,66	0,96	—	—	—	262	[3] [5] [16] [25] [27] [37]			
WYLFA	1180	0,314	0,0032	0,444	40	0865			U nat	—	0,39	99,37	0,19	0,05	—	0,24	1351,1	1145									0,75							330	[3] [5] [27] [37]			
AGR (UKAEA)	1000	0,41	0,018	0,800	20		225	97,75	—	0,7	98,75	0,25	0,24	0,06	—	0,55	606	606	69,3	20,8							—	30	11	0,7	11,8	1,16	0,82	0,12	in k_T	2,10		
DUNGENESS B	1197	0,415	0,0095	0,393 -0,477	18	861	199 -242	98,01 -97,58	—								1051,1	878	88,1	1,5	4,4	27	31				1,7	10,8	0,75	7,5	1,29	0,63	0,11	0,06	2,09	[29] [48]		
PEACH BOTTOM	40	0,346	0,068	0,523	-60	831	13	1	86								112,5	2812									0,8								[16] [35] [36]			
HTGR (G.A.)	532	0,429			-87	691																													[36]			
THTR (ORNL)	1000	0,44	0,024	0,628	57,1	70	231	059	95,17	1,51	0,42	0,76	0,97	2,17	0,60	95,50	467	467	70,6	19,5	56,8	3,27	10,5				0,4	15,4	11,6	10,8	0,7	11,8	0,91	0,77	0,12	in k_T	1,80	[2] [1] [36]
THTR (BBK)	600	0,40	0,078	0,951	132,0		6,2	0,5	91,0		2,3	0,4	0,2	2,9	96,5		478,5	799	69,3	20,8							—	30	11	0,7	11,8	1,53	0,63	0,23	in k_T	2,59		
THTR (BBK)	1000	0,425	0,0747	1,223	109,0	6,0	3,35	0,33	92,69	2,76	0,87	0,55	0,99	3,17	1,21	94,08	555	555	72,1	18,0							—	25	11	0,7	11,8	1,06	0,46	0,12	in k_T	1,64		
ESADA	500	0,43															377,5	755																	2,4	[1] [3]		

Tabelle 8-3

SCHWERWASSERREAKTOREN

	P _e MWe	η	r	r _{sp}	a	q	x ₀ ⁵	x ₀ ⁸⁺⁶	x ₀ ¹	x ₁ ⁵	x ₁ ⁸⁺⁶	x ₁ ⁹	x ₁ ⁰⁺²	x ₁ ¹	x ₁ ^{Pu}	K _A		K _{D20}		K _{AD}	K _{AJ}	nuklearer Teil	konvent. Teil	Gebäude	Land	Engineer	Umwertiges	Bauzinsen	α	Annuität	k _I	k _{BR}	k _D	k _B	k _{ges}	Literatur			
																Mio DM	DM/RWe	DM/RWe	%K _A																		%K _{AJ}	%K _{AD}	%K _{AD}
CANDU 1	203	0,291	0,0157	2,179	975	689	U nat	—								3248	1600	200	470	222																		[1] [42]	
KANADA	2x200															501,2	1253	168	55,4	23,4	34,3	49,4	16,3	13														[15]	
CANDU 2	500	0,332	0,0148	2,054	1034,3	918	U nat	—								4395	878	91	53,3	25,2												0,88	0,20	in k _I	0,26	1,34		[40]	
ONTARIO HYDRO	457	0,307	0,0170	2,359	105	384	U nat	—								4537	993	119	52,1	24,8	32,1	52,2	14,6	15							0,8	10	1,45	0,24	in k _I	0,29	1,98		[1] [46]
ORGEL - B	231	0,321	0,024	3,331	10	231	U nat	—								2033	880													0,8	10	1,24	0,36	in k _I	0,56	2,16		[1] [47]	
ORGEL opt.	475	0,358	0,013	1,801	78		U nat	—								3629	764	99												0,8	10	1,09	0,42	in k _I	0,36	1,87		[1] [39]	
ORGEL opt.	481	0,340	0,037	3,217	136		1,15	9885	—							3021	628	42												0,8	10	0,89	0,36	in k _I	0,34	1,59		[1] [39]	
DU PONT	300															2508	836	131												0,8	14,5	1,72	0,42	0,24	0,35	2,73		[1]	
DU PONT	500															342	684	123												0,8	14,5	1,44	0,38	0,23	0,26	2,31		[1]	
SCHWEDEN	2x300	0,292	0,0356	2,373	150	207	15	98,5	—	0,4						6528	1088													0,8	10					2,64		[1] [45]	
SCHWEDEN	2x450															8073	897													0,8	10					2,24		[1]	
SCHWEDEN	2x600															960	800													0,8	10					1,96		[1]	
HWR (SSW)	600	0,33	0,0195	2,706	90	94	U nat	—	0,16	99,45	0,23	0,13	0,03	0,39		5628	938	140	58,7	17,6									30	11	0,68	123,4	1,78	0,67	in k _I	0,28	2,73		
HWR - Th (SSW)	600	0,31	0,025	1,429	45	25	0,32	2,34 2,38	97,30	0,17	97,33	x ₁ ⁵ 1,50	x ₁ ⁴ 1,00	—	—	5094	849	70	63,6	19,1									30	11									
HWR (SSW)	1000	0,33	0,020	2,775	90	10	U nat	—	0,16	99,45	0,23	0,13	0,03	0,39		735	735	100	59,8	18,0									30	11	0,7	11,8	1,39	0,54	in k _I	0,13	2,06		
HWR (ORNL)	1000	0,268	0,055	4,044	15,15	21,4	1,36	98,64	—	0,22	99,21	0,29	0,17	0,11	0,57	606,4	603	108	58,1	16,1	5,15	36,2	12,3	0,4	15,7	11,6	10,8	0,8	12	1,14	0,60	in k _I	0,14	1,88			[2]		
HWR-Th (ORNL)	1010	0,261	0,048		222	1605	0,65		0,258	x ₁ ⁵ 1,306						6735	667	131	56,8	15,7	5,48	33,2	11,8	0,4	15,7	11,6	10,8	0,8	12	0,92	0,56	0,24	0,12	1,84			[2]		

SCHNELLE, NATRIUMGEKÜHLTE BRUTREAKTOREN



	x ₀ ⁰	x ₀ ⁹	x ₀ ⁰⁺²	x ₀ ¹	x ₀ ²	x ₁ ⁹	x ₁ ⁰⁺²	x ₁ ¹	x ₁ ^{Pu}	K _A	K _{D20}	K _{AD}	K _{AJ}	Z	K ₀	Engineer	Umwertiges	Bauzinsen	α	Annuität	k _I	k _{BR}	k _D	k _B	k _{ges}	Literatur														
Na1-BR (KFK)	1000	0,40	0,0415	1,243	2286	9508	3,10	158	0,24	94,1	4,22	1,46	0,22	5,9	5994	5994	—	69,3	208																					[18]
Na-BR (GE)	1000	0,44	0,0614	1,094	390	9165	506	274	0,55	90,05	6,44	2,95	0,56	9,95	6349	6349	—	69,3	208																					[10]

8.3 Kommentare

Im einzelnen ist zu den Datenblöcken zu bemerken:

A) Druckwasserreaktoren

YANKEE: Die technischen Daten gelten für das 3. Core. Die Abschreibungsdauer für die Kostenrechnungen beträgt 20 Jahre.

NOWOWORONESCH: Die Reaktorstation ist als Doppelanlage mit 2 x 200 MWe geplant.

INDIAN POINT: Der Reaktor ist mit einem ölgefeuerten Überhitzer gekoppelt, um ein höheres η zu erreichen. Reaktorleistung 151 MWe, Überhitzerleistung 104 MWe. Die Heizölkosten sind in den Brennstoffzykluskosten enthalten. Die spalt- bzw. brennstoffbezogenen Ratings sind auf die vom Reaktor abgegebene Leistung bezogen.

OBRIGHEIM (KWO): Kostendaten nach Euratom

SAN ONOFRE: Die Anlagekosten setzen sich zusammen aus 288,8 Mio DM für die schlüsselfertige Anlage und 20,5 Mio DM für eine Kühlwasseraufbereitungsanlage. Der Rest besteht aus kleineren Posten für Zins, Landerschließung und Unverteiltes.

CONNECTICUT YANKEE: Das Kraftwerksprojekt wird auch unter der Bezeichnung HADDAM NECK geführt.

MALIBU: Eine andere Bezeichnung für MALIBU ist LADWPR (Los Angeles Pasadena Reactor).

RAVENSWOOD: Es handelt sich hier um eine 1000 MWe Anlage in der Nähe von New York, derzeitig geplant mit ölgefeuerten Überhitzer von 250 MWe.

LWR(SSW-65), LWR(SSW-70): Hier handelt es sich um Datensätze, die dem Studienkreis von der Firma SSW zur Verfügung gestellt wurden und die für Reaktoren von 600 bzw. 1000 MWe als typisch gelten können. Stand Mitte 1965.

LWR(ORNL): Dieser Typ ist der Entwurf eines Druckwasserreaktors, der von der Westinghouse Corporation vorgelegt und vom Oak Ridge

National Laboratory überarbeitet wurde. Es sind dies die bisher ausführlichsten publizierten Daten. Für bessere Vergleichsmöglichkeiten wurden hier die Energieerzeugungskosten vom Studienkreis nach der Kostenformel berechnet und nicht dem Bericht [8/2] entnommen.

B) Siedewasserreaktoren

DRESDEN 1: Hier wurde im Lauf der Zeit ähnlich YANKEE 1 die Nettoleistung auf ein Mehrfaches des ursprünglich projektierten Wertes gesteigert, was ein gleichzeitiges Absinken der spezifischen Anlagekosten zur Folge hatte. In den Tabellen wurde daher nur jeweils der neueste erhältliche Wert berücksichtigt.

LINGEN(KWL): Kernkraftwerk mit fossilem Überhitzer: Reaktorleistung 70%, Überhitzerleistung 30%. Spaltstoff- und Brennstoff-Ratings sind auf die Reaktorleistung bezogen. Der Wirkungsgrad η bezieht sich aber auf die Gesamtanlage wie bei INDIAN POINT.

GUNDREMMINGEN (KRB): Kostendaten nach Euratom

TARAPUR: Geplant als Doppelstation von je 190 MWe. Die Kosten sind auf indische Verhältnisse bezogen. Zugrundegelegt ist für die Berechnung der Energieerzeugungskosten $\kappa = 0,75$, Anlagenlebensdauer = 20 Jahre, Zinssatz = 5%.

NINE MILE POINT (NIAGARA MOHAWK): Die geschätzten Gesamtbaukosten erscheinen nach [8/4] hoch im Vergleich zu anderen amerikanischen Kernkraftwerken.

OYSTER CREEK (JERSEY CENTRAL): Das Kraftwerk ist zunächst mit 515 MWe geplant. Die Leistung soll später durch Erhöhen des Ratings auf 640 MWe gesteigert werden. Die dadurch geänderten Kostenwerte wurden in Doppelpositionen angegeben.

DRESDEN 2: Von der GE geplante Siedewasserreaktoranlage. Trotzdem liegt der Festpreis noch ca. 10% unter der GE-Preisliste. Der Festpreis der Anlage soll 75,3 Mio \$ betragen, dazu rechnet man mit 25,9% indirekten Kosten für die bauherrnseitigen Aufwendungen.

LWR (AEG-65), LWR (AEG-70): Diese Datensätze wurden von der Firma AEG zur Verfügung gestellt und gelten als typisch für Siedewasserreak-

toren mit 600 und 1000 MWe. Sie entsprechen dem Stand von Ende 1965 bzw. Mitte 1966.

LWR (USA): Von NUCLEONICS [8/4] veröffentlichte Kostendaten einer Siedewasserreaktorstudie unbekannter Herkunft.

GE-Preisliste: Es handelt sich hier um eine von der Firma General Electric herausgegebene Preisliste [8/7] für Siedewasserreaktoren im einfachen Zyklus. Angeboten werden schlüsselfertige, komplette Anlagen ohne indirekte Kosten, einzelne Reaktordruckbehälter und Erstcoreausstattungen. Zu den jeweiligen Blockgrößen werden Stromerzeugungskosten angegeben.

Elektrische Nettoleistung (MWe)	Preis (MioDM)	Gesamte Stromkosten (DPf/kWh)
50	60	4,16
150	119	-
300	184	2,08
600	281	1,68
750	332	1,61
1000	412	1,52

C) Schwerwasserreaktoren

Die D_2O -Kosten sind den Gesamtanlagekosten zugeschlagen, werden aber außerdem extra ausgewiesen.

CANDU 1: Kanadischer Schwerwasserreaktor mit D_2O -Moderierung und -Kühlung.

KANADA: Aufschlüsselung der Anlagekosten für Doppelreaktoren auf der Basis von CANDU 1.

CANDU 2: Fortgeschrittener CANDU-Typ, Druckrohrprinzip, D_2O -Moderierung. Kühlung durch siedendes Leichtwasser.

ONTARIO HYDRO: Zur 3. Genfer Konferenz 1964 wurden von Kanadischer Seite einige ausführliche Publikationen über fortgeschrittene Schwerwasserreaktoren in der Größenordnung von 500 MWe vorgelegt. Die Tabelle zeigt die Daten eines Druckröhrentyps mit Natururan als

Brennstoff, D_2O als Moderator und als flüssiges Kühlmittel im direkten Zyklus.

ORGEL B: Zweites Stadium des kleineren ORGEL-Typs mit der Technologie von 1967. D_2O -Moderierung, organische Kühlung durch ein Polyphenylgemisch.

ORGEL opt: Dieser Typ ist ein auf ca. 500 MWe vergrößerter Schwerewasserreaktor nach dem ORGEL-Prinzip. Er ist kostenoptimalisiert, als Brennstoff dient Natururan bzw. leicht angereichertes Uran.

DU PONT: Studien mit 300 und 500 MWe der Firma Du Pont.

SCHWEDEN: Die schwedische Reaktorbaulinie in Form von Doppelreaktoren.

HWR (SSW): Die Datensätze wurden von der Firma SSW zur Verfügung gestellt. Es handelt sich dabei um

1. einen 600 MWe D_2O -Druckröhrenreaktor, Stand März 1965. Die Stromerzeugungskosten decken sich weitgehend mit denen eines älteren 500 MWe-Blockes (März 1963)
2. einen 600 MWe D_2O -Druckkessel Thoriumreaktor mit einem anfänglichen Kernversionsgrad von 0,97. Stand März 1965.
3. einen 1000 MWe Block. Stand Juli 1965.

HWR (ORNL): Diese Daten gründen sich auf eine von der Firma Du Pont herausgegebene, ausführliche Studie, die von Oak Ridge überarbeitet wurde.

D) Gasgekühlte Reaktoren

TOKAI MURA, LATINA: Diese Reaktoren sind von Japan bzw. Italien gekaufte Magnox Typen englischer Bauart.

EDF 2, EDF 3, EDF 4: Fortgeschrittene französische Magnoxlinie.

GGR (CEA): Dieser Datenblock für einen gasgekühlten 1000 MWe Reaktor der französischen Magnoxlinie wurde aus der französischen Literatur zusammengestellt.

MAGNOX (SSW): Von der Firma SSW zur Verfügung gestellte Daten für einen 600 MWe Magnoxreaktor. Stand März 1965.

BERKELEY bis WYLFA: Konventionelle englische Magnoxlinie in Doppelbauart.

DUNGENESS B: Neuestes in England geplantes AGR-Kraftwerk. Die technischen und ökonomischen Daten wurden auf dem FORATOM-Kongress 1965 vorgelegt. Als Kühlmittel dient CO_2 , der Brennelementwechsel soll unter Last erfolgen.

AGR (UKAEA): Dieser Datenblock wurde dem Studienkreis von der UKAEA zur Verfügung gestellt.

HTGR-Reaktoren allgemein: Es handelt sich hier um meist heliumgekühlte Hochtemperaturreaktoren mit Kühlmitteltemperaturen von $750 - 800^\circ\text{C}$ auf der Basis des Thoriumzyklus. Die amerikanischen Konzeptionen wurden vorwiegend von der Firma General Atomics ausgearbeitet. Die Dampfzustände sind zum Teil überkritisch, die Spaltprodukte sollen während des Betriebes abgeführt werden.

PEACH BOTTOM: Erster in den USA gebauter Prototyp eines gasgekühlten Hochtemperaturreaktors.

HTGR (GA): Mittelgroßer Reaktor als Zwischenstufe des General Atomics-Zweijahresprogrammes zur Entwicklung größerer Blockgrößen gedacht.

THTR (ORNL): Hierbei handelt es sich um die 1000 MWe TARGET-Studie (Thermal Advanced Reactor Gas-cooled Exploiting Thorium) der Firma General Atomics, die ebenso wie die Leicht- und Schwerwasserstudien anderer Firmen von Oak Ridge überarbeitet wurde.

THTR (BBK): Die Datensätze wurden von der Firma BBK zur Verfügung gestellt. Es handelt sich um Thorium-Hochtemperaturreaktoren, die nach dem Kugelhaufenprinzip arbeiten. Die Isotopenvektoren der Brut- und Brennstoffkugeln wurden gemittelt.

8.4 Abbildungen

In den Abbildungen 8-1 bis 8-16 sind die in den Tabellen zusammengestellten technischen und ökonomischen Daten graphisch wiedergegeben.

Abb. 8-1

technische Daten von Druckwasserreaktoren

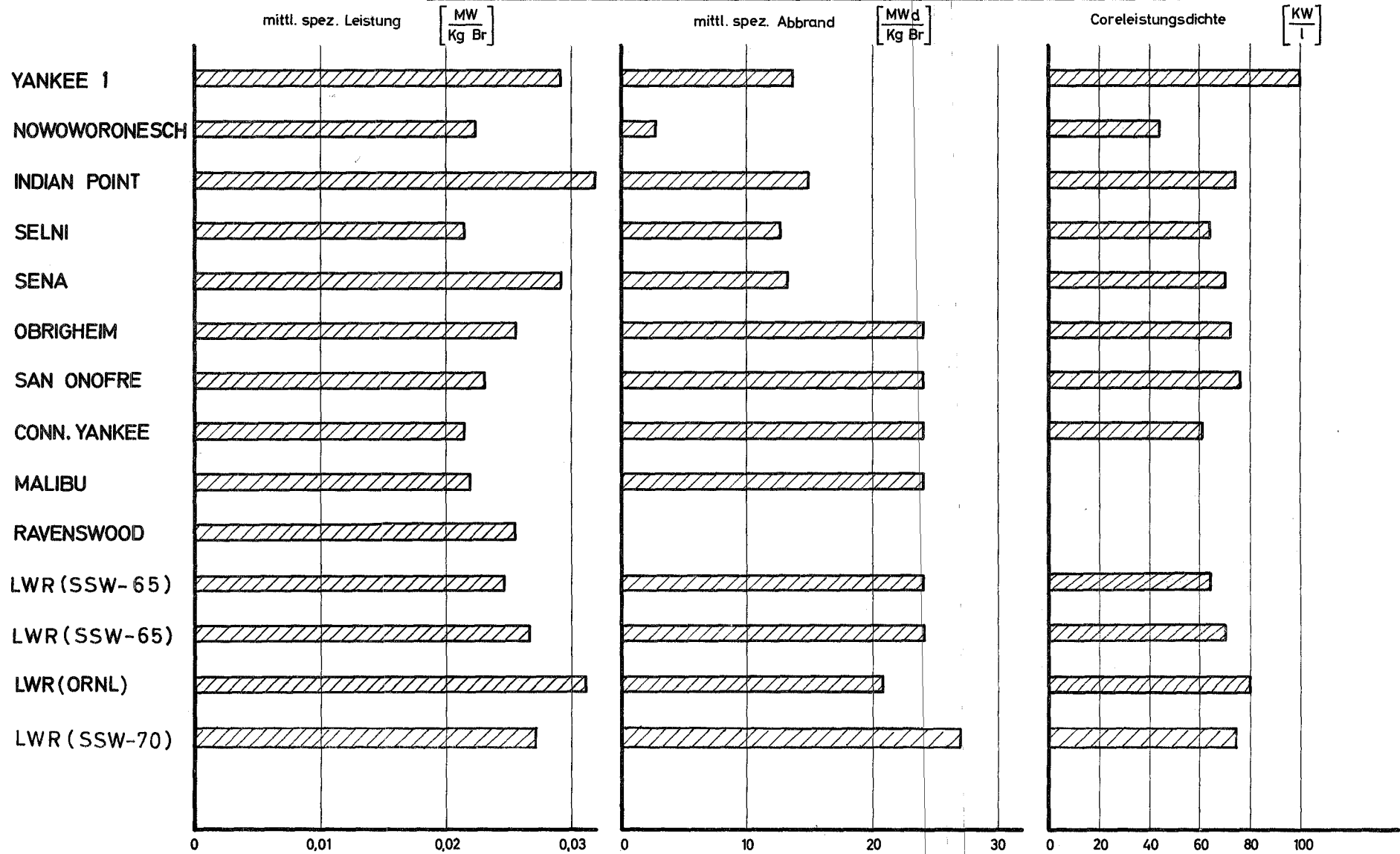
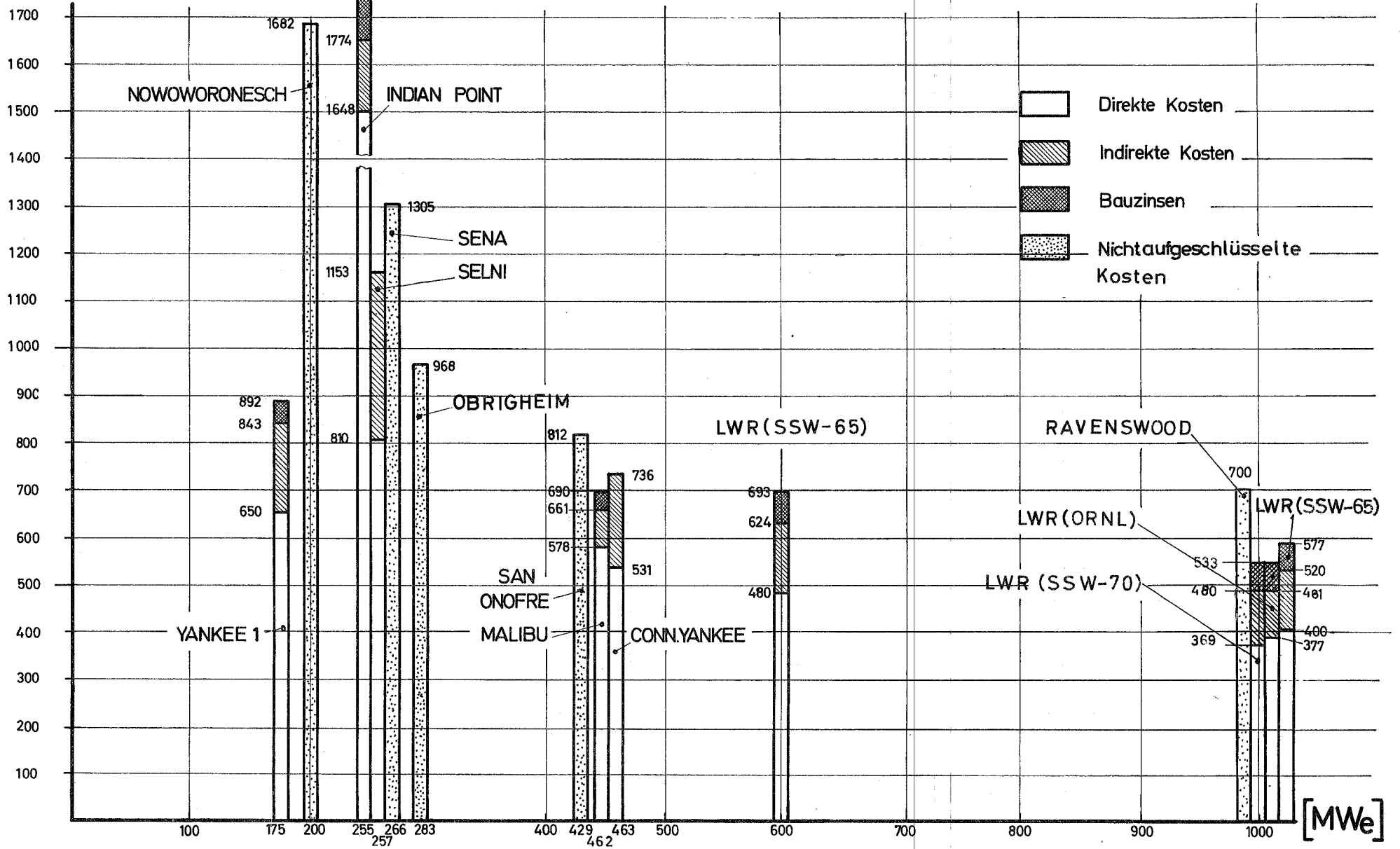


Abb. 8-2

[DM/KW_e]

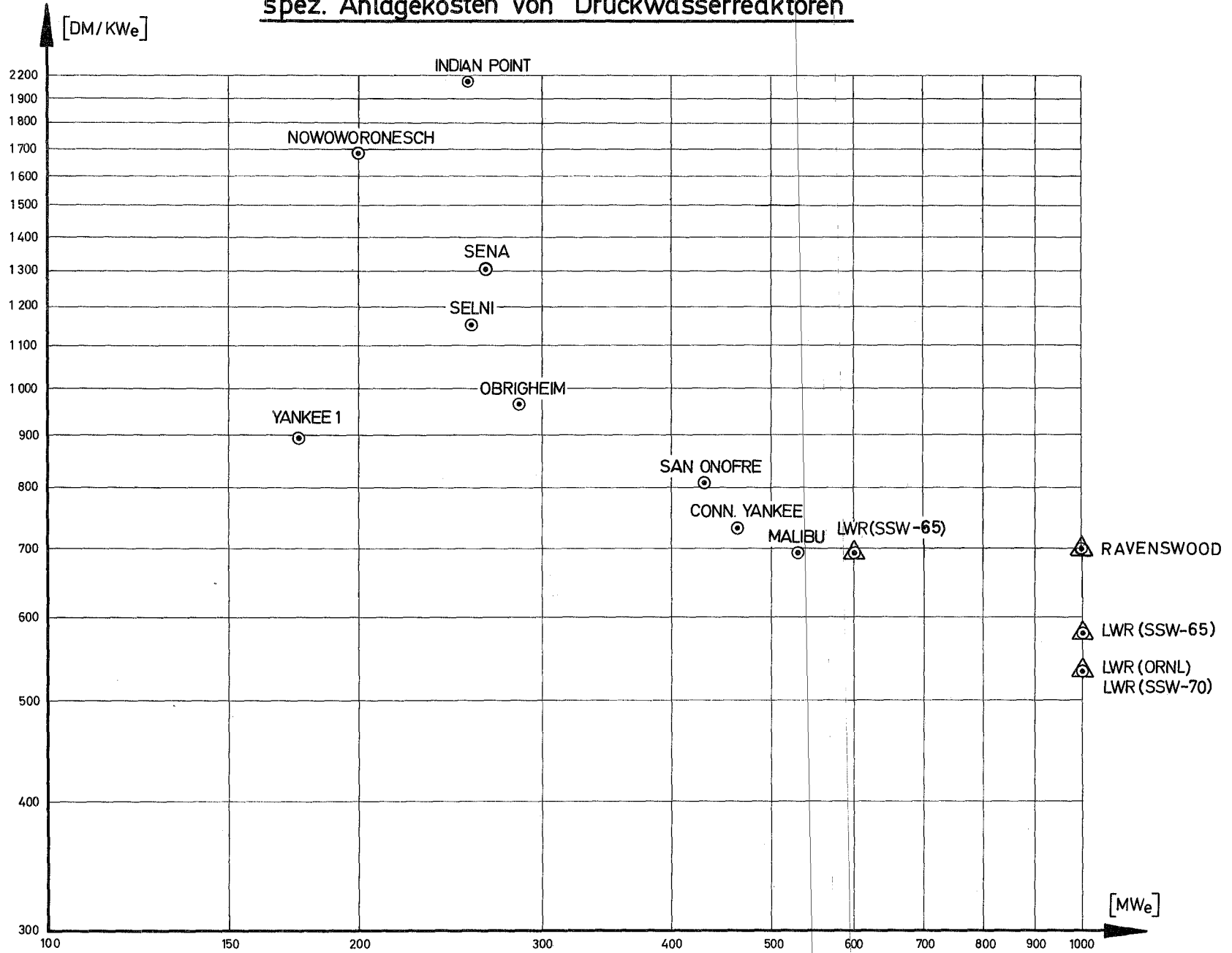
spez. Anlagekosten von Druckwasserreaktoren



[MWe]

Abb. 8-3

spez. Anlagekosten von Druckwasserreaktoren



Dpf /KWh Abb. 8-4

spez. Stromerzeugungskosten von Druckwasserreaktoren

(doppelte Spalten entsprechen verschiedenen Quellen)

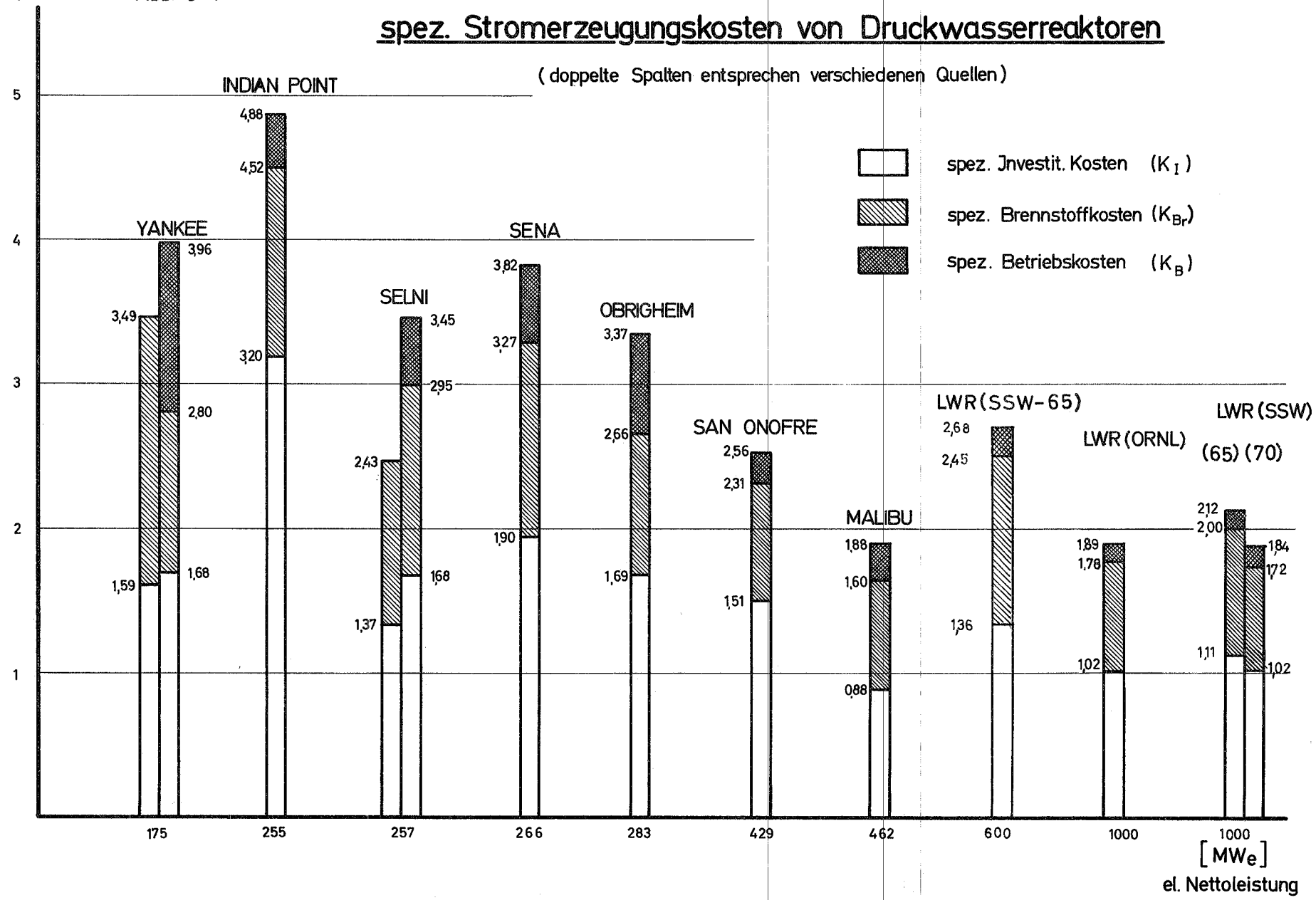
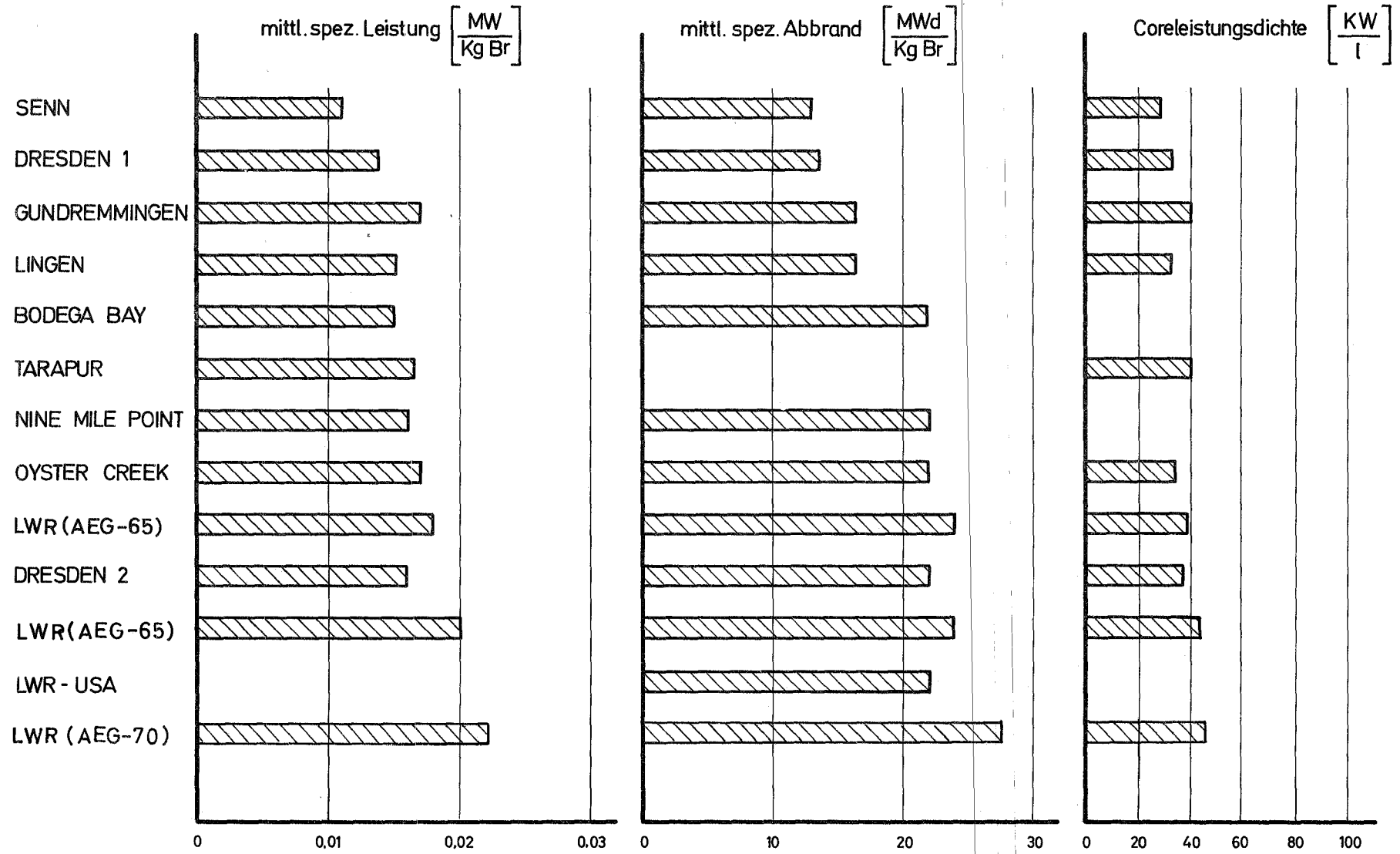


Abb. 8-5

technische Daten von Siedewasserreaktoren



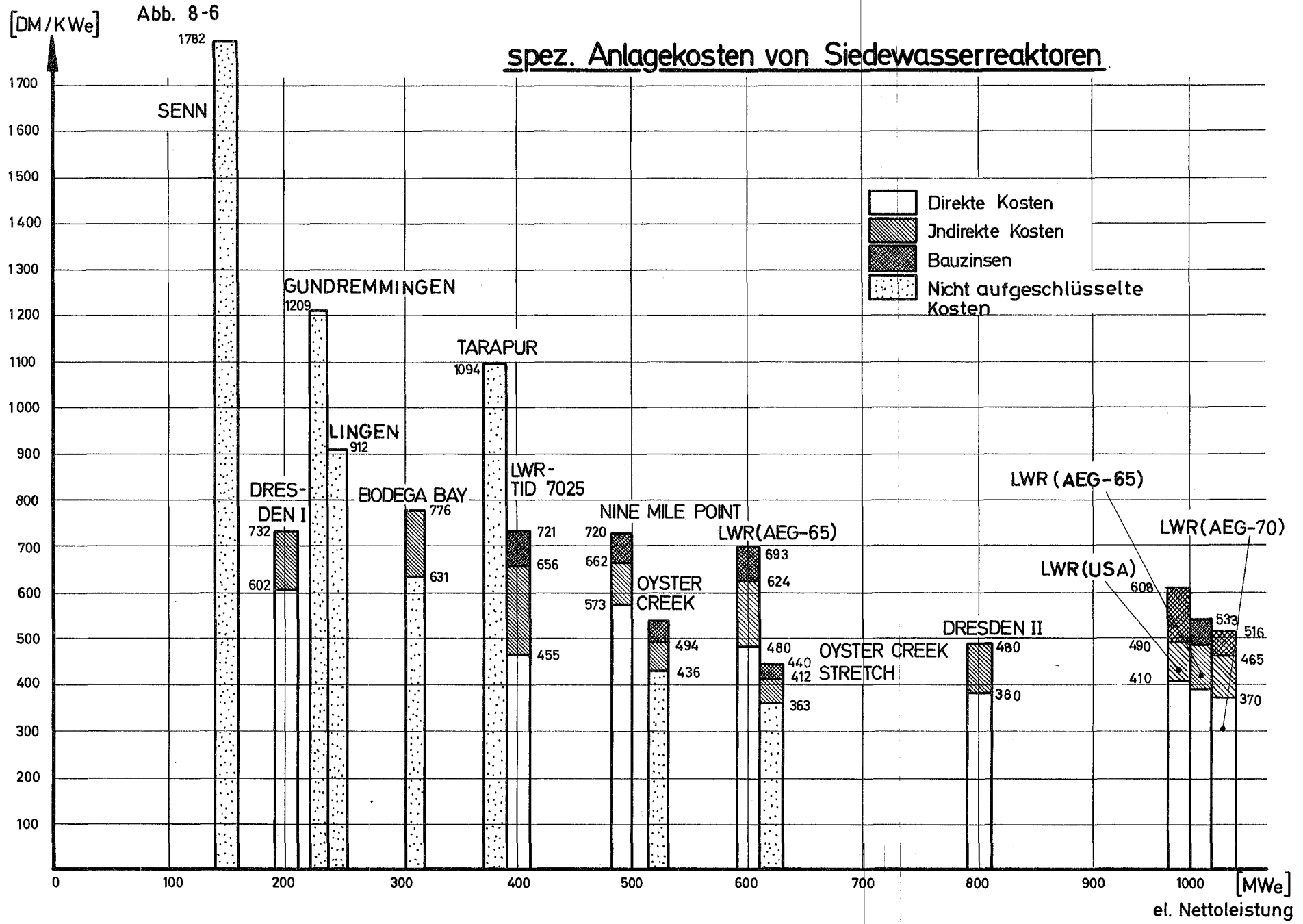


Abb. 8-7

spez. Anlagekosten von Siedewasserreaktoren

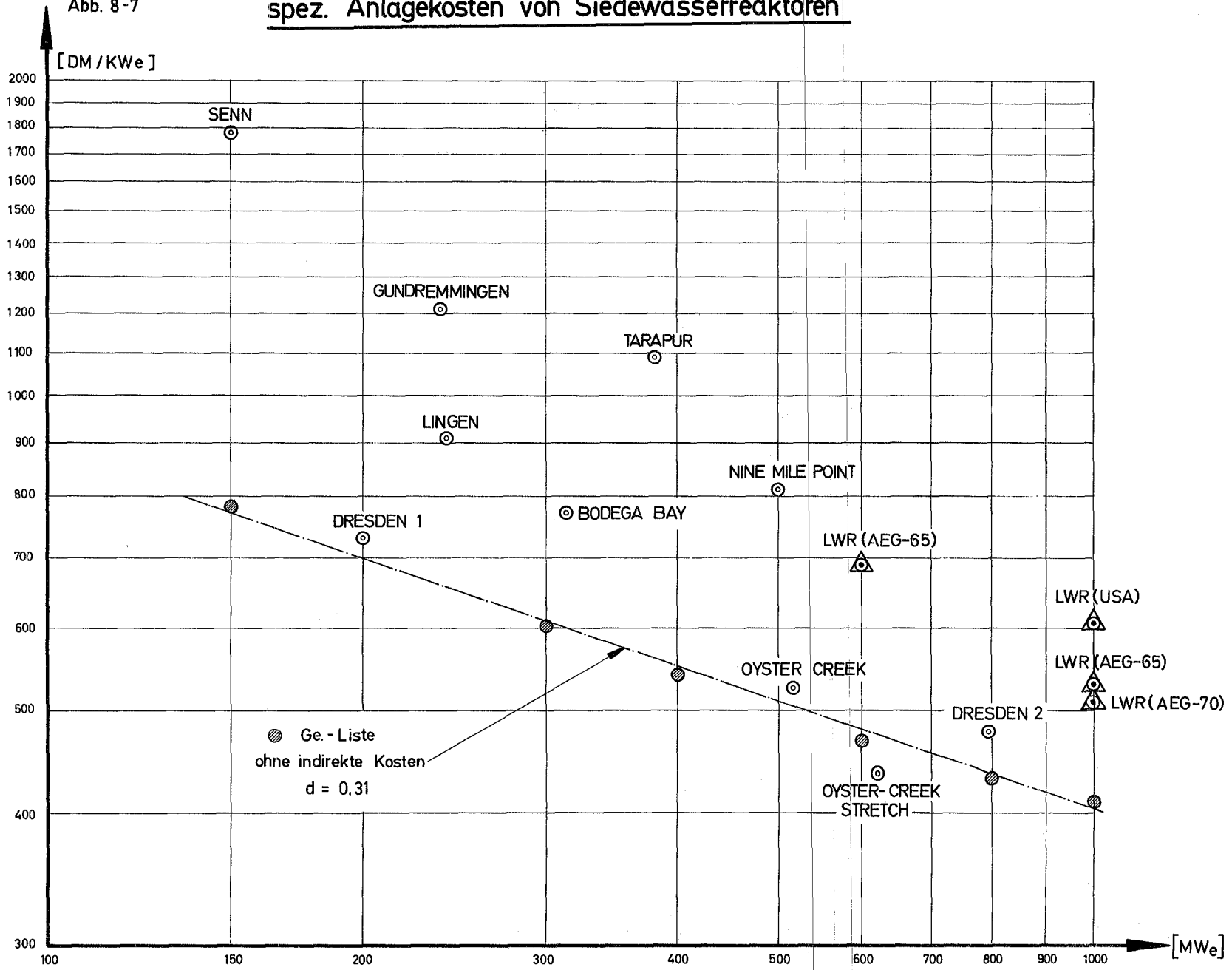


Abb. 8-8

spez. Stromerzeugungskosten von Siedewasserreaktoren

(doppelte Spalten entsprechen verschiedenen Quellen)

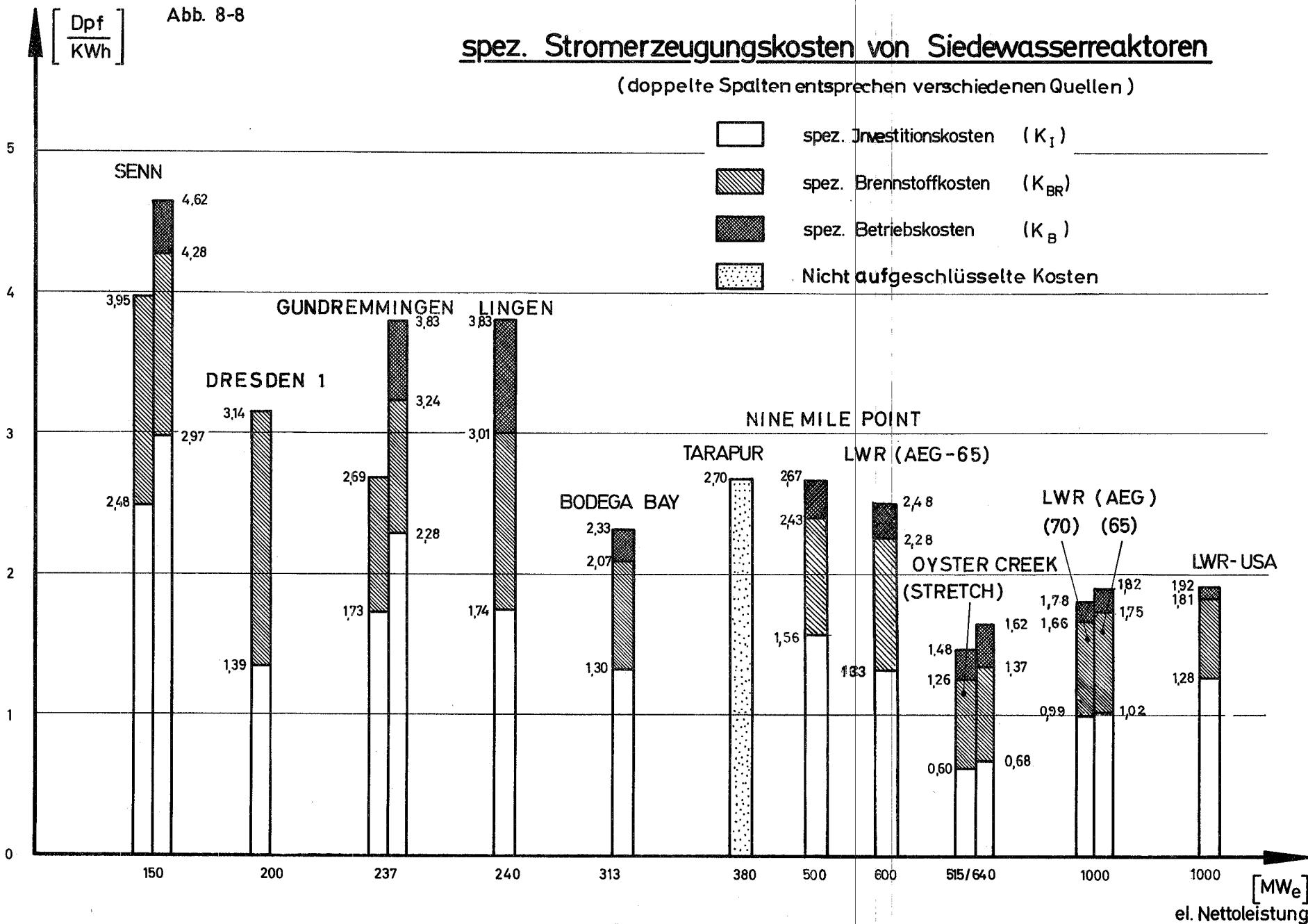


Abb. 8-9

technische Daten gasgekühlter Reaktoren

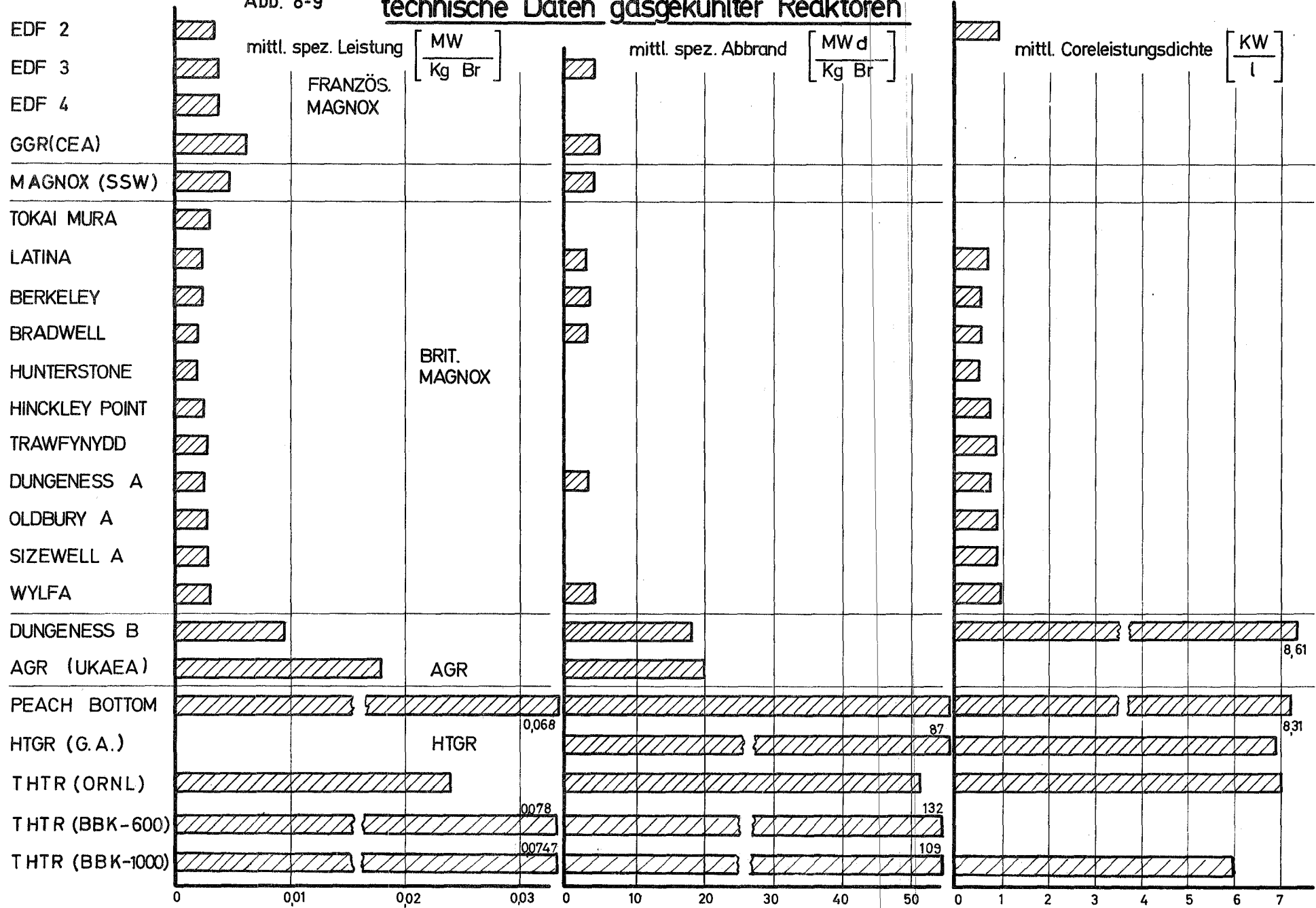
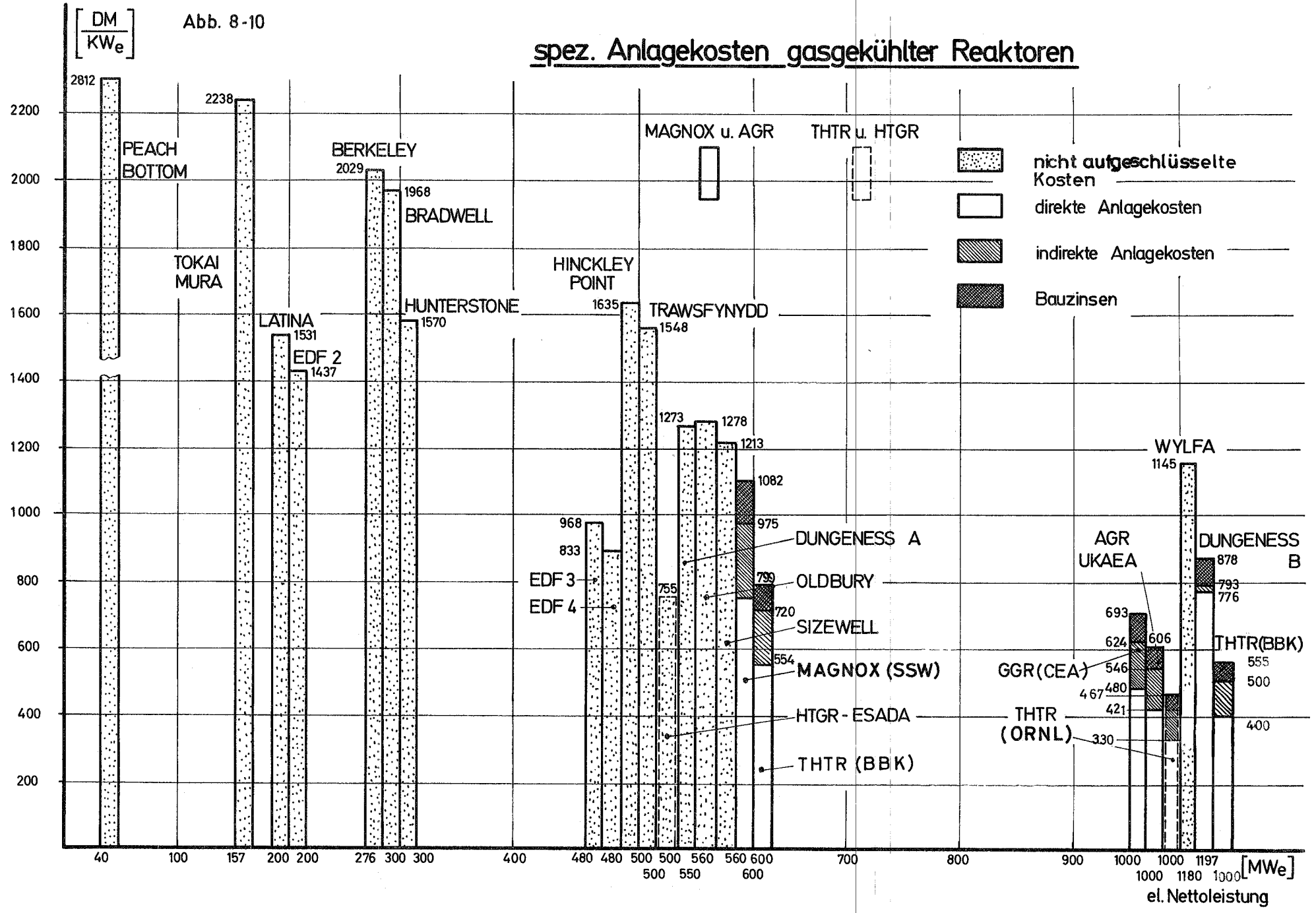
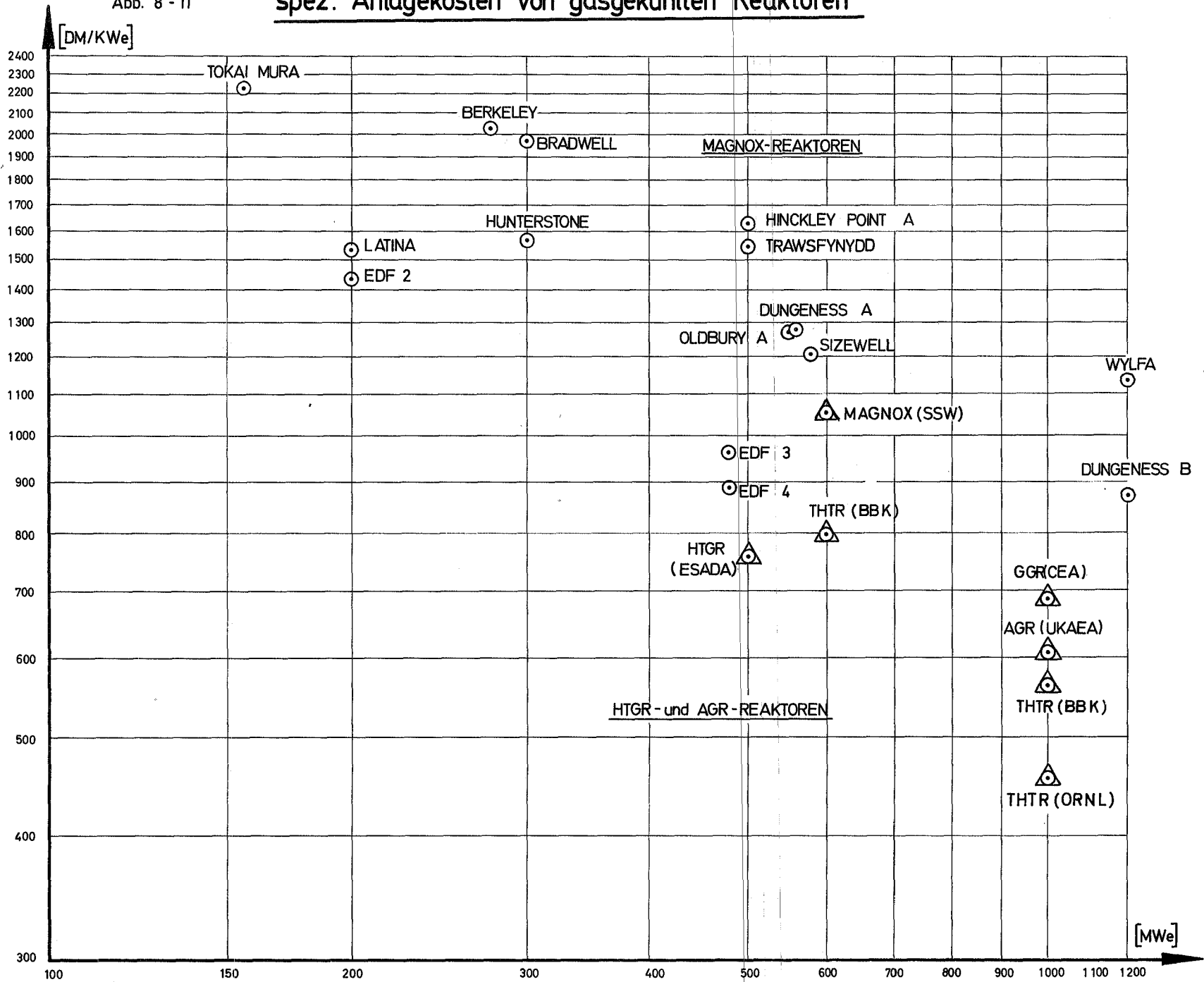


Abb. 8-10

spez. Anlagekosten gasgekühlter Reaktoren



spez. Anlagekosten von gasgekühlten Reaktoren



spez. Stromerzeugungskosten gasgekühlter Reaktoren

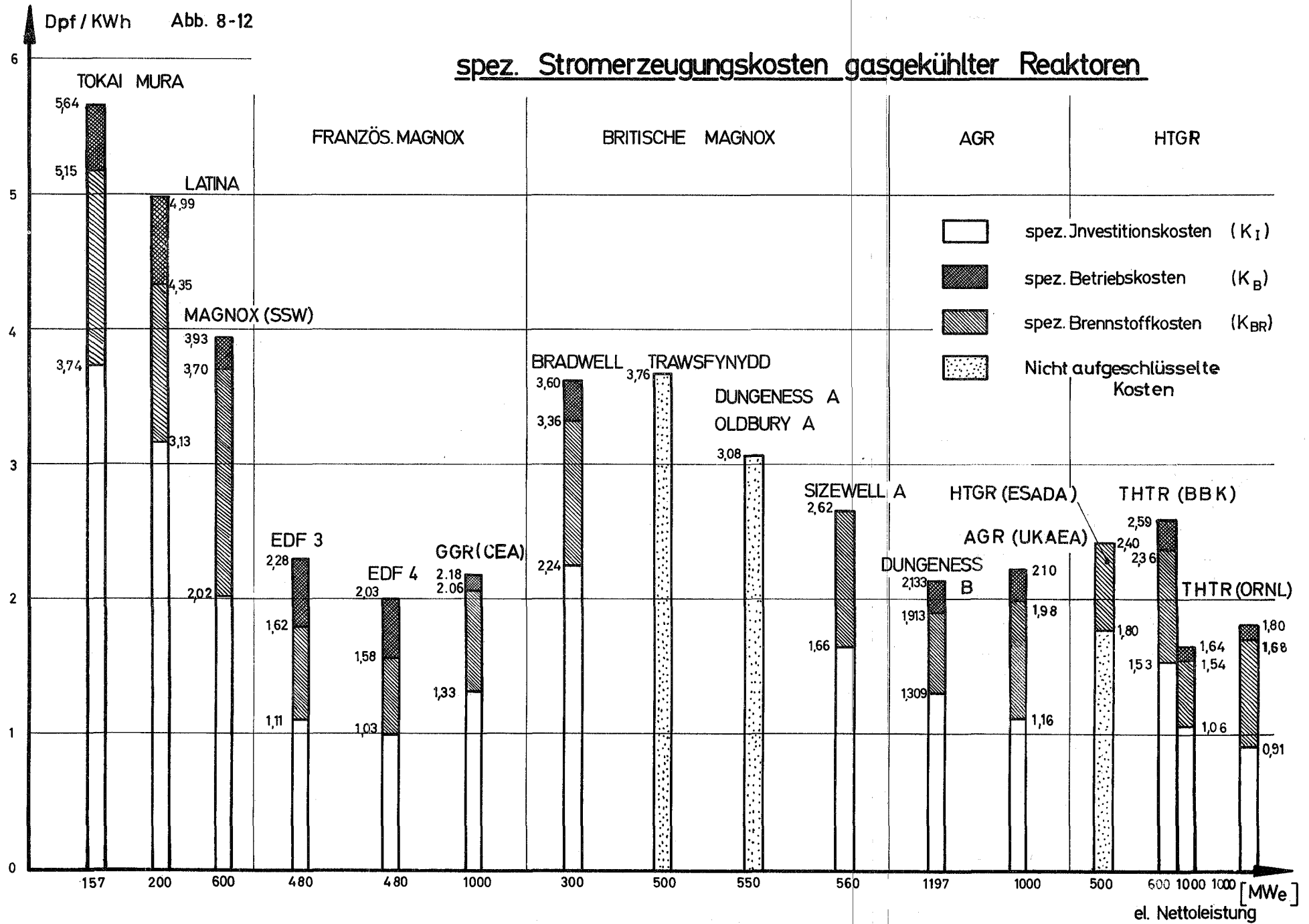
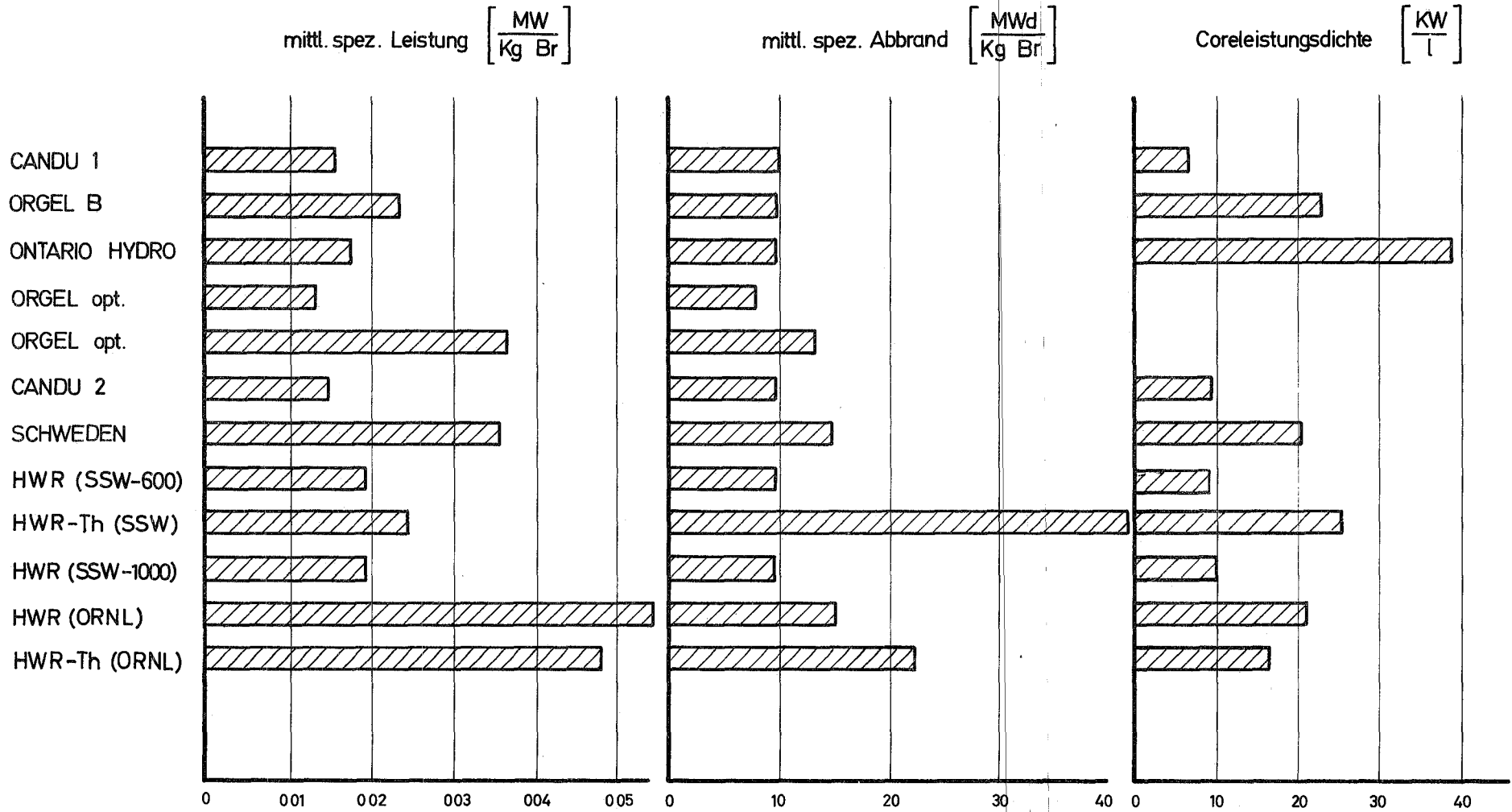


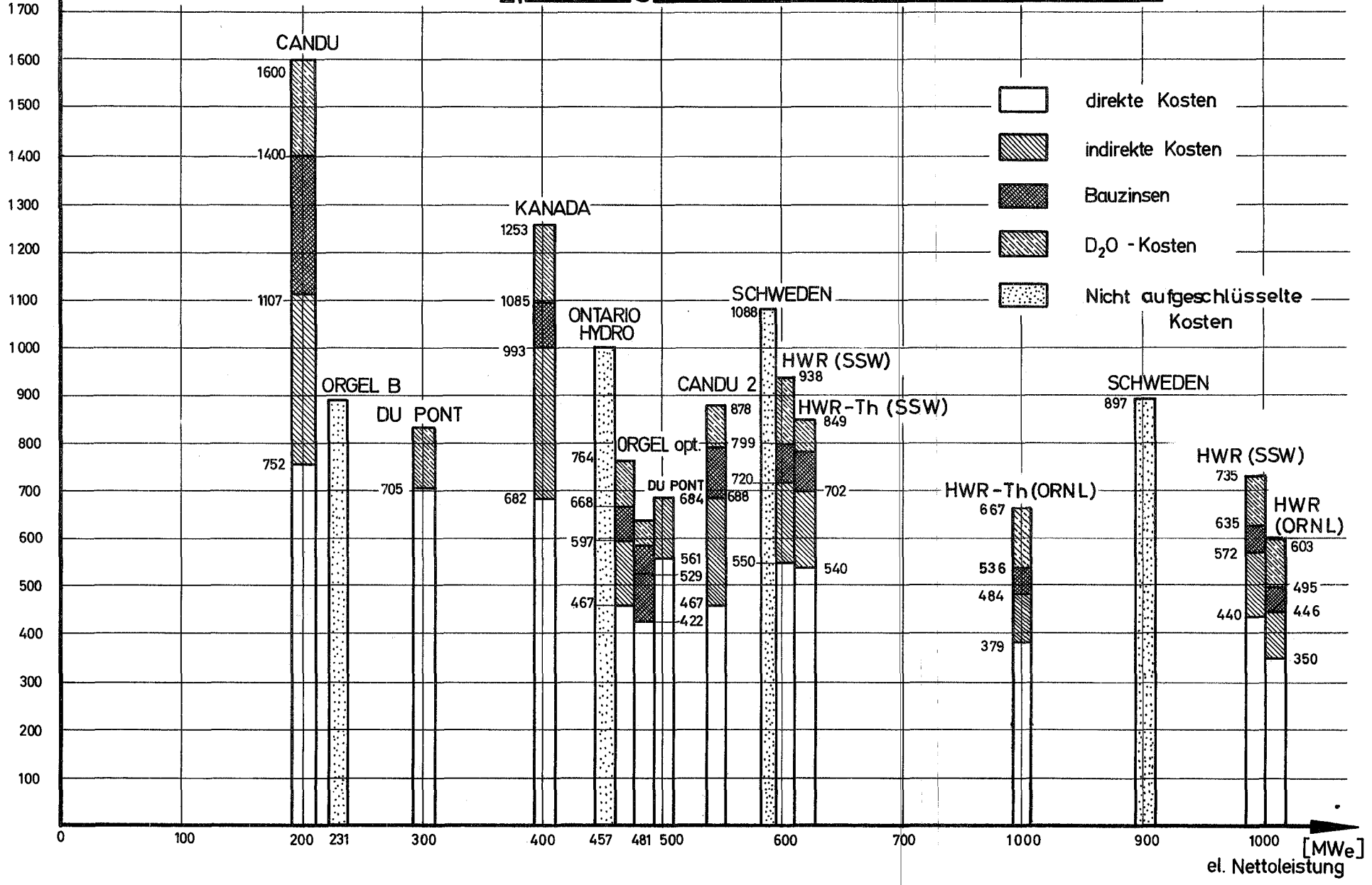
Abb. 8-13

technische Daten von Schwerwasserreaktoren



[DM/KWe] Abb. 8-14

spez. Anlagekosten von Schwerwasserreaktoren



spez. Anlagekosten von Schwerwasserreaktoren

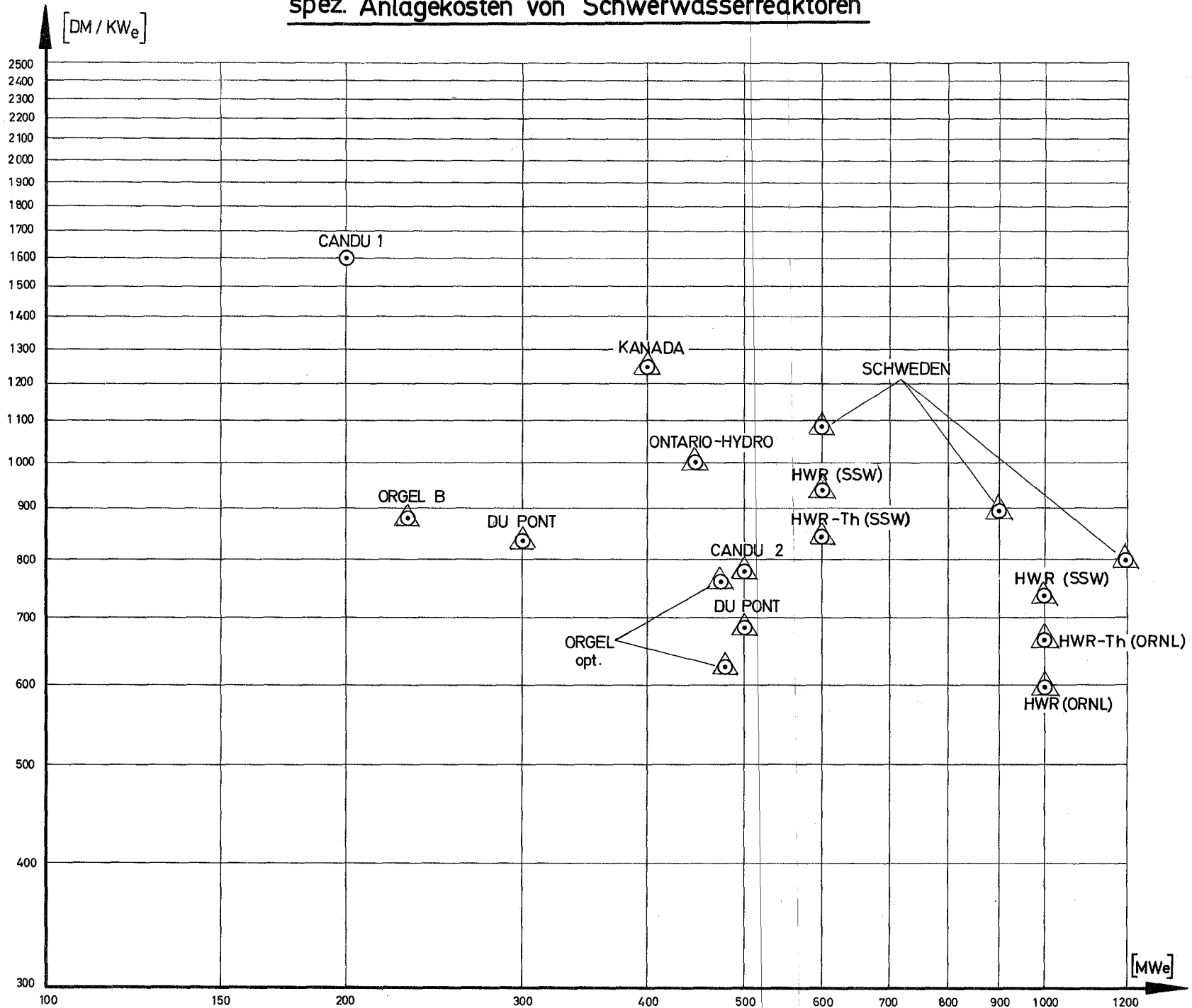
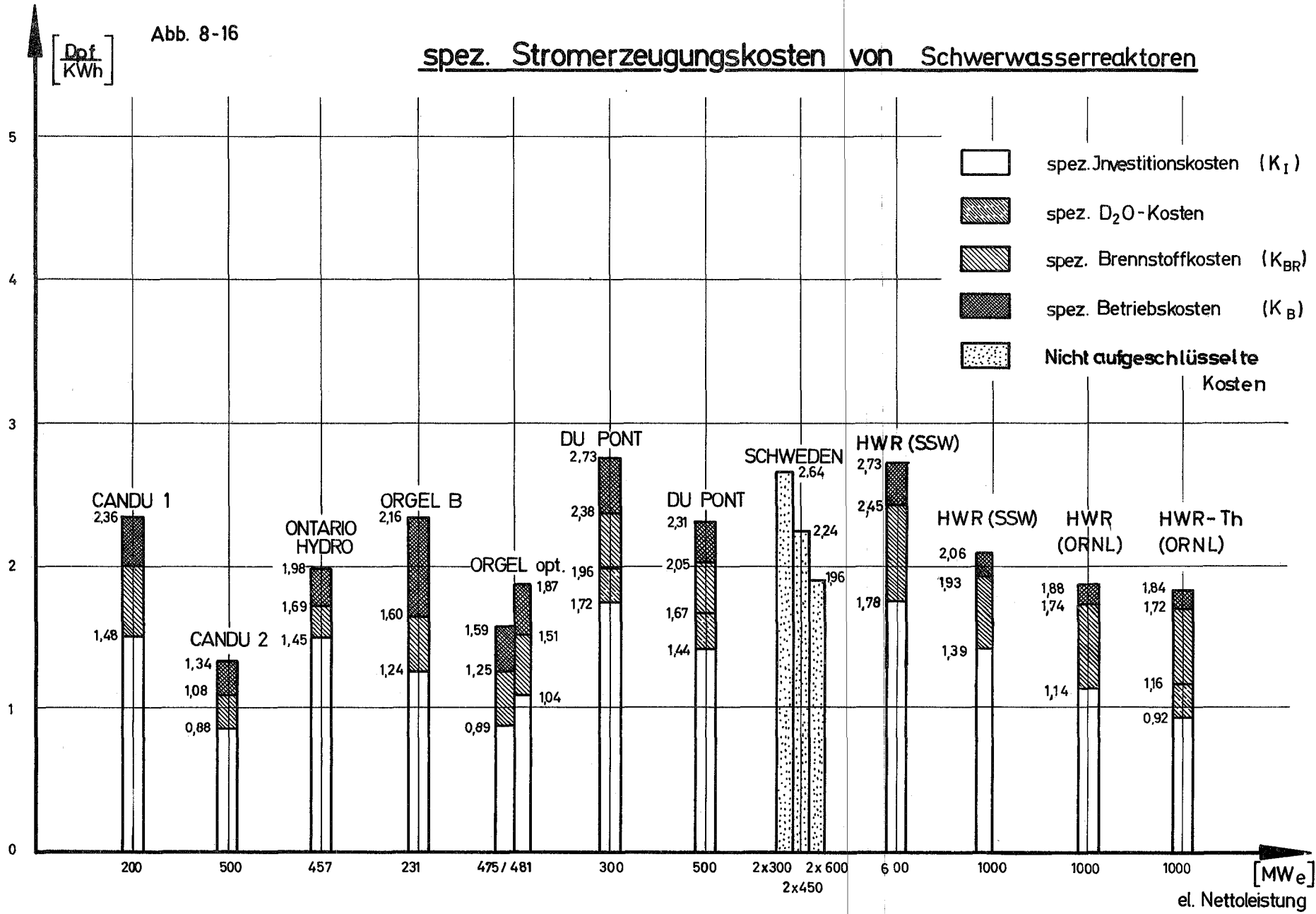


Abb. 8-16

spez. Stromerzeugungskosten von Schwerwasserreaktoren



Literatur

- [8/1] EURATOM: "Lage und Perspektiven in der europäischen Gemeinschaft"
EUR/C/4000/3 64 d (März 1965)
- [8/2] M.W.Rosenthal: "A Comparative Evaluation of Advanced Converters"
ORNL-3686 1965
- [8/3] W.Jacksch: "Gegenwärtiger Stand der Anlagekosten von Kernkraftwerken"
IRE-SGAE Wien, Technischer Bericht No.9 (Febr.1964)
-
- [8/4] "Economic and Technical Data for Major US Power Reactors"
Nucleonics 22, No.7 (Juli 1964)
- [8/5] "Advances Power Reactors"
Reactor Technology Reviews 1964, TID-8540 (Juli 1964)
- [8/6] "Übersicht über die Kosten europäischer Kernkraftwerke"
Atom und Strom 9, 80 (1964)
- [8/7] "GE Issues Nuclear Power Plant Pricelist"
Nucleonics 22, No.11 (Nov.1964)
- [8/8] J.Gaussens, P.Tanguy: "Economic Outlook on Natural Uranium-Graphite-Gas-Nuclear Reactors Present Conditions and Trend of Costs in France"
3. ICPUAE, P/37, Genf (1964)
- [8/9] H.Roddis, E.Jones: "Integration of Nuclear Reactors and Power Networks in the United States, Economic and Technical Aspects"
3. ICPUAE, P/216, Genf (1964)
- [8/10] General Electric: "Liquid Metal Fast Breeder Reactor Design Study"
GEAP-4418 (Jan.1964)
- [8/11] "CANDU : Douglas Point Nuclear Power Station"
AECL-2046 (1964)

- [8/12] "GE Gets \$ 76 Million Contract for 793 MWe DRESDEN-2 Plant"
Nucleonics 23, No.3 (März 1965)
- [8/13] USAEC: "Costs of Nuclear Power"
USAEC TID-8531 (Jan.1961)
- [8/14] USAEC: "Guide to Nuclear Power Cost Evaluation"
USAEC TID-7025, Vol.1, p.8 (Dez.1961)
- [8/15] P.H.G.Spray et.al.: "Analysis of Capital Costs for Nuclear
Power Plants"
3. ICP UAE, P/11, Genf (1964)
- [8/16] IAEA General Conference: "Nuclear Power Costs"
GC(VI)/INF/53 (Aug.1962)
- [8/17] "Soviet Fast Breeder"
Nucleonics Week, 29. April 1965, p.2
- [8/18] D.Smidt, A.Müller et.al.: "Referenzstudie für den Natrium-
gekühlten Schnellen Brutreaktor (Na-1)"
KFK-299 (Dez.1964) GfK Karlsruhe
- [8/19] J.Gaussens: "L'Economie á la Conférence de Genève 1964"
Energie Nucleaire 6, p.540 (Dez.1964)
- [8/20] "Nucleonics : Indian Point Nuclear Power Station"
Nucleonics Reactor File No.14 (1963)
- [8/21] EURATOM: "Information Note about the Nuclear Power Plant at
Chooz"
EUR/C/2011/2/6 e (April 1965)
- [8/22] EURATOM: "Informationsblatt über das Kernkraftwerk Garigliano"
EUR/C/3391/1/62 d (1962)
- [8/23] EURATOM: "Informationsblatt über das Kernkraftwerk Gundrem-
mingen"
EUR/C/2233/1/64 d (1964)
- [8/24] O.Deublein: "Das Kernkraftwerk Lingen"
Atomwirtschaft X, Heft 4 (April 1965)

- [8/25] M.Bogaardt, W.W.Nys: "Heutige Typen für Kernenergiezentralen"
RCN-S-7313 (Juli 1965)
- [8/26] "Three New Reactor Starts Scheduled, Pendleton Site Released, Con Edison Plans 1000 MWe Unit in East of New York City"
Nucleonics 23, (Jan.1963)
- [8/27] W.H.Zinn, J.R.Dietrich: "Quarterly Technical Progress Review."
Power Reactor Technology, Vol.8, No.1 (1965)
- [8/28] EURATOM: "Informationsblatt über das Kernkraftwerk Latina"
EUR/C/3393/1/62 d (1962)
- [8/29] ~~"Eine Beurteilung der technischen und wirtschaftlichen Aspekte des Kernkraftwerkes Dungeness B"~~
~~CEGB-Bericht zum FORATOM-Kongress 1965~~
- [8/30] Französische Veröffentlichung über Gas-Graphit-Reaktoren
FORATOM-Kongress 1965
- [8/31] R.Kallenbach: "Das Kernkraftwerk Obrigheim"
Atom und Strom 11, S.121 (Sept.1965)
- [8/32] J.N.Kilpatrick, F.S.Beal: "Connecticut Yankee"
Nuclear Engineering 10, p.216 (Juni 1965)
- [8/33] "Jet Pumps Top List of DRESDEN 2 Design Innovation"
Nucleonics 23, No.6 (Juni 1965)
- [8/34] J.A.Signorelli: "Perspective on Steam Cycles for Nuclear Power Plants"
Nucleonics 23, No.4 (April 1965)
- [8/35] R.L.Loftness: "Nuclear Power Plants"
D.van Nesstrand Companie (1964)
- [8/36] General Atomics, General Dynamics: "The High Temperature Gas-Cooled Power Reactor"
US Technical Exhibit, 3. ICP UAE, Genf (1964)

- [8/37] "Hinckley Point, Sizewell, Wylfa Head - A Logical Development"
Nuclear Engineering 10, p.139 (April 1965)
- [8/38] "Oyster Creek, a Description of the very Low Capital Cost
Plant for Yersey Central"
Nuclear Engineering 10, p.225 (Juni 1965)
- [8/39] EURATOM: "Wirtschaftliche Angaben über die Entwicklung von
Reaktoren des Typs ORGEL"
EUR/4608/65 d (Okt.1965)
- [8/40] "Graphit-Schwerwasser Memorandum"
CEA - SIEMENS
- [8/41] "Second Generation CANDU"
AECL-2211
Nuclear Engineering 10, p.301 (Aug,1965)
- [8/42] F.Münzinger: "Die Krise im Reaktorbau 1960/61"
Atom und Strom, Jan.1962, S.4
- [8/43] I.L.Wilson et.al.: "Studies of CANDU Type Reactors in the
500 MWe Range"
3. ICPUAE, P/6, Genf (1964)
- [8/44] M.R.Srinivasan: "Tarapur Atomic Power Station"
3. ICPUAE, P/745, Genf (1964)
- [8/45] A.Jonsson, B.McHugh: "A large Swedish Nuclear Power Station
with a Pressurized Heavy Water Reactor"
3. ICPUAE, P/605, Genf (1964)
- [8/46] G.A.Pon et.al.: "Prospective D₂O-Moderated Power Reactor"
3. ICPUAE, P/10, Genf (1964)
- [8/47] "The ORGEL-Project"
Nuclear Engineering 10, (März 1965)
- [8/48] D.J.Berry: "Die Entscheidung über Dungeness B"
Atomwirtschaft 10, S.671 (Dez.1965)

Kapitel 9

Schätzungen des zukünftigen Kernenergiebedarfs

(M.Recker)

9.1 Einleitung

Eine vorsichtige Schätzung des zukünftigen Bedarfes an Kernenergie muß sich zweckmäßigerweise am erwarteten Bevölkerungszuwachs einerseits und an der Zunahme des pro Kopf-Bedarfes an elektrischer Arbeit orientieren. Vorausschätzungen über mehrere Jahrzehnte können dabei nicht einfach von der Voraussetzung gleicher Verdopplungszeiten (Exponentialfunktion) ausgehen, sondern müssen die größer werdenden Verdopplungszeiten berücksichtigen. Weiter wird man die Schätzung vernünftigerweise in den Grenzen optimistischer und pessimistischer Annahmen durchführen.

9.2 Prognose des gesamten elektrischen Energiebedarfs

Prognoseergebnisse des Energiebedarfs können ermittelt werden als Funktion

- a) des Industrieproduktionsindex
- b) des Bruttosozialproduktes
- c) der Zeit.

Allen drei Methoden haften Fehler an. Zwar stehen Methode a) und b) jeweils in einem inneren Zusammenhang zum Energiebedarf, doch liegt der Nachteil der Methode a) darin, daß der Anteil der Industrieproduktion an der volkswirtschaftlichen Gesamtproduktion Veränderungen unterworfen ist; der Nachteil der Methode b) ist ebenfalls in einer veränderlichen Verknüpfung zwischen Energiebedarf und Bruttosozialprodukt zu suchen. Die Methode c) ist insofern völlig ungenau, als eine echte Abhängigkeit des Energiebedarfs von der Zeit überhaupt gar nicht gegeben ist.

Die für die Bundesrepublik und die Europäische Wirtschaftsgemeinschaft in Tab.9-1 und 9-2 angegebenen Daten einer Vorausschau des Energiebedarfs (siehe auch Abb.9-1 und 9-2) bis zum Jahre 1975 sind aus detaillierten Untersuchungen der drei europäischen Gemeinschaf-

ten [9/1] entnommen. Der Strombedarf jedes Landes wurde insgesamt und nach verschiedenen Teilgebieten, wie Stahl- und Eisenindustrie, übrige Industrie, Verkehr usw., geschätzt. Es wird dazu vermerkt, daß der Stromverbrauch früher von den Kenngrößen der allgemeinen Wirtschaftsentwicklung weniger abhing als der Gesamtenergieverbrauch und daß er weitgehend einem autonomen Trend zu folgen scheint. Der Wert der Vorausschätzungen erhöht sich hierdurch insofern, als die Ungewissheit über das wirtschaftliche Wachstumstempo keinen so großen Einfluß hat; er wird andererseits beeinträchtigt, weil nicht bekannt ist, ob sich der autonome Trend auch in den untersuchten künftigen 15 Jahren mit gleicher Stärke geltend machen wird.

~~Bei der weitergehenden Untersuchung des Energiebedarfes bis zum Jahre 2050 wurden zwei in einer Arbeit von P.R.Kasten veröffentlichte Kurven über den künftigen Bedarf an nuklearer Leistung in den USA zugrundegelegt. Beide Kurven zeigen ein Sättigungsverhalten. Es wurde angenommen, daß im Bereich der Sättigung die nukleare Leistung gleich ist der gesamten installierten elektrischen Leistung.~~ [9/2]

Unter der Voraussetzung, daß in den USA die Bevölkerung im Jahre 2050 auf das doppelte gegenüber 1960 gestiegen ist und unter gleichzeitiger Annahme einer mittleren jährlichen Benutzungsdauer eines Kraftwerkes von 4500 h/a, beträgt nach der Kurve von Lane der jährliche pro Kopf-Verbrauch 54 000 kWh/cap (das ist das 11,5-fache gegenüber 1960); nach der Kurve von Harms beträgt der jährliche pro Kopf-Verbrauch 36 500 kWh/cap (das ist das 8-fache gegenüber 1960). Siehe hierzu Tab.9-3 und Abb.9-3.

Für die Bundesrepublik und den EWG-Raum wurde für das Jahr 2050 ein pro Kopf-Verbrauch von 40 000 kWh/cap angenommen. Das ist für die Bundesrepublik das 17,5-fache des pro Kopf-Verbrauchs gegenüber 1960, für den EWG-Raum das 25-fache bei der Annahme einer Verdopplung der Bevölkerung in 90 Jahren und bei einer mittleren jährlichen Benutzungsdauer von 4 250 h/a eines Kraftwerkes.

Es wurde weiterhin vorausgesetzt, daß sich die Unterschiede im pro Kopf-Verbrauch zwischen den einzelnen Ländern der Gemeinschaft bis zum Jahre 2050 kontinuierlich bis zu Null verringern werden.

Bei einer auch in ferner Zukunft anhaltend weiter steigenden, konjunkturellen Entwicklung, wie sie gegenwärtig seit einigen Jahren

andauert, mag diese Prognose pessimistisch scheinen, insbesondere wenn man die Zuwachsraten der zu installierenden Leistung betrachtet (Abb.9-5 bis 9-7). Die heutige technische Entwicklung läßt jedoch nicht ahnen, daß wir uns in absehbarer Zeit keinem Sättigungsbereich nähern. Es bleibt zu erwähnen, daß die Zuwachsraten der installierten elektrischen Leistung über der Zeit aufgetragen wurde. Bei einer verbesserten Ausnutzung, d.h. bei Verringerung des Verhältnisses von Spitzenlast zu Grundlast, wird bei gleichbleibendem Leistungszuwachs die Bruttostromerzeugung verbessert. Wenn man annimmt, daß die Erzeugung dem Verbrauch entspricht, so wird auch der jährliche pro Kopf-Verbrauch steigen.

Hinzugefügt sei, daß die Angaben der Bedarfsprognose von 1975 bis 2050 für die Bundesrepublik und die EWG auf keinerlei rechnerischen Untersuchungen basieren.

9.3 Prognose des nuklearen Energiebedarfs

Als neue Energiequelle kann die Kernenergie einen Beitrag zur Stromerzeugung leisten, der zunächst noch sehr gering sein wird, dann jedoch stufenweise zunehmen wird (Abb.9-1 bis 9-3).

Ausgehend von einer installierten nuklearen Leistung im Jahre 1970, die in ihrer Größe sich heute schon ungefähr ermitteln läßt, wurde für den Zeitraum von 1970 bis 2000 der Anteil des nuklearen Zubaus am Gesamtzubau festgelegt. Er nimmt einmal von 1970 bis 1980 kontinuierlich von 15 bis 50 % zu und bleibt weiter bis zum Jahre 2000 mit 50 % konstant (Kurve B). Eine optimistischere Einschätzung der Entwicklungsmöglichkeiten der Kernenergie würde ein Ansteigen von 15 auf 80 % im Zeitraum von 1970 bis 1980 und von 80 auf 90 % zwischen 1980 und 2000 ergeben (Kurve C).

Beide Kurven bilden einen Fächer, in den sich die Vorausschätzungen von UNIPED und EURATOM bis zum Jahre 2000 gut einfügen. UNIPED gibt für die installierte nukleare Leistung an:

1970 : 4 - 6 · 10³ MWe
1975 : 12 - 26 · 10³ MWe

EURATOM rechnet zunächst etwas vorsichtiger und gibt an:

1975 : 10 - 16 · 10³ MWe
1980 : 40 · 10³ MWe

1990 :	$150 \cdot 10^3$ MWe
2000 :	$325 \cdot 10^3$ MWe

Für die Vorausschätzungen nach 2000 wurden folgende Annahmen gemacht:

- a) Im Jahre 2050 besteht kein Kernkraftwerk mehr; die gesamte elektrische Energie wird von wirtschaftlicheren elektrischen Energieerzeugungsanlagen bereitgestellt (Kurve A).
- b) 50 % der gesamten installierten elektrischen Leistung wird im Jahre 2050 durch Kernkraftwerke gedeckt (Kurve B).
- c) Die gesamte notwendige elektrische Leistung ist im Jahre 2050 in Kernkraftwerken installiert (Kurve C).

Alle drei Fälle sind denkbar und möglich. Es sollten demnach alle drei Möglichkeiten bei Untersuchungen über solch weite Zeiträume Berücksichtigung finden.

9.4 Einsatzdaten

Lastfaktor

Der Lastfaktor für die Kurven C in den Abb.9-1 und 9-2 ist in Abb.9-8 dargestellt. Normalerweise wird angenommen, daß Kernkraftwerke stets Grundlast fahren. Der über die Kraftwerkslebensdauer gemittelte Wert der jährlichen Benutzungsdauer soll 7000 h/a betragen. Dies entspricht einem Lastfaktor von 0,8.

Kommt die Kernenergieerzeugung bei Grundlastbetrieb in die Größenordnung des elektrischen Gesamtenergiebedarfs, so müssen die Kernkraftwerke auch die Spitzenlast übernehmen. Die Abweichung von dem Wert 7000 h/a ist umso geringer, je kleiner das Verhältnis von Spitzen- zu Grundlast gestaltet werden kann.

Kraftwerkslebensdauer

Es wird nicht sehr falsch sein, wenn man für die Zukunft mit Lebensdauern von 30 bis maximal 35 Jahren rechnet.

9.5 Analytische Behandlung der nuklearen Energiebedarfskurven

Die obere und untere Bedarfsschätzung der nuklearen installierten Leistung (Kurven B und C in Abb.9-1) lassen sich - mit geringen Abweichungen, wie Abb.9-4 zeigt - analytisch in folgender Form darstellen:

$$\begin{aligned} \text{untere Schätzung } P_u &= 0,0473 \cdot t^{2,09} \quad (\text{GWe}) \\ \text{obere Schätzung } P_o &= 0,0302 \cdot t^{2,34} \quad (\text{GWe}) \end{aligned}$$

Hierbei ist in beiden Fällen für 1970 eine installierte nukleare "Anfangs"-Leistung von 2 GWe angenommen. Die Zeit $t(a)$ ist dabei ab 1964 zu rechnen, die Kurven gelten aber erst ab 1970.

Diesen Wachstumsformeln entspricht ein lineares Anwachsen der Verdopplungszeit T :

$$\begin{aligned} T_u &= (2^{1/2,09} - 1) \cdot t = 0,394 \cdot t \\ T_o &= (2^{1/2,34} - 1) \cdot t = 0,344 \cdot t \end{aligned}$$

Diese analytische Form der nuklearen Bedarfsschätzung diente als Ausgangspunkt für die Berechnungen der Reaktorstrategien in Kapitel 11. Es sei darauf hingewiesen, daß dort der Lastfaktor für die Kraftwerke über den ganzen Prognosezeitraum einheitlich mit 0,7 angenommen wurde, wogegen in die Kurven B und C in Abb.9-1 ein zeitabhängiger Lastfaktor entsprechend Abb.9-8 eingearbeitet ist.

Tab.9-1

Bedarfsprognose für die Bundesrepublik Deutschland

Jahr	el.Leistung (Engpaßleist.) GWe	Zuwachs- faktor %	Brutto- verbrauch *) 10 ⁹ kWh	Bevölke- rung 10 ⁶ cap	Pro Kopf- Verbrauch kWh/cap
1950	10,9		47		980
1955	18,4	11,3	80		1195
1960	28	9,5	120	53	2260
1965	40	7,2	170		3070
1970	55	6,6	234		4100
1975	75	6,2	316		5300
1980	98	5,6	420		
1990	150	4,4	640		
2000	230	4,4	980		
2010	320	3,4	1360		
2020	450	3,4	1900		
2030	590	2,7	2500		
2040	760	2,7	3200		
2050	1000	2,7	4250 ¹⁾	106 ²⁾	40.000 ³⁾

*) Der Bruttostromverbrauch wurde unter der Annahme einer mittleren jährlichen Benutzungsdauer von 4250 h/a ermittelt

- 1) 35-fach gegenüber 1960
- 2) 2-fach gegenüber 1960
- 3) 17,5-fach gegenüber 1960

Tab.9-2

Bedarfsprognose für die Europäische Wirtschaftsgemeinschaft

Jahr	el.Leist. (Engpaß- leist.) GWe	Zuwachs- faktor %	Brutto- verbrauch *) TWh	Bevöl- kerung 10 ⁶	Pro Kopf- Verbrauch kWh/cap
1950	34,8	Leist. Verbr.			796
		8,8	9,4	124 (3600 h/a)	
1955	52,5	7,5	9,4	194	1202
1960	75			285 (3800 h/a)	1683
1965	105	7,2	7,5	409	2330
		6,6	7,0		
1970	145			574 (4000 h/a)	3100
		6,2	6,5		
1975	195			789	4200
		5,8			
1980	255			1085 (4250 h/a)	
		5,0			
1990	420			1780	
		5,0			
2000	680			2900	
		4,0			
2010	1000			4250	
		4,0			
2020	1500			6360	
		2,7			
2030	1950			8300	
		2,7			
2040	2500			10600	
		2,7			
2050	3300			14000 ¹⁾	350 ²⁾
					40.000 ³⁾

*) Der Bruttostromverbrauch wurde unter der Annahme einer mittleren jährlichen Benutzungsdauer von 4250 h/a ab 1980 ermittelt

- 1) 50-fach gegenüber 1960
- 2) 2-fach gegenüber 1960
- 3) 25-fach gegenüber 1960

Tab.9-3

Bedarfsprognose für die USA nach Lane und Harms

Jahr	el.Leistung (Engpaßleist.) GWe		Zuwachs- faktor %		Brutto- verbrauch *) TWh		Bevöl- kerung 10 ⁶	Pro Kopf- Verbrauch kWh/cap	
	Lane	Harms	Lane	Harms	Lane	Harms		Lane	Harms
1960	190	190			860	860	185	4650	
1980	500	700	4,9	6,7	2250	3150			
2000	1000	1500	3,5	3,9	4500	6750			
2020	2000	2500	3,5	2,6	9000	11250			
2050	4500	3000	2,7	0,56	20.000 (23fach)	13.500 (16fach)	370 (2fach)	54.000 (11,5fach)	36.500 (8fach)

gegenüber 1960

*) Der Bruttostromverbrauch wurde unter der Annahme einer mittleren jährlichen Benutzungsdauer von 4500 h/a ermittelt.

Tab.9-4

Prognose über den nuklearen Leistungszubau in der Bundesrepublik

Jahr	install.nukleare Leistung GWe			Anteil des nuklearen Zubaus a.Gesamtzubau %	Anteil der nukl. Leistung a.d.Gesamtleistung %			Verbrauch an nuklearer Energie TWh			Anteil am Gesamtenergieverbrauch %		
	Kurve (A) B C				Kurve (A) B C			Kurve (A) B C			Kurve (A) B C		
1965													
1970		1		B:15-50 C:15-80 B:50-50 C:80-90		1,8			7			3	
1975		4,5	6,5			6	8,7		31,5	45,5		10	14,5
1980		13	19			13,3	19,4		91	119		22	28
1990		39	63			26	42		237	440		37	69
2000		80	135			35	59		560	930		57	95
2020	(150)	200	400		(33)	45	89	(1050)	1400	1800 ^{*)}	(55)	74	95 ^{*)}
2050	(0)	500	1000		(0)	<u>50</u>	<u>100</u>	(0)	3500	4250 ^{*)}	(0)	82	100 ^{*)}

Die unterstrichenen Werte in der Tabelle sind die Ausgangsdaten zur Bestimmung der nuklearen Leistung

*) Der Verbrauch an nuklearer Energie wurde ermittelt unter der Annahme, daß die Kernkraftwerke Grundlast fahren mit einer jährlichen Benutzungsdauer von 7000 h/a.

Kurve C: Im Jahre 2020 seien noch etwa 11 % Spitzenlastkraftwerke in Betrieb, die 5 % des Verbrauchs sicherstellen sollen. Die mittlere jährliche Benutzungsdauer beträgt 4500 h/a. 2050 soll es nur noch Kernkraftwerke geben mit einer jährlichen Benutzungsdauer von 4250 h/a.

Prognose über den nuklearen Leistungszubau in der EWG

Jahr	install.nukleare Leistung GWe			Anteil des nuklearen Zubaus a.Gesamtzubau %	Anteil der nukl. Leistung a.d.Gesamtleistung %			Verbrauch an nuklearer Energie TWh			Anteil am Gesamtenergieverbrauch %			
	Kurve (A) B C				Kurve (A) B C			Kurve (A) B C			Kurve (A) B C			
1965		1		} B:15-50 } C:15-80 } B:50-50 } C:80-90		1			7			1,7		
1970		<u>3,5-4</u>				2,4-2,7			25-28			4,4-4,9		
1975		16	20			8,2	10,2		112	140		14,2	17,7	
1980		39	56			15,2	22		273	392		25	36	
1990		120	195			29	42		840	1360		47	76	
2000		240	400			35	59		1670	2600		58	90	
2020	(500)	650	1300			(33)	43	87	(2800)	4550	6050 ^{*)}	(44)	71	95 ^{*)}
2050	(0)	1650	3300			(0)	<u>50</u>	<u>100</u>	(0)	11500	14000 ^{*)}	(0)	82	100 ^{*)}

Die unterstrichenen Werte in der Tabelle sind die Ausgangsdaten zur Bestimmung der nuklearen Leistung.

*) Der Verbrauch an nuklearer Energie wurde ermittelt unter der Annahme, daß die Kernkraftwerke Grundlast fahren mit einer jährlichen Benutzungsdauer von 7000 h/a.

Kurve C: Im Jahre 2020 seien noch etwa 13 % Spitzenlastkraftwerke in Betrieb, die 5% des Verbrauchs sicherstellen. Die mittlere jährliche Benutzungsdauer beträgt 4650 h/a. 2050 soll es nur noch Kernkraftwerke mit einer jährlichen Benutzungsdauer von 4250 h/a geben.

Abb. 9-1

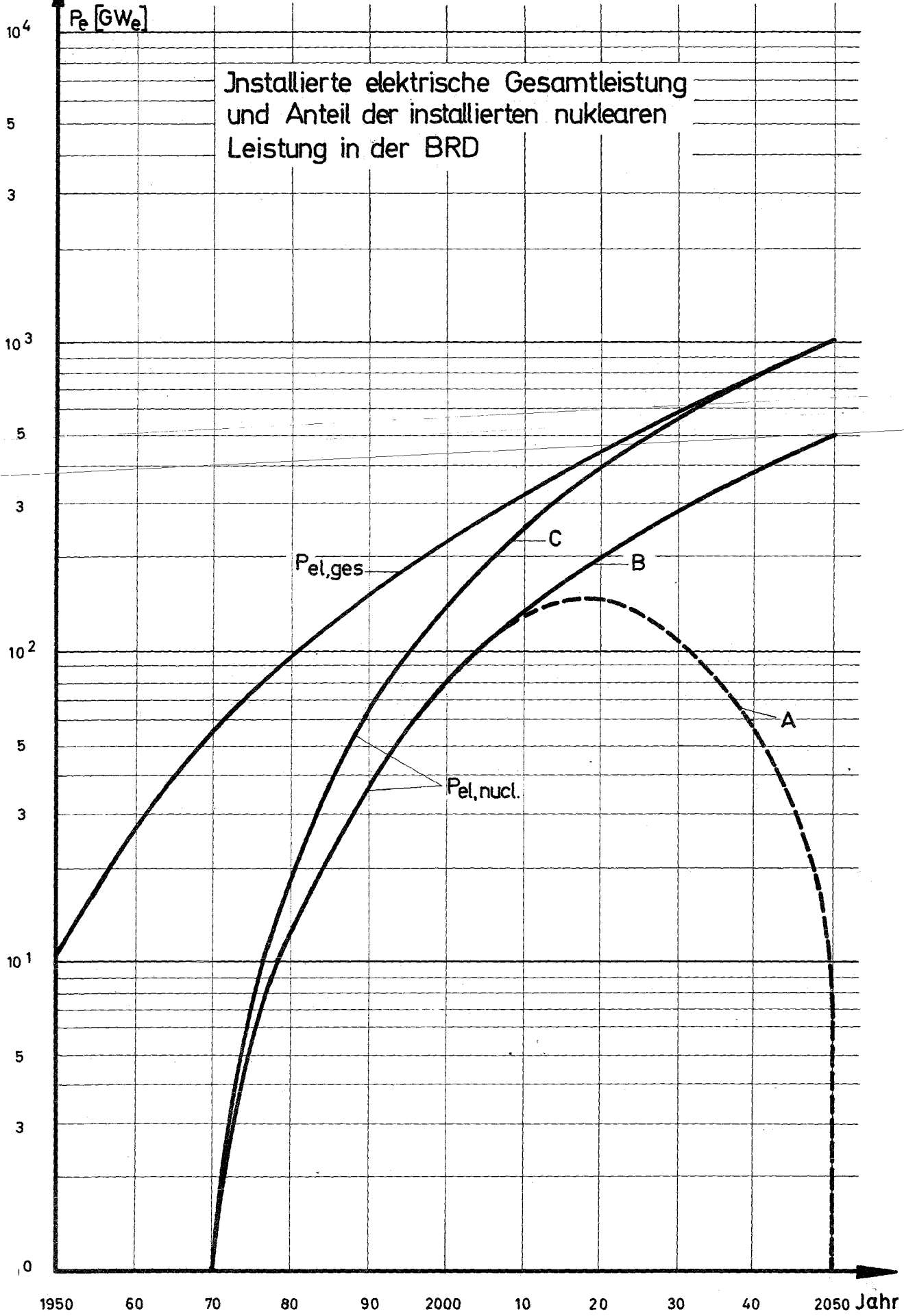


Abb. 9-2

P_e [GWe]

Installierte elektrische Gesamtleistung
und Anteil der installierten nuklearen
Leistung in der EWG

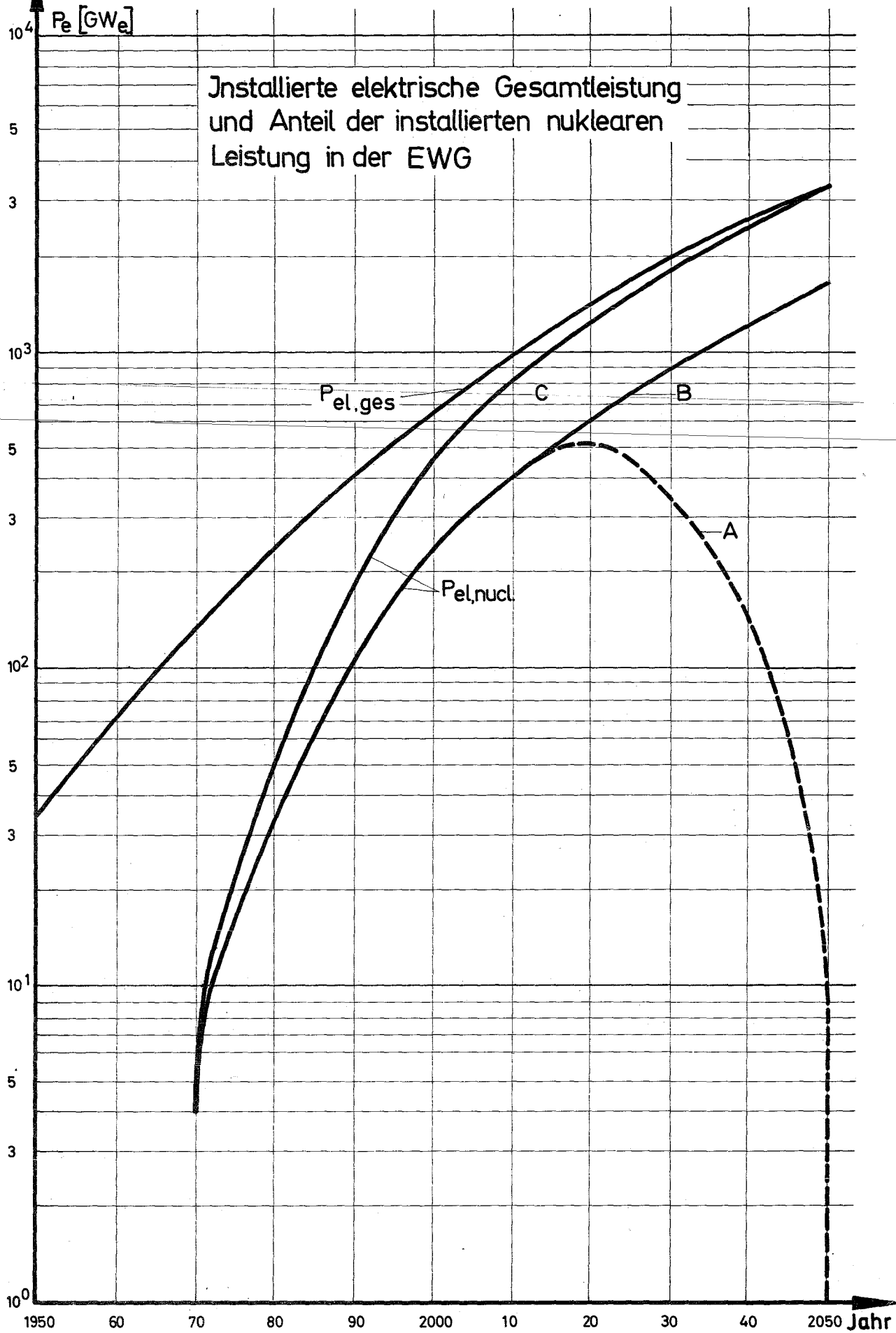


Abb. 9-3

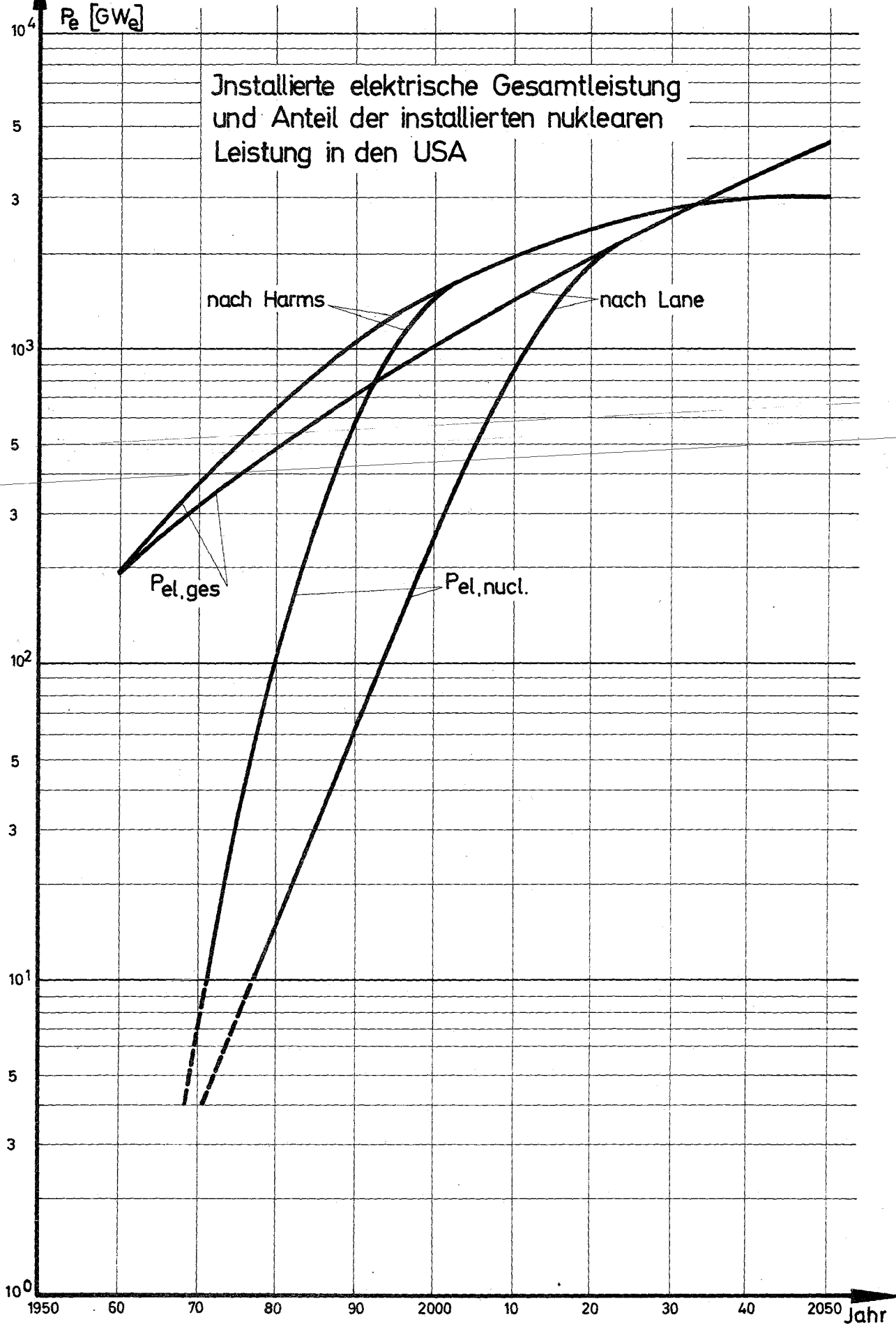


Abb. 9-4

P_e [GWe]

Installierte nukleare Leistung in der BRD
 Vergleich der Kurven B und C aus Abb. 9-1
 mit der analytischen Form

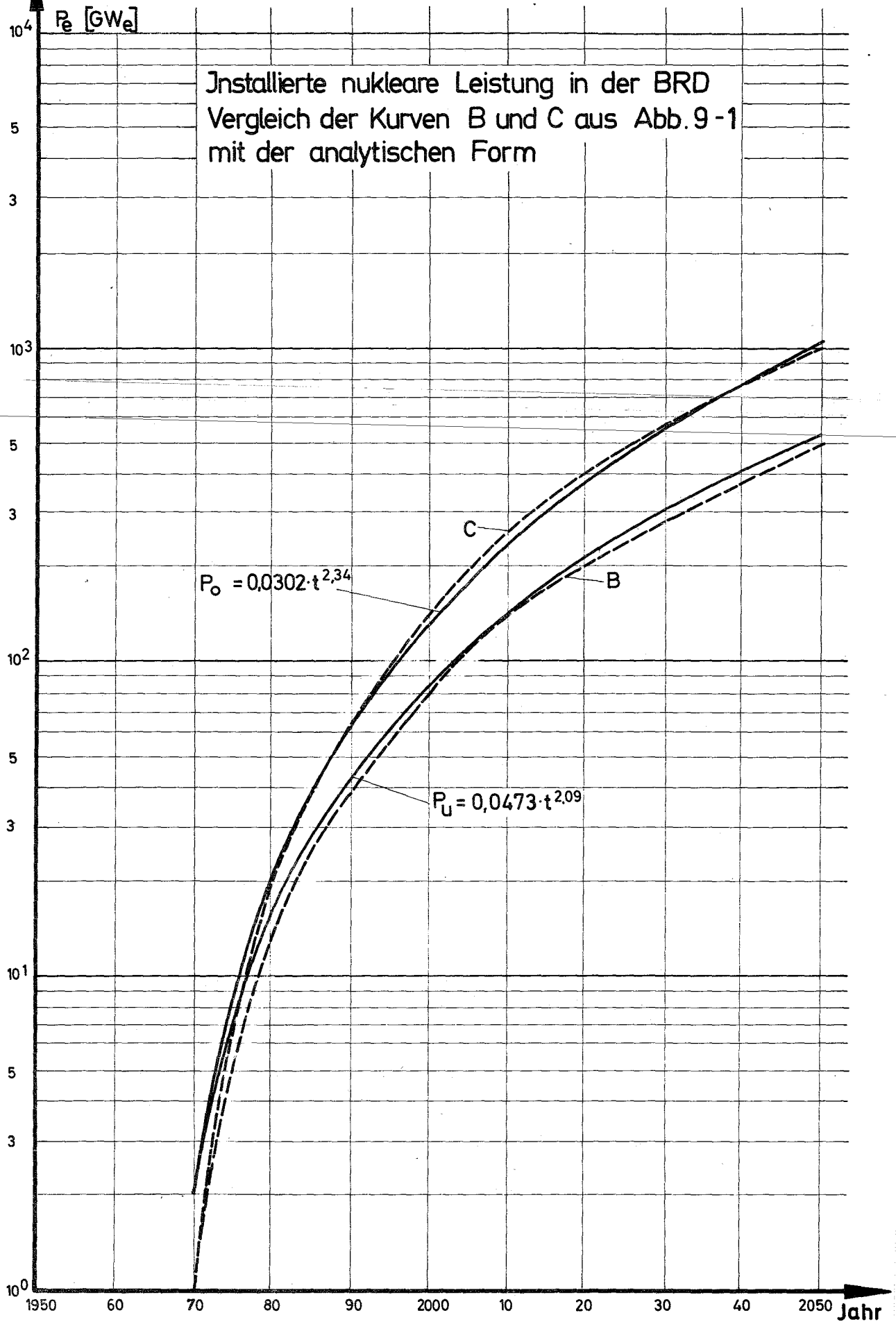


Abb. 9-5 Jährliche Zuwachsrate für den Elektrizitätsverbrauch
in der BRD

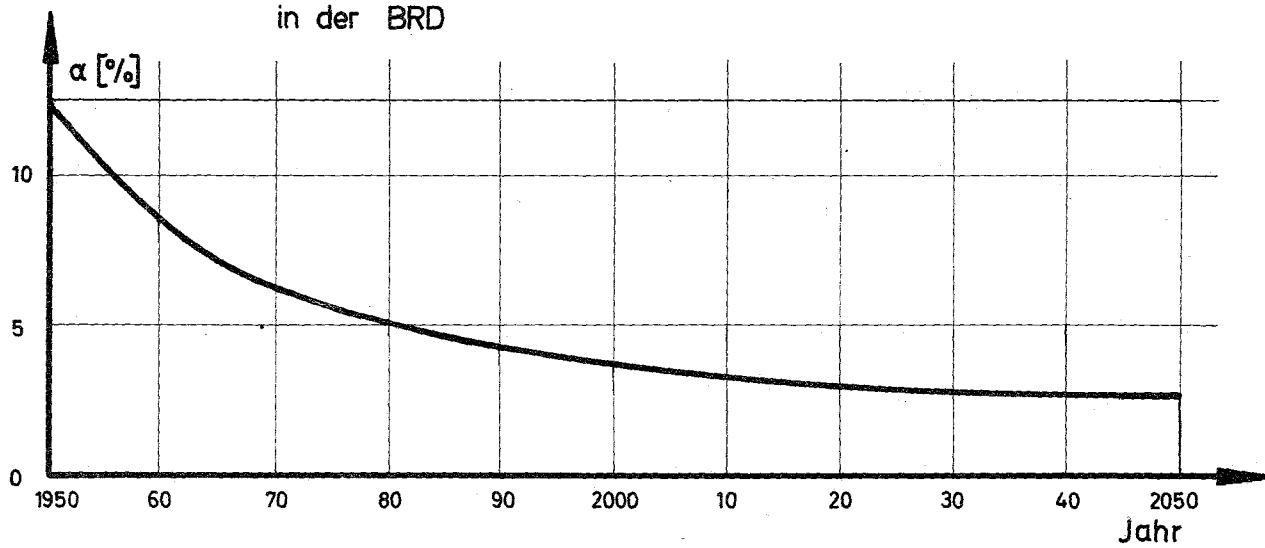


Abb. 9-6 Jährliche Zuwachsrate für den Elektrizitätsverbrauch
in der EWG

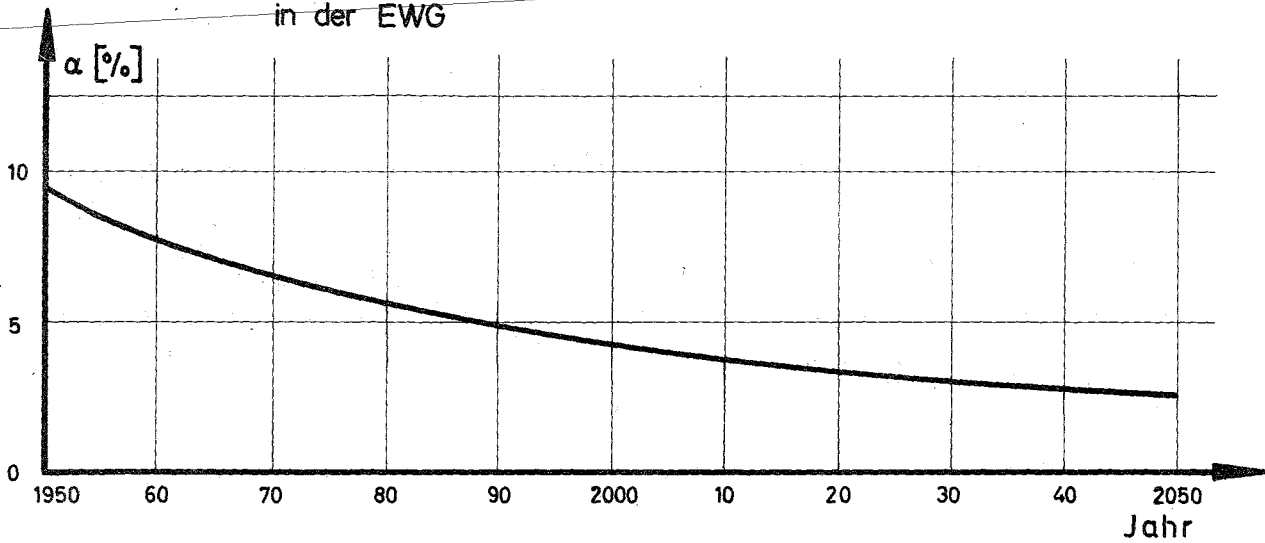


Abb. 9-7 Jährliche Zuwachsrate für den Elektrizitätsverbrauch
in den USA

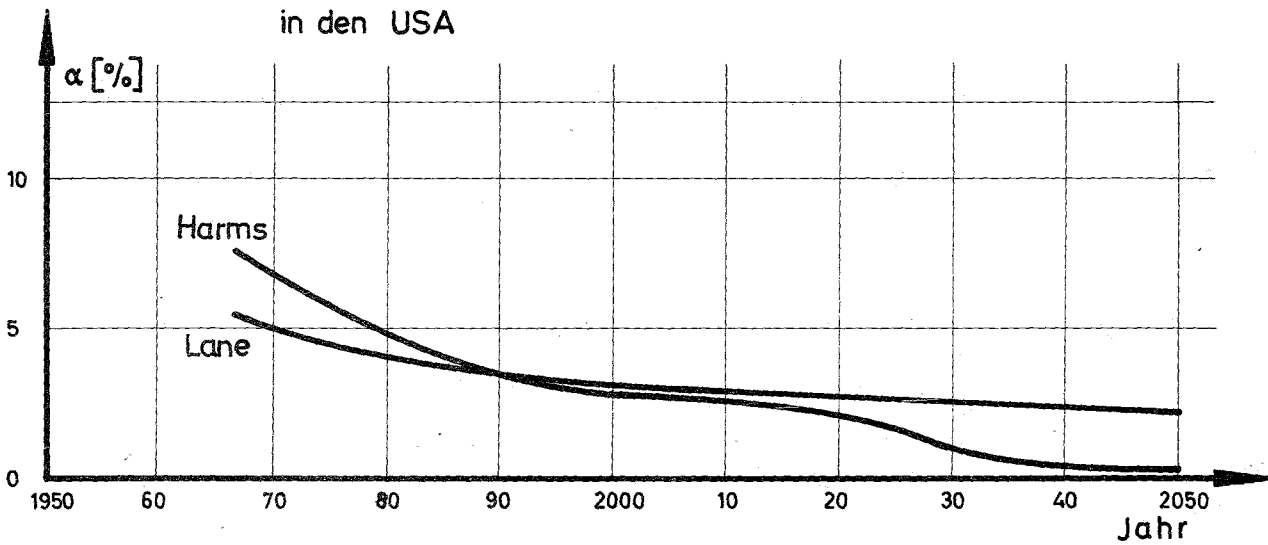
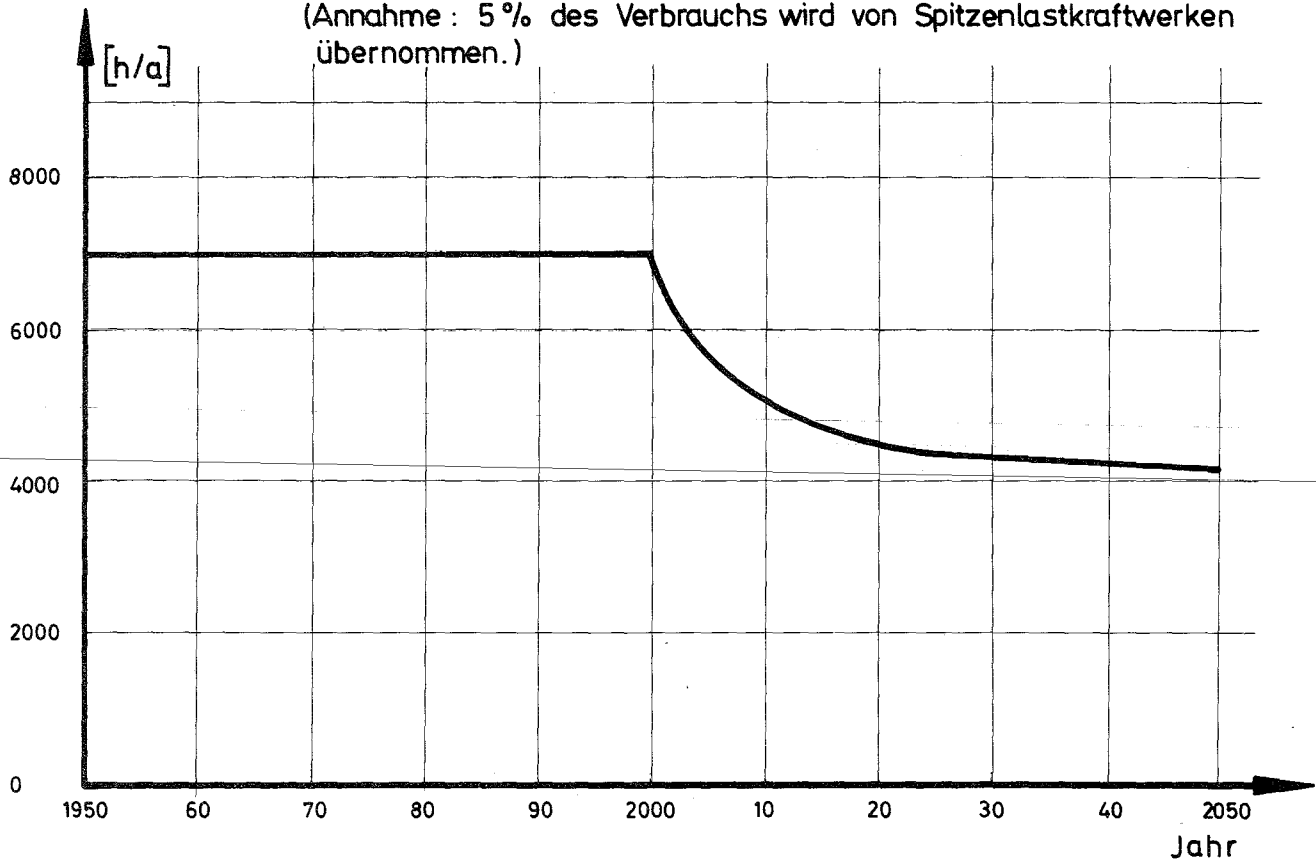


Abb. 9-8 Jährliche Benutzungsdauer eines Kraftwerks für die Kurve C
aus Abb. 9-1 und 9-2
(Annahme: 5% des Verbrauchs wird von Spitzenlastkraftwerken
übernommen.)



Literatur

- [9/1] Montanunion, EWG, EURATOM: "Untersuchungen über die langfristigen energiewirtschaftlichen Aussichten der Europäischen Gemeinschaft"
Luxemburg (1964)
- [9/2] P.R.Kasten: "Fundamental Problems of Thermal Breeders"
Vortrag, gehalten in Essen (März 1963)

Kapitel 10

Beschreibung der kennzeichnenden Reaktordaten

(H.Grümm)

10.1 Vorbemerkungen

Bei der Arbeit an dieser Studie hat sich sehr schnell eine naheliegende Vermutung bestätigt: es ist leichter, die das Wachstum eines nuklearen Energieerzeugungssystems regulierenden Gesetzmäßigkeiten zu formulieren, als die Reaktoren technisch und ökonomisch zu charakterisieren, aus denen das System bestehen soll. Dies gilt in besonderem Maße für die noch in einem frühen Entwicklungsstadium stehenden Typen.

Die Aussagekraft eines noch so anspruchsvollen Prognoseformalismus reicht natürlich nicht weiter als die Zuverlässigkeit der eingespeisten Daten. Aus diesem Grunde war es nötig, der Erhebung von Reaktordaten besondere Aufmerksamkeit zuzuwenden. Obwohl dabei sehr kompetente Fachkräfte von reaktorbauenden Unternehmen mithalfen, war es nicht einfach, auch nur für bereits gut bewährte und bekannte Reaktortypen in sich konsistente und untereinander vergleichbare Datensätze zusammenzustellen. Dies entspricht ganz einfach der Tatsache, daß auch die bewährten Typen noch einer rasanten Entwicklung unterliegen, daß die Erfahrungsbasis, besonders in Abbrandfragen, noch recht schmal ist, und daß einige Daten überhaupt erst nach Errichtung eines Kraftwerks mit einiger Genauigkeit erhoben werden können.

Die hier ausgewählten Datensätze stellen nach dieser Sachlage nur erste Vorschläge dar und die Aufgabe der Datensammlung ist alles andere als abgeschlossen. Im Gegenteil, es wird nötig sein, die Datensätze ständig durch Einbau neuer Informationen an die Entwicklung anzupassen.

Eine fundamentale Forderung von der systematischen Seite her zielt auf die Frage ab, welche Daten eigentlich benötigt werden, und weiter, wie die einzelnen Größen begrifflich unmißverständlich zu fassen seien. Es ist bekannt, daß sich gerade die Fachsprache der Kernenergie durch ein babylonisches Begriffswirrwarr auszeichnet. Es ist z.B.

kaum möglich, die in der Literatur zu findenden "Anlagekosten" von Kernkraftwerken miteinander zu vergleichen, da die verschiedenen Autoren in diesen Begriff die verschiedensten Positionen einschließen, besser gesagt, nicht einschließen.

Aus diesem Grunde war man bemüht, gemeinsam mit Fachkräften der Industrie und der Elektrizitätswirtschaft, eine zumindest für diese Studie verbindliche einheitliche Terminologie zu vereinbaren, die sich dem gewohnten Sprachgebrauch soweit als möglich anschließt. Es ergab sich das Konzept der sogenannten "Datenblöcke" mit den zugehörigen Definitionen. In den folgenden Abschnitten 10.2 bis 10.7 werden die einzelnen Datenblöcke und die zugehörigen Begriffe erläutert. Die dabei eingeführten Zeichen werden in der Studie durchgehend verwendet.

Es werden folgende Datenblöcke unterschieden:

- 10.2 Reaktor, Technische Grunddaten
- 10.3 Äußerer Zyklus, Technische Grunddaten
- 10.4 Abgeleitete Technische Daten, Kenngrößen für das Massenflußbild
- 10.5 Investitions- und Betriebskosten, Grunddaten
- 10.6 Äußerer Zyklus, Kostendaten
- 10.7 Abgeleitete Kostendaten

10.2 Reaktor, Technische Grunddaten

Hier sind Daten erfaßt, die einerseits das Kraftwerk global charakterisieren, andererseits den Durchsatz der verschiedenen Nuklide im Detail erfassen; diese Detaillierung hat sich als notwendig erwiesen, da es andernfalls nicht möglich ist, die ineinandergreifenden Stoffzyklen einer kombinierten Reaktorwirtschaft konsistent zu beschreiben. (Tab.10-1)

Begriffsbestimmungen

- Pos. 1 P_e in (GWe) ist die elektrische Nettoleistung eines Kraftwerkes der zum Zeitpunkt t charakteristischen mittleren Blockgröße (Mittelung über alte-neue und große-kleine Kraftwerke).
- Pos.3 Die mittlere spezifische Leistung r , gemessen in (MW/kg) ist definiert als thermische Reaktorleistung P_{th} (GW), ge-

POS.	BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION
1	elektrische Nettoleistung		P_e	GWe
2	Anlagen - Wirkungsgrad		η	1
3	mittlere spezifische Leistung		r	MW/Kg Br _o
4	mittlerer Abbrand		a	MWd/ Kg Br _o
5	Beschickungsvektor	Th-232	x_o^t	%
6		Abfall - U	x_o^a	%
7		U-233	x_o^3	%
8		U-234	x_o^4	%
9		U-235	x_o^5	%
10		U-238+236	x_o^{8+6}	%
11		Pu - 239	x_o^9	%
12		Pu - 241	x_o^1	%
13		Pu - 240 + 242	x_o^{0+2}	%
14		Entnahmevektor	Th - 232	x_1^t
15	Abfall - U		x_1^a	%
16	U - 233		x_1^3	%
17	U - 234		x_1^4	%
18	U - 235		x_1^5	%
19	U - 238+236		x_1^{8+6}	%
20	Pu - 239		x_1^9	%
21	Pu - 241		x_1^1	%
22	Pu - 240 + 242		x_1^{0+2}	%
23	Brst. Massenverhältnis		γ	1
24	Zahl der Teilladungen		Z	1
25	Reserveelement - Anteil		S	1
26	Beschickungsverzögerung		δ_B	a
27	Lastfaktor		κ	1
28				
29				
30				

teilt durch die Masse $G_0(t)$ des frischen Core (+Blanket, beim Brüter). G_0 ist die Gesamtmasse der reinen Spalt- und Brutnuklide im Beschickungsgleichgewicht (ohne Legierungsmaterial, ohne O, C, usw.). G_0 und P_{th} werden in Abschnitt 10.4 als abgeleitete Größen aufgeführt.

Pos. 4 Der mittlere Abbrand a , gemessen in (MWd/kg), ist auf ein kg G_0 zu beziehen. Er wird also definiert als die dem Core (und gegebenenfalls Blanket) im Laufe seiner Lebensdauer entzogene Wärme, geteilt durch $G_0 \cdot 10^3$.

Pos. 5-13 Die x_0^s , gemessen in (%), sind die prozentuellen Massenanteile der Stoffe s an G_0 . Es wird zur Vereinfachung durchweg Beschickungsgleichgewicht vorausgesetzt, d.h. alle Nachfüllungen erfolgen mit gleicher (sich gegebenenfalls mit dem technischen Fortschritt ändernder) stofflicher Zusammensetzung.

Die Anlaufperiode der einzelnen Reaktoren, in der die x_0^s im allgemeinen von den Gleichgewichtswerten abweichen, wird nicht erfaßt; sie kann durch eine geeignete Korrektur der Gleichgewichtswerte zum Ausdruck gebracht werden. Vergleiche auch die Erläuterung zu Pos. 24.

Alles Uran mit $e > e_t$ (auch Natururan) ist unter x_0^5 und x_0^{8+6} einzutragen. Bei $e \leq e_t$ (Abfalluran) ist der Anteil von (U-235+236+238) an G_0 unter x_0^a zu verzeichnen.

Pos. 14-22 Die x_1^s , gemessen in (%), sind die prozentuellen Massenanteile der Stoffe s an G_1 , d.h. am ausgebrannten Gleichgewichtscore (bzw. Core und Blanket). Bezüglich x_1^a gilt das oben über x_0^a Gesagte.

Pos. 23 Das Brennstoff-Massenverhältnis γ (dimensionslos) ist definiert durch $\gamma = G_1/G_0$. Diese Größe mißt den durch Abbrand bedingten Verlust an Spalt- und Brutstoffen.

Pos. 24 Es wird laut Pos. 5-13 zur Vereinfachung angenommen, daß die Nachfüllung des Reaktors mit Teilladungen erfolgt, die untereinander stofflich und mengenmäßig gleich sind. Z solcher Teilladungen bilden ein ganzes Core.

An der einen Grenze liegt mit $Z = 1$ der reine Chargenbetrieb,

bei dem jedesmal das ganze Core gewechselt wird. Bei quasikontinuierlicher Beschickung (z.B. Magnoxreaktor) ist jedes Brennelement eine Teilladung. In diesem Fall wurde formal $Z = \infty$ eingetragen.

Eine Teilladung braucht nicht aus lauter gleichartigen Elementen zu bestehen. Wesentlich ist nur die Gleichzeitigkeit von Einsatz und Entladung. Die x_0^S und x_1^S beziehen sich immer auf die ganze Teilladung. Wie die Beschickung erfolgt, ist gleichgültig.

Bei Core-Blanket-Reaktoren, mit nicht synchronem Beschickungszyklus für die Regionen, wurden die x^S entsprechend gewogen.

- ~~Pos. 25~~ Die Größe ρ (dimensionslos) misst den durch das Bereithalten von Reserveelementen bedingten Inventar-Mehrbedarf. Der Gesamtbedarf für das Erstcore beträgt demnach $\rho \cdot G_0$.
- Pos. 26 δ_B , gemessen in (a), ist die Beschickungsverzögerung bei Inbetriebsetzung des Kraftwerkes, d.h. die Zeitspanne, die zwischen der Inbetriebsetzung und der ersten Nachfüllung verstreicht. Bei kleineren Z (z.B. bei Leichtwasserreaktoren mit $Z = 3$ bis 4) ist $\delta_B \approx \delta_R/Z$, d.h. etwa gleich der Zeitspanne zwischen den späteren Nachfüllungen. Bei großen Z (quasikontinuierliche Beschickung z.B. von Natururanreaktoren) ist δ_B erheblich größer als δ_R/Z .
- Pos. 27 Der Lastfaktor κ ist als Mittel über die Kraftwerkslebensdauer zu nehmen. Bei der Mittelung ist zu berücksichtigen, daß alte und neue Kraftwerke des gleichen Typs nebeneinanderbestehen und daß κ von deren Kostenstruktur abhängt.

Pos. 28-30 Reserveplätze für weitere Daten.

10.3 Äußerer Zyklus, Technische Grunddaten

Die folgenden Daten bestimmen Verzögerungszeiten und Verluste bei der Fabrikation, bzw. Aufarbeitung des Brennstoffes. (Tab.10-2)

Begriffsbestimmungen

- Pos. 31 Die Brennelement-Fabrikationsdauer δ_F , gemessen in (a), umfaßt die Zeitspanne von der Inanspruchnahme des Brennstoffes (Entnahme aus dem Lager), Transport des Brennstoffes, gegebenenfalls Isotopentrennung, Fabrikation der Elemente, Transport zum Reaktor, Bereitstellung bis zum Anfahren des Reaktors.
- Pos. 32 Die Wiederaufarbeitungsdauer δ_W , gemessen in (a), umfaßt die Zeitspanne vom Abschalten des Reaktors, Entnahme der Elemente aus dem Reaktor, Abklingzeit, Transporte, Aufarbeitung, Rekonversion, bis zum erneuten Einsatz in die Diffusionsanlage, bzw. Lagerung, Eintreffen in der Brennelementfabrik.
- Pos.33-35 Der Mehrbedarfsfaktor m^S (dimensionslos) erfaßt die unwiederbringlichen Fabrikationsverluste.
- Pos.36-38 Der Verlustfaktor v^S (dimensionslos) erfaßt Aufarbeitungs- und Rekonversionsverluste.
- Pos.39-41 Reserveplätze für weitere Daten.

10.4 Abgeleitete Technische Daten, Kenngrößen für das Massenflußbild

In den vorangegangenen Datenblöcken wurden fast durchweg voneinander unabhängige Daten aufgeführt. Diese Auswahl ist weitgehend willkürlich. Hier sind eine Reihe von "abgeleiteten" Daten zusammengestellt, die man häufiger in der Literatur findet und deren Werte geläufig sind. Außerdem wurden wichtige Kenngrößen für das Massenflußbild der Brennstoffkreisläufe aufgenommen. Die Berechnung dieser Daten erfolgte mit dem Rechenprogramm nach Kapitel 6. (Tab.10-3)

Formeln, Begriffsbestimmungen

- Pos. 42 $P_{th} = P_e / \eta$ (GW)
- Pos. 43 Mit δ_R , gemessen in (a), wird die Einsatzdauer der Brennelemente im Reaktor bezeichnet. Es ist $\delta_R = a / (365 \cdot \pi \cdot r)$.
- Pos.44-45 $G_o = P_{th} / r$; $G_1 = \gamma G_o$ (t)
- Pos.46-47 $I_o = G_o / P_e$; $I_1 = \gamma I_o$ (t/GW_e)

POS.	BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION
31	Fabrikationsdauer		δ_F	a
32	Aufarbeitungsdauer		δ_W	a
33	Fabrikations Mehrbedarf	Thorium	m^t	1
34		Uran	m^u	1
35		Plutonium	m^p	1
36	Aufarbeitungs Verlust	Thorium	v^t	1
37		Uran	v^u	1
38		Plutonium	v^p	1
39				
40				
41				

Tab.10-3

Abgeleitete Technische Daten, Kenngrößen für das Massenflußbild

POS	BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION
42	Thermische Bruttoleistung		P_{th}	GW
43	Standzeit		δ_R	a
44	Masse des Core	Anfang	G_0	t Br ₀
45		Ende	G_1	t Br ₁
46	Spezif. Inventar	Anfang	I_0	t/GWe
47	Spezif. Inventar	Ende	I_1	t/GWe
48	U-Anreicherung	Anfang	e_0	%
49		Ende	e_1	%
50	Anteil des spaltbaren Pu	Anfang	P_0	1
51		Ende	P_1	1
52	Einsatzverhältnisse für die		y_0	1
53	Diffusions - Anlage		y_1	1
54	Plutoniumausstoß		$d_1^{94} - d_0^{94}$	t/GWe · a
55	Natururanverbrauch		$d_0^{238} - d_1^{238}$	t/GWe · a

Tab.10-3 (Fortsetzung)

POS.	BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION
56	Nachfüllfaktor	Thorium	d_0^t	t / GWe. a
57		Natururan	d_0^n	"
58		Abfall-U	d_0^a	"
59		U - 233 + 234	d_0^3	"
60		U - 235 + 238	d_0^u	"
61		U - 235	d_0^5	"
62		Pu - 239 + 241	d_0^p	"
63		Entladefaktor	Thorium	d_1^t
64	Natururan		d_1^n	"
65	Abfall-U		d_1^a	"
66	U - 233 + 234		d_1^3	"
67	U - 235 + 238		d_1^u	"
68	U - 235		d_1^5	"
69	Pu - 239 + 241		d_1^p	"
70	Inventar - Aufbaufaktor		Thorium	v_0^t
71		Natururan	v_0^n	"
72		Abfall-U	v_0^a	"
73		U - 233 + 234	v_0^3	"
74		U - 235 + 238	v_0^u	"
75		U - 235	v_0^5	"
76		Pu - 239 + 241	v_0^p	"
77		Inventar - abbaufaktor	Thorium	v_1^t
78	Natururan		v_1^n	"
79	Abfall-U		v_1^a	"
80	U - 233 + 234		v_1^3	"
81	U - 235 + 238		v_1^u	"
82	U - 235		v_1^5	"
83	Pu - 239 + 241		v_1^p	"

$$\text{Pos.48-49 } e_0 = 100 \cdot x_0^5 / (x_0^5 + x_0^{8+6}) ; e_1 = 100 \cdot x_1^5 / (x_1^5 + x_1^{8+6}) \quad (\%)$$

$$\text{Pos.50-51 } p_0 = (x_0^9 + x_0^1) / (x_0^9 + x_0^1 + x_0^{0+2}) \quad (1) ;$$

$$p_1 = (x_1^9 + x_1^1) / (x_1^9 + x_1^1 + x_1^{0+2}) \quad (1)$$

$$\text{Pos.52-53 } y_0 = (e_0 - e_t) / (e_n - e_t) ; y_1 = (e_1 - e_t) / (e_n - e_t) \quad (1)$$

Die Größe y_0 gibt an, wieviele kg Natururan (Anreicherung $e_n = 0,7115 \%$) in die Diffusionsanlage eingesetzt werden müssen, um ein kg Uran der Anreicherung e_0 zu erhalten. Mit e_t wird die U-235-Konzentration im Abfall (tail) der Diffusionsanlage bezeichnet. e_t ist von den ökonomischen Parametern abhängig und wird im Abschnitt 10.6 festgehalten.

y_0/y_1 ist das Einsatzverhältnis für die Wiederanreicherung des den Reaktor mit der Anreicherung e_1 verlassenden Urans.

Pos.54-55 Plutoniumausstoß bzw. Natururanverbrauch (t/GWe·a) einer GW-Einheit pro Jahr bei $\kappa = 1$.

Pos.56-62 Der Nachfüllfaktor d_0^s misst den durch Abbrand bedingten Verbrauch an Stoff s pro Jahr bezogen auf ein GWe/Vollast, ohne Berücksichtigung eventueller Rückführung des Stoffes s.

Es ist

$$d_0^s = \frac{3,65 \text{ m}^s x_0^s}{\eta \cdot a} \cdot f_0^s \quad (\text{t/GWe} \cdot \text{a})$$

Pos.63-69 Der Entladefaktor d_1^s misst die Menge an Stoff s, die nach dem Abbrand pro Jahr der Stoffbilanz s angerechnet werden kann, bezogen auf ein GWe/Vollast

$$d_1^s = \frac{3,65 \text{ v}^s x_1^s \gamma}{\eta \cdot a} \cdot f_1^s \quad (\text{t/GWe} \cdot \text{a})$$

f_0^s , f_1^s sind Faktoren, die die Bilanzen für die Stoffe s, wie sie im Reaktor durchgesetzt werden, in Verbrauchsgrößen umwandeln; z.B. ist $f_1 = y_1$ für die Diffusionsanlage oder f_0 bzw. $f_1 = 1$ bei Natururan-Reaktoren.

Der Jahresverbrauch einer Anlage der Leistung P_e (GWe), die mit dem Lastfaktor κ läuft, beträgt $\kappa(d_0^s - d_1^s)P_e$.

Pos.70-76 Der Inventar-Aufbaufaktor ϑ_0^s gibt an, welche Menge an Stoff s erforderlich ist, um das Erstcore für ein GWe Kraftwerksleistung zu installieren. Es ist

$$\vartheta_0^s = \frac{\rho m^s x_0^s}{10^2 \eta r} \cdot f_0^s \text{ (t/GWe)}$$

Pos.77-83 Der Inventar-Abbaufaktor ϑ_1^s gibt an, welche Menge an Stoff s nach Stilllegung von einem GWe Kraftwerksleistung (Ende der Lebensdauer) und nach Wiederaufarbeitung zur Verfügung steht. Es ist

$$\vartheta_1^s = \frac{\rho v^s x_1^s \gamma}{10^2 \eta r} \cdot f_1^s \text{ (t/GWe)}$$

10.5 Investitions- und Betriebskosten, Grunddaten

Hier werden die das Kraftwerk betreffenden Kostendaten zusammengefasst. Über die Ermittlung der daraus abgeleiteten Kenngrößen wird in Abschnitt 10.7 berichtet. (Tab.10-4)

Begriffsbestimmungen

Pos. 84 Die direkten spezifischen Anlagekosten K_{AD} , gemessen in (DM/kWe), beziehen sich auf das schlüsselfertige Kernkraftwerk und umfassen folgende Positionen:

- Nuklearer Dampferzeuger
- Dampfkraftanlage
- Elektrische Ausrüstung
- Hilfsanlagen
- Bauten
- Erstausrüstung mit Ersatzteilen
- Ingenieurarbeiten
- Baustellenüberwachung
- Prüfungen

Pos. 85 Die indirekten spezifischen Anlagekosten K_{AI} , gemessen in (DM/kWe), umfassen:

- Land und Aufschließung
- Inbetriebsetzungskosten
- Steuern während der Bauzeit
- Unsicherheiten und Kostensteigerungen

Die Bauzinsen sind hier nicht einzuschließen, da sie in einer gesonderten Formel aus den Grunddaten ermittelt werden (Kapitel 5).

- Pos. 86-87 Die Planungszeit T_P , gemessen in (a), liegt vor der Inangriffnahme der Bauarbeiten, die $T_B(a)$ Jahre lang dauern und bis zum Beginn des Leistungsbetriebs reichen.
- Pos. 88 Die Anlagen-Lebensdauer L , gemessen in (a), reicht vom Beginn des Leistungsbetriebes bis zur endgültigen Stilllegung des Kraftwerks.
- Pos. 96-97 Reserveplätze für weitere Daten.

10.6 Äußerer Zyklus, Kostendaten

Dieser Abschnitt umfaßt außer einigen Größen, die bereits in Abschnitt 10.2 bis 10.5 erfaßt sind, alle zur Bestimmung der Brennstoffkosten erforderlichen Angaben (vergleiche Kapitel 5). (Tab.10-5)

Begriffsbestimmungen

- Pos. 98-101 Stoffkosten. Die Kosten von Thorium und Abfalluran sind auf 1 kg bezogen, die Kosten von U-233 und spaltbarem Plutonium auf 1 g. Bei Pu zählen nur die spaltbaren Isotope. Eine Kostendifferenzierung, entsprechend dem Pu-240+242-Gehalt, wird nicht vorgenommen.
- Pos.102-105 Diese Daten, in den gewöhnlich verwendeten Einheiten geschrieben, dienen zur Berechnung der Kosten von Uran der Anreicherung e_0 und e_1 (Pos.48-49) in Form von UF_6 .
- Es wird toll enrichment angenommen und vorausgesetzt, daß die Kostenrechnung ebenso verläuft, wie bei der derzeit üblichen Ermittlung des Listenpreises.
- Pos.106-107 Reserveplätze für weitere Daten.
- Pos. 108 Die Fabrikationskosten K_F , gemessen in (DM/kgBr₀), beziehen sich auf ein kg frischen Brennstoffs (wie bei G_0 , nur Gehalt an schweren Kernen). Sie umfassen sämtliche Kosten für die Herstellung, inkl. Hüllrohre, Strukturmaterial usw. sowie den Antransport der Elemente. Sie umfassen nicht die reinen Brennstoffkosten sowie die Zins- und Steuerbelastung während der Fabrikationszeit.

Tab.10-4 Investitions- und Betriebskosten, Grunddaten

POS.	BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION
84	spez. Anlagekosten direkt	K _{AD}	DM / KWe
85	spez. Anlagekosten indirekt	K _{AI}	DM / KWe
86	Planungszeit	T _P	a
87	Bauzeit	T _B	a
88	Anlagen - Lebensdauer	L	a
89	Sachversicherung	V _S	% / a
90	Haftpflichtversicherung	V _H	% / a
91	Steuersatz	S	% / a
92	Personalkosten	K _P	DM / a
93	Zinssatz	R	% / a
94	Wartungskosten und Verbrauchsmaterial incl. D ₂ O - Verbrauch	K _V	DM / a
95	spez. D ₂ O - Kosten	K _D	DM / KWe
96			
97			

Tab.10-5 Äußerer Zyklus, Kostendaten

POS.	BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION
98	Kosten Th - 232	K _t	DM / Kg
99	Kosten U - 233	K ₃₃	DM / g
100	Kosten Pu - spaltbar	K _{Pu}	DM / g
101	Kosten Abfall - U	K _a	DM / Kg
102	Kosten U - Konzentrat	C _K	\$/lb U ₃ O ₈
103	Konversionskosten	C _C	\$/Kg U nat
104	Trennarbeitskosten	C _T	\$/Kg U
105	Abfall - Anreicherung	e _t	%
106			
107			

Tab.10-5 (Fortsetzung)

POS.	BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION
108	Fabrikationskosten		K_F	DM/Kg Br
109	Transportkosten		K_{TR}	" Br
110	Aufarbeitungskosten		K_A	"
111	Recover- sionskosten	Thorium	K_R^t	DM/Kg
112		Uran	K_R^u	"
113		Plutonium	K_R^p	"
114				
115				

Tab.10-6 Abgeleitete Kostendaten

POS.	BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	
116	Anlagen - Barwert		BW	MDM	
117	spezifische Investitionskosten		k_J	DPf / KWh	
118	spezifische Betriebskosten		k_B	"	
119	spezifische Erstcorekosten		k_E	"	
120	spez. Brennstoffzykluskosten		k_Z	"	
121	Pu - Gewinn		k_{Pu}	"	
122	gesamte spez. Brennstoffkosten		k_{Br}	"	
123	ges. spez. Energieerzeugungskost.		k_{ges}	"	
124	U - 233 Kosten		k_{33}	"	
125	spez. Energieerzeugungskosten	bei U_3O_8 8 \$ / lb und Pu = 10 \$ / g	$\kappa = 0.5$	"	
126			0.6	"	
127			0.7	k_{ges}	
128			0.8	"	
129			0.9	"	
130		bei $\kappa = 0.7$	U ₃ O ₈ 8 \$ / lb Pu 10 \$ / g		"
131			U ₃ O ₈ 20 \$ / lb Pu 27 \$ / g	k_{ges}	"
132			U ₃ O ₈ 30 \$ / lb Pu 27 \$ / g		"
133					
134					

- Pos. 109 Die Transportkosten K_{TR} , gemessen in (DM/kg Br_1), beziehen sich auf ein kg verbrauchten Brennstoff (wie bei G_1 , nur Gehalt an schweren Kernen) und umfassen Fracht, Versicherungskosten und Behältermiete für den Transport verbrauchter Elemente vom Reaktor zur Wiederaufarbeitungsanlage und von dort zum Brennstofflager.
- Pos. 110 Die Aufarbeitungskosten K_A , gemessen in (DM/kg Br_1), beziehen sich auf ein kg verbrauchten Brennstoff und umfassen die gesamten Kosten für die chemische Trennung und für die dauernde Lagerung der Spaltprodukte.
- Pos. 111-113 Die Rekonversionskosten K_R , gemessen in (DM/kg Br_1), beziehen sich wie K_{TR} auf ein kg verbrauchten Brennstoff. Es ist darauf zu achten, daß K_R im geschlossenen Zyklus nicht doppelt (in K_F und K_R) gerechnet wird, wenn nicht zweimal konvertiert wird.
- Pos. 114-115 Reserveplätze für weitere Daten.

10.7 Abgeleitete Kostendaten

Aus den vorangegangenen Kosten- und Reaktordaten wurden mit Hilfe des Rechenprogramms nach Kapitel 6 die hier abgeleiteten Kostendaten ermittelt. (Tab.10-6)

Begriffsbestimmungen

- Pos. 116 Wert der Anlage einschließlich der Zinsen während der Bauzeit, bezogen auf das Jahr der Inbetriebnahme des Kraftwerks, in MDM.
- Pos. 117 Der jährliche Anteil des Anlagen-Barwerts (mit Hilfe des Annuitätsfaktors errechnet), bezogen auf die jährlich erzeugte Energie, ergibt die spezifischen Investitionskosten, in DPf/kWh. Versicherungen, Steuern und gegebenenfalls Aufwendungen für Schwerwasser sind hier berücksichtigt. Nicht berücksichtigt ist das gesamte Erst-Core.
- Pos. 118 In den spezifischen Betriebskosten, in DPf/kWh, sind die laufenden Personalkosten, Wartungskosten und gege-

benenfalls Schwerwasserverbrauch, bezogen auf die erzeugte Energie, enthalten.

- Pos. 119 Die spezifischen Erstcorekosten, in DPf/kWh, sind die Kosten des Anteils $(Z-1)/Z$ des gesamten Erstcore, abzüglich des Werts des Anteils $(Z-1)/Z$ des Letztcores, der barwertmäßig auf den Zeitpunkt der Inbetriebnahme des Kraftwerks umgerechnet ist, bezogen auf die während der gesamten Lebensdauer des Kraftwerks erzeugte Energie. Sie stellen somit die zusätzlichen Kosten dar, die über den laufenden Anteil des Erst- und Letztcores an den Brennstoffzykluskosten hinausgehen.
- Pos. 120 Hier sind die laufenden Brennstoffkosten, in DPf/kWh, aufgeführt, einschließlich des Anteils $1/Z$ des Erst- und Letztcores, bezogen auf die erzeugte Energie.
- Pos. 121 Der Pu-Gewinn, in DPf/kWh, zeigt die Pu-Bilanz, die kostenmäßig hier extra ausgewiesen ist. Der Pu-Gewinn ist in den Kosten nach Pos.119 und 120 enthalten. Verrechnet wird der Wert des Pu-Gewinns mit den Zinsen des eingesetzten Pu, bezogen auf die erzeugte Energie. (Bei Reaktoren ohne Pu-Einsatz ist nur der Wert des Pu-Gewinns ausgewiesen, da hier keine Zinsen für eingesetztes Pu anfallen und anderweitige Spaltstoffe nicht berücksichtigt sind).
- Pos. 122 Summe aus Pos.119 und 120
- Pos. 123 Summe aus Pos.117, 118 und 122
- Pos. 124 wie Pos.121 mit U-233 anstatt Pu
- Pos.125-129 wie Pos.123, mit veränderlichem Lastfaktor
- Pos.130-132 wie Pos.123, mit veränderlichen Uran- und Pu-Preisen
- Pos.133-134 Reserveplätze für weitere Daten.

Kapitel 11

Ergebnisse der Berechnungen

(D.Gupta, P.Jansen)

11.1 Kennzeichnende Reaktordaten

Die folgenden Tabellen (Tab.11-1 bis 11-9, Abb.11-1) bringen die in Kapitel 10 beschriebenen kennzeichnenden Reaktordaten für eine Reihe von typischen Reaktorkonzepten. Die Wahl der Reaktortypen wurde von bereits erkennbarer Signifikanz für den industriellen Einsatz bestimmt. Die Auswahl wurde dabei auf 1000 MWe-Einheiten beschränkt, einerseits weil für Vergleichszwecke vor allem gleichgroße Einheiten untersucht werden sollen, andererseits stellen 1000 MWe eine zukunftsorientierte Kraftwerks-Blockgröße dar (H.Mandel (RWE) gibt für die siebziger Jahre 1000 MWe als tragende Blockgröße an). Schließlich basieren die meisten Reaktorstudien, vor allem die von Schnellen Brütern, auf dieser Größe.

Die Druckwasserreaktoren LWR(ORNL) und LWR(SSW-65) wurden bereits in KFK-366 untersucht. Der LWR(ORNL) stellt einen fortgeschrittenen Leichtwasserreaktor dar, der von der Firma Westinghouse konzipiert und vom Oak Ridge National Laboratory überarbeitet wurde. Die Daten wurden dem ORNL-Report 3686 entnommen. Die Daten des LWR(SSW-65) wurden von der Firma Siemens zur Verfügung gestellt. Damit war es in KFK-366 möglich, für die Linie der Druckwasserreaktoren einen Bereich anzugeben, der die Unsicherheiten in den Einzelangaben der Reaktordaten berücksichtigt. Beide Reaktoren sind in diesem Bericht wieder aufgeführt. Im Hinblick auf die Aktualität, die den Leichtwasserreaktoren heute zukommt, wurden 3 weitere Leichtwasser-Varianten mit aufgenommen: ein fortgeschrittener Druckwasserreaktor LWR(SSW-70) der Firma Siemens, ein Siedewasserreaktor LWR(AEG-65) und ein fortgeschrittener Siedewasserreaktor LWR(AEG-70) von der Firma AEG. Die Angaben über das technische und wirtschaftliche Potential von Druck- und Siedewasserreaktoren zeigen, daß man für die hier angestellten Untersuchungen im Grunde auf eine getrennte Behandlung beider Typen verzichten könnte. Die im folgenden ausgewiesenen Unterschiede der Datenblöcke für beide Leichtwasserreaktortypen sind auf die unterschiedlichen Angaben der Reaktorindustrie zurückzuführen und

es ist hervorzuheben, daß aus diesem Bericht nicht notwendig auf eine Signifikanz dieser Unterschiede geschlossen werden kann.

In die Kategorie der Schwerwasserreaktoren fällt der HWR(SSW), ein D_2O -Reaktor mit Natururan, dessen Daten von der Firma Siemens zur Verfügung gestellt wurden. Dieses Konzept sieht vor, den bestrahlten Brennstoff nicht wiederaufzuarbeiten ("throw-away-cycle"). Bei den augenblicklichen Wiederaufarbeitungskosten und dem heutigen Pu-Preis würde sich das Wiederaufarbeiten nicht lohnen. Bei einer Zweitypenstrategie mit dem HWR(SSW) muß deshalb angenommen werden, daß diese Aufarbeitung kostenmäßig von der Brüterseite übernommen wird, wodurch ein Teil des Pu für den Schnellen Brüter teurer als der übliche Marktwert wird. Bei der praktischen Berechnung wurde davon ausgegangen, daß der Barwert der Zweitypenstrategie in diesem Falle derselbe ist, wie wenn die Wiederaufarbeitungskosten für die bestrahlten Brennelemente aus dem HWR(SSW) dem Betreiber des HWR(SSW) angerechnet werden. Um diesen Punkt jedoch voll auszuleuchten, ist in Abschnitt 11.4 nachgewiesen, wie wenig sich die spezifischen Energieerzeugungskosten beim HWR(SSW) ändern, wenn die bestrahlten Brennelemente doch wiederaufgearbeitet werden.

Eine eigene Klasse von Schwerwasserreaktoren bilden die Reaktoren mit schwach angereichertem Uran. Hierzu gehört der HWR(ORNL), dessen Daten dem oben zitierten ORNL-Report entnommen wurden. In die Linie der gasgekühlten Reaktoren gehören der französische Gas-Graphit-Reaktor GGR(CEA) und der englische fortgeschrittene gasgekühlte Reaktor AGR(UKAEA). Beide Reaktoren waren in KFK-366 vertreten. Der GGR(CEA) ist von den ursprünglichen 600 MWe auf 1000 MWe umgerechnet worden.

Weiter wurden zwei Thorium-Hochtemperatur-Reaktoren in die Reaktorliste mit aufgenommen. Der THTR(ORNL) ist bereits in KFK-366 enthalten und stammt aus dem bereits erwähnten ORNL-Report. Die Daten des THTR(BBK) wurden nach der Veröffentlichung von KFK-366 von der Firma BBK übermittelt.

Die Daten der natriumgekühlten schnellen Brüter Na-BR(GE) und Na1-BR(KFK) entsprechen denen in KFK-366. Die Daten des ersteren stammen von der Firma General Electric, die des letzteren aus der Na-1-Studie der Gesellschaft für Kernforschung Karlsruhe.

POS.	BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	NaI-BR (KFK)	
1	elektrische Nettoleistung	P_e	GW_e	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	
2	Anlagen - Wirkungsgrad	η	1	0.31	0.32	0.34	0.34	0.345	0.33	0.268	0.32	0.41	0.44	0.425	0.44	0.40	
3	mittlere spezifische Leistung	r	MW/Kg Br _o	0.031	0.027	0.027	0.020	0.0221	0.020	0.055	0.0062	0.018	0.024	0.0747	0.0614	0.0415	
4	mittlerer Abbrand	α	MWd/ Kg Br _o	21.0	24.0	27.0	24.0	27.5	9.0	15.15	5.0	20.0	57.1	109.0	39.0	22.86	
5	Beschickungsvektor	Th-232	x_o^1	%	0	0	0	0	0	0	0	0	95.17	92.69	0	0	
6		Abfall - U	x_o^a	%	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	91.65	95.08	
7		U-233	x_o^3	%	0	0	0	0	0	0	0	0	1.51	2.76	0	0	
8		U-234	x_o^4	%	0	0	0	0	0	0	0	0	0.42	0.86	0	0	
9		U-235	x_o^5	%	2.20	3.00	2.70	2.40	2.56	0.71	1.36	0.71	2.25	2.31	252 ^{+0.84}	0	0
10		U-238+236	x_o^{8+6}	%	97.80	97.00	97.30	97.60	97.44	99.29	98.64	99.29	97.75	0.25 ^{+0.34}	0.19 ^{+0.14}	0	0
11		Pu-239	x_o^9	%	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	5.06	3.10	
12		Pu-241	x_o^1	%	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.55	0.24	
13		Pu-240+242	x_o^{0+2}	%	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2.74	1.58	
14	Erntehvektor	Th-232	x_1^1	%	0	0	0	0	0	0	0	0	95.50	94.08	0	0	
15		Abfall - U	x_1^a	%	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	90.05	94.10	
16		U-233	x_1^3	%	0	0	0	0	0	0	0	0	2.17	3.10 ^{+0.07}	0	0	
17		U-234	x_1^4	%	0	0	0	0	0	0	0	0	0.60	1.08 ^{+1.12}	0	0	
18		U-235	x_1^5	%	0.63	1.12	0.80	0.73	0.85	0.16	0.22	0.31	0.70	0.76	0.25 ^{+0.30}	0	0
19		U-238+236	x_1^{8+6}	%	98.75	97.95	98.21	98.54	98.34	99.45	99.21	99.46	98.75	0.21 ^{+0.76}	0	0	
20		Pu-239	x_1^9	%	0.35	0.57	0.55	0.43	0.42	0.23	0.29	0.16	0.25	0	0	6.44	4.22
21		Pu-241	x_1^1	%	0.09	0.11	0.11	0.10	0.10	0.03	0.11	0.01	0.06	0	0	0.56	0.22
22		Pu-240+242	x_1^{0+2}	%	0.18	0.25	0.33	0.21	0.29	0.13	0.17	0.06	0.24	0	0	2.95	1.46
23	Brst. Massenverhältnis	γ	1	0.9779	0.9748	0.9708	0.9748	0.9703	0.9905	0.9841	0.9947	0.9790	0.9400	0.8870	0.9590	0.9760	
24	Zahl der Teilladungen	Z	1	3	4	4	4	4	∞	3	∞	∞	∞	∞	5	3	
25	Reserveelement - Anteil	ξ	1	1.05	1.05	1.01	1.01	1.01	1.01	1.05	1.01	1.01	1.05	1.01	1.05	1.05	
26	Beschickungsverzögerung	δ_B	α	0.88	0.87	0.98	1.174	1.22	0.50	0.31	0.50	0.50	0.78	0.50	0.50	0.72	
27	Lastfaktor	κ	1	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	0.7	
28																	
29																	
30																	

Tab. 11-2

POS.	BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)
31	Fabrikationsdauer	δ_F	a	0.50	0.50	0.50	0.50	0.50	0.50	0.50	0.50	0.50	0.50	0.50	0.25	0.22
32	Aufarbeitungsdauer	δ_W	a	0.60	0.60	0.60	0.60	0.60	0.60	0.60	0.60	0.60	0.60	0.60	0.50	0.50
33	Fabrikations- Mehrabbedarf	Thorium	m^t	1	0	0	0	0	0	0	0	0	1.002	1.01	0	0
34		Uran	m^u	1	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.002	1.01	1.01	1.01
35		Plutonium	m^p	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1.01	1.01
36	Aufarbeitungs- Verlust	Thorium	v^t	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0.99	0.98	0	0
37		Uran	v^u	1	0.99	0.99	0.99	0.99	0.99	—	0.99	—	0.99	—	0.99	0.99
38		Plutonium	v^p	1	0.99	0.99	0.99	0.99	0.99	0.99	0.99	0.99	0.99	0	0	0.99
39																
40																
41																

11-4

Tab. 11-3

POS.	BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)	
42	Thermische Bruttogleistung	P_{th}	GW	3226	3125	2941	2941	2899	3030	3731	3125	2439	2273	2353	2273	2500	
43	Standzeit	δ_R	a	2.65	3.48	3.91	4.70	4.87	1.76	1.08	3.16	4.35	9.31	5.71	2.49	2.16	
44	Masse des Core	Anfang	G_0	t Br ₀	104.1	115.7	108.9	147.1	131.2	151.5	67.84	504.0	135.5	94.70	31.50	37.02	60.24
45		Ende	G_1	t Br ₁	101.8	112.8	105.7	143.3	127.3	150.1	66.76	501.4	132.7	89.03	27.94	35.50	58.79
46	Spezif. Inventar	Anfang	I_0	t/GWe	104.1	115.7	108.9	147.1	131.2	151.5	67.84	504.0	135.5	94.70	31.50	37.02	60.24
47	Spezif. Inventar	Ende	I_1	t/GWe	101.8	112.8	105.7	143.3	127.3	150.1	66.76	501.4	132.7	89.03	27.94	35.50	58.79
48	U-Anreicherung	Anfang	e_0	%	2.20	3.00	2.70	2.40	2.56	0.71	1.36	0.71	2.25	90.2	93.0	0	0
49		Ende	e_1	%	0.63	1.13	0.80	0.74	0.85	0.16	0.22	0.31	0.70	—	—	0	0
50	Anteil des spaltbaren Pu	Anfang	P_0	1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.67	0.67	
51		Ende	P_1	1	0.70	0.73	0.66	0.71	0.71	0.66	0.70	0.73	0.56	—	—	0.70	0.75
52	Einsatzverhältnisse für die Diffusions-Anlage	y_0	1	4.25	5.99	5.34	4.68	5.03	—	2.41	—	4.36	196	206	—	—	
53		y_1	1	0.83	1.91	1.21	1.05	1.32	—	—	—	0.98	—	—	—	—	
54	Plutoniumausstoß	$d_1^{94} - d_0^{94}$	t/GWe · a	0.238	0.311	0.252	0.228	0.192	0.312	0.349	0.381	0.134	0	0	0.208	0.367	
55	Natururanverbrauch	$d_0^{238} - d_1^{238}$	t/GWe · a	195.8	200.6	168.4	166.2	147.3	124.1	218.5	231.8	153.5	72.7	57.8	1.50*	3.60*	

*₁ Abfalluran $d_0^{238} - d_1^{238}$ [t/GWe · a]

Tab. 11-3 (Fortsetzung)

POS.	BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)
56	Nachfüllfaktor	Thorium	d_0^t	t/GWe.a	0	0	0	0	0	0	0	0	0	13.9	736	0	0
57		Natururan	d_0^n	"	240.5	287.6	214.2	211.3	195.0	124.1	218.5	231.8	195.8	73.1	56.1	0	0
58		Abfall-U	d_0^a	"	183.8	239.6	174.2	165.6	156.7	0	128.5	0	150.8	72.7	55.8	19.7	38.27
59		U- 233 + 234	d_0^3	"	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.219	0.219	0	0
60		U- 235 + 238	d_0^u	"	56.5	48.0	40.1	45.1	38.8	124.1	90.8	0	45.0	0.372	0.272	0	0
61		U- 235	d_0^5	"	1.25	1.44	1.08	1.08	0.993	0.683	1.23	1.65	1.01	0.334	0.267	0	0
62		Pu- 239 + 241	d_0^p	"	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1.205	1.346
63	Entladefaktor	Thorium	d_1^t	t/GWe.a	0	0	0	0	0	0	0	0	0	12.9	6.50	0	0
64		Natururan	d_1^n	"	44.7	87.0	45.8	45.1	48.3	0	0	0	42.3	0	0	0	0
65		Abfall-U	d_1^a	"	34.3	72.4	37.3	35.4	38.7	120.0	100.0	224.0	32.4	—	—	18.1	34.7
66		U- 233 + 234	d_1^3	"	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0.292	0.214	0	0
67		U- 235 + 238	d_1^u	"	10.5	14.5	8.57	9.62	9.59	—	—	—	9.68	0	0	0	0
68		U- 235	d_1^5	"	0.341	0.514	0.305	0.315	0.314	—	—	—	0.308	—	0.017	0	0
69		Pu- 239 + 241	d_1^p	"	0.238	0.311	0.252	0.228	0.192	*(0.312)	0.349	*(0.381)	0.134	0	0	1.413	1.713
70	Inventar - Aufbaufaktor	Thorium	v_0^t	t/GWe	0	0	0	0	0	0	0	0	0	94.8	29.8	0	0
71		Natururan	v_0^n	"	468.7	735.5	593.0	703.0	673.3	154.6	174.0	517.4	602.1	500.5	234.0	0	0
72		Abfall-U	v_0^a	"	358.3	612.8	482.0	553.0	539.5	0	102.0	0	463.9	498.1	232.6	36.0	60.7
73		U- 233 + 234	v_0^3	"	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1.50	0.887	0	0
74		U- 235 + 238	v_0^u	"	110.4	122.7	111.0	150.0	133.8	154.6	71.9	517.4	138.2	2.55	1.46	0	0
75		U- 235	v_0^5	"	2.43	3.68	3.00	3.60	3.43	1.10	1.40	3.68	3.22	2.30	1.122	0	0
76		Pu- 239 + 241	v_0^p	"	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2.200	2.130
77	Inventar - abbaufaktor	Thorium	v_1^t	t/GWe	0	0	0	0	0	0	0	0	0	93.7	26.0	0	0
78		Natururan	v_1^n	"	211.3	409.4	297.2	352.0	351.4	0	0	0	590.2	0	0	0	0
79		Abfall-U	v_1^a	"	161.5	341.0	242.0	277.0	281.6	151.5	70.5	507.2	454.7	—	—	34.0	56.5
80		U- 233 + 234	v_1^3	"	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1.49	0.86	0	0
81		U- 235 + 238	v_1^u	"	49.7	68.3	55.7	75.1	69.8	—	—	—	135.5	0	0	0	0
82		U- 235	v_1^5	"	1.24	2.17	1.63	1.98	1.94	—	—	—	1.75	—	0.07	0	0
83		Pu- 239 + 241	v_1^p	"	0.310	0.498	0.440	0.475	0.414	—	—	—	—	0	0	2.400	2.510

*: nur wenn wieder-aufgearbeitet wird

POS.	BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)
108	Fabrikationskosten	K _F	DM/Kg Br	250	300	290	250	250	200	150	71	300	1000	900	476	300
109	Transportkosten	K _{TR}	" Br	40	40	40	40	40	30	30	30	40	40	40	40	100
110	Aufarbeitungskosten	K _A	"	100	100	100	100	100	90	100	80	100	200	260	120	260
111	Rekover- sionskosten	Thorium	K _R ^t	DM / Kg	—	—	—	—	—	—	—	—	22.4	22.4	—	—
112		Uran	K _R ^u	"	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4	22.4
113		Plutonium	K _R ^p	"	6	6	6	6	6	—	6	—	6	—	—	6
114																
115																

Tab.11-6

POS.	BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)		
116	Anlagen - Barwert	BW	MDM	532.8	577.2	532.8	532.8	516.2	634.9	495.1	692.6	606.1	467.3	555.0	634.9	599.4		
117	spezifische Investitionskosten	k _J	DPf / KWh	1.02	1.11	1.02	1.02	0.99	1.39	1.14	1.33	1.16	0.91	1.06	1.22	1.15		
118	spezifische Betriebskosten	k _B	"	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.13	0.14	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12	0.12		
119	spezifische Erstcorekosten	k _E	"	0.10	0.18	0.15	0.17	0.16	0.07	0.05	0.13	0.21	0.23	0.10	0.11	0.09		
120	spez. Brennstoffzykluskosten	k _Z	"	0.65	0.69	0.55	0.56	0.51	0.48	0.55	0.60	0.61	0.54	0.36	0.18	0.27		
121	Pu - Gewinn	k _{Pu}	"	0.10	0.13	0.11	0.10	0.08	—	0.16	—	0.06	—	—	* - 0.09	* - 0.02		
122	gesamte spez. Brennstoffkosten	k _{Br}	"	0.75	0.87	0.70	0.73	0.67	0.54	0.60	0.73	0.82	0.77	0.46	0.28	0.35		
123	ges. spez. Energieerzeugungskost.	k _{ges}	"	1.89	2.10	1.84	1.87	1.78	2.06	1.88	2.18	2.10	1.80	1.64	1.62	1.62		
124	U - 233 Kosten	k ₃₃	"	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0.07	0.08	—	—		
125	spez. Energieerzeugungskosten	bei U ₃ O ₈ 8 \$ / lb und Pu = 10 \$ / g	κ = 0.5	"	2.44	2.69	2.40	2.44	2.34	2.73	2.40	2.85	2.77	2.41	2.20	2.24	2.22	
126			0.6	"	2.11	2.35	2.07	2.12	2.02	2.35	2.10	2.46	2.37	2.04	1.87	1.88	1.87	
127			0.7	k _{ges}	"	1.89	2.10	1.84	1.87	1.78	2.06	1.88	2.18	2.10	1.80	1.64	1.62	1.62
128			0.8	"	"	1.72	1.90	1.67	1.70	1.61	1.87	1.70	1.98	1.90	1.60	1.47	1.43	1.44
129			0.9	"	"	1.59	1.76	1.52	1.55	1.47	1.71	1.56	1.82	1.74	1.45	1.33	1.28	1.30
130		bei κ = 0.7	k _{ges}	U ₃ O ₈ 8 \$ / lb Pu 10 \$ / g	"	1.89	2.10	1.84	1.87	1.78	2.06	1.88	2.18	2.10	1.80	1.64	1.62	1.62
131				U ₃ O ₈ 20 \$ / lb Pu 27 \$ / g	"	2.08	2.29	2.01	2.08	1.98	2.29	1.96	2.60	2.36	1.95	1.75	1.78	1.66
132	U ₃ O ₈ 30 \$ / lb Pu 27 \$ / g			"	"	2.35	2.61	2.27	2.36	2.24	2.48	2.23	3.01	2.63	2.07	1.83	1.78	1.66
133																		
134																		

* s. Kap. 10.7 Pos. 121

Tab.11-7

Technischer Datenblock Na-BR(GE)

Symbole	Dimension	Gesamt	Core (3 Zonen)	Blanket		
				1/2rad	ax	
Gewicht der schweren Kerne nach dem Beladen	U-235 G_o^5	t	0,083	-	0,026	0,057
	U-238 G_o^8	t	37,305	9,348	8,874	19,083
	Pu-239 G_o^9	t	2,064	2,064	0	0
	Pu-240 G_o^0	t	0,993	0,993	0	0
	Pu-241 G_o^1	t	0,224	0,224	0	0
	Pu-242 G_o^2	t	0,121	0,121	0	0
	Gesamt G_o	t	40,790	12,750	8,900	19,140
	Spaltst. G_o^{9+1}	t	2,288	2,288	0	0
Gewicht der schweren Kerne vor dem Entladen	U-235 G_l^5	t	0,054	-	0,020	0,034
	U-238 G_l^8	t	35,127	8,446	8,601	18,080
	Pu-239 G_l^9	t	2,511	1,546	0,217	0,748
	Pu-240 G_l^0	t	1,035	0,966	0,008	0,061
	Pu-241 G_l^1	t	0,221	0,221	0	0
	Pu-242 G_l^2	t	0,120	0,120	0	0
	Gesamt G_l	t	39,068	11,299	8,846	18,923
	Spaltst. G_l^{9+1}	t	2,732	1,767	0,217	0,748
Abbrand a	MWth·d/t _{Br}	39000	110000	4290	7980	
Brennst.- belast. r	MWth/t _{Br}	61,4	172,5	6,74	12,55	
Spaltst.- belast. r _{sp}	MWth/kg _{sp}	1,092	0,963			
Brutrate BR	l	1,25				

Tab.11-8

Technischer Datenblock NaI-BR(KFK)

Symbole	Dimension	Gesamt	Core (2 Zonen)	Blanket		
				1/2rad	ax	
Gewicht der schweren Kerne nach dem Beladen	U-238 G_o^8	t	57,208	13,368	30,190	13,650
	Pu-239 G_o^9	t	1,867	1,867	0	0
	Pu-240 G_o^0	t	0,892	0,892	0	0
	Pu-241 G_o^1	t	0,148	0,148	0	0
	Pu-242 G_o^2	t	0,060	0,060	0	0
	Gesamt G_o	t	60,175	16,335	30,190	13,650
	Spaltst. G_o^{9+1}	t	2,015	2,015	0	0
Gewicht der schweren Kerne vor dem Entladen	U-238 G_1^8	t	55,301	12,356	29,755	13,190
	Pu-239 G_1^9	t	2,491	1,695	0,391	0,405
	Pu-240 G_1^0	t	0,817	0,807	0,004	0,006
	Pu-241 G_1^1	t	0,135	0,135	0	0
	Pu-242 G_1^2	t	0,054	0,054	0	0
	Gesamt G_1	t	58,798	15,047	30,150	13,601
	Spaltst. G_1^{9+1}	t	2,626	1,830	0,391	0,405
Abbrand a	MWth·d/t _{Br}	22860	79000	1240	3380	
Brennst.- belast. r	MWth/t _{Br}	41,5	143,9			
Spaltst.- belast. r _{sp}	MWth/kg _{sp}	1,240	1,167			
Brutrate BR	l	1,38				

Tab.11-9

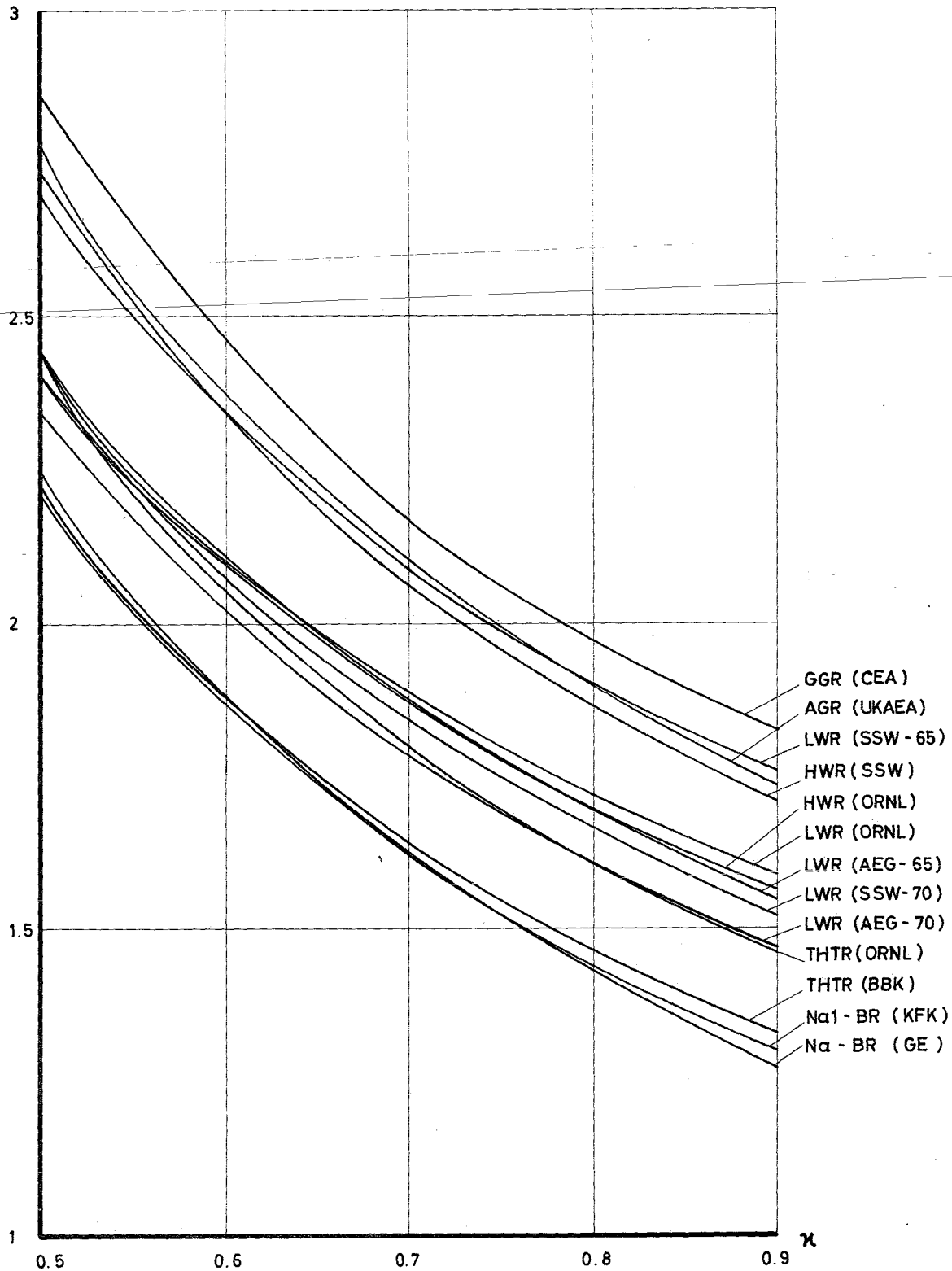
Vergleich von spezifischen Energieerzeugungskosten bei
Reaktoren mit und ohne Wiederaufarbeitung

11-10

	Brennstoffpreise		HWR(SSW)		HWR(ORNL)		GGR(CEA)	
	U ₃ O ₈ (\$/lb)	Pu (DM/g)	mit W. (DPf/kWh)	ohne W. (DPf/kWh)	mit W. (DPf/kWh)	ohne W. (DPf/kWh)	mit W. (DPf/kWh)	ohne W. (DPf/kWh)
Ges. spez. Brennstoffkosten	} 8	10	0,58	0,54	0,60	0,73	0,81	0,73
Ges. spez. Energieerzeugungskosten			2,10	2,06	1,88	2,00	2,26	2,18
Ges. spez. Energieerzeugungskosten	20	27	2,09	2,29	1,96		2,45	2,60
Ges. spez. Energieerzeugungskosten	30	27	2,29	2,48	2,23		2,86	3,01

Abb. 11 - 1 Abhängigkeit der spezifischen Energieerzeugungskosten vom Lastfaktor

(DPf / KW h)



11.2 Wahl der Strategie

Wie bereits in Kapitel 1 kurz erwähnt, kam es in dieser Studie nicht so sehr darauf an, ein möglichst genaues volkswirtschaftliches Modell für den Einsatz der Kernenergie in einer Energiewirtschaft zu erarbeiten und zu untersuchen, sondern vielmehr anhand von möglichst einfachen Einsatzmodellen (Reaktorstrategien) die Wirkung von bis dahin noch weitgehend nicht erkannten Effekten 1. Ordnung beim Einsatz verschiedener Reaktortypen und -Kombinationen herauszuarbeiten. Kennzeichnend sind in diesem Zusammenhang besonders der Verbrauch an natürlichen Spaltstoffreserven in näherer und weiterer Zukunft, sowie die Gesamtkosten der Stromerzeugung bei den verschiedenen Strategien.

Aus Vergleichsgründen, d.h. zur Erarbeitung geeigneter Kennzahlen und nicht, weil dieses Vorgehen in jedem Falle wirtschaftlich sinnvoll erscheint, wurden zunächst sogenannte Eintypenstrategien untersucht, d.h. der gesamte Bedarf an Kernenergie wird jeweils nur von einem Reaktortyp gedeckt. Diese Untersuchungen gestatten, den Gesamtverbrauch an Natururan, die Brennstoffkreislauf-Durchsätze sowie die jährlichen und die gesamten Stromerzeugungskosten in einer wachsenden Kernenergiewirtschaft für verschiedene Reaktortypen zu vergleichen. Hierbei ist zu betonen, daß selbstverständlich Eintypenstrategien von Schnellen Brutreaktoren eine verhältnismäßig unrealistische Strategie darstellen, solange man - wie in der hier vorliegenden Studie vorausgesetzt - den Start der Schnellen Brüter mit Plutonium annimmt. Andererseits läßt sich aus diesen Daten jedoch schon ein erster Überblick über den Spaltstoffbedarf und die Kosten von Schnellen Brütern ableiten, die mit U-235 starten.

Als verhältnismäßig natürliches Vorgehen beim Einsatz Schneller Brutreaktoren erscheint die Bindung des Zubaus von Brutreaktoren an die jeweils vorhandenen Plutonium-Mengen und zwar so, daß alles erbrütete und konvertierte Plutonium zur Installation von Brutreaktoren verwendet wird. Dieses Vorgehen wird als Zweitypenstrategie bezeichnet, wobei die innere Plutonium-Bindung in dieser Studie vorausgesetzt ist. Für die gewählten Zweitypenstrategien, d.h. die Kombination von natriumgekühlten schnellen Brütern mit

den verschiedenen Pu-erzeugenden Konvertern, wurden ebenfalls der Natururanbedarf und die Massendurchsätze sowie die jährlichen und die gesamten Stromerzeugungskosten berechnet. Besonders wichtig ist in diesem Zusammenhang der Einfluß der Brutrate der Schnellen Brüter. Aus diesem Grunde wurde eine Variante mit hoher Brutrate (NaI-BR(KFK)) und eine Variante mit niedrigerer Brutrate (Na-BR(GE)) untersucht. Hierbei ist zu beachten, daß es sich bei den beiden Reaktorkonzepten um zwei verschiedene Studien handelt, so daß der wirtschaftliche Effekt einer zu Lasten der Brennstoffkreislaufkosten erhöhten Brutrate nicht voll erkennbar wird. Andererseits dürfte dieser Kosteneffekt nicht sehr groß sein, so daß der Haupteffekt der Brutrate bei den Gesamtkosten der Stromerzeugung über längere Zeit auch ^{durch} das maximale Verhältnis von Konvertern und Brüttern der jeweiligen Strategie bestimmt wird, sofern ein merklicher Unterschied in den spezifischen Stromerzeugungskosten von Brütern und Konvertern vorhanden ist.

11.3 Eintypenstrategien

Die folgenden Tab.11-10 bis 11-12 zeigen die Massen- und Kostenbilanzen für alle aufgeführten Reaktoren, jeweils für die obere und untere Energiebedarfskurve. Die Zahlenangaben gelten jeweils für den Anfang des angegebenen Jahres. In Tab.11-13 sind einige wichtige Kenndaten bei veränderten Brennstoffpreisen zusammengestellt.

Tab. 11-10

Massenbilanzen der Eintypenstrategien für die obere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8 = 8 \$ / lb$. $Pu = 10 \$ / g$

BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GOR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)
Plutonium (Ausstoß)	1980	t/a	2.51	3.28	2.65	2.40	2.02	(3.73)	3.92	(4.55)	1.50	—	—	2.48	3.59
	2000	"	20.1	26.2	21.0	19.1	16.0	(27.6)	30.4	(33.7)	11.3	—	—	18.4	29.5
	2040	"	122	159	129	116	97.7	(164)	182	(200)	68.7	—	—	109	184
	1980	t	12.50	18.0	10.5	11.5	10	(19)	19.5	(23.5)	6.8	2200 ^{*1}	1800 ^{*1}	-49	-49
	2000	"	210	273	175	200	185	(295)	325	(360)	120	15000 ^{*1}	5500 ^{*1}	-183	-102
	2040	"	2715	3550	2860	2580	2400	(3690)	4085	(4500)	1535	90000 ^{*1}	38000 ^{*1}	+132	+1200
Angereichertes Uran (Bedarf)	1980	$10^3 t/a$	1.08	0.97	0.90	0.97	0.87	—	1.59	—	1.14	0.65	0.31	0.41 ^{*2}	0.78 ^{*2}
	1990	"	2.89	2.54	2.15	2.54	2.18	—	4.40	—	2.74	1.46	0.72	1.07 ^{*2}	1.99 ^{*2}
	2000	"	5.90	5.15	4.34	5.15	4.34	—	9.13	—	5.40	2.85	1.42	2.16 ^{*2}	4.13 ^{*2}
Abgereichertes Uran (Ausstoß)	1980	$10^3 t/a$	0.67	0.53	0.43	0.53	0.39	(1.68)	1.34	(3.14)	0.66	0.28	0.14	0.29	0.56
	1990	"	2.18	1.77	1.45	1.77	1.37	(5.21)	4.00	(9.73)	1.98	0.83	0.42	0.87	1.66
	2000	"	4.71	3.86	3.18	3.86	3.01	(11.18)	8.52	(20.87)	4.22	1.76	0.90	1.85	3.59
Natururan (Bedarf.)	1980	$10^3 t/a$	3.97	4.77	3.87	4.14	3.82	2.31	3.82	5.09	4.99	3.74	1.62	—	—
	1990	"	10.47	11.84	9.74	10.10	9.19	6.24	10.60	12.91	11.95	5.82	3.75	—	—
	2000	"	21.23	23.51	19.36	19.96	18.02	12.8	21.98	25.93	23.49	11.2	7.44	—	—
	1980	$10^3 t$	21.0	25.9	21.0	22.6	21.0	11.8	18.8	24.9	23.2	15.6	8.95	0.84 ^{*2}	1.49 ^{*2}
	2000	"	247	280	259	238	132.1	147	247	277	237	142	90.8	6.22 ^{*2}	11.6 ^{*2}
	2040	"	2667	2886	2391	2427	2181	2362	4095	4079	3240	1734	1252	45.3 ^{*2}	89.5 ^{*2}
Abgereichertes Uran aus der Diffusions- anlage	1980	$10^3 t$	16.1	21.6	17.0	17.8	16.8	—	11.0	—	17.9	15.5	8.90	—	—
	2000	"	189	233	186	187	174	—	145	—	183	141	90.4	—	—
	2040	"	2039	2404	1943	1909	174.8	—	2399	—	2496	1725	1244	—	—

*₁ Thorium-232*₂ Abfall- Uran

() bei Wiederaufarbeitung

Tab. 11 - 11 Kostenbilanzen bei den Eintypenstrategien für die obere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8 = 8 \$/lb.$ $Pu = 10 \$/g$

BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)
Anlagekosten	1980		GDM /a	1.32	1.43	1.32	1.32	1.28	1.79	1.47	1.71	1.50	1.18	1.37	1.57	1.48
	2000		"	8.40	9.10	8.40	8.40	8.14	11.4	9.35	10.9	9.55	7.52	8.75	10.0	9.45
	2040		"	48.3	52.3	48.3	48.3	46.8	65.8	53.7	62.7	54.9	43.2	50.3	57.5	54.3
Barwert	1980		GDM	6.18	6.69	6.18	6.18	5.98	8.42	6.88	8.03	7.03	5.53	6.43	7.36	6.95
	2000		"	91.3	99.0	91.3	91.3	88.5	124	102	119	104	81.8	95.2	109	103
	2000		"	4.15	4.50	4.15	4.15	4.02	5.65	4.62	5.39	4.72	3.72	4.32	4.95	4.67
Brennstoffkosten	1980		GDM/a	0.97	1.11	0.90	0.95	0.87	0.70	0.77	0.95	1.06	0.99	0.59	0.37	0.46
	2000		"	6.16	7.11	5.74	6.03	5.53	4.47	4.92	6.03	6.74	6.29	3.75	2.34	2.92
	2040		"	35.4	40.9	33.0	34.7	31.8	25.8	28.3	34.7	38.7	36.4	21.5	13.5	16.8
Barwert	1980		GDM	4.53	5.23	4.22	4.43	4.07	3.29	3.62	4.43	4.56	4.63	2.76	1.72	2.15
	2000		"	67.0	77.3	62.4	65.6	60.2	48.6	53.5	65.6	73.3	68.5	40.7	25.5	31.8
	2000		"	3.04	3.51	2.84	2.98	2.73	2.21	2.43	2.98	3.33	3.11	1.85	1.16	1.44
Gesamtkosten	1980		GDM/a	2.44	2.69	2.37	2.41	2.30	2.67	2.41	2.81	2.71	2.32	2.11	2.09	2.09
	2000		"	15.5	17.2	20.8	15.4	14.7	17.0	15.4	17.9	17.3	14.8	13.5	13.3	13.4
	2040		"	89.3	98.8	86.9	88.3	84.2	97.8	88.4	103.0	99.3	84.3	77.3	76.6	76.7
Barwert	1980		GDM	11.4	12.6	11.1	11.3	10.8	12.5	11.3	13.2	12.7	10.9	9.91	9.8	9.82
	2000		"	169	187	164	168	150	185	167	195	188	161	147	145	145
	2000		"	7.68	8.49	7.47	7.61	7.24	8.41	7.60	8.86	8.53	7.31	6.66	6.58	6.60
	2000		"	43.6	48.3	42.5	43.3	41.1	47.8	43.2	50.3	48.5	41.5	37.8	37.4	37.5

Tab. 11 - 12

Eintypenstrategien für die untere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8 = 8 \text{ \$/lb}$, $Pu = 10 \text{ \$/g}$

BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	NaI-BR (KFK)
Anlagekosten	1980		GDM/a	1.07	1.15	1.07	1.07	1.03	1.45	1.19	1.39	1.21	0.95	1.11	1.27	1.20
	2000		"	5.39	5.84	5.39	5.39	5.22	7.34	6.00	7.01	6.13	4.83	5.62	6.42	6.06
	2040		"	25.2	27.3	25.2	25.2	24.4	34.3	28.1	32.8	28.7	22.6	26.3	30.0	28.4
	1980		GDM	5.46	5.92	5.46	5.46	5.29	7.44	6.08	7.10	6.21	4.89	5.69	6.51	6.14
	2000		"	62.9	68.1	62.9	62.9	60.9	85.6	70.0	81.7	71.5	56.3	65.5	74.9	70.7
	2040		"	252.0	273.0	252.0	252.0	244.0	343.0	281.0	328.0	287.0	226.0	263.0	300.0	284.0
Barwert	1980		"	3.70	4.00	3.70	3.70	3.58	5.04	4.12	4.81	4.20	3.31	3.85	4.40	4.16
	2000		"	17.0	18.4	17.0	17.0	16.5	23.1	18.9	22.1	19.3	15.2	17.7	20.2	19.1
	1980		GDM/a	0.78	0.90	0.73	0.77	0.70	0.57	0.62	0.77	0.86	0.80	0.48	0.30	0.37
	2000		"	3.95	4.56	3.69	3.87	3.55	2.87	3.16	3.87	4.33	4.04	2.40	1.50	1.88
	2040		"	18.5	21.3	17.2	18.1	16.6	13.4	14.8	18.1	20.2	19.0	11.1	7.02	8.77
	2040		GDM	4.00	4.62	3.73	3.92	3.60	2.91	3.20	3.92	4.38	4.09	2.44	1.52	1.90
Barwert	1980		"	2.71	3.13	2.53	2.65	2.44	1.97	2.17	2.65	2.97	2.77	1.65	1.03	1.29
	2000		"	12.5	14.4	11.0	12.2	11.2	9.04	9.95	12.2	13.6	12.7	7.58	4.73	5.91
	1980		GDM/a	1.97	2.18	1.92	1.96	1.86	2.16	1.95	2.28	2.19	1.88	1.71	1.69	1.69
	2000		"	9.97	11.0	9.70	9.89	9.40	10.9	9.88	11.51	11.1	9.50	8.65	8.55	8.57
	2040		"	46.6	51.6	45.4	46.2	44.0	51.1	40.3	53.8	51.8	44.2	40.3	40.0	40.1
	2040		GDM	10.1	11.2	9.83	10.0	9.52	11.1	10.9	11.66	11.2	9.62	8.76	8.67	8.68
Barwert	1980		"	6.84	7.56	6.65	6.78	6.45	7.49	6.77	7.89	7.60	6.51	5.93	5.87	5.87
	2000		"	31.4	34.7	30.6	31.2	29.6	34.4	31.1	36.2	34.9	29.9	27.2	27.0	27.0
	1980		GDM/a	1.97	2.18	1.92	1.96	1.86	2.16	1.95	2.28	2.19	1.88	1.71	1.69	1.69
	2000		"	9.97	11.0	9.70	9.89	9.40	10.9	9.88	11.51	11.1	9.50	8.65	8.55	8.57
	2040		"	46.6	51.6	45.4	46.2	44.0	51.1	40.3	53.8	51.8	44.2	40.3	40.0	40.1
	2040		GDM	10.1	11.2	9.83	10.0	9.52	11.1	10.9	11.66	11.2	9.62	8.76	8.67	8.68
Natururan (Bedarf)	1980		10^3 t	18.0	22.0	17.8	19.1	17.7	10.2	16.3	21.2	19.6	11.6	7.0	0.687 ^{*2}	1.22 ^{*2}
	2000		"	168	189	155	161	146	100	169	188	160	78.7	55	4.06 ^{*2}	7.60 ^{*2}
	2040		"	1512	1630	1352	1369	1230	1601	2789	2734	2147	832	711	24.6 ^{*2}	48.9 ^{*2}
Abgereichertes Uran aus der Diffusionsanlage	1980		10^3 t	13.8	18.3	14.5	15.0	14.2	—	9.56	—	15.1	11.5	6.97	—	—
	2000		"	128	158	126	126	117	—	98.9	—	123	78.3	54.7	—	—
	2040		"	1156	1358	1098	1077	985	—	1634	—	1654	827	707	—	—
Plutonium (Ausstoß)	1980		t/a	2.17	2.84	2.30	2.08	1.75	(3.07)	3.43	(3.74)	1.22	—	—	2.04	3.07
	2000		"	12.9	16.8	13.6	12.2	10.2	(17.8)	19.6	(21.7)	7.30	—	—	11.8	19.2
	2040		"	64.0	83.6	67.4	61.0	51.3	(85.8)	95.4	(104)	36.0	—	—	57.0	96.6
	1980		t	10.9	14	11.5	10.4	8.5	(14)	20	(21.4)	6	1500 ^{*1}	600 ^{*1}	-38	-38
	2000		"	146	190	154	138	124	(195)	220	(250)	85	10000 ^{*1}	3600 ^{*1}	-108	-50
	2040		"	1560	2050	1650	1500	1400	(2050)	2350	(2600)	890	50000 ^{*1}	20000 ^{*1}		

() bei Wiederaufarbeitung

*₁ Thorium - 232 *₂ Abfall-Uran

Tab. 11 - 13

Eintypenstrategien für die obere Bedarfskurve bei verschiedenen Brennstoffpreisen

BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	THTR (ORNL)	THTR (BBK)	Na-BR (GE)	Na1-BR (KFK)
U ₃ O ₈ = 20 \$/lb, Pu = 27 \$/g	Natururan (Bedarf) (e _t = 0.163)	1980	10 ³ t	18	22	18	19.6	18.1	11.8	16.4	23	20	13.1	7.54	0.84*	1.49*
		2000	"	210	239	196	204	186	147	215	245	203	119	76.5	6.22*	11.6*
		2040	"	2260	24-50	2030	2065	1856	2360	4320	3520	2750	1439	1052	45.3*	89.5*
	Gesamtkosten	1980	GDM/a	2.68	2.95	2.59	2.68	2.55	2.65	2.52	3.15	3.04	2.52	2.25	2.29	2.14
		2000	"	17.1	18.8	16.5	17.1	16.3	16.9	16.1	20.1	19.4	16.1	14.4	14.6	13.6
	Barwert	1980	GDM	12.6	13.8	12.1	12.6	12.0	12.4	11.8	14.8	14.3	11.8	10.6	10.8	10.0
2000		"	186	205	179	186	177	184	175	219	211	175	156	159	148	
U ₃ O ₈ = 30 \$/lb, Pu = 27 \$/g	Natururan (Bedarf) (e _t = 0.133)	1980	10 ³ t	17.1	21.1	17.1	18.6	17.2	11.4	15.6	22.1	19.1	12.3	7.10	0.84	1.49
		2000	"	200	225	185	193	176	142	203	235	192	112	72.1	6.22	11.6
		2040	"	2137	2312	1920	1950	1755	2260	3360	3340	2600	1352	989	45.3	89.5
	Gesamtkosten	1980	GDM/a	3.03	3.37	2.93	3.04	2.88	2.81	2.87	3.59	3.39	2.68	2.36	2.29	2.14
		2000	"	19.3	21.5	18.7	19.4	18.4	18.0	18.3	22.9	21.7	17.1	15.1	14.6	13.6
	Barwert	1980	GDM	14.2	15.8	13.7	14.3	13.5	13.2	13.5	16.9	15.9	12.6	11.1	10.8	10.0
2000		"	210	234	203	211	200	195	199	249	236	186	164	159	148	
Barwert	1980	"	9.55	10.6	9.23	9.58	9.09	8.87	9.04	11.3	10.7	8.44	7.44	7.22	6.73	
	2000	"	54.3	60.3	52.5	54.5	51.7	50.4	51.6	64.4	60.8	48.0	42.3	41.0	38.3	

*₁Abfall - Uran

11.4 Zweitypenstrategien

Die Abbildungen 11-2 bis 11-19 zeigen den Anteil an installierter nuklearer Leistung in gebundenen Zweitypenstrategien für jeweils alle Pu-erzeugenden Konverter mit den schnellen Brütern NaI-BR(KFK) und Na-BR(GE). Es folgen in den Tabellen 11-14 bis 11-17 die Massen- und Kostenbilanzen der verschiedenen Zweitypenstrategien jeweils für die obere und untere Energiebedarfskurve. Tab.11-18 zeigt den Natururan-Verbrauch und Kosten der verschiedenen Zweitypenstrategien bei veränderten Brennstoffpreisen. In Tab.11-19 ist die Verteilung von Konvertern und Brütern in Zweitypenstrategien aufgeführt. Tab.11-20 schließlich zeigt die Empfindlichkeit charakteristischer Ergebnisse bei Zweitypenstrategien.

Abb. 11-2

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (ORNL)
Na1-BR (KFK)

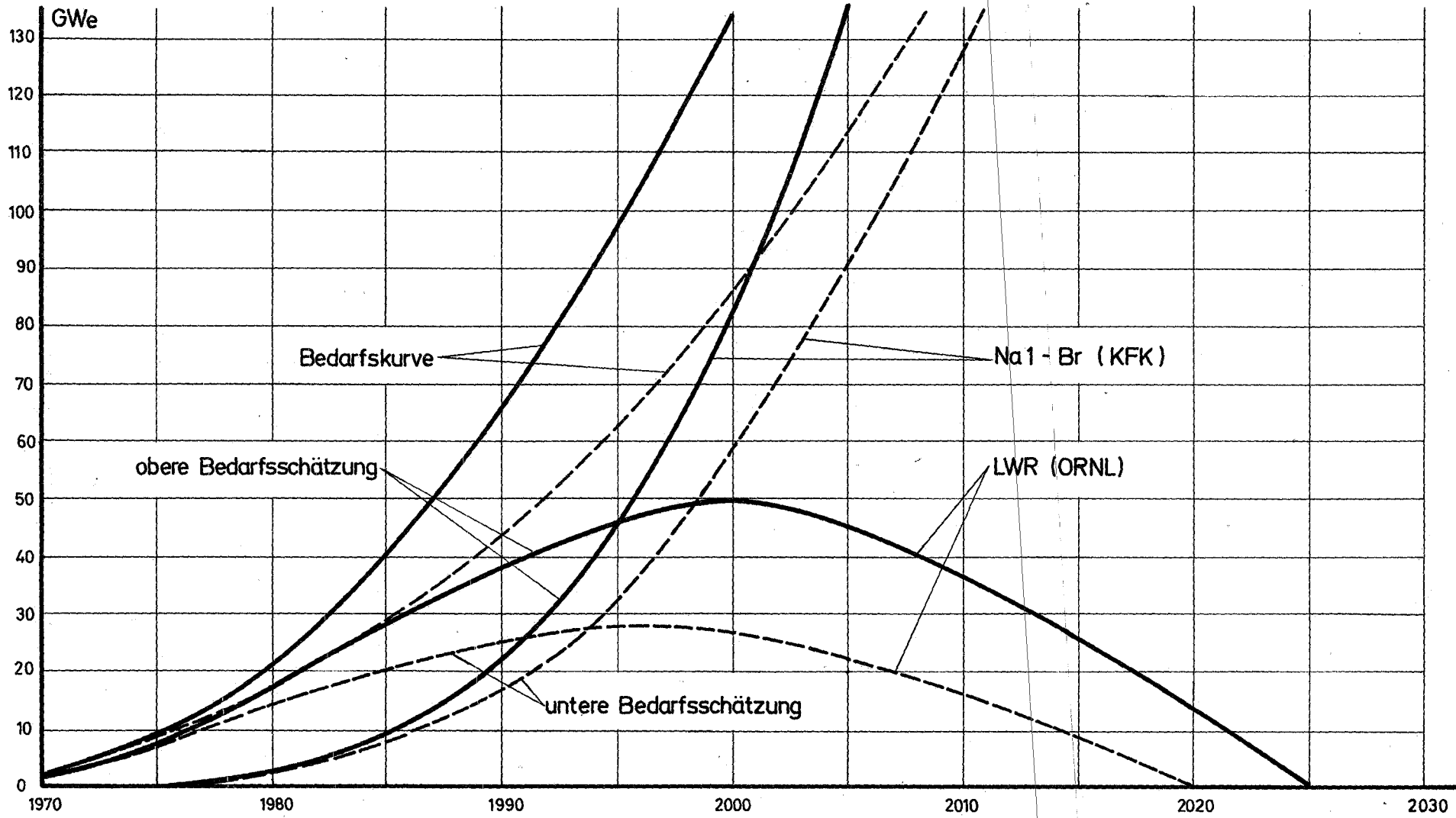


Abb.11-3

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR(ORNL)
Na-BR(GE)

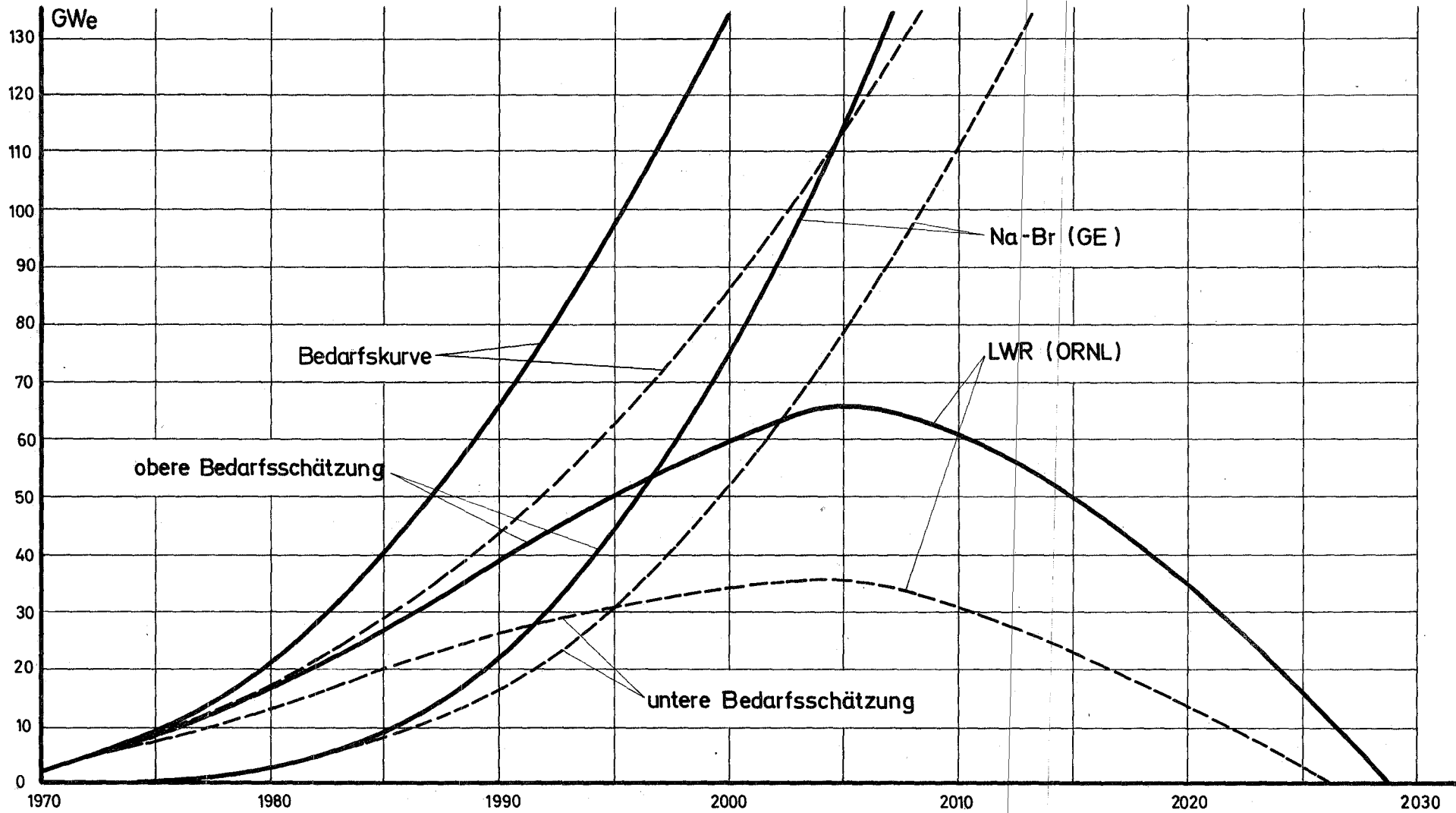


Abb. 11-4

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (SSW-65)
Na1-BR (KFK)

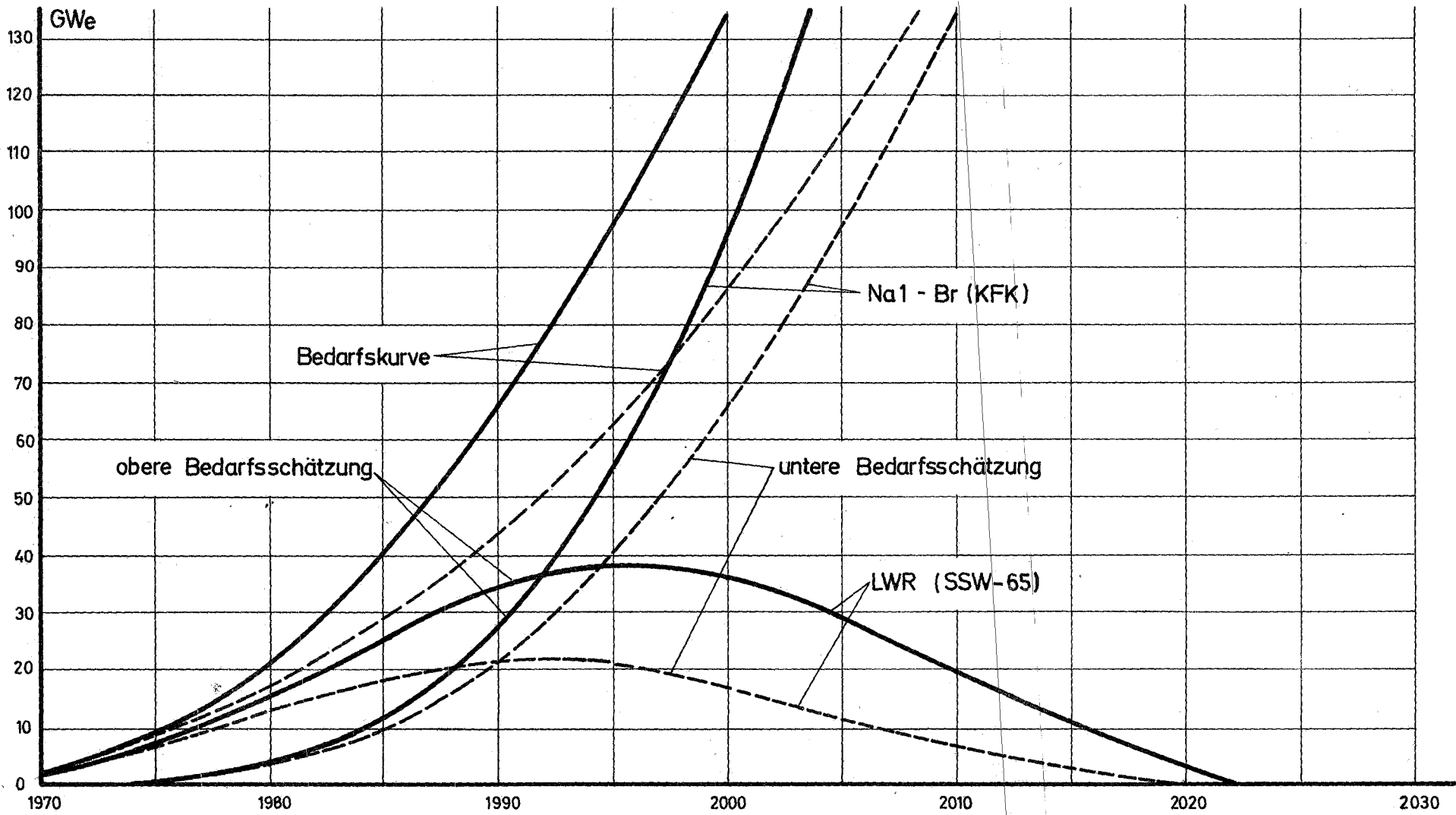


Abb. 11-5

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (SSW-65)
Na-Br (GE)

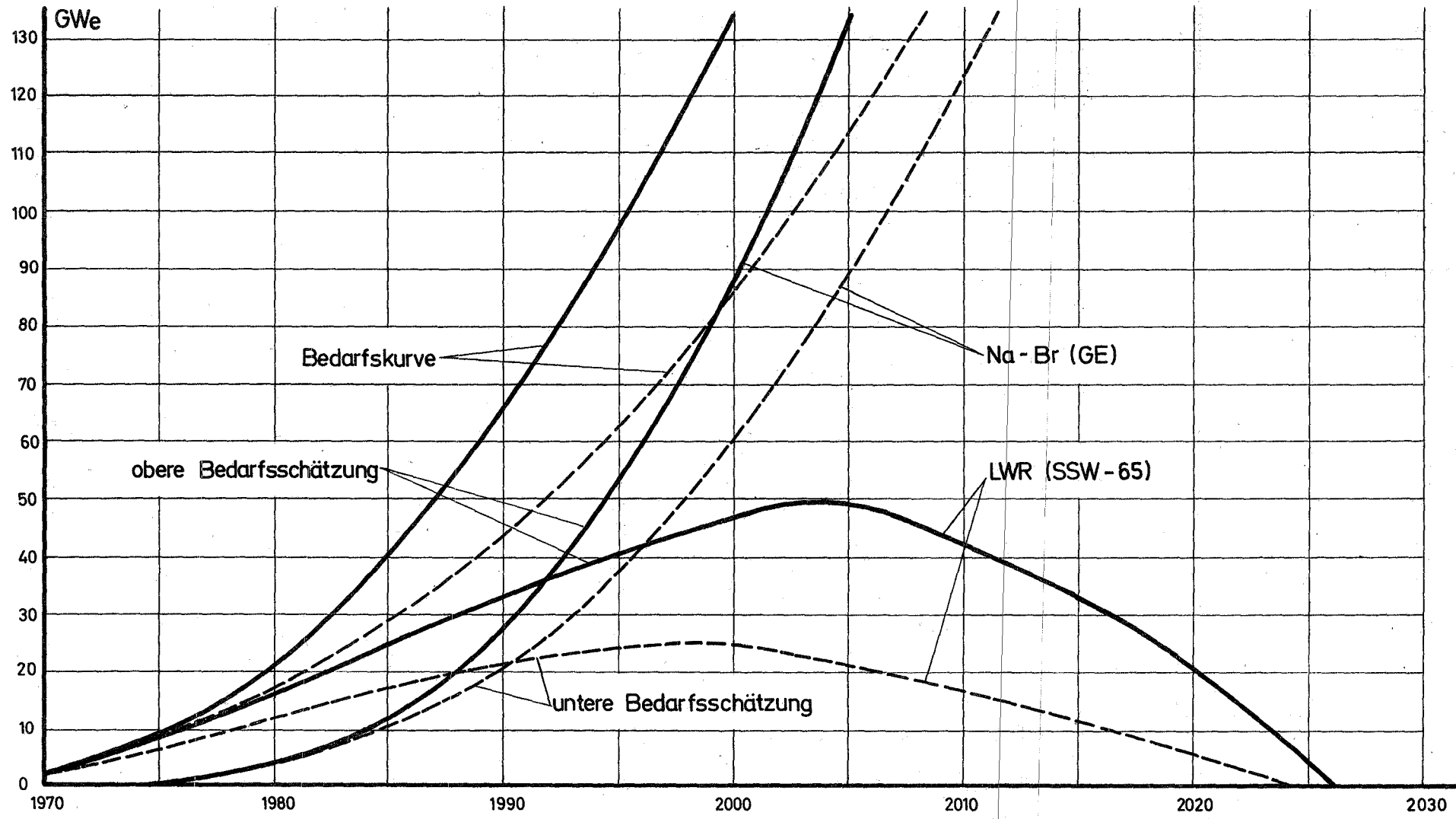


Abb. 11-6

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (SSW-70)
Na1-BR (KFK)

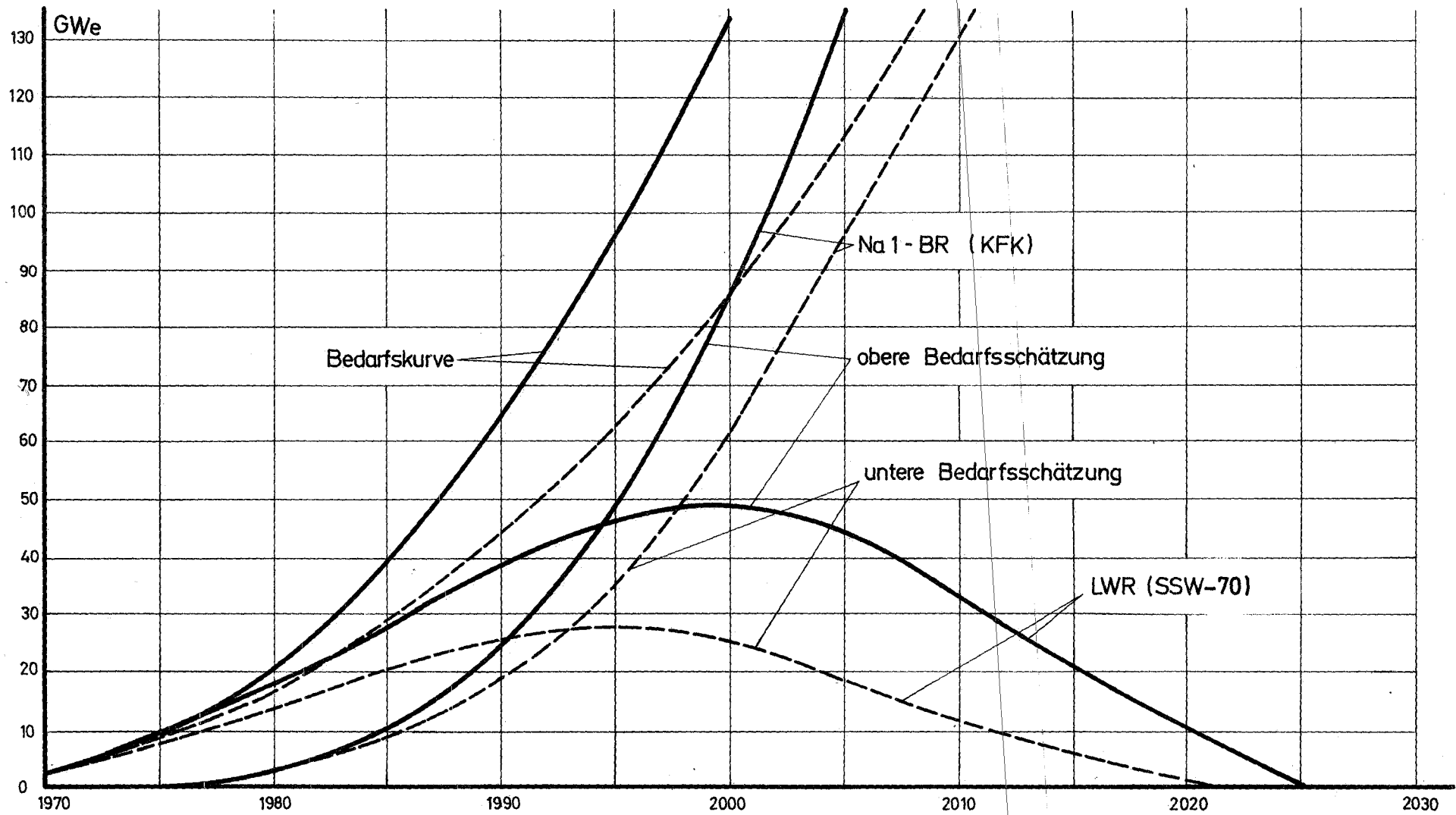


Abb. 11-7

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (SSW-70)
Na-BR (GE)

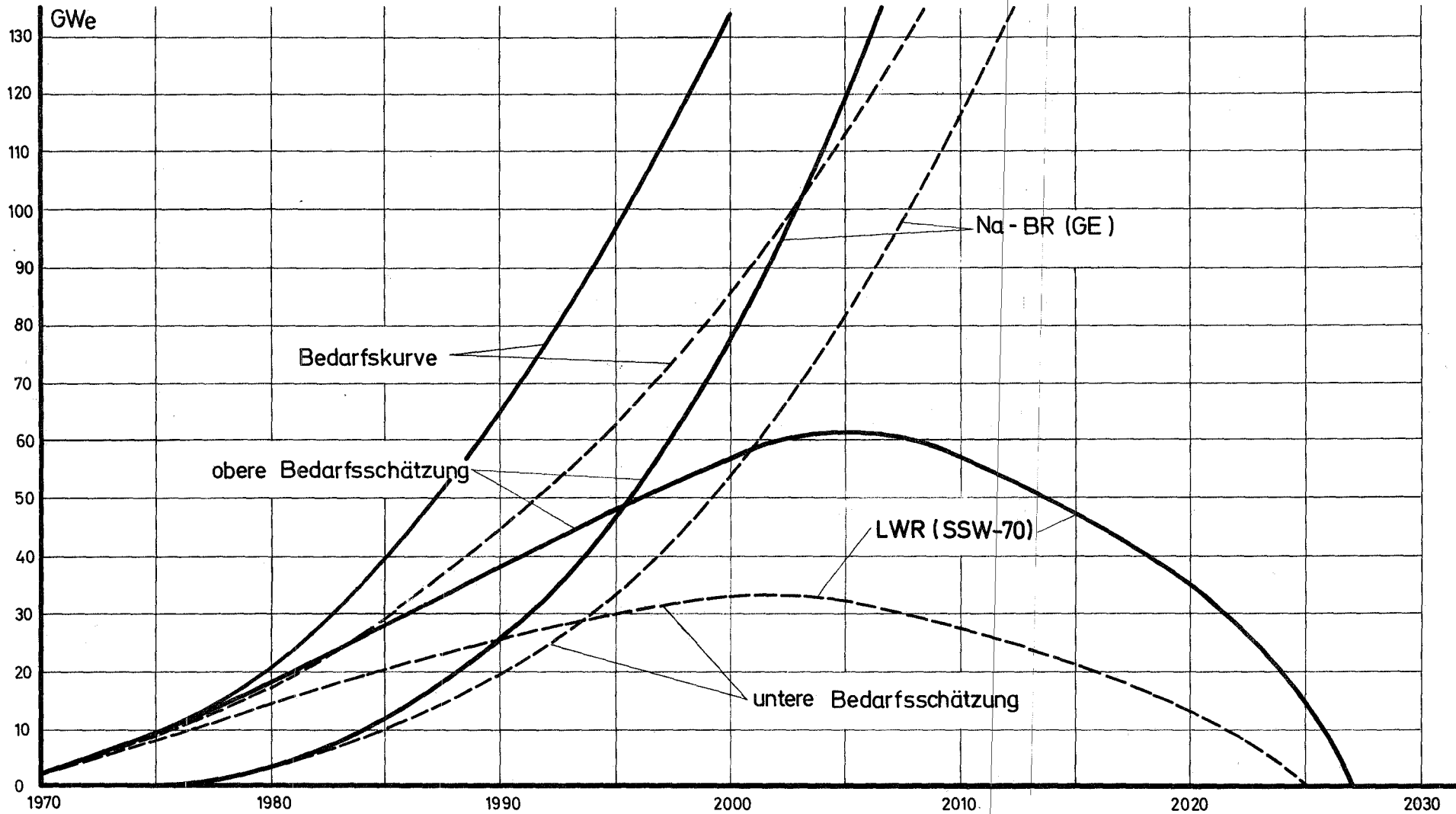


Abb. 11-8

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (AEG-65)
Na1-BR (KFK)

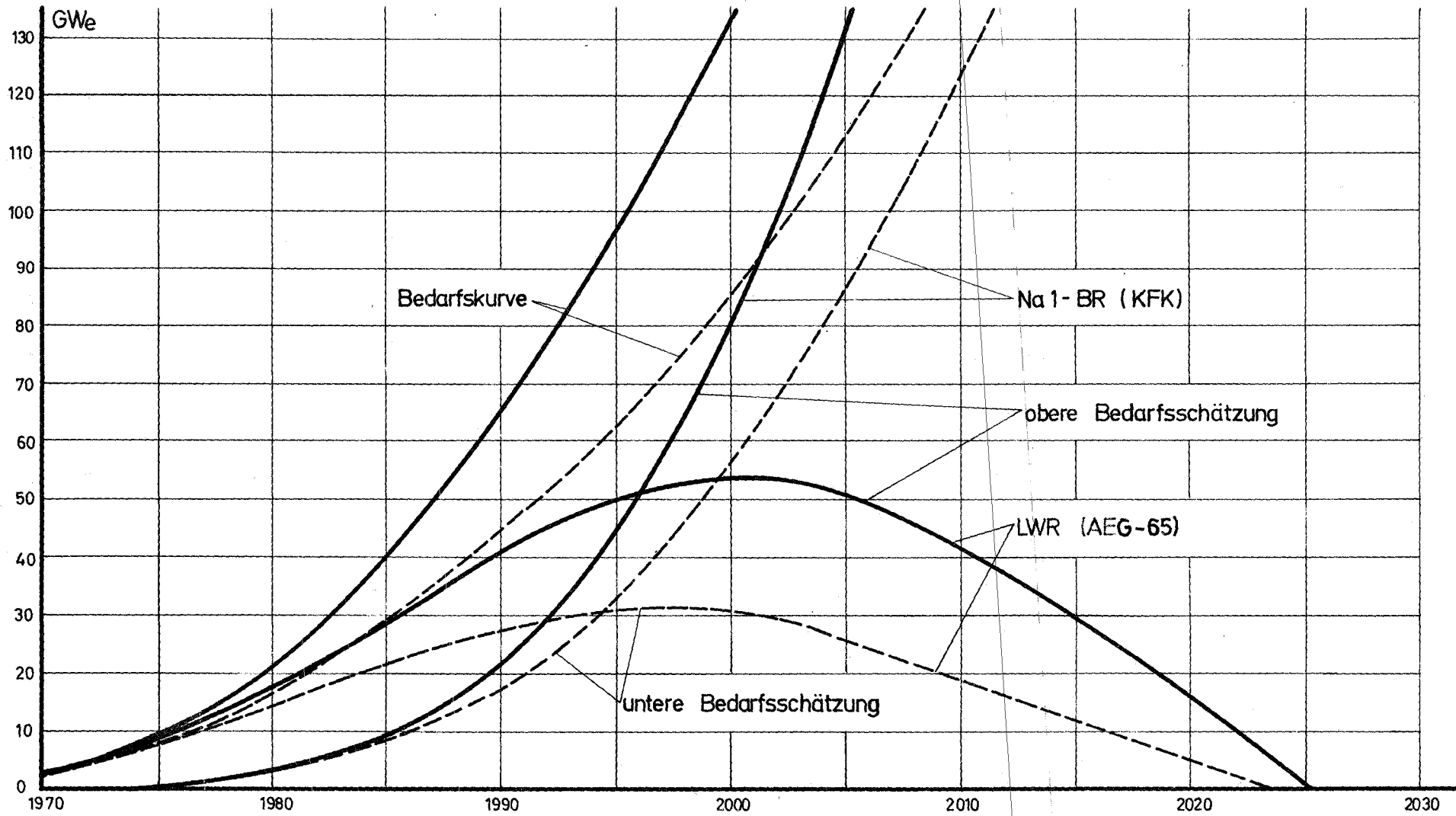


Abb. 11-9

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (AEG-65)
Na-BR (GE)

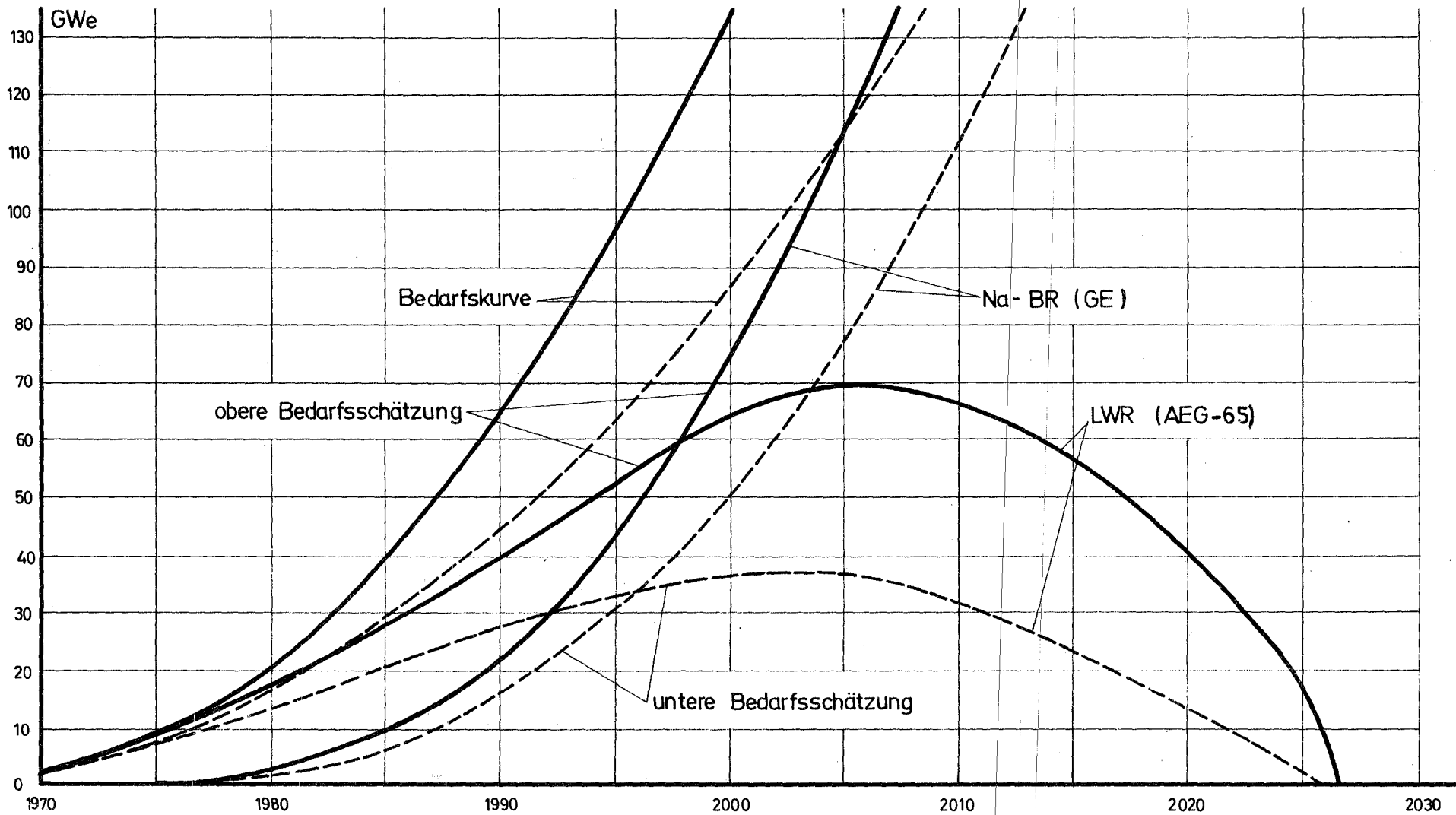


Abb.11-10

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (AEG-70)
Na1-BR (KFK)

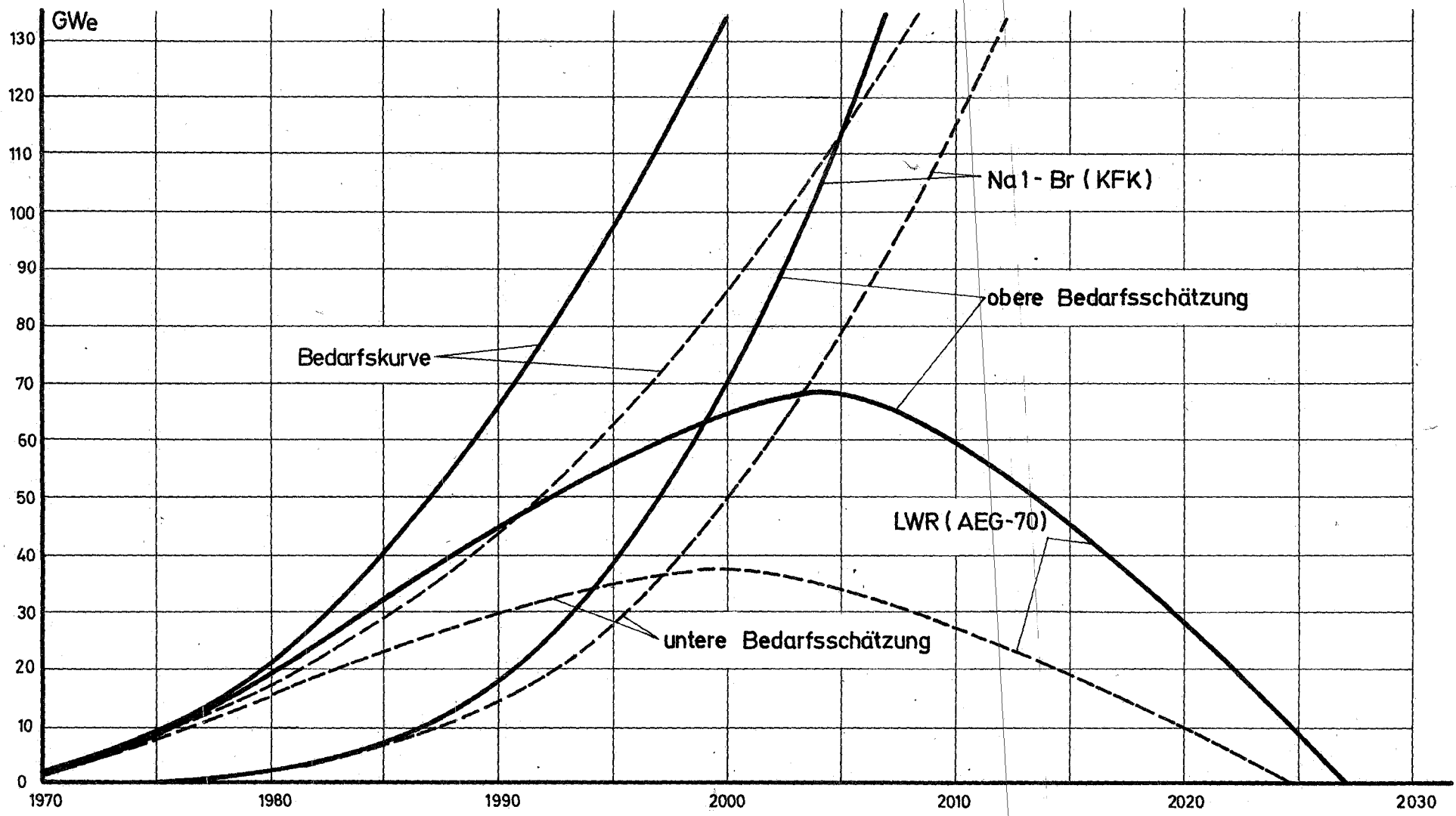


Abb. 11-11

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

LWR (AEG-70)
Na-BR (GE)

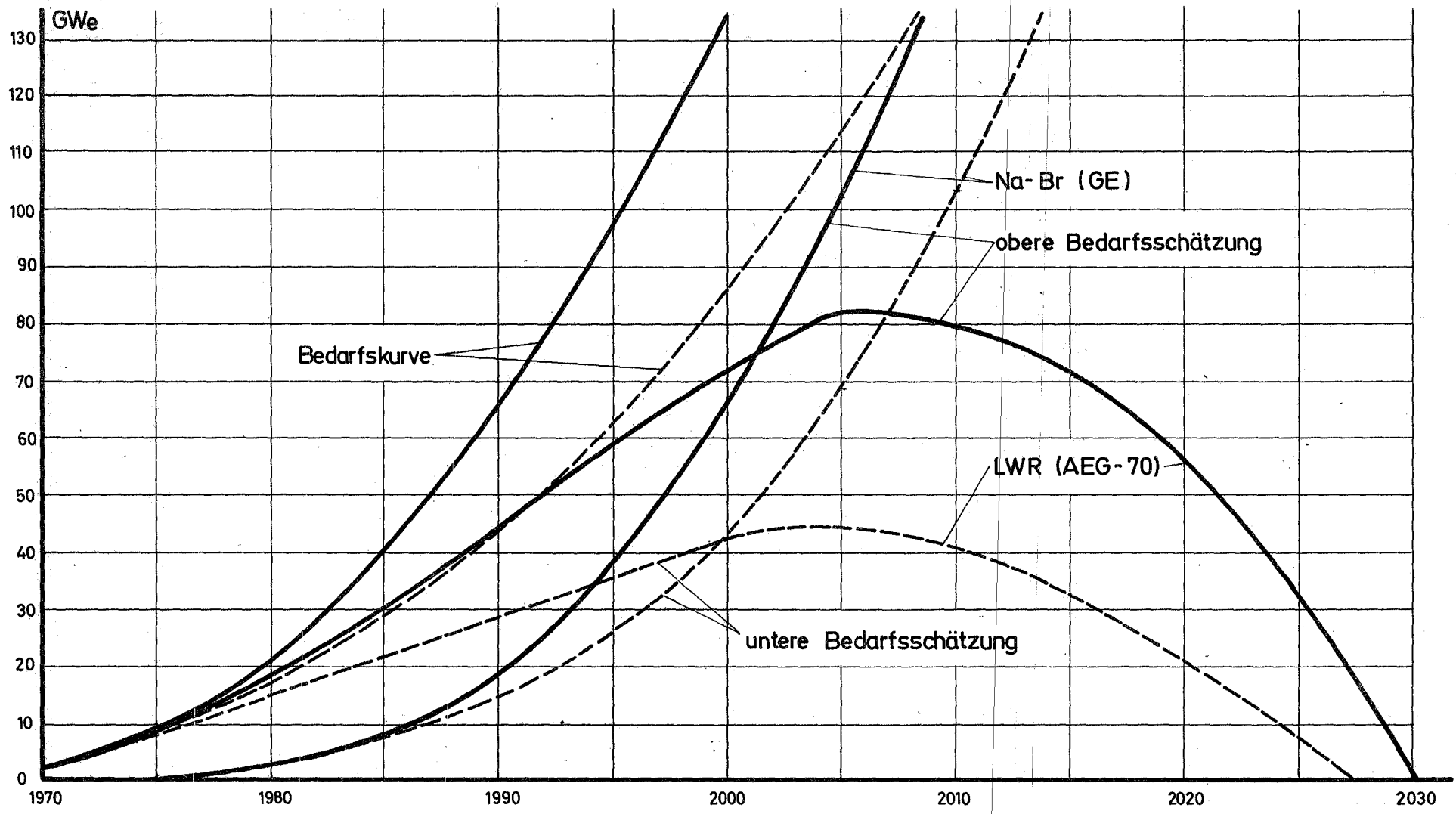


Abb. 11-12

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

HWR (SSW)
Na1-BR (KFK)

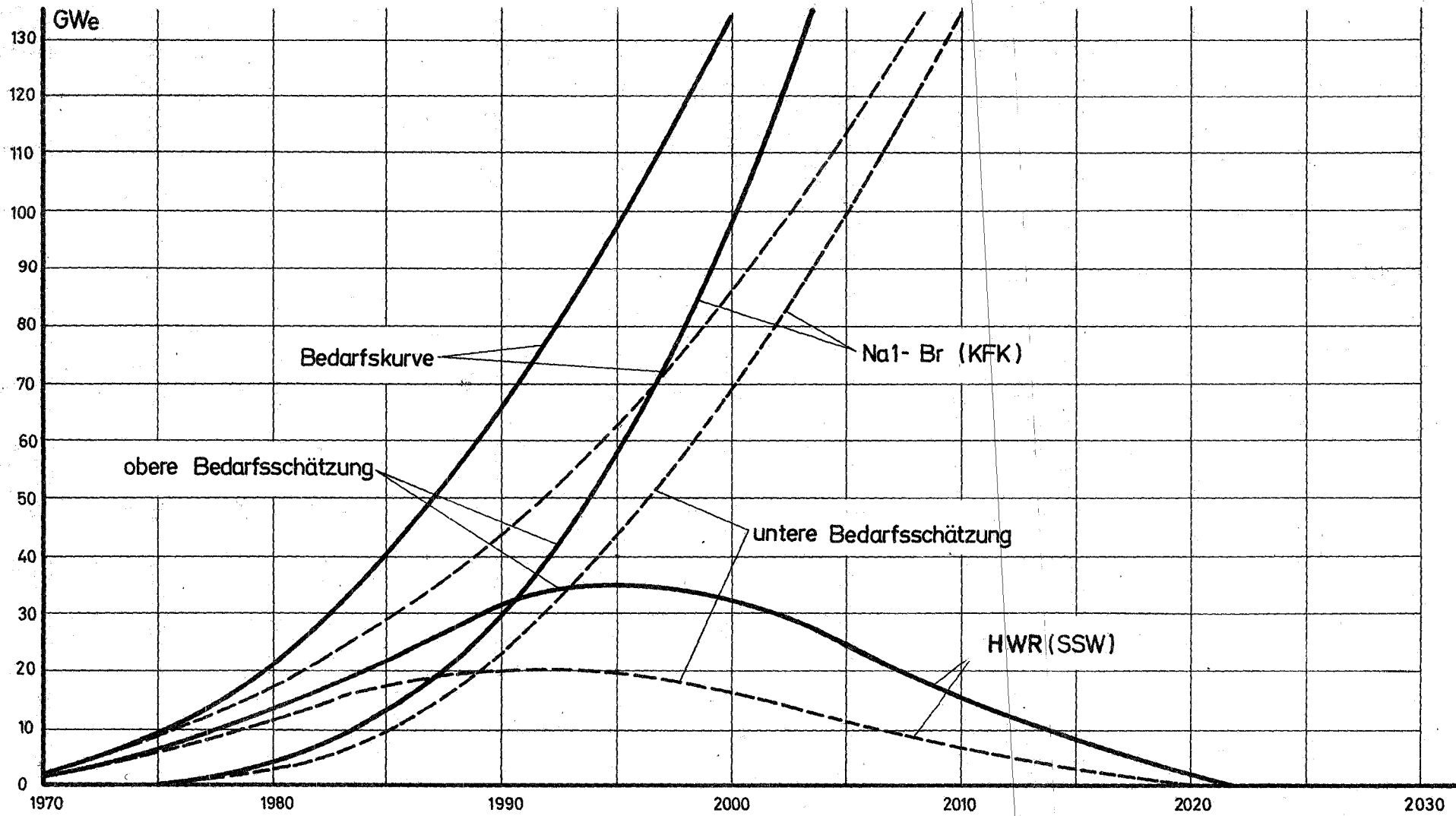


Abb. 11-13

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

HWR (SSW)
Na-BR (GE)

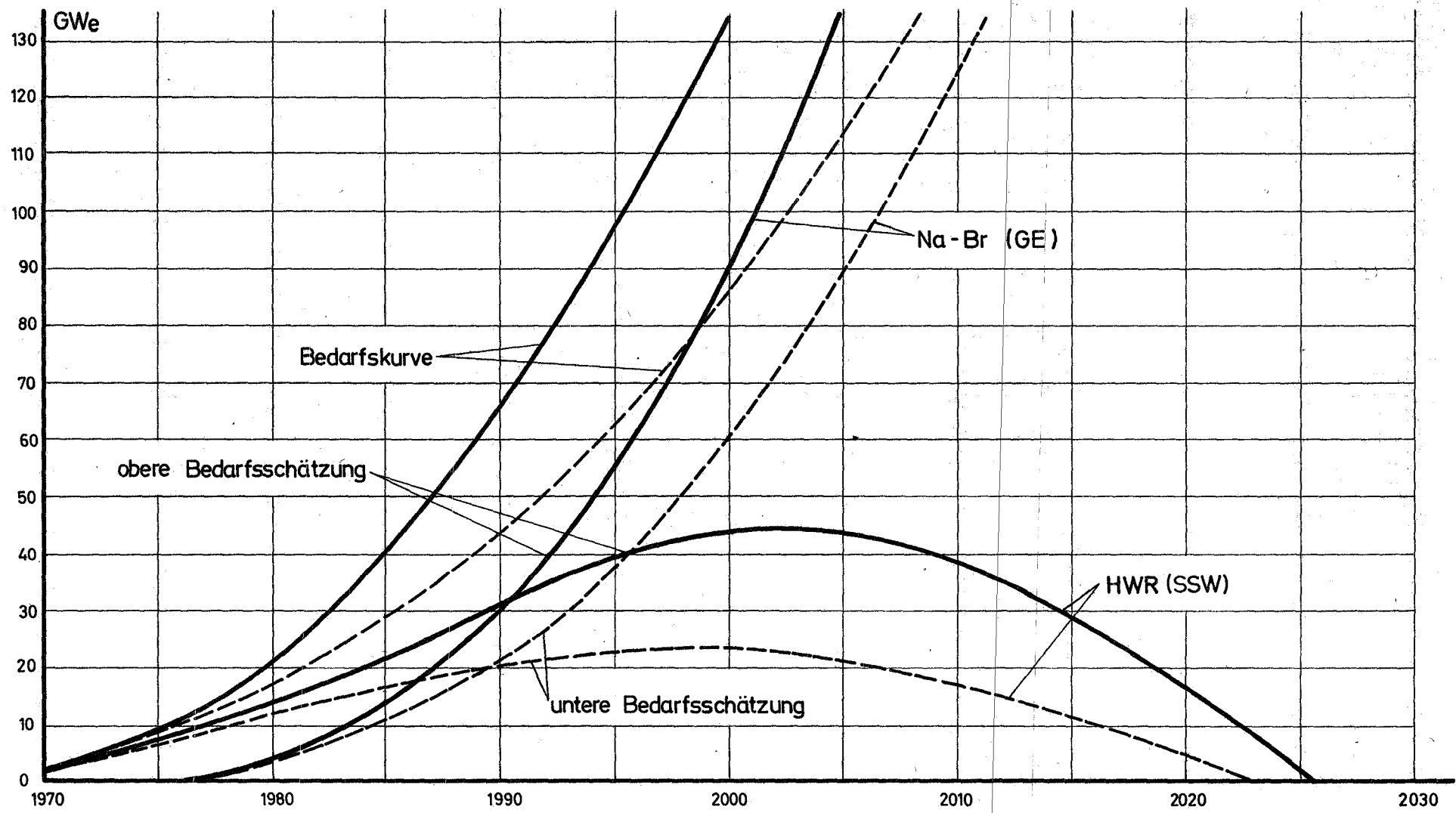


Abb. 11-14

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

HWR (ORNL)
Na1-BR (KFK)

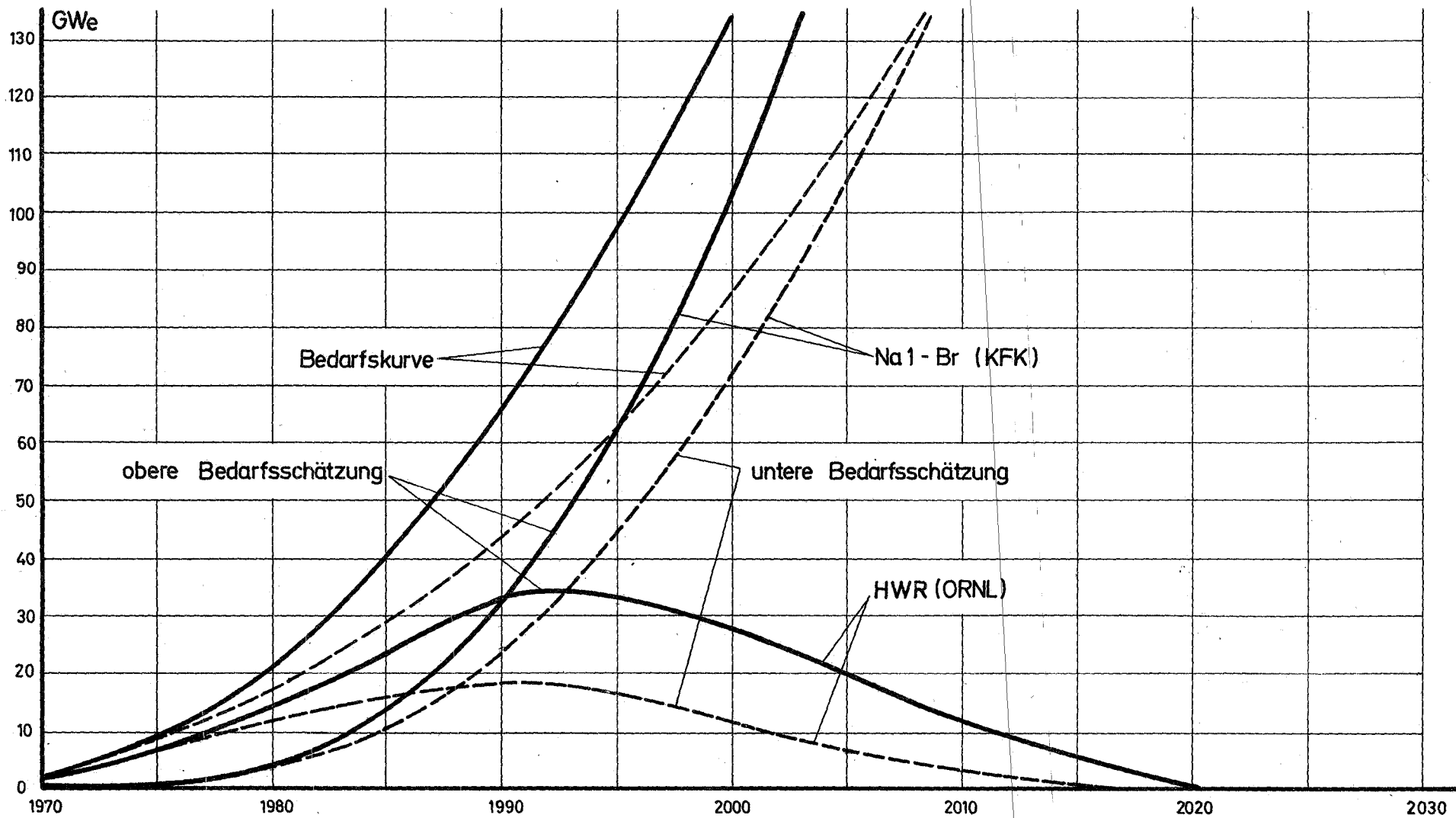


Abb. 11-15

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

HWR (ORNL)
Na-Br (GE)

11-32

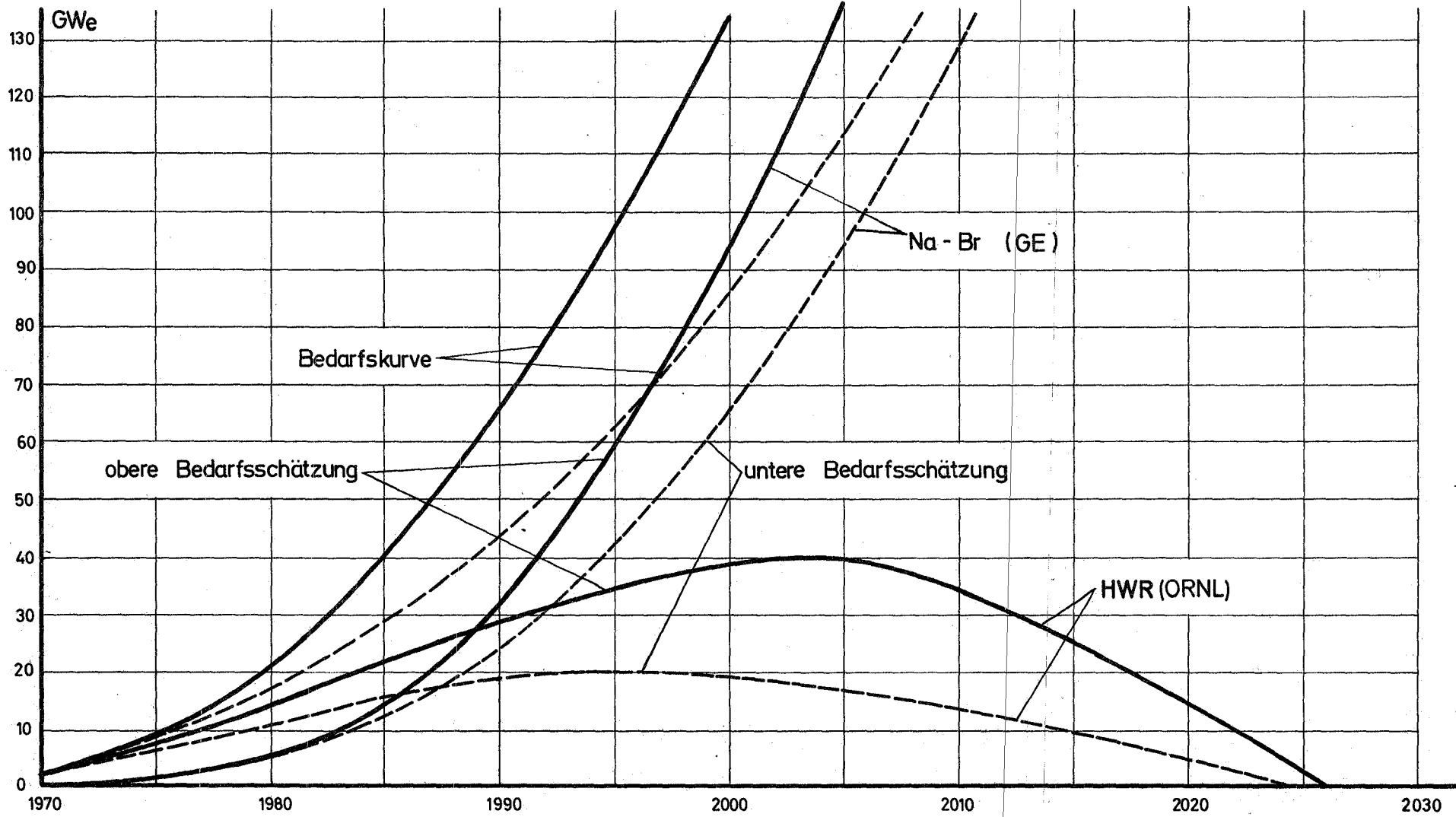


Abb. 11-16

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

GGR (CEA)
Na 1- BR (KFK)

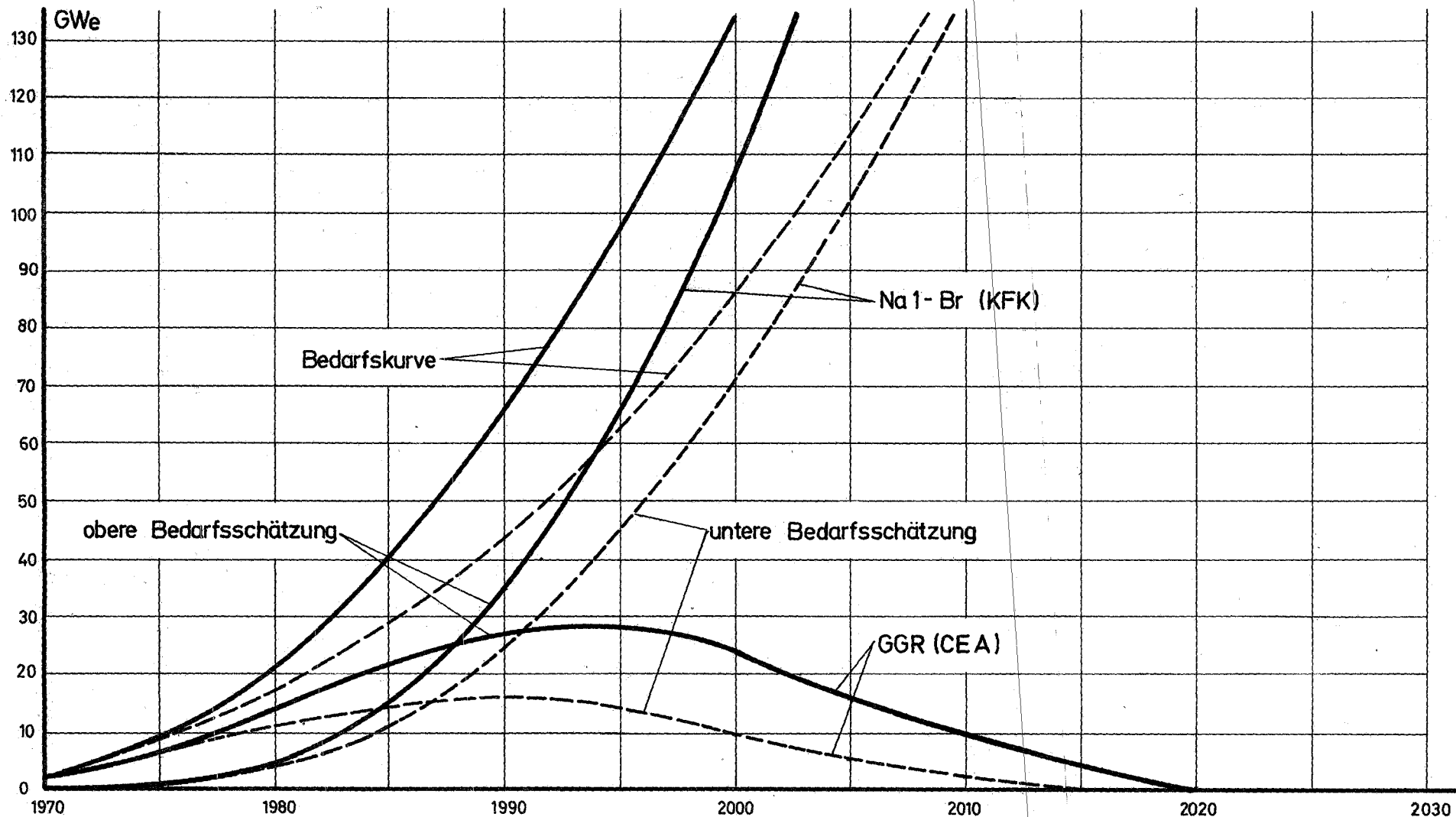


Abb. 11-17

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

GGR (CEA)
Na-BR (GE)

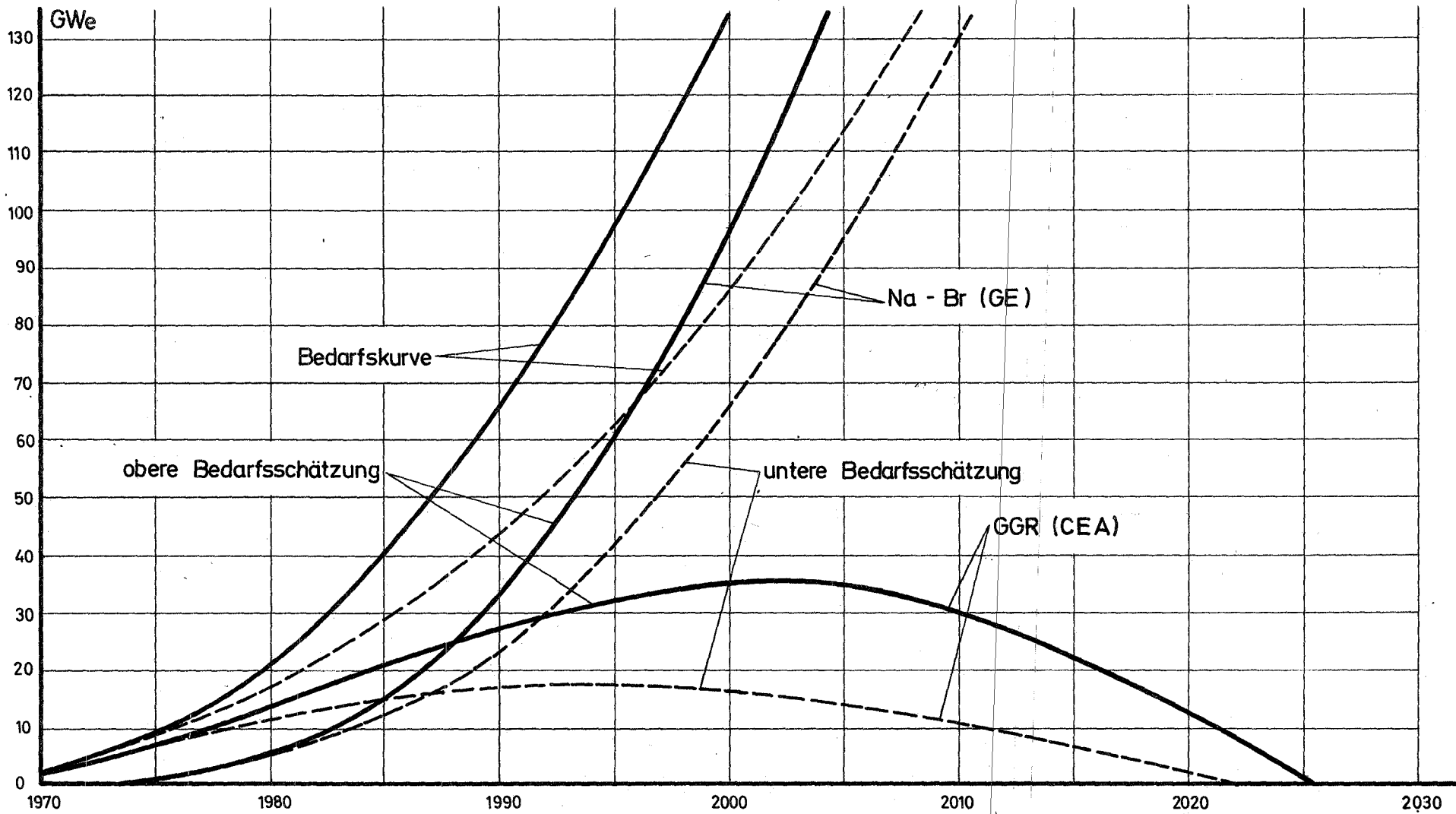


Abb. 11-18

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

AGR (UKAEA)
Na1-BR (KFK)

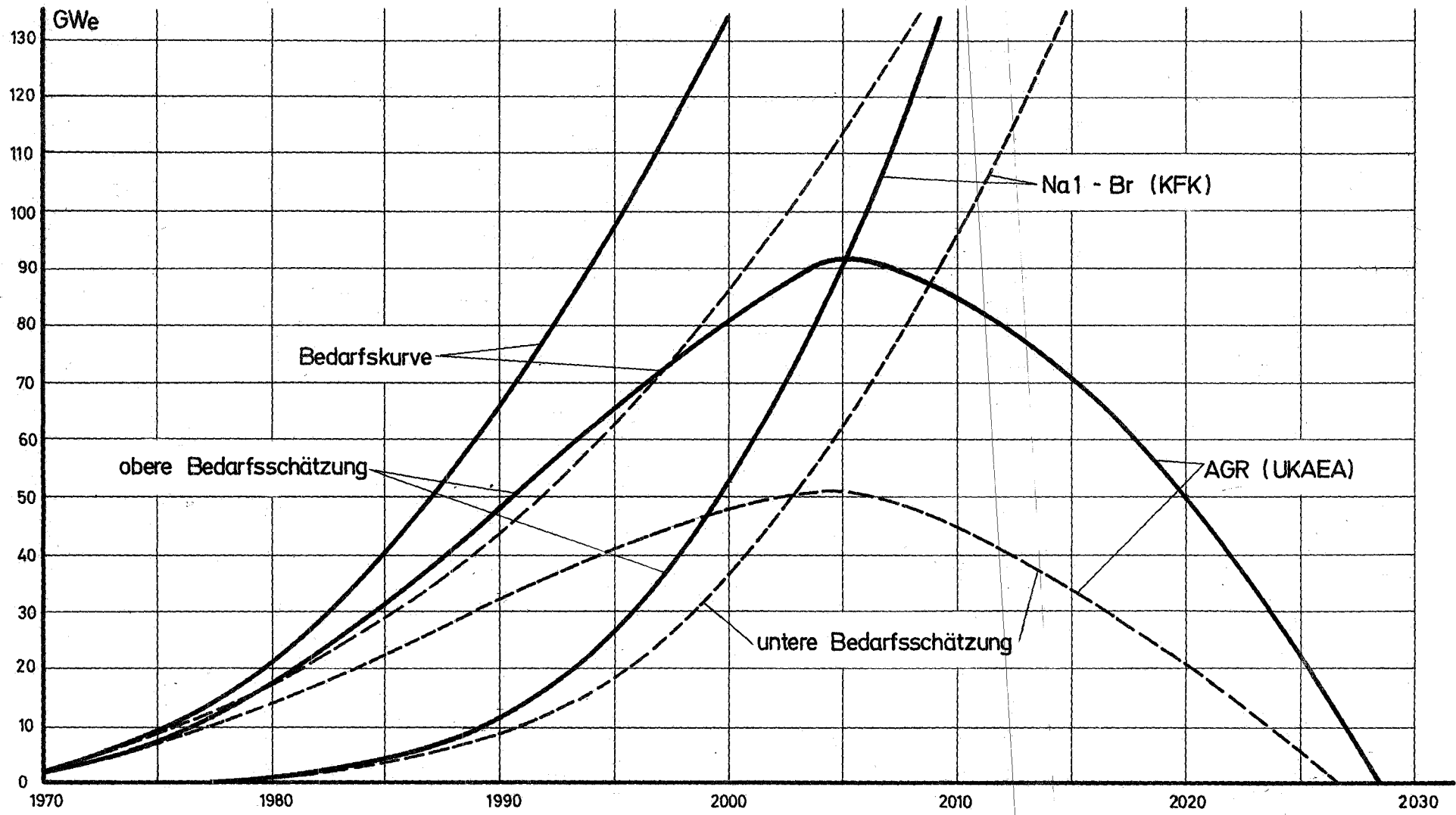
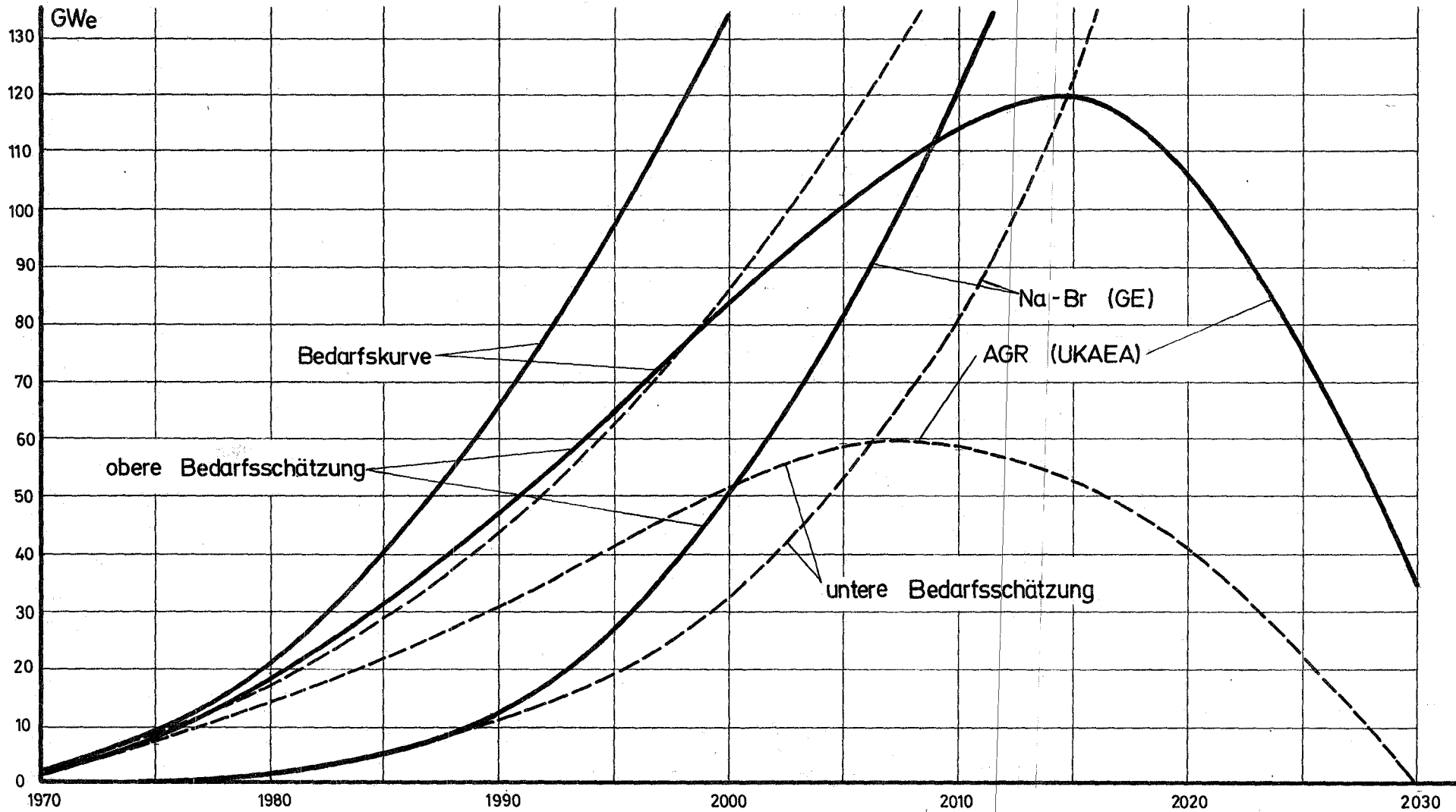


Abb. 11-19

Anteile an installierter nuklearer Leistung in einer gebundenen Zweitypen-Strategie

AGR (UKAEA)
Na-Br (GE)



Tab. 11-14 Zweitypenstrategien mit NaI-Br (KFK) für die obere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8=8\$/lb$ $Pu=10\$/g$

BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)
Angereichertes Uran (Bedarf)	1980		$10^3 t/a$	0.88	0.79	0.66	0.87	0.68	—	1.20	—	1.06
	1990		"	1.85	1.33	1.25	1.67	1.49	—	2.13	—	1.99
	2000		"	2.08	1.33	1.55	1.85	2.08	—	1.95	—	2.92
Abgereichertes Uran (Ausstoß)	1980		$10^3 t/a$	0.61	0.48	0.38	0.43	0.36	(1.27)	0.82	(2.25)	0.57
	1990		"	1.53	1.13	1.00	1.27	1.06	(2.40)	2.00	(4.15)	1.51
	2000		"	2.05	1.34	1.53	1.75	1.80	(2.13)	1.89	(3.40)	2.52
Natururan (Bedarf)	1980		$10^3 t/a$	3.22	3.75	3.01	3.61	2.99	1.74	2.90	2.56	3.78
	1990		"	6.39	5.59	5.26	6.26	5.99	2.99	5.52	4.96	8.70
	2000		"	6.86	5.08	6.33	6.46	7.85	2.92	5.03	4.00	12.7
	1980		$10^3 t$	19.3	22.5	19.1	21.1	21.8	10	16.1	19.8	22.5
	2000		"	139	128	124	136	165	65	104	97	166
	2040		"	228	168	190	215	330	95	144	114	325
Anlagekosten	1980		GDM /a	1.34	1.44	1.34	1.33	1.30	1.72	1.47	1.65	1.50
	2000		"	9.05	9.35	9.07	9.02	8.82	9.93	9.43	9.72	9.51
Barwert	1980		GDM	6.21	6.71	6.22	6.21	6.01	8.26	6.89	7.87	7.03
	2000		"	95.9	101	96.1	95.7	93.2	112	102	109	104
Brennstoffkosten	1980		GDM /a	0.89	0.99	0.84	0.90	0.83	0.68	0.70	0.88	1.03
	2000		"	4.14	4.06	3.94	4.18	4.16	3.35	3.32	3.60	5.22
Barwert	1980		GDM	4.43	4.99	4.11	4.35	4.02	3.38	3.44	4.51	4.92
	2000		"	52.5	54.4	49.3	52.3	50.6	41.1	41.1	48.1	62.9
Gesamtkosten	1980		GDM /a	2.39	2.58	2.33	2.38	2.28	2.57	2.33	2.68	2.68
	2000		"	14.2	14.4	14.0	14.2	14.0	14.3	13.8	14.3	15.7
Barwert	1980		GDM	11.4	12.4	11.1	11.3	10.8	12.5	11.1	13.1	12.7
	2000		"	159	166	156	159	154	165	155	168	177
Barwert	1980		"	7.64	8.37	7.43	7.58	7.22	8.40	7.50	8.86	8.52
	2000		"	41.6	43.9	40.7	41.4	40.1	43.8	40.5	44.8	46.4

() bei Wiederaufarbeitung

Tab.11-15

Zweitypenstrategien mit Na-Br(GE) für die obere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8 = 8\$/lb$, $Pu = 10\$/g$

BEZEICHNUNG	SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)
Angereichertes Uran (Bedarf)	1980	$10^3 t/a$	0.86	0.67	0.64	0.78	0.68	—	1.00	—	0.86
	1990	"	1.77	1.32	1.21	1.61	1.66	—	1.93	—	1.93
	2000	"	2.52	1.74	1.90	2.76	2.16	—	3.11	—	3.14
Abgereichertes Uran (Ausstoß)	1980	$10^3 t/a$	0.61	0.45	0.37	0.42	0.36	(1.26)	0.89	(1.92)	0.57
	1990	"	1.40	1.02	0.95	1.11	1.03	(2.58)	1.84	(3.67)	1.48
	2000	"	2.16	1.57	1.65	2.25	1.79	(3.66)	3.26	(4.49)	2.91
Natururan (Bedarf)	1980	$10^3 t/a$	2.19	3.19	3.01	3.22	2.99	1.70	2.40	2.92	3.84
	1990	"	5.07	5.82	5.21	6.16	6.67	3.09	4.50	4.41	8.40
	2000	"	7.81	7.19	7.92	9.83	8.31	4.00	5.95	5.08	13.6
	1980	$10^3 t$	19.2	22.4	19.0	20.4	21.8	10.0	15.8	19.6	22.5
	2000	"	142	137	129	146	176	70.6	112	107	169
	2040	"	315	245	265	300	425	140	220	174	440
Anlagekosten	1980	GDM /a	1.35	1.45	1.35	1.35	1.30	1.74	1.50	1.67	1.50
	2000	"	12.9	9.69	9.34	9.28	9.03	10.5	9.82	10.3	9.72
	1980	GDM	6.24	6.75	6.24	6.22	6.02	8.29	6.94	7.93	7.03
	2000	"	153	104	98.5	97.9	95.1	117	105	113	105
Barwert	1980	"	4.19	4.53	4.19	4.17	4.04	5.58	4.66	5.33	4.72
	2000	"	31.0	26.5	25.1	24.9	24.2	30.4	27.1	29.4	27.1
Brennstoffkosten	1980	GDM /a	0.88	0.97	0.82	0.86	0.82	0.66	0.66	0.85	1.02
	2000	"	5.11	3.97	3.75	4.01	4.00	3.14	3.08	3.50	5.09
	1980	GDM	4.38	4.93	4.08	4.33	4.00	3.31	3.38	4.42	4.92
	2000	"	73.1	52.3	47.1	50.3	48.7	38.5	38.4	45.8	61.5
Barwert	1980	"	2.96	3.34	2.76	2.92	2.70	2.25	2.29	3.02	3.31
	2000	"	16.3	14.6	12.9	13.8	13.2	10.5	10.5	12.9	16.5
Gesamtkosten	1980	GDM /a	2.39	2.58	2.33	2.37	2.28	2.57	2.32	2.68	2.68
	2000	"	19.4	14.6	14.1	14.3	14.0	14.6	13.9	14.7	15.8
	1980	GDM	11.3	12.4	11.1	11.3	10.8	12.4	11.1	13.1	12.7
	2000	"	242	167	156	159	154	166	155	169	177
Barwert	1980	"	7.63	8.36	7.43	7.58	7.22	8.37	7.49	8.83	8.52
	2000	"	50.8	43.9	40.7	41.5	40.1	43.9	40.6	45.0	46.3

() bei Wiederaufarbeitung

Zweitypenstrategien mit NaI-Br (KFK) für die untere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8 = 8\$/lb.$ $Pu = 10\$/g$

BEZEICHNUNG		SYMB	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	
Natururan (Bedarf)	1980		$10^3 t$	17	19.6	15.8	17.9	18.4	8.8	14	16.8	18.9	
	2000		"	91	78	78	88	108	42.6	66	59	110	
	2040		"	125	90	100	120	180	55	80	65	180	
Anlagekosten	1980		GDM/a	1.08	1.16	1.09	1.08	1.05	1.39	1.19	1.33	1.21	
	2000		"	5.85	6.02	5.87	5.82	5.70	6.32	6.06	6.19	6.10	
Barwert	1980		GDM	5.49	5.93	5.50	5.49	5.31	7.31	6.09	6.96	6.21	
	2000		"	66.1	69.4	66.3	60.0	64.3	77.3	70.3	74.7	71.2	
	1980		"	3.71	4.01	3.72	3.71	3.59	4.96	4.12	4.73	4.20	
	2000		"	17.7	18.7	17.7	17.6	17.1	21.3	19.0	20.6	19.3	
	Brennstoffkosten	1980		GDM/a	0.73	0.81	0.66	0.72	0.66	0.55	0.56	0.71	0.83
		2000		"	2.54	2.42	2.39	2.58	2.59	2.10	2.05	2.17	3.26
Barwert	1980		GDM	3.92	4.41	5.64	3.84	3.56	2.99	3.03	3.99	4.36	
	2000		"	35.6	36.5	33.3	35.5	34.4	28.0	27.8	32.2	43.0	
	1980		"	2.67	3.01	2.47	2.61	2.41	2.04	2.07	2.74	2.95	
	2000		"	10.3	10.9	9.61	10.2	9.76	8.00	8.00	9.63	12.1	
Gesamtkosten	1980		GDM/a	1.94	2.09	1.88	1.92	1.84	2.08	1.89	2.16	2.16	
	2000		"	9.01	9.07	8.88	9.03	8.92	9.06	8.75	8.98	9.99	
Barwert	1980		GDM	10.0	11.0	9.77	9.96	9.50	11.0	9.83	11.6	11.2	
	2000		"	109	113	107	109	106	113	106	114	122	
	1980		"	6.81	7.46	6.62	6.75	6.44	7.49	6.67	7.90	7.59	
	2000		"	29.9	31.5	29.3	29.8	28.9	31.5	29.1	32.2	33.4	

Tab.11-17

Zweitypenstrategien mit Na-Br (GE) für die untere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8=8\$/lb, Pu=10\$/g$

BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)	
Natururan (Bedarf)	1980		$10^3 t$	16.2	18.8	16.1	17.6	18.4	8.61	13.8	16.1	18.9	
	2000		"	94	86.5	84.4	92	115	46.1	72.1	67	112	
	2040		"	173	130	140	154	229	80	114	95	223	
Anlagekosten	1980		GDM /a	1.10	1.18	1.10	1.09	1.06	1.41	1.21	1.34	1.22	
	2000		"	6.02	6.25	6.03	5.99	5.84	6.69	6.33	6.55	6.25	
Barwert	1980		GDM	5.52	5.97	5.52	5.50	5.32	7.32	6.14	7.01	6.21	
	2000		"	67.8	71.4	67.9	67.5	65.6	79.9	72.7	77.6	72.3	
	1980		"	3.73	4.03	3.73	3.72	3.60	4.97	4.15	4.75	4.21	
	2000		"	18.0	19.1	18.1	18.0	17.4	21.9	19.5	21.2	19.5	
	Brennstoffkosten	1980		GDM /a	0.70	0.76	0.65	0.71	0.65	0.53	0.53	0.65	0.82
		2000		"	2.47	2.42	2.33	2.49	2.50	1.95	1.88	2.08	3.21
Barwert	1980		GDM	3.87	4.35	3.62	3.82	3.54	2.91	2.99	3.90	4.35	
	2000		"	34.2	35.1	31.9	34.1	33.1	26.1	25.9	30.5	42.0	
	1980		"	2.64	2.78	2.46	2.60	2.40	1.99	2.04	2.68	2.95	
	2000		"	9.93	10.5	9.26	9.87	9.47	7.54	7.54	9.17	11.9	
	Gesamtkosten	1980		GDM /a	1.92	2.07	1.88	1.92	1.84	2.08	1.88	2.12	2.16
		2000		"	9.11	9.30	8.99	9.11	8.96	9.30	8.85	9.25	10.1
Barwert	1980		GDM	10.0	11.0	9.77	9.96	9.50	11.0	9.83	11.5	11.2	
	2000		"	109	114	107	109	106	114	106	115	122	
	1980		"	6.80	7.44	6.62	6.75	6.43	7.45	6.67	7.87	7.59	
	2000		"	29.9	31.6	29.3	29.8	28.9	31.5	29.2	32.3	33.4	

Tab.11-18

Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve und die Preise $U_3O_8 = 20 \$ / lb.$ $Pu = 27 \$ / g$

BEZEICHNUNG		SYMB.	DIMENSION	LWR (ORNL)	LWR (SSW-65)	LWR (SSW-70)	LWR (AEG-65)	LWR (AEG-70)	HWR (SSW)	HWR (ORNL)	GGR (CEA)	AGR (UKAEA)
Natururan mit NaI-Br (KFK) (Bedarf)	1980		10 ³ t	16.6	19.3	18.6	18.2	19.1	10	14	18	19.4
	2000		"	118	109	132	116	144	66	90	84	17.1
	2040		"	193	145	219	180	287	95	120	97	280
Natururan mit Na-Br (GE) (Bedarf)	1980		"	16.5	19.2	18.5	17.6	19.1	10	14	18	19
	2000		"	121	117	136	124	154	70	96	95	145
	2040		"	265	210	299	250	379	140	180	150	380
Gesamtkosten mit NaI-Br (KFK)	1980		GDM/a	2.60	2.80	2.52	2.63	2.51	2.57	2.43	2.86	2.99
	2000		"	14.9	15.1	14.7	15.1	14.9	14.5	14.1	14.8	17.1
Barwert	1980		GDM	12.5	13.6	12.0	12.5	11.9	12.4	11.6	14.1	14.2
	2000		"	170	176	166	171	167	167	160	177	195
Gesamtkosten mit Na-Br (GE)	1980		GDM/a	2.62	2.83	2.54	2.62	2.53	2.60	2.46	2.91	3.00
	2000		"	15.7	16.1	15.4	15.7	15.5	15.5	15.0	16.1	17.6
Barwert	1980		GDM	12.5	13.6	12.1	12.5	12.0	12.5	11.7	14.7	14.2
	2000		"	175	183	171	176	171	173	166	185	198
Gesamtkosten mit NaI-Br (KFK)	1980		"	8.38	9.13	8.09	8.39	8.02	8.36	7.82	9.55	9.54
	2000		"	44.8	47.0	43.6	45.0	43.8	44.0	42.0	47.4	51.3
Gesamtkosten mit Na-Br (GE)	1980		"	8.38	9.15	8.11	8.40	8.03	8.39	7.87	9.58	9.55
	2000		"	45.7	48.2	44.5	45.9	44.5	45.3	43.3	49.0	51.8

Tab. 11-20

Empfindlichkeit charakteristischer Ergebnisse bei Zweitypenstrategien (Analytische Untersuchung)

Konverter	Änderung								Brüter: Na-BR (GE)				Brüter: Na-BR (GE)				Brüter: Na1-BR (KFK)				Brüter: Na1-BR (KFK)			
	Beladefaktor		Inventaraufbaufaktor		Entladefaktor		Beschickungs-Verzögerung		obere Bedarfskurve				untere Bedarfskurve				obere Bedarfskurve				untere Bedarfskurve			
	Konverter %	Brüter %	Konverter %	Brüter %	Konverter %	Brüter %	Konverter %	Brüter %	Brüterbeginn	Konverter-maximum	Konverterleistung P_k (GW _e)	$\Delta P_k / P_k$ (%)	Brüterbeginn	Konverter-maximum	Konverterleistung P_k (GW _e)	$\Delta P_k / P_k$ (%)	Brüterbeginn	Konverter-maximum	Konverterleistung P_k (GW _e)	$\Delta P_k / P_k$ (%)	Brüterbeginn	Konverter-maximum	Konverterleistung P_k (GW _e)	$\Delta P_k / P_k$ (%)
LWR (ORNL)									1976	2006	62.7	0	1976	2002	33.4	0	1976	2000	52.8	0	1977	1997	30.3	0
		-10			-10	-10			1977	2011	78.3	+24.8	1977	2006	40.6	+21.6	1977	2003	64.5	+22.2	1977	2000	35.5	+17.2
		+10			+10	+10			1976	2003	51.7	-17.6	1976	1999	28.2	-15.6	1976	1997	45.0	-14.8	1976	1994	25.9	-14.5
							-10	-10	1976	2006	61.6	-1.7	1976	2002	32.8	-1.8	1976	2000	50.5	-4.4	1976	1996	28.5	-5.9
							+10	+10	1976	2006	63.8	+1.7	1977	2002	34.2	+2.4	1977	2001	56.0	+6.0	1977	1997	31.4	+3.6
									1976	2002	50.6	-19.3	1976	1998	27.7	-17.1	1976	1997	44.2	-16.3	1976	1994	25.5	-15.9
									1976	2010	76.4	+21.8	1977	2005	39.8	+19.2	1977	2003	63.1	+19.5	1977	1999	34.8	+14.9
LWR (SSW-65)									1975	2003	46.3	0	1976	1998	25.3	0	1976	1997	40.3	0	1976	1994	23.3	0
		-10			-10	-10			1976	2007	57.8	+24.9	1976	2002	30.5	+20.6	1976	2000	48.7	+20.8	1976	1996	27.3	+17.2
		+10			+10	+10			1975	1999	38.0	-18.0	1975	1995	21.2	-16.2	1975	1995	34.0	-15.6	1975	1992	19.9	-14.6
							-10	-10	1975	2003	45.5	-1.7	1975	1998	24.7	-2.4	1975	1997	38.1	-5.5	1975	1993	21.9	-6.0
							+10	+10	1976	2003	47.3	+2.2	1976	1998	25.6	+1.2	1976	1997	42.0	+4.2	1976	1994	24.1	+3.4
									1975	1999	37.3	-19.5	1975	1995	20.8	-17.8	1975	1994	33.2	-17.6	1975	1991	19.5	-16.3
									1976	2006	56.6	+22.3	1976	2001	29.9	+18.2	1976	2000	47.6	+18.1	1976	1996	26.7	+14.6
GGR (CEA)									1974	2000	35.8	0	1974	1996	19.6	0	1974	1995	30.7	0	1974	1991	17.8	0
		-10			-10	-10			1974	2004	44.6	+24.6	1974	1999	23.7	+20.9	1975	1997	37.6	+22.5	1975	1994	21.5	+20.8
		+10			+10	+10			1974	1997	29.4	-17.9	1974	1993	16.6	-15.3	1974	1992	26.1	-15.0	1974	1989	15.5	-12.9
							-10	-10	1974	2000	35.2	-1.7	1974	1996	19.4	-1.0	1974	1994	29.4	-4.2	1974	1991	17.2	-3.4
							+10	+10	1974	2000	36.3	+1.4	1974	1996	19.9	+1.5	1974	1995	32.0	+4.2	1974	1992	18.5	+3.9
									1974	1997	28.8	-18.6	1974	1993	16.3	-16.9	1974	1992	25.6	-16.6	1974	1989	15.3	-14.0
									1974	2004	43.7	+22.1	1974	1999	23.3	+18.9	1974	1997	36.4	+18.6	1974	1994	20.7	+16.3
HWR (SSW)									1975	2003	45.0	0	1975	1998	24.4	0	1975	1997	38.2	0	1975	1993	21.9	0
		-10			-10	-10			1975	2007	56.0	+24.4	1975	2002	29.5	+20.9	1975	2000	46.3	+21.2	1975	1996	25.9	+18.3
		+10			+10	+10			1974	1999	36.7	-18.5	1974	1995	20.4	-16.4	1975	1994	32.5	-14.9	1975	1991	19.2	-12.3
							-10	-10	1975	2003	44.3	-1.6	1975	1998	24.0	-1.6	1975	1996	36.6	-4.2	1975	1993	21.2	-3.2
							+10	+10	1975	2003	45.7	+1.6	1975	1998	24.7	+1.2	1975	1997	39.8	+4.2	1975	1994	22.8	+4.1
									1975	1999	36.2	-19.6	1975	1995	20.2	-17.2	1975	1994	31.9	-16.5	1975	1991	18.9	-13.7
									1975	2006	54.8	+21.8	1975	2001	28.9	+18.5	1975	1999	45.1	+18.1	1975	1996	25.4	+16.0
AGR (UKAEA)									1978	2016	115.8	0	1978	2011	59.2	0	1978	2008	92.3	0	1978	2004	49.8	0
		-10			-10	-10			1978	2021	143.6	+24.0	1979	2015	72.0	+21.6	1978	2011	111.2	+20.5	1979	2008	59.7	+19.9
		+10			+10	+10			1978	2011	95.5	-17.5	1978	2007	50.1	-15.4	1978	2005	79.0	-14.4	1978	2001	43.5	-12.7
							-10	-10	1978	2014	113.6	-1.9	1978	2010	58.3	-1.5	1978	2006	88.3	-4.3	1978	2002	47.9	-3.8
							+10	+10	1978	2016	117.9	+1.8	1978	2011	60.1	+1.5	1978	2008	96.2	+4.2	1979	2005	52.7	+5.8
									1978	2011	93.6	-19.2	1978	2006	49.2	-16.9	1978	2004	77.3	-16.2	1978	2001	42.8	-14.1
									1978	2020	140.8	+21.6	1978	2015	70.2	+18.6	1978	2011	108.8	+17.9	1979	2007	58.4	+17.3

11.5 Durchsätze für Fabrikations-, Wiederaufarbeitungs- und Diffusionsanlagen für die berechneten Ein- und Zweitypenstrategien

Die Berechnungsergebnisse der Ein- und Zweitypenstrategien gestatten ebenfalls die Berechnung von Leistungsangaben der jeweils erforderlichen Fabrikations-, Wiederaufarbeitungs- und Diffusionsanlagen. Diese Berechnungsergebnisse gehen im Detail über den Rahmen von KFK-366 hinaus, weswegen in diesem Abschnitt die in den Tabellen und Diagrammen dargestellten Zahlen teilweise kurz kommentiert werden.

Die für die Durchsätze der Wiederaufarbeitungs-, Fabrikations- und Anreicherungsanlagen im speziellen benötigten Gleichungen sind folgende:

$$\begin{aligned}
 D_{Bi} &= d_{oi} \cdot P_{oi}(t - \delta_{Bi} + \delta_{Fi}) + \mathfrak{J}_{oi} \cdot \dot{P}_{oi}(t + \delta_{Fi}) \\
 &= d_{oi} \cdot P_{oi}(t + \delta_{Fi}) \quad \text{für } \begin{array}{l} \dot{P}_{oi} > 0 \\ \dot{P}_{oi} \leq 0 \end{array} \quad (t/a) \quad (11/1)
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 D_{Wi} &= d_{li} \cdot P_{oi}(t - \delta_{Bi} - \delta_{Wi}) \\
 &= d_{li} \cdot P_{oi}(t - \delta_{Wi}) - \mathfrak{J}_{li} \cdot \dot{P}_{oi}(t - \delta_{Wi}) \quad \text{für } \begin{array}{l} \dot{P}_{oi} > 0 \\ \dot{P}_{oi} \leq 0 \end{array} \quad (t/a) \quad (11/2)
 \end{aligned}$$

$$D_D = y_o \cdot D_{Bi} - \frac{y_o}{y_1} \cdot D_{Wi} \quad (t/a) \quad (11/3)$$

wobei

D_{Bi}, D_{Wi} (t/a)	Jahresdurchsatz der Fabrikations- bzw. Wiederaufarbeitungsanlage für den Reaktortyp i
d_{oi}, d_{li} (t/GWe·a)	Nachfüll- bzw. Entladefaktor für die Spalt- und Brutstoffe für den Reaktortyp i
$\mathfrak{J}_{oi}, \mathfrak{J}_{li}$ (t/GWe·a)	Inventaraufbau- bzw. -Abbaufaktor für die Spalt- und Brutstoffe für den Reaktortyp i

$\delta_{Bi}, \delta_{Fi}, \delta_{Wi}$ (a)	Beschickungsverzögerung bzw. Fabrikationsdauer bzw. Wiederaufarbeitungszeit für den Reaktortyp i. Zur Berechnung des Durchsatzes der Wiederaufarbeitungsanlage ist für das δ_W die Abkling- und Transportzeit der bestrahlten Brennelemente einzusetzen.
$P_{oi}(t)$ (GWe)	Installierte Leistung des Reaktortyps i im Jahre t
D_D (t/a)	Natururan-Durchsatz der Diffusionsanlage
y_o (l)	Verhältnis von Natururan zu angereichertem Uran mit der Konzentration e_o aus der Diffusionsanlage $(e_o - e_t)/(e_n - e_t)$
y_1 (l)	Verhältnis von Uran der Konzentration e_1 zu angereichertem Uran der Konzentration e_o aus der Diffusionsanlage $(e_o - e_t)/(e_1 - e_t)$

Im folgenden werden die Jahresdurchsätze für die Anlagen des Brennstoffkreislaufes für Ein- und Zweitypenstrategien in den Tab. 11-21 bis 11-25 und den Abbildungen 11-20 bis 11-24 wiedergegeben.

Tab.11-21 Jahresdurchsatz der Fabrikations-, Wiederaufarbeitungs- und Diffusionsanlagen bei Eintypenstrategien für die obere Bedarfskurve

Reaktortypen: LWR(ORNL), LWR(SSW-65), HWR(ORNL), GGR(CEA)

Jahr	1975	1980	1985	1990	2000
<u>Reaktortyp</u>					
<u>LWR(ORNL)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	516	1123	2000	3140	6157
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	217	658	1277	2246	4763
Diffusionsanlage					
Nat.Uran (t/a)	2015	4234	7455	11507	22230
Anger.Uran (t/a)	516	1123	2000	3140	6147
Trennarbeit (10^3 kg/a U)	1180	2580	4600	7240	14190
<u>LWR(SSW-65)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	523	1040	1862	2803	5468
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	229	557	1080	1900	4028
Diffusionsanlage					
Nat.Uran (t/a)	2705	5189	9136	13240	25225
Anger.Uran (t/a)	523	1040	1862	2803	5468
Trennarbeit(10^3 kg/a U)	1870	3680	6550	9730	18840
<u>HWR(ORNL)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	766	1551	2931	4663	9211
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	504	1134	2268	3780	8000
Diffusionsanlage					
Nat.Uran (t/a)	1848	3745	7077	11260	22240
Anger.Uran (t/a)	765	1550	2930	4663	9210
Trennarbeit (10^3 kg/a U)	632	1280	2420	3850	7600
<u>GGR(CEA)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	2554	4960	8820	13609	25920
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	1292	2906	5812	9686	20500

Tab.11-22 Jahresdurchsatz der Fabrikations-, Wiederaufarbeitungs- und Diffusionsanlagen bei Eintypenstrategien für die untere Bedarfskurve

Reaktortypen: LWR(ORNL), LWR(SSW-65), HWR(ORNL), GGR(GEA)

Jahr	1975	1980	1985	1990	2000
<u>Reaktortyp</u>					
<u>LWR(ORNL)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	416	810	1347	2033	3886
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	201	492	914	1538	3021
Diffusionsanlage					
Nat.Uran (t/a)	1603	3040	4977	7383	14045
Anger.Uran (t/a)	416	810	1347	2033	3886
Trennarbeit (10^3 kg/a U)	950	1860	3100	4690	8970
<u>LWR(SSW-65)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	394	748	1224	1827	3444
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	170	416	773	1300	2557
Diffusionsanlage					
Nat.Uran (t/a)	2043	3703	5887	8514	15850
Anger.Uran (t/a)	394	748	1224	1827	3444
Trennarbeit (10^3 kg/a U)	1410	2640	4270	6310	11850
<u>HWR(ORNL)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	565	1162	1975	3367	5893
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	372	857	1575	2520	5096
Diffusionsanlage					
Nat.Uran (t/a)	1364	2805	4769	8130	14230
Anger.Uran (t/a)	565	1162	1975	3367	5893
Trennarbeit (10^3 kg/a U)	460	960	1630	2780	4860
<u>GGR(GEA)</u>					
Fabrikation (t/a Br.St.)	1876	3603	5896	8790	16397
Aufarbeitung (t/a bestr.Br.St.)	920	2147	4084	6571	12830

Tab.11-23 Jahresdurchsatz der Fabrikationsanlagen bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve (in t/a Brennstoff)

Kombinationen:

LWR(ORNL) - Na1-BR(KFK) LWR(ORNL) - Na-BR(GE)
 LWR(SSW-65) - Na1-BR(KFK) LWR(SSW-65) - Na-BR(GE)
 HWR(ORNL) - Na1-BR(KFK) GGR(CEA) - Na1-BR(KFK)

Jahr Reaktorkombination	1975	1980	1985	1990	2000
<u>LWR(ORNL - Na1-BR(KFK))</u>					
LWR(ORNL)	516	894	1435	1902	2098
Na1-BR(KFK)	-	170	413	897	2949
Gesamt	516	1064	1848	2799	5047
<u>LWR(ORNL) - Na-BR(GE)</u>					
LWR(ORNL)	516	955	1414	1890	2390
Na-BR(GE)	-	67	228	479	1394
Gesamt	516	1022	1642	2369	3784
<u>LWR(SSW-65) - Na1-BR(KFK)</u>					
LWR(SSW-65)	523	751	1198	1396	1277
Na1-BR(KFK)	-	220	512	1104	3208
Gesamt	523	971	1710	2500	4485
<u>LWR(SSW-65) - Na-BR(GE)</u>					
LWR(SSW-65)	523	755	1128	1430	1545
Na-BR(GE)	-	117	286	596	1618
Gesamt	523	872	1414	2026	3163
<u>HWR(ORNL) - Na1-BR(KFK)</u>					
HWR(ORNL)	765	1207	1875	2149	1971
Na1-BR(KFK)	-	234	601	1446	3520
Gesamt	765	1441	2476	3595	5491
<u>GGR(CEA) - Na1-BR(KFK)</u>					
GGR(CEA)	2554	3675	4619	5326	4382
Na1-BR(KFK)	-	261	646	1355	3556
Gesamt	2554	3936	5265	6681	7938

Tab.11-24 Jahresdurchsatz der Wiederaufarbeitungsanlagen bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve (in t/a bestr.Brennstoff)

Kombinationen:

LWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)	LWR(ORNL) - Na-BR(GE)
LWR(SSW-65) - NaI-BR(KFK)	LWR(SSW-65) - Na-BR(GE)
HWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)	GGR(CEA) - NaI-BR(KFK)

Jahr	1975	1980	1985	1990	2000
<u>LWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)</u>					
LWR(ORNL)	217	581	968	1510	2083
NaI-BR(KFK)	-	52	209	497	1883
Gesamt	217	633	1177	2007	3966
<u>LWR(ORNL) - Na-BR(GE)</u>					
LWR(ORNL)	217	600	987	1510	2091
Na-BR(GE)	-	20	99	251	913
Gesamt	217	620	1086	1761	3004
<u>LWR(SSW-65) - NaI-BR(KFK)</u>					
LWR(SSW-65)	229	459	819	1343	1331
NaI-BR(KFK)	-	78	262	575	2197
Gesamt	229	537	1081	1918	3528
<u>LWR(SSW-65) - Na-BR(GE)</u>					
LWR(SSW-65)	229	491	819	1146	1626
Na-BR(GE)	-	40	132	304	1059
Gesamt	229	531	951	1450	2685
<u>HWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)</u>					
HWR(ORNL)	504	819	1449	1953	1898
NaI-BR(KFK)	-	78	288	706	2406
Gesamt	504	897	1737	2659	4304
<u>GGR(CEA) - NaI-BR(KFK)</u>					
GGR(CEA)	1292	2260	3713	4843	5035
NaI-BR(KFK)	-	78	314	758	2485
Gesamt	1292	2338	4027	5601	7520

Tab.11-25 Jahresdurchsatz der Diffusionsanlagen bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve

Kombinationen:

LWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)

LWR(ORNL) - Na-BR(GE)

LWR(SSW-65) - NaI-BR(KFK)

LWR(SSW-65) - Na-BR(GE)

HWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)

Reaktorkombi- nation	Jahr	1975	1980	1985	1990	2000
<u>LWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)</u>						
Nat.Uran (t/a)		2015	3324	5307	6449	7215
Ang.Uran (t/a)		516	894	1435	1902	2098
Trennarbeit (10^3 kg/a U)		1180	2060	3300	4400	4860
<u>LWR(ORNL) - Na-BR(GE)</u>						
Nat.Uran (t/a)		2015	3568	5202	6798	8448
Ang.Uran (t/a)		516	955	1414	1890	2390
Trennarbeit (10^3 kg/a U)		1180	2190	3260	4370	5530
<u>LWR(SSW-65) - NaI-BR(KFK)</u>						
Nat.Uran (t/a)		2705	3641	5645	5851	5160
Ang.Uran (t/a)		523	751	1198	1396	1277
Trennarbeit (10^3 kg/a U)		1870	2630	4160	4660	4220
<u>LWR(SSW-65) - Na-BR(GE)</u>						
Nat.Uran (t/a)		2705	3605	5226	6424	6214
Ang.Uran (t/a)		523	755	1128	1439	1545
Trennarbeit (10^3 kg/a U)		1870	2630	3890	4880	5090
<u>HWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)</u>						
Nat.Uran (t/a)		1847	2915	4528	5189	4759
Ang.Uran (t/a)		765	1207	1875	2149	1967
Trennarbeit (10^3 kg/a U)		632	996	1550	1770	1620

Abb. 11-20 Jahresdurchsatz der Fabrikations- und Wiederaufarbeitungsanlagen bei Eintypenstrategien für die obere Bedarfskurve

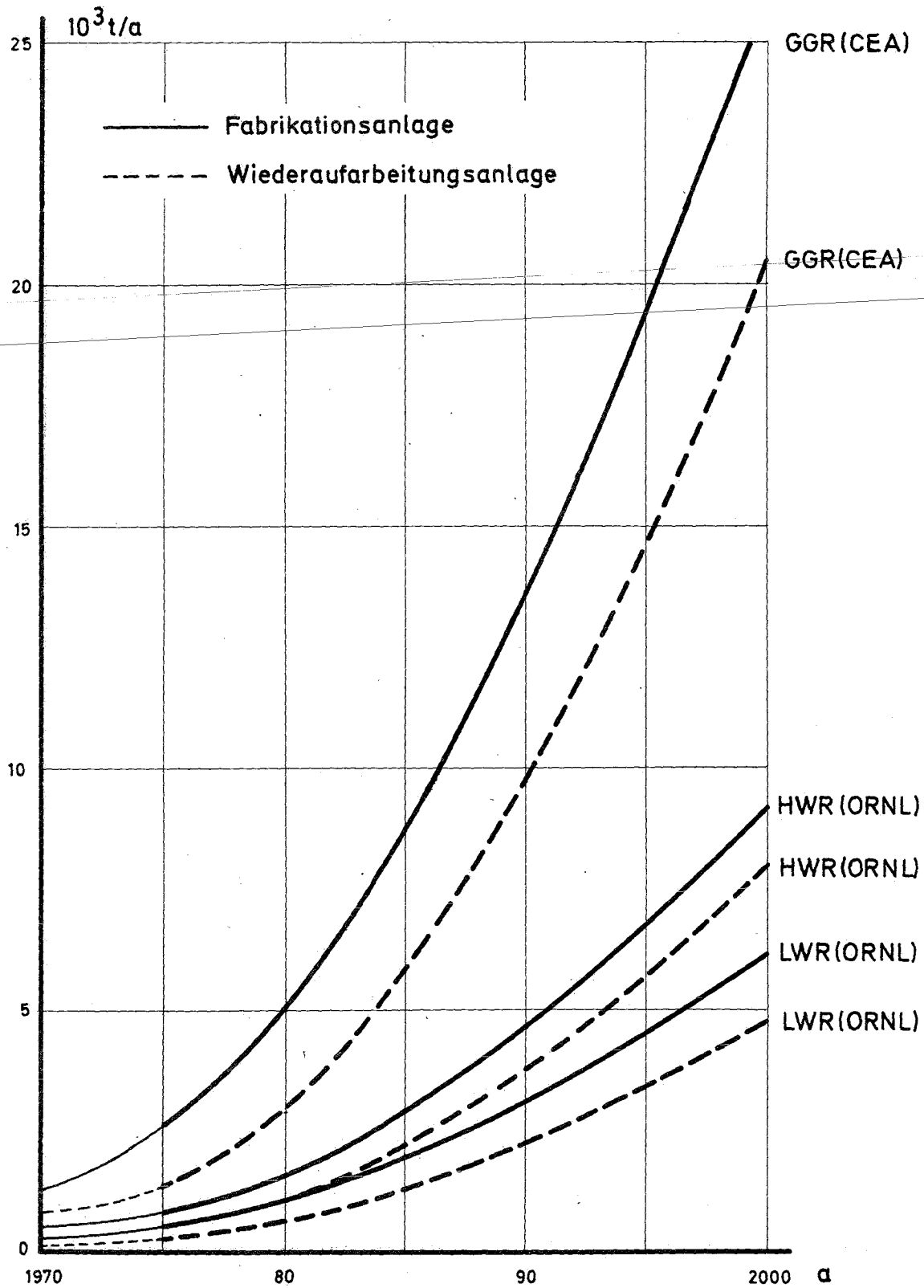
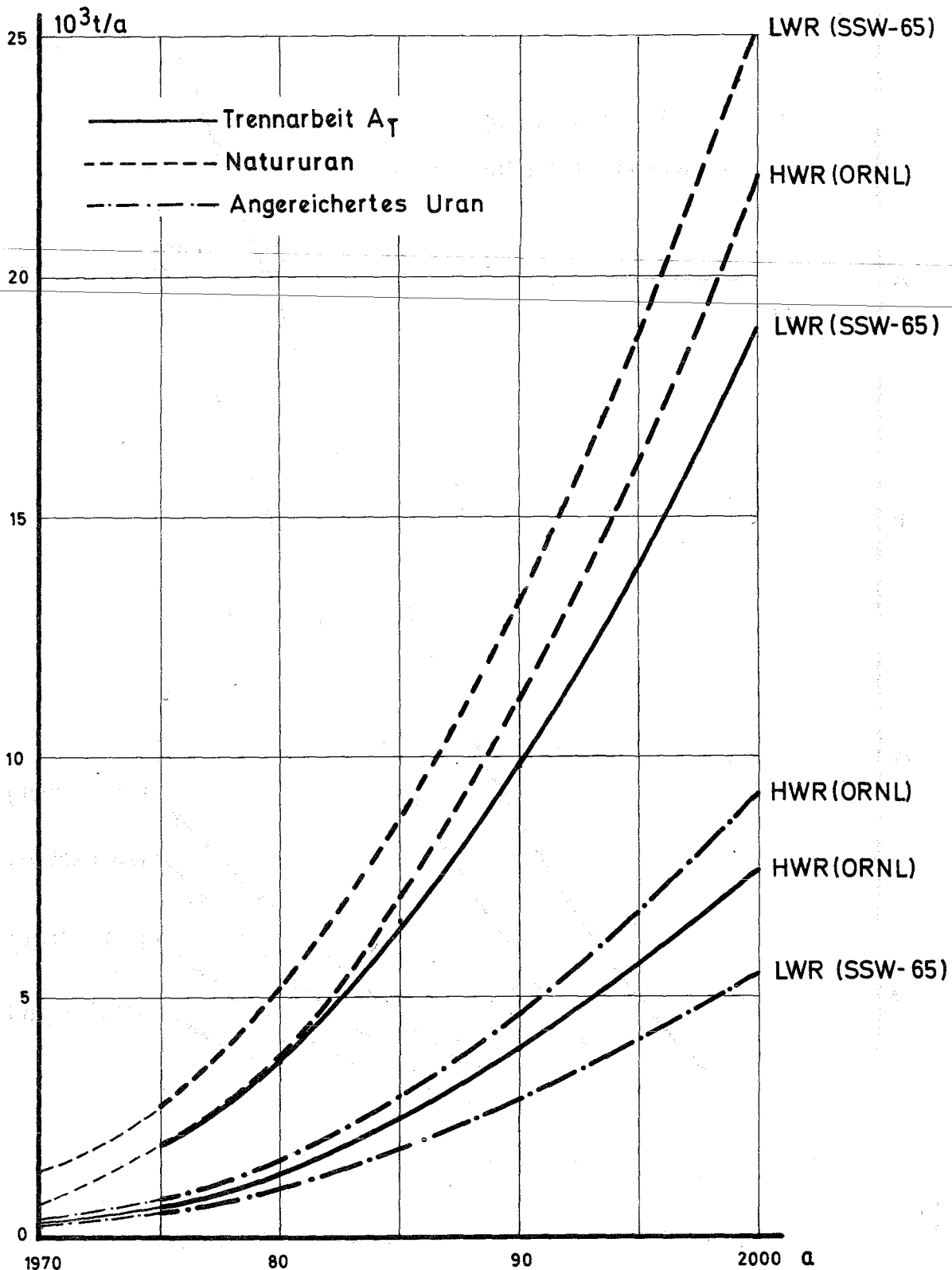


Abb. 11 - 21 Jahresdurchsatz bzw. Trennarbeit A_T der Diffusionsanlagen bei Eintypen - strategien für die obere Bedarfskurve



Jahresdurchsatz der Fabrikationsanlagen bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve

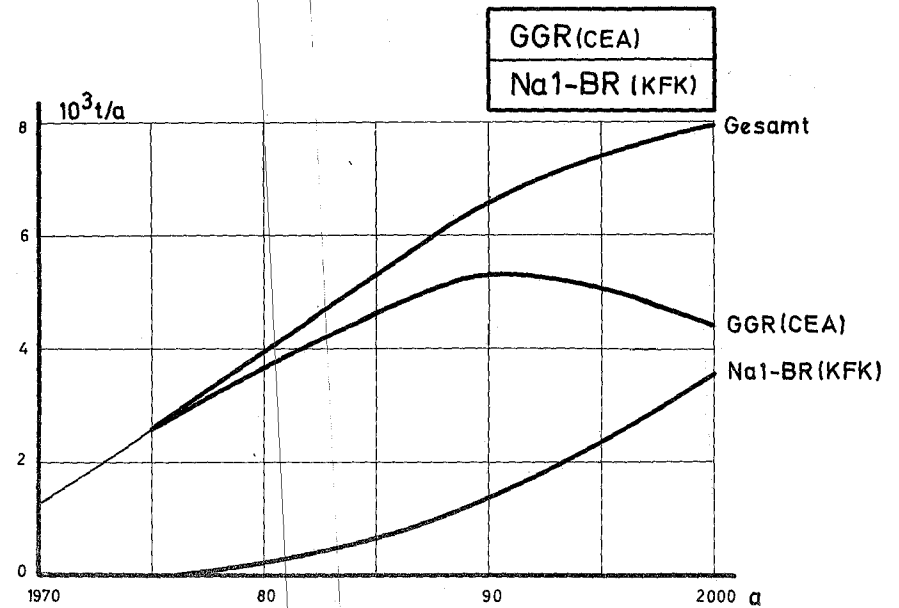
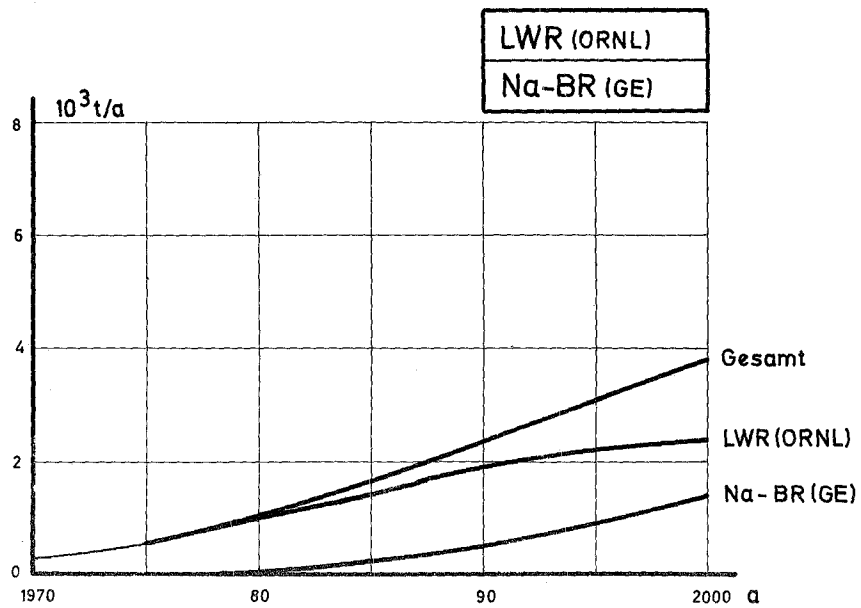
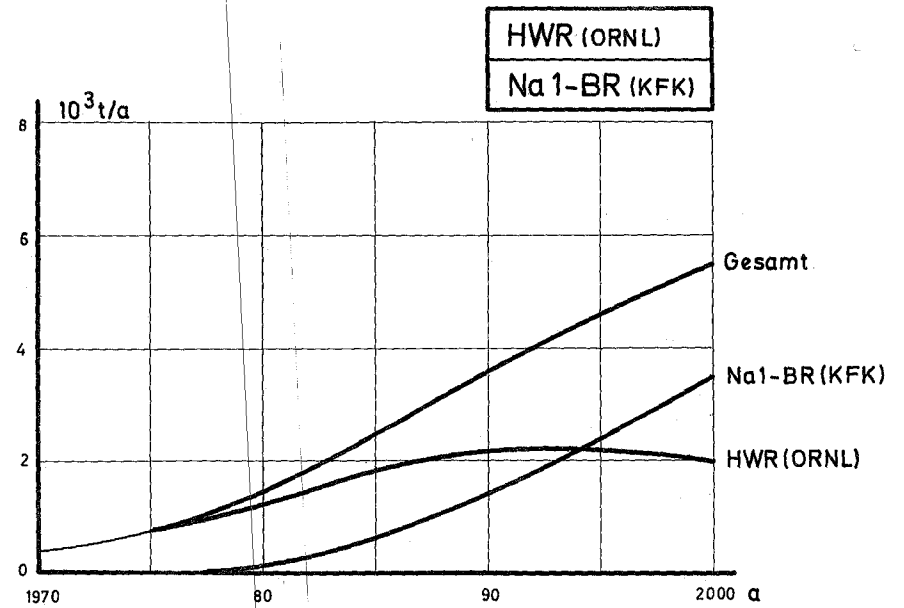
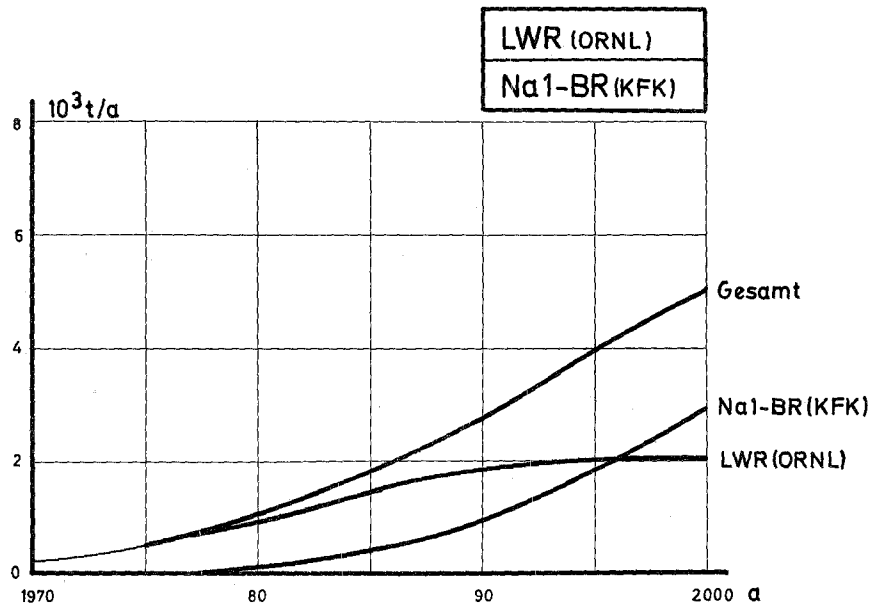


Abb. 11-23 Jahresdurchsatz der Wiederaufarbeitungsanlagen bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve

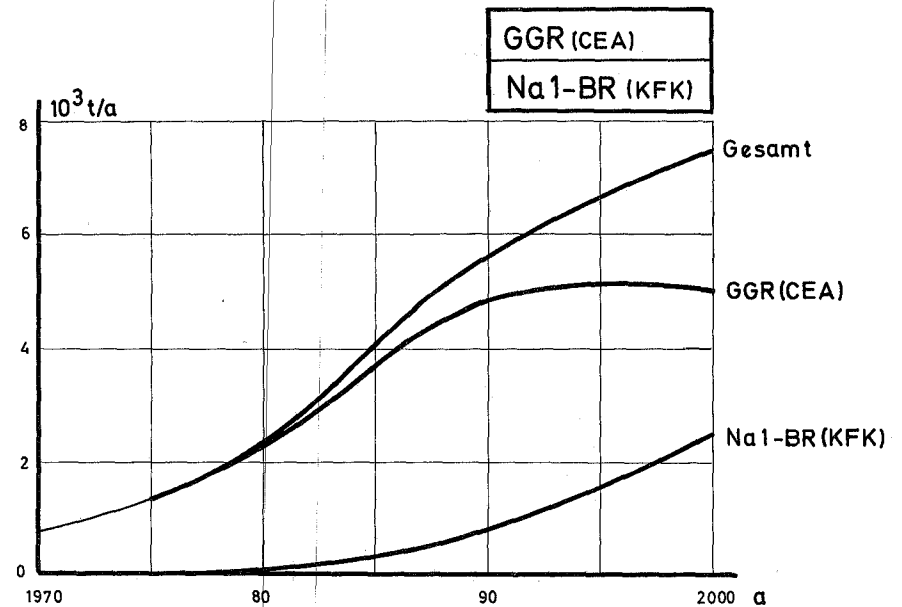
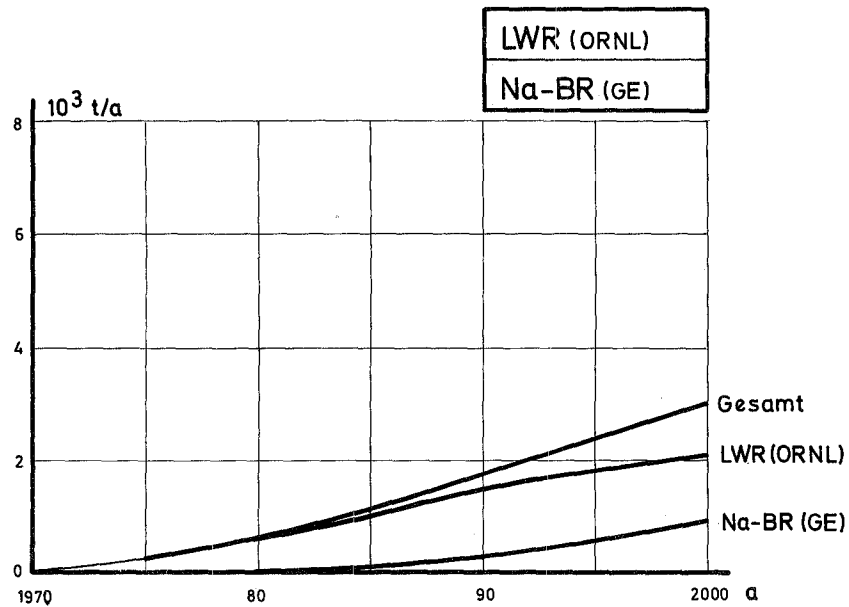
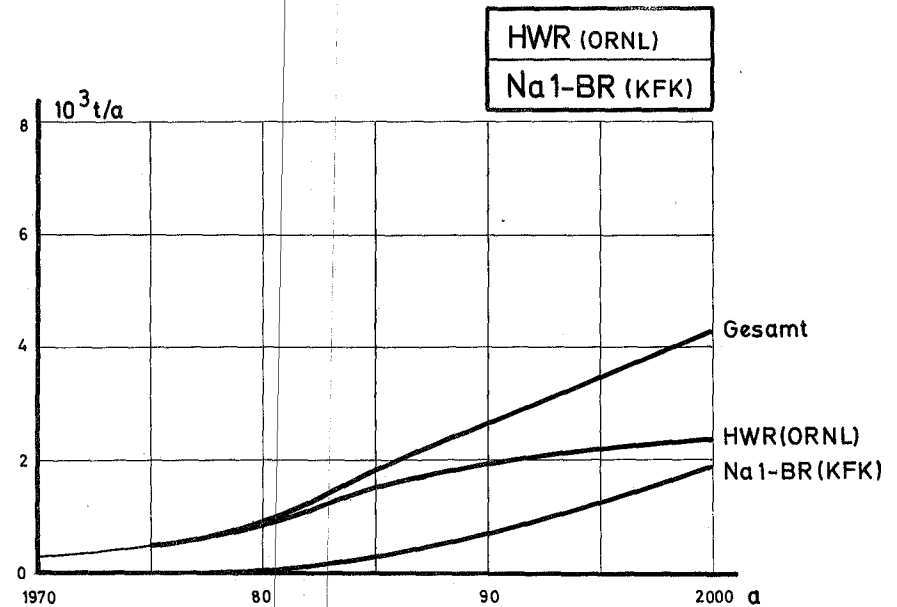
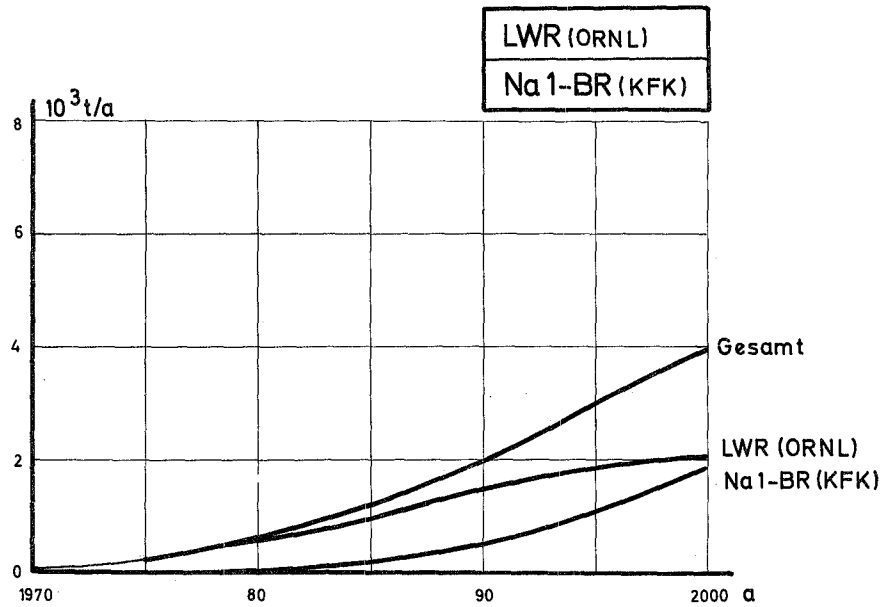
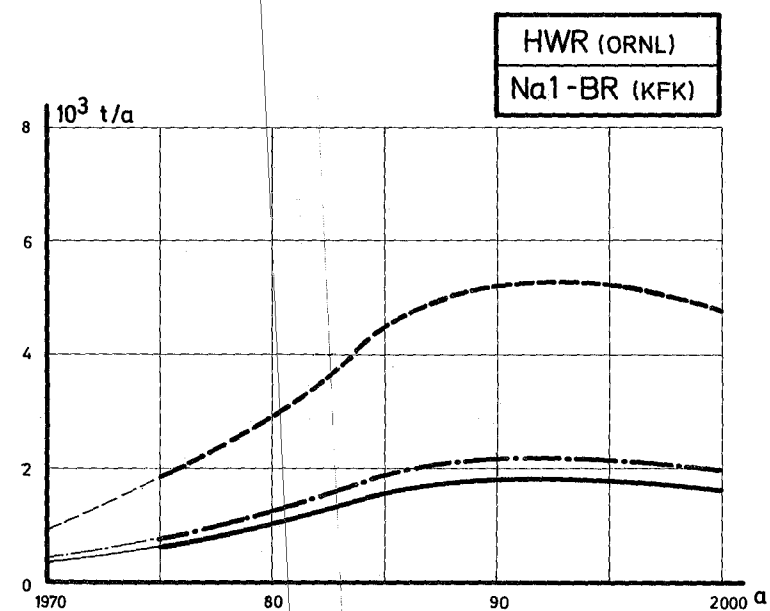
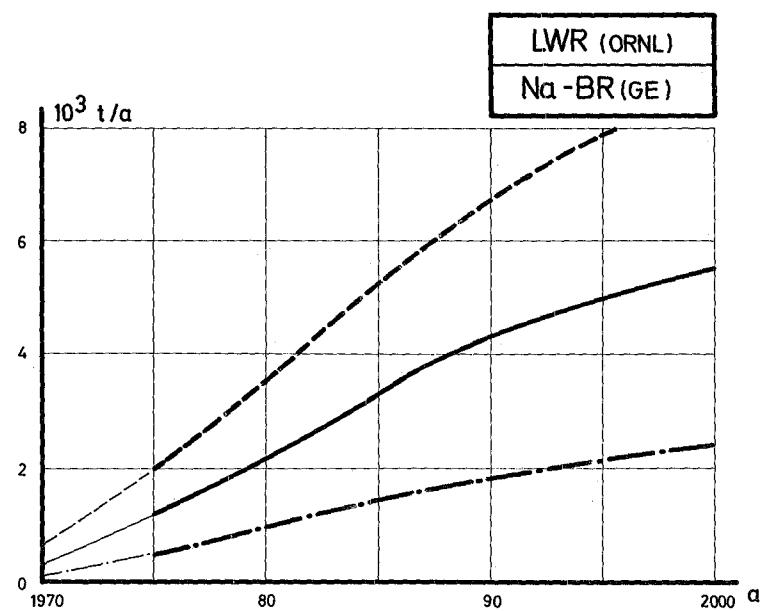
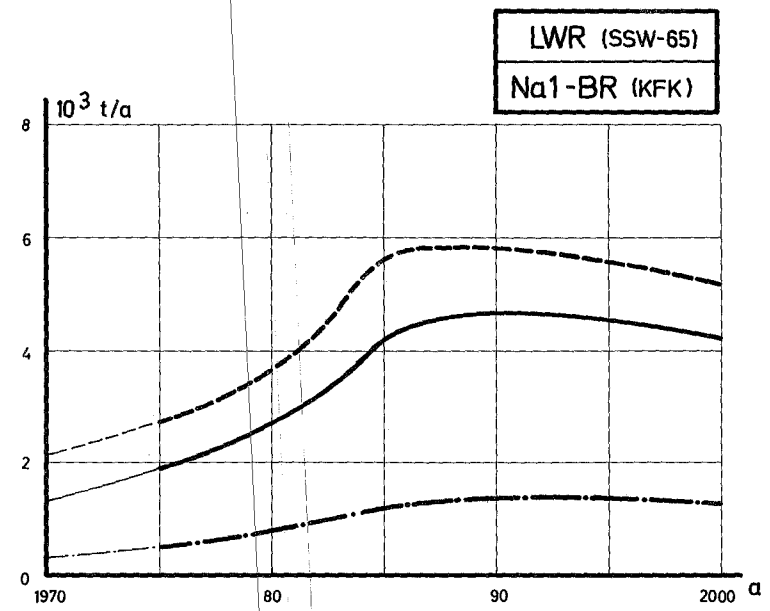
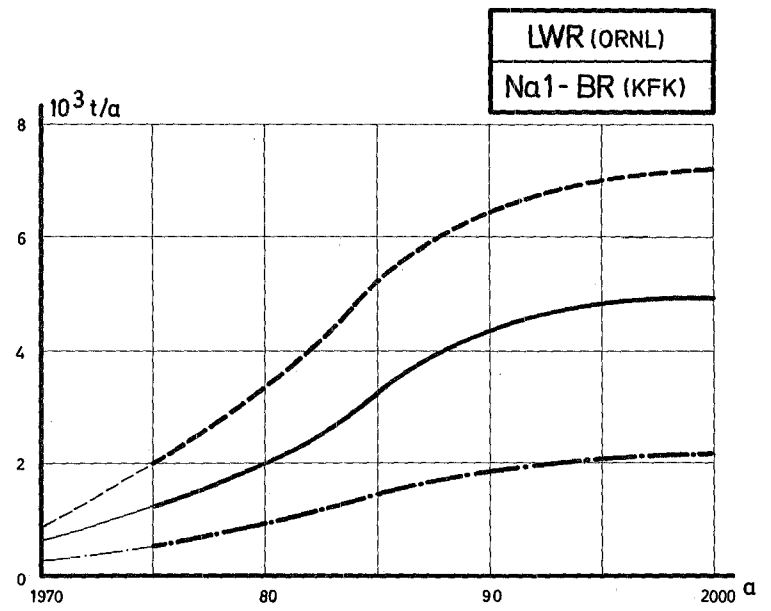


Abb. 11-24 Jahresdurchsatz bzw. Trennarbeit A_T der Diffusionsanlagen bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve

(——— Trennarbeit A_T , - - - - - Natururan, - · - · - · angereichertes Uran)



Tab.11-26

Ungefähre Tagesdurchsätze durch Fabrikations- und Wiederaufarbeitungsanlagen bei Eintypenstrategien für die obere Bedarfskurve (s.a.Tab.11-21)

Fabrikationsdurchsätze	1975 (t/d)	2000 (t/d)
LWR	2	20
HWR	3	36
GGR	10	100
Wiederaufarbeitungsdurchsätze	1975 (t/d)	2000 (t/d)
LWR	1	16
HWR	2	32
GGR	5	80

Die aus Tab.11-26 ersichtlichen höheren Fabrikationsdurchsätze gegenüber den Wiederaufarbeitungsdurchsätzen beruhen auf dem zeitlich gegenüber der Wiederaufarbeitung vorgezogenen Brennstoffbedarf der wachsenden Wirtschaft sowie dem zusätzlichen Bedarf für die Neuinstallierungen.

Hinsichtlich der Investitionen in Fabrikations- und Wiederaufarbeitungsanlagen kann man hieraus folgende Schlüsse ziehen: Da normalerweise die Investitionen für Fabrikationsanlagen bei einem Durchsatz von 1 t/d etwa doppelt so hoch wie für Wiederaufarbeitungsanlagen sind, da weiterhin die Fabrikationsanlagen bei Vergrößerung eine geringere Kostendegression (höherer scale-up-Faktor) zeigen und da schließlich die Fabrikationsdurchsätze in einer wachsenden Kernenergiewirtschaft, wie erwähnt, höher liegen als die Wiederaufarbeitungsdurchsätze, dürften die Investitionen für Fabrikationsanlagen je Jahr bei LWR 3 bis 4 mal und bei GGR 6 bis 7 mal höher liegen als bei Wiederaufarbeitungsanlagen.

Bezüglich der für die Diffusionsanlagen charakteristischen Angaben der Trennarbeit A_T (bzw. Werterzeugung) läßt sich aus Tab.11-21 folgendes schließen: Bei einer geschätzten Trennarbeitskapazität der amerikanischen

Trennanlagen von $20 \cdot 10^6$ kg U/a und dem hohen Eigenbedarf in den USA dürfte bei Verfolgung der LWR-Linie bereits in den 80er Jahren eine europäische Trennanlage erforderlich werden, die jedoch auch auf die Dauer nicht die Kapazität der amerikanischen Anlagen erreicht und deswegen zu einer Verteuerung der Herstellungskosten für angereichertes Uran führt. Auch beim Einsatz anderer mit angereichertem Uran arbeitenden Reaktoren ist diese Entwicklung, wenn vielleicht auch quantitativ etwas anders, zu erwarten.

Tab.11-27

Erniedrigung der Anlagenkapazitäten des Brennstoffkreislaufes bei Zweitypen- gegenüber Eintypenstrategien (obere Bedarfskurve)

	LWR(ORNL)		LWR(SSW-65)		HWR(ORNL)		GGR(CEA)	
	1980 (%)	2000 (%)	1980 (%)	2000 (%)	1975 (%)	2000 (%)	1980 (%)	2000 (%)
Fabrikation:								
Nal-BR(KFK)	5,2	18	6,5	18	7	40	26	70
Na-BR(GE)	9	40	14	40	-	-	-	-
Aufarbeitung:								
Nal-BR(KFK)	3,8	16	3,6	12	21	44	19	63
Na-BR(GE)	6	37	4,7	33	-	-	-	-
Diffusion:								
Nal-BR(KFK)	21	66	29	78	22	80	-	-
Na-BR(GE)	16	61	29	72	-	-	-	-

Aus Tab.11-27 ist die starke Reduktion der Durchsätze im Brennstoffkreislauf infolge des Einsatzes von Schnellen Brüttern zu ersehen. Besonders stark macht sich dies bei den Durchsätzen durch Diffusionsanlagen bemerkbar. Die Unterschiede hinsichtlich der beiden Schnellbrütertypen haben ihre Ursache in den geringeren Durchsätzen beim Na-BR(GE) (kleineres radiales Blanket, s.Tab.11-7), d.h. Fabrikations- und Wiederaufarbeitungsdurchsätze werden stärker verringert, und beim Nal-BR(KFK) in der höheren Bruterate, d.h. das Verhältnis Brüter zu Konverter ist gegenüber dem Na-BR(GE) größer und damit die

Mengen an angereichertem Uran für Konverter kleiner. Festzustellen ist weiter, daß die Investitionen für Fabrikations- und Wiederaufarbeitungskosten durch den Einsatz von Schnellen Brüttern erheblich verringert werden. Diese Verringerung ist zwar im Vergleich mit den Gesamtinvestitionen für die Kernenergieerzeugung nicht besonders ins Gewicht fallend, spielt jedoch aus der Sicht der Brennstoffkreislauf-Industrie eine große Rolle.

Weiter zeigt sich, daß unabhängig von der in Zweitypenstrategien angewendeten Konverter-Brüter-Kombination die ersten 20-25 Jahre nach 1970 die Technologie der Kernbrennstoff-Zyklus-Industrie besonders durch die Konverter-Reaktoren beeinflußt und hauptsächlich bestimmt wird. Die Kurven für die gesamten Jahresdurchsätze (Abb.11-22 und 11-23) zeigen einen Wendepunkt zwischen den späten achtziger und der Mitte der neunziger Jahre. Nach diesem Zeitpunkt wird die Brennstoffzyklusindustrie sich mehr und mehr auf die Erfordernisse der Brutreaktoren einstellen.

Tab.11-28

Ungefähre Tagesdurchsätze durch Fabrikations- und Wiederaufarbeitungsanlagen bei Zweitypen-Strategien für die obere Bedarfskurve (s.a.Tab.11-23 und 11-24)

Fabrikationsdurchsätze	1975 (t/d)	2000 (t/d)
Na-BR - LWR	2	12
Na-BR - HWR	3	22
Na-BR - GGR	10	32
Wiederaufarbeitungsdurchsätze	1975 (t/d)	2000 (t/d)
Na-BR - LWR	1	11
Na-BR - HWR	2	17
Na-BR - GGR	5	30

In Bezug auf die Fabrikationskapazitäten einer Zweitypenwirtschaft mit Schnellen Brüttern ist zu bedenken, daß nur ein Teil der Brenn-

elemente für Schnelle Brüter durch die spezifischen Probleme der Plutoniumverarbeitung besondere Fabrikationsanlagen benötigen. Die rad. Blanketelemente von Brüttern können in den Anlagen für Konverter fabriziert werden.

Tab.11-29

Ungefähre Anteile der Core-Elemente für Schnelle Brüter am Gesamtfabrikationsdurchsatz bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve

	1980 (%)	1990 (%)
Na-BR - LWR	5-11	14-20
Na-BR - HWR	8	20
Na-BR - GGR	3	10

Gegenüber dem Fabrikationsvorgang für schnelle Brutreaktor-Elemente, bei dem die Core- und Axial-Blanket-Elemente getrennt von den Radial-Blanket-Elementen sowie von den Konverter-BE hergestellt werden müssen, erlaubt die Aufarbeitung bestrahlter BE größere Freiheit. Zuerst können die Core- und Axial-Blanket-Elemente gemeinsam mit den Radial-Blanket-Elementen aufgearbeitet werden. In Zweitypenstrategien ist es sogar möglich, die BE der schnellen Brüter mit den Konverter-BE in der gleichen Anlage aufzuarbeiten, sofern das U-235 in den bestrahlten Konverter-Elementen nicht in unerwünschtem Maße verdünnt wird und einige Änderungen an der Aufarbeitungsanlage für die Konverter-Elemente vorgenommen werden können.

Tab.11-30

Ungefähre Anteile der Schnell-Brüter-Core-Elemente am Gesamtdurchsatz von Wiederaufarbeitungsanlagen bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve

	1980 (%)	1990 (%)
Na-BR - LWR	2-7	10-15
Na-BR - HWR	4	13
Na-BR - GGR	2	7

Die Durchsätze durch Diffusionsanlagen haben bei Zweitypenstrategien ein Maximum, das etwa mit dem Maximum der Konverterinstallation einhergeht, jedoch teilweise erst nach dem Jahr 2000 liegt (s. Abb. 11-24).

Zum Problem einer größeren europäischen Trennanlagenkapazität läßt sich aufgrund dieser Daten folgendes feststellen: Von der USAEC wird angegeben, daß die amerikanischen Trennanlagen rd. 100 GWe installierter Leistung an LWR versorgen können. Andererseits schätzt man allein im Jahre 1980 in den USA bereits 80-100 GWe für LWR. Das bedeutet, daß in den USA davon gesprochen wird (Seaborg, Nucleonics Week, 16, Juni, 1966), in den 80er Jahren eine weitere und dann rein kommerzielle Trennanlage in Betrieb zu nehmen, die zu mindestens gleichen oder niedrigeren Kosten wie die jetzige Anlage arbeiten soll. Möglicherweise kann diese zusätzliche Kapazität auch den europäischen Bedarf decken. Für die in Deutschland installierten LWR würde für nur ungefähr 15 Jahre ein relativ hoher Bedarf an Trennarbeit ($4-5 \cdot 10^6$ kg/a U) anfallen, entsprechend ca. 1/4 der jetzigen amerikanischen Kapazität, wenn man eine Zweitypenstrategie zugrundelegt. Die Trennarbeitskosten einer europäischen Anlage dürften wegen der niedrigeren Durchsätze und kürzeren Ausnutzung höher sein als in den amerikanischen Anlagen, sofern nicht erhebliche technisch-ökonomische Verbesserungen zum Zuge kommen. Wegen des relativ geringen Bedarfs kann man jedoch höchstens eine einzige größere europäische Trennanlage in Betracht ziehen. Es ist schwierig, die Mehrkosten genau zu bestimmen. Mit einigen vereinfachenden Annahmen, lassen sich jedoch die Mehrkosten abschätzen.

Annahmen:

1. Die Trennarbeitskosten von 30 \$/kg U entsprechen einer amerikanischen Diffusionsanlage mit einer Trennarbeitsleistung A_T von etwa $8 \cdot 10^6$ kg/a U. In einer europäischen Anlage sind die Trennarbeitskosten 39 \$/kg U bei gleicher Trennarbeitsleistung.
2. Die europäische Diffusionsanlage hat einen Vergrößerungsfaktor (scale-up-Faktor) von 0,38 bezogen auf den Natururan-Durchsatz (Frejaques, III. ICP UAE, P/89, Genf, 1964). Die Trennarbeitskosten C_T von Diffusionsanlagen mit verschiedener Trennarbeitsleistung A_T können durch die folgende Näherungsformel angegeben werden:

$$C_T = C_{T0} \cdot (A_{T0}/A_T)^{0,6}$$

wobei

$$A_{T0} = 8 \cdot 10^6 \text{ kg/a U}$$

$$C_{T0} = 39 \text{ \$/kg U}$$

3. Die Anlage arbeitet mit voller Leistung für die gesamte Lebensdauer
4. Der Annuitätsfaktor der Anlage beträgt 12 %/a (entsprechend einer Lebensdauer von 25 Jahren und einem Zins- und Steueranteil = 9,7%/a)
5. Der Yellow-Cake-Preis bleibt mit 8 \\$/lb U_3O_8 konstant für den betrachteten Zeitraum.

In Tab.11-31 sind diese Mehrkosten im Verhältnis zu den Gesamtkosten und den eventuellen Devisenersparnissen bei Bedarfsdeckung durch eine europäische Trennanlage wiedergegeben.

Tab.11-31

Gesamtkosten, Mehrkosten und Devisenersparnis für angereichertes Uran aus einer europäischen Diffusionsanlage mit einer Trennarbeit von $5 \cdot 10^6$ (kg/a) Uran bei Zweitypenstrategien für die obere Bedarfskurve

Eingangsdaten:	Amerikan. Anlage (DM/kg)	Europ. Anlage (DM/kg)
Kosten für anger.Uran:		
LWR(ORNL)	670	855
LWR(SSW-65)	1017	1323

Trennarbeitskosten der europäischen Anlage: 207 DM/kg

Preis für U_3O_8 : 8 \\$/lb Abfallkonzentration e_t : 0,3143 %

Reaktorkombination	1985 (10^6 DM/a)	1990 (10^6 DM/a)	2000 (10^6 DM/a)
<u>LWR(ORNL) - NaI-BR(KFK)</u>			
Gesamtkosten	1227	1626	1794
Mehrkosten (geg.USA)	266	352	388
Devisenersparnis	961	1274	1406
<u>LWR(SSW-65) - NaI-BR(KFK)</u>			
Gesamtkosten	1585	1845	1689
Mehrkosten (geg.USA)	367	425	390
Devisenersparnis	1218	1420	1299

A n h a n gAllgemeine Erläuterungen

(D.Faude)

Im folgenden Anhang sind die wichtigsten Fachausdrücke aus dem Gebiet der Kerntechnik, soweit sie in dieser Studie verwendet wurden, möglichst allgemeinverständlich erklärt. Der Anhang ist für diejenigen Leser als Einführung in diese Studie gedacht, die mit den Problemen der Kerntechnik nicht unmittelbar durch täglichen Umgang vertraut sind. Die Aufzählung der Fachausdrücke erfolgt in alphabetischer Reihenfolge. Alle im Text unterstrichenen Worte sind erläutert.

Abbrand: derjenige Anteil des anfänglich in den Reaktor eingesetzten Kernbrennstoffs, der durch Kernspaltungen während des Reaktorbetriebs verbraucht wird. Der Abbrand wird entweder in % der ursprünglich vorhandenen Brennstoffmenge oder durch die aus dem Brennstoff erzeugte Wärmeenergie bezogen auf das Brennstoffgewicht (in MWd/t Brennstoff) angegeben. Dabei entspricht 1 MWd \approx 0,95 g gespaltenem Spaltstoff.

Abgereichertes Uran (auch teilweise Abfalluran genannt): Uran, bei dem das spaltbare Isotop Uran-235 mit einem geringeren Anteil als bei Natururan (also weniger als 0,71 %) vorhanden ist. Abgereichertes Uran erhält man einerseits in Trennanlagen, zum anderen aus Reaktoren, die mit Natururan (oder angereichertem Uran) betrieben werden, und bei denen das Uran-235 im Laufe des Betriebs durch Kernspaltung verbraucht wird.

Aktivität: (genauer Radioaktivität): Ionisierende Strahlung von Stoffen durch natürlichen Zerfall von Atomkernen. Radioaktive Stoffe treten in größeren Mengen als Spaltprodukte auf.

Angereichertes Uran: Uran, bei dem das spaltbare Isotop Uran-235 mit einem höheren Anteil als bei Natururan (also mehr als 0,71%) vorhanden ist. Angereichertes Uran wird in Trennanlagen aus Natururan erzeugt.

Blanket: Brutmantel, der bei Brutreaktoren das Core umgibt. Das Blanket besteht bei schnellen Brütern aus abgereichertem oder natürlichem Uran.

Brennelement: Einzel-Bestandteil des Cores eines Reaktors, meist stabförmige Anordnung, bestehend aus Kernbrennstoff in metallischen oder keramischen Umhüllungen.

Brennstoffkreislauf (-Zyklus): Gesamter Prozessablauf des Kernbrennstoffs. Zum Brennstoffkreislauf gehören die Konversionsanlage, die Brennelementfabrikation, der Reaktor und je nach Reaktortyp die Trennanlage, die Wiederaufarbeitungs- und Rekonversionsanlage. Von besonderer Bedeutung ist der geschlossene Brennstoffkreislauf bei Brutreaktoren.

Brutrate: ist das Verhältnis von im Reaktor insgesamt neu erzeugten zu insgesamt verbrauchten spaltbaren Kernen, sofern das Verhältnis größer als 1 ist (bei einem Verhältnis kleiner 1 spricht man von Konversionsrate). Brutrate von 1,2 heißt: bei 100 verbrauchten spaltbaren Kernen sind 120 neue spaltbare Kerne entstanden.

Brutreaktor (Brüter): Reaktor, der insgesamt mehr neue spaltbare Kerne erzeugt (erbrütet) als er verbraucht.

Brutreaktor der 1. Generation: Schneller Brutreaktor, mit Brennelementen aus metallischem Brennstoff und Natriumkühlung. Kennzeichnung: geringer Abbrand, hohe Brutrate inhärent schlechte Ökonomie.

Brutreaktor der 2. Generation: Schneller Brutreaktor mit Brennelementen aus keramischem Brennstoff; Kühlung: Natrium oder überhitzter Dampf bzw. Gase. Kennzeichnung: hoher Abbrand, geringere Brutrate, inhärent günstige Ökonomie.

Brutstoffe: sind die nicht spaltbaren Isotope eines Kernbrennstoffs, die durch Kernumwandlung (Neutroneneinfang) im Reaktor zu spaltbaren Isotopen umgewandelt werden können. Die weitaus wichtigsten Brutstoffe sind Thorium-232 und Uran-238.

Brüten: ist die Umwandlung eines nicht spaltbaren Brutstoffs in spaltbares Material im Reaktor (z.B. Umwandlung von Thorium-232 in Uran-233, oder Umwandlung von Uran-238 in Plutonium-239).

Core: Kern eines Reaktors, in dem die Kettenreaktion der Kernspaltungen abläuft, und dadurch Wärmeenergie erzeugt wird, die durch das Kühlmittel aus dem Core herausgeleitet wird. Die Hauptbestandteile eines Cores sind die Brennstoff-gefüllten Brennelemente, das Kühlmittel und bei thermischen Reaktoren der Moderator zur Abbremsung der Neutronen.

Diffusionsanlage: siehe Trennanlage

Fabrikationsanlage (genauer Brennelementfabrikationsanlage): Anlage zur Herstellung von Brennelementen. Wird als Kernbrennstoff ein bereits im Reaktor eingesetzter und anschließend wiederaufgearbeiteter Brennstoff verwendet, spricht man auch von Refabrikation.

Generation von Reaktoren: eine Folge von Reaktoren desselben Typs im Rahmen einer Energiewirtschaft.

Geschlossener Brennstoffkreislauf: Handhabung des Brennstoffs bei einem schnellen Brutreaktor in einem geschlossenen Kreislauf, bestehend aus: Reaktor, Wiederaufarbeitungsanlage, Rekonversionsanlage, Brennelement-Fabrikationsanlage. Bei diesem geschlossenen Kreislauf wird im kontinuierlichen Betrieb von außen nur Brutstoff (Uran-238) zugeführt (für den Reaktorbetrieb ist also von außen keine Spaltstoffzufuhr notwendig) und der erzeugte Überschuß an Spaltstoffen (Plutonium-239) nach außen abgeführt.

Hochkonvertierender Reaktor: Reaktor, dessen Konversionsrate nahe bei 1 liegt.

Installierte nukleare Leistung: gesamte Leistung (Auslegungsleistung) aller installierten Kernkraftwerke eines Gebietes, die zur Stromerzeugung beitragen.

Inventar eines Reaktors: Erstausrüstung an Kernbrennstoffen für den Betrieb eines Reaktors.

Kernbrennstoff: in Kernreaktoren eingesetzter "Brennstoff", aus dem durch Kernspaltung Wärme erzeugt wird. Kernbrennstoffe sind Thorium, Uran, Plutonium. Kernbrennstoffe bestehen aus Spaltstoffen und Brutstoffen.

Kernkraftwerk: Kraftwerk zur Stromerzeugung, bei dem die Wärmeerzeugung durch Kernspaltungen in einem Reaktor erfolgt. Ein Kernkraftwerk besteht aus dem Reaktor als Wärmequelle, aus einem oder mehreren Kühlkreisläufen zum Transport der Wärme aus dem Reaktor, und aus den konventionellen Teilen zur Stromerzeugung (Dampferzeuger, Turbine, Generator).

Kernreaktor: Anlage zur kontrollierten Gewinnung von Energie aus Kernspaltungen. Ein Kernreaktor besteht hauptsächlich aus dem Core, den Kühlkreisläufen, den Kontrolleinrichtungen, der Strahlenabschirmung und dem Reaktorbehälter.

Kernspaltung: Teilung eines schweren Atomkerns in zwei ungefähr gleiche Teile, wobei eine erhebliche Energiemenge freigesetzt wird. Kernspaltung wird im Reaktor durch Neutronen bei den Spaltstoffen ausgelöst. Diese Spaltungen verlaufen in einer Kettenreaktion, da bei jeder durch ein Neutron verursachten Spaltung wieder neue Neutronen entstehen, die ihrerseits wieder Spaltungen hervorrufen können. Im Reaktor läuft die Kettenreaktion der Kernspaltungen kontrolliert ab, eine unkontrollierte und damit explosionsartig ablaufende Kettenreaktion kommt in der Atom-Bombe zustande.

Konversionsanlage: Anlage zur chemischen Umwandlung von Kernbrennstoffen in eine für den Reaktor geeignete Form (Oxyd, Metall, Karbid). Je nach dem vorhergegangenen Prozessschritt des Brennstoffs erfolgt die Umwandlung vom Oxyd (natürliches Erz), Fluorid (Trennanlage) oder Nitrat (Wiederaufarbeitungsanlage) aus. Bei bereits im Reaktor eingesetztem Brennstoff spricht man auch von Rekonversion.

Konversionsrate: ist das Verhältnis von im Reaktor insgesamt neu erzeugten zu insgesamt verbrauchten spaltbaren Kernen, sofern das Verhältnis kleiner als 1 ist (bei einem Verhältnis größer 1 spricht man von Brutrate). Konversionsrate von 0,9 heißt: bei 100 verbrauchten spaltbaren Kernen sind 90 neue spaltbare Kerne entstanden.

Konverter (-Reaktor): Reaktor, der insgesamt weniger neue spaltbare Kerne erzeugt als er verbraucht.

Kritischer Reaktor: Reaktor, bei dem soviel Menge an Kernbrennstoff im Core eingesetzt ist (kritische Masse), daß die durch Neutronen erzeugte Kettenreaktion der Kernspaltungen laufend aufrechterhalten werden kann.

Kühlzeit von Brennelementen (auch Abklingzeit genannt): Lagerungszeit von bestrahlten Brennelementen aus dem Reaktor, um die durch die Spaltprodukte erzeugte Strahlenintensität (Aktivität) zu vermindern und damit eine wirtschaftlichere Weiterverwendung (geringere Abschirmung) zu ermöglichen.

Lastfaktor: Einsatzzeit eines Kernkraftwerks in Stunden, die das Kraftwerk im Laufe eines Jahres mit voller Leistung betrieben wird, bezogen auf die Gesamtstundenzahl eines Jahres.

Natururan: Uran, mit einer Isotopenzusammensetzung, wie sie in der Natur auftritt, nämlich: 0,71% Uran-235, 99,29% Uran-238.

Oyster-Creek: Standort des ersten unter wirtschaftlichen Bedingungen verkauften Kernkraftwerkes (vom Typ Leichtwasserreaktor) in den USA (Ende 1963). Oyster-Creek gilt allgemein als Durchbruch der Kernenergie zur Wirtschaftlichkeit.

Plutonium: künstlicher, in der Natur nicht vorkommender Kernbrennstoff; entsteht im Reaktor durch Neutroneneinfang aus Uran-238. Weitaus wichtigstes Isotop ist das spaltbare Plutonium-239. Aufbauend auf Plutonium-239 können im Reaktor auch die Plutonium-Isotope 240, 241 und 242 entstehen. (Die Zahl gibt die Anzahl der Teilchen im Atomkern an).

Population von Reaktoren: siehe Generation von Reaktoren

Reaktor: siehe Kernreaktor

Refabrikationsanlage: siehe Fabrikationsanlage

Rekonversionsanlage: siehe Konversionsanlage

Schneller Reaktor: Reaktor, bei dem die Kettenreaktion der Kernspaltungen mit schnellen (d.h. nicht abgebremsten) Neutronen aufrechterhalten wird. Schnelle Reaktoren brauchen also keinen Moderator und haben demzufolge gegenüber thermischen Reaktoren ein kleineres Core.

Spaltprodukte: sind die bei der Kernspaltung entstehenden Bruchstücke des gespaltenen Atomkerns. Die meisten Spaltprodukte sind radioaktiv, bedingen daher besondere Vorsichtsmaßnahmen (Abschirmungen) beim Umgang.

Spaltstoffe: sind die direkt spaltbaren Isotope eines Kernbrennstoffes. Die weitaus wichtigsten Spaltstoffe sind Uran-233, Uran-235, Plutonium-239.

Standzeit: Einsatzzeit von Brennelementen in einem Reaktor

Strategie: Möglichkeit des Vorgehens, um einen vorgegebenen nuklearen Energiebedarf zu decken. Man unterscheidet:

Ein-Typen-Strategie: ein vorgegebener nuklearer Energiebedarf wird mit einem Typ eines Kernkraftwerks gedeckt.

Zwei-Typen-Strategie: ein vorgegebener nuklearer Energiebedarf wird im Zusammenspiel von zwei Kernkraftwerkstypen gedeckt. Hierbei können die Anteile der beiden Kraftwerkstypen willkürlich vorgegeben werden (keine innere Bindung), oder die Anteile ergeben sich aufgrund einer zusätzlich auferlegten Bedingung (z.B. Plutoniumerzeugung und -Verbrauch) (innere Bindung).

Teilladung: gesamte Brennelemente, die auf einmal dem Core eines Reaktors entnommen und durch neue ersetzt werden. Teilladungszahl von 3 heißt, daß bei jedem Umladen jeweils $1/3$ der Brennelemente des Cores ersetzt werden.

Thermischer Reaktor: Reaktor, bei dem die Kettenreaktion der Kernspaltungen mit langsamen (thermischen) Neutronen aufrechterhalten wird. Thermische Reaktoren brauchen einen Moderator, der die bei einer Spaltung erzeugten schnellen Neutronen abbremsst (moderiert), bevor diese eine neue Spaltung verursachen.

Thorium: in der Natur in Form von ThO_2 vorkommender Kernbrennstoff, besteht aus dem nicht spaltbaren Isotop Thorium-232, das im Reaktor durch Neutroneneinfang in das spaltbare Uran-233 umgewandelt werden kann.

Trennanlage: Anlage, in der die chemisch sich gleich verhaltenden, jedoch verschieden schweren Isotope desselben Elements getrennt werden können. In der Trennanlage kann also z.B. das Natururan mit Uran-235 angereichert werden. Eine solche Trenn-

anlage arbeitet heute üblicherweise nach dem Gas-Diffusions-Verfahren, d.h. das Uran wird gasförmig (in Form von Uran-Hexafluorid UF_6) getrennt.

Uran: in der Natur in Form von U_3O_8 vorkommender Kernbrennstoff, bestehend aus dem spaltbaren Isotop Uran-235 und dem nicht spaltbaren Isotop Uran-238. Uran-238 kann im Reaktor durch Neutroneneinfang in das spaltbare Isotop Plutonium-239 umgewandelt werden. Ein weiteres Uran-Isotop ist das Uran-233, das in der Natur nicht vorkommt und im Reaktor durch Neutroneneinfang aus Thorium-232 entsteht.

Verdopplungszeit: der Zeitraum, in dem eine ursprünglich vorhandene Menge bei stetigem Wachstum sich gerade verdoppelt hat. Unter der Verdopplungszeit eines schnellen Brüters versteht man den Zeitraum in dem das ursprünglich eingesetzte Spaltstoff-Inventar den doppelten Mengenwert erreicht hat. Die Verdopplungszeit einer ganzen Reaktorpopulation ist kleiner als die eines einzelnen Typs, weil dort das Spaltstoff-Inventar in zinseszins-ähnlicher Weise anwächst.

Wiederaufarbeitungsanlage: Anlage zur chemischen Trennung von im Reaktor bestrahltem Kernbrennstoff, d.h. Abtrennung der Spaltprodukte und Wiedergewinnung des noch unverbrauchten Brennstoffs. Eine Wiederaufarbeitungsanlage arbeitet heute üblicherweise nach dem nassen Verfahren, d.h. der bestrahlte Brennstoff wird aufgelöst (Nitrate) und in wässriger Lösung verarbeitet. Alternative Verfahren sind das Verflüchtigungsverfahren mit Fluoriden und das pyrometallurgische Salzschmelzverfahren.

Yellow-Cake: Uran, in der in der Natur vorkommenden Form von U_3O_8 . Der Name rührt von dem gelben Aussehen dieser chemischen Verbindung her.

Zusatzgeneration von Reaktoren: Fortgeschrittene Natururan-Reaktoren, die zusätzlich zu schnellen Brütern eingesetzt werden, falls bei Reaktoren mit angereichertem Uran im Zeitpunkt ihres größten Einsatzes Schwierigkeiten in der Versorgung von angereichertem Uran aus Trennanlagen auftreten.

Zwischengeneration von Reaktoren: Fortgeschrittene Konverter-Reaktoren, die zeitlich zwischen den heutigen thermischen Reaktoren und den schnellen Brütern eingesetzt werden.

Gebräuchliche Abkürzungen

Reaktoren

LWR	-	Leichtwasserreaktor
HWR	-	Schwerwasserreaktor
GGR	-	gasgekühlter Graphit-Reaktor
AGR	-	fortgeschrittener gasgekühlter Reaktor
THTR	-	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
Na-BR	-	Natriumgekühlter schneller Brutreaktor

Institutionen

ORNL	-	Oak Ridge National Laboratory (USA)
SSW	-	Firma Siemens-Schuckertwerke
AEG	-	Firma Allgemeine Elektrizitäts-Gesellschaft
CEA	-	Centre à l'Energie Atomique (Frankreich)
UKAEA	-	United Kingdom Atomic Energy Authority (England)
BBK	-	Firma Brown Boveri Krupp
GE	-	Firma General Electric (USA)
KFK	-	Kernforschungszentrum Karlsruhe
USAEC	-	United States Atomic Energy Commission (USA)