

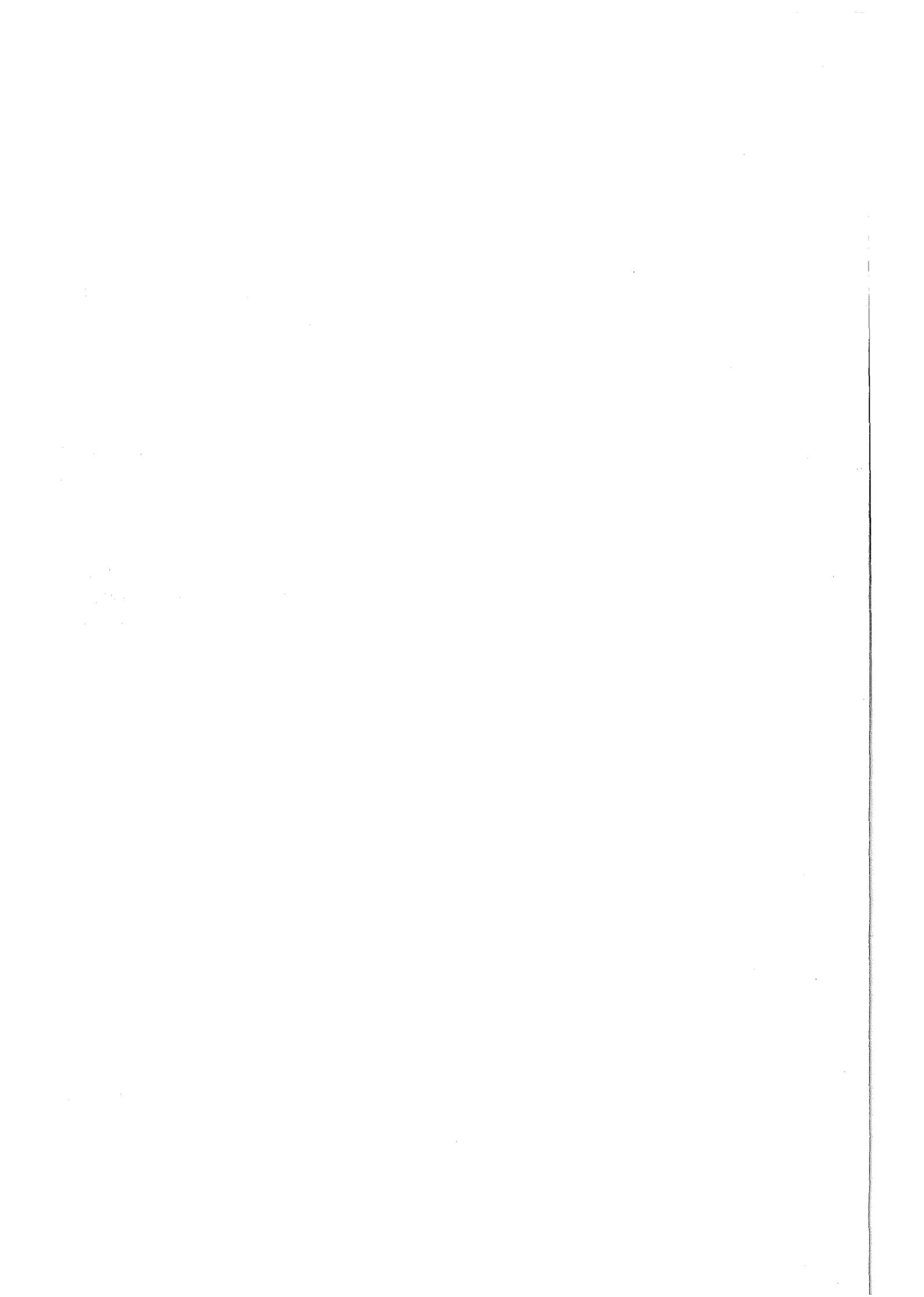
**KfK 4641
April 1990**

Der nukleare Brennstoffkreislauf mit fortgeschrittener Reaktortechnologie

**Eine Analyse seiner ökonomischen
Grundlagen und
Entwicklungsmöglichkeiten**

**P. Klumpp
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Stabsabteilung Innenrevision**

Kernforschungszentrum Karlsruhe



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Stabsabteilung Innenrevision

KfK 4641

Der nukleare Brennstoffkreislauf
mit fortgeschrittener Reaktortechnologie
- Eine Analyse seiner ökonomischen Grundlagen
und Entwicklungsmöglichkeiten *)

Peter Klumpp

*) von der Fakultät für Wirtschaftswissenschaften
der Universität Karlsruhe (TH) genehmigte Dissertation

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

Als Manuskript vervielfältigt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 3640, 7500 Karlsruhe 1

ISSN 0303-4003

Zusammenfassung

Das Ziel dieser Arbeit ist es, den nuklearen Brennstoffkreislauf mit alternativer fortgeschrittener Reaktortechnologie hinsichtlich der verschiedenartigen nuklearen Brennstoffflüsse zu analysieren und auf der Basis geeigneter Instrumente die wirtschaftlichen Chancen der Einführung fortschrittlicher Reaktortechnik zu beurteilen. Eine besondere Bedeutung besitzt die behandelte Materie dadurch, daß technische, physikalische, politische und wirtschaftliche Zusammenhänge auf komplexe Weise zusammenwirken.

Nach einführender Darstellung der Problematik werden in Kapitel 2 die einzelnen Verfahrensschritte und Anlagen zunächst inhaltlich dargestellt. Aufbauend darauf werden in Kapitel 3 die zugrunde liegenden sachlichen und logischen Zusammenhänge in mathematische Formeln abgebildet und in ein mathematisches Modell übertragen (Kapitel 4). Kapitel 5 zeigt die Anwendung dieses Modells bei der Quantifizierung und Bewertung der wirtschaftlichen Unterschiede zwischen konventioneller und fortgeschrittener Reaktortechnologie. Das abschließende Kapitel 6 projiziert die monetär erfassbaren technischen und kostenmäßigen Unterschiede beider Systemarten auf die Kostenkomponente Plutoniumpreis und untersucht dann die Rolle dieses Parameters im Hinblick auf den Zeitpunkt der Wirtschaftlichkeit der fortgeschrittenen Reaktortechnik.

Abstract

THE NUCLEAR FUEL CYCLE WITH ADVANCED REACTOR SYSTEMS - ANALYSIS OF ITS ECONOMIC FUNDAMENTALS AND POSSIBILITIES

The purpose of this study is to analyse the nuclear fuel cycle of alternative advanced reactor systems with respect to their different mass flows of nuclear fuel and to judge the economic feasibility of these advanced nuclear technologies using a specific fuel cycle model. It is the particular importance of this subject that many technical, physical, political and economic coherences are combined in a very complex manner.

A detailed description of the problem is given in the introductory chapter 1. The following chapter 2 gives a sufficient survey of the different techniques and technical facilities of the nuclear fuel cycles in question. Part 3 includes an investigation of logical coherences between typical fuel cycle mass flows which consequently leads to a mathematical model. This model is described in part 4. Chapter 5 then deals with the application of this model by the quantitative estimation and valuation of the economic differences between the conventional and advanced nuclear technology. In the final part of this study the influence of a very important parameter in this context, the price of plutonium, is discussed with respect to the time of introduction of the advanced reactor technology under economic conditions.

<u>Inhaltsverzeichnis:</u>	<u>Seite</u>
1. EINLEITUNG	1
2. DER BRENNSTOFFKREISLAUF VON KERNKRAFTWERKEN	12
2.1. Der offene Brennstoffkreislauf	12
2.1.1. Natururangewinnung	14
2.1.2. Konversion und Anreicherung	16
2.1.3. Fabrikation des Reaktorbrennstoffs	17
2.1.4. Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor	18
2.1.5. Zwischenlagerung von Uranbrennelementen	21
2.1.6. Direkte Endlagerung	21
2.2. Der geschlossene Brennstoffkreislauf	22
2.2.1. Wiederaufarbeitung von Uranbrennelementen	22
2.2.2. Mischoxidfertigung	23
2.2.3. Fortgeschrittene Kernreaktoren	24
2.2.3.1. LWR-Plutonium-Brenner	25
2.2.3.2. Fortgeschrittene Druckwasserreaktoren	27
2.2.3.3. Schnelle Brutreaktoren	28
2.2.3.4. Symbiose von fortgeschrittenen Reaktoren	30
2.2.4. Zwischenlagerung von Mischoxid-Brennelementen	31
2.2.5. Wiederaufarbeitung von Mischoxid-Brennelementen	32

	<u>Seite</u>	
2.3.	Besonderheiten gegenüber fossilen Kraftwerken	32
2.3.1.	Die geographische Lage der Rohstofflagerstätten	33
2.3.2.	Die Wiederverwertbarkeit des abgebrannten Reaktorbrandstoffs	34
2.3.3.	Der sukzessive Aufbau des nuklearen Brennstoffkreislaufs	34
2.3.4.	Die zeitliche und verursachungsgerechte Erfassung der Zahlungsströme	35
2.3.5.	Die Rolle der Kapitalkosten	39
2.3.5.1.	Kapitalintensive Kraftwerkstechnik	41
2.3.5.2.	Kapitalintensive Brennstoffherstellungsverfahren	42
2.3.5.3.	Kapitalintensiver Kernbrennstoff	43
2.3.5.4.	Hoher Finanzmittelbedarf	45
3.	FORMALE BESCHREIBUNG DES NUKLEAREN BRENNSTOFFKREISLAUFS	48
3.1.	Der offene Brennstoffkreislauf	50
3.2.	Der geschlossene Brennstoffkreislauf	53
3.2.1.	Leichtwasserreaktoren mit Schnellen Brütern	54
3.2.2.	Leichtwasserreaktoren mit Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren	60
3.2.3.	Leichtwasserreaktoren in Symbiose mit zwei fortgeschrittenen Reaktoren	61
3.3.	Nebenbedingungen und Zielvorgaben im Brennstoffkreislauf	63
3.4.	Statische Vorgänge mit Zeitverschiebungen	65
3.5.	Ein allgemeines Strategienbeispiel	66
3.6.	Die praktische Handhabbarkeit der abgeleiteten Formeln	68

	<u>Seite</u>	
3.7.	Übergang zu einer numerischen Bearbeitungsmethode	70
3.8.	Die Anforderungen an ein Brennstoffkreislaufmodell	73
4.	EIN ALLGEMEINER MODELLANSATZ	75
4.1.	Die Modellgleichungen	75
4.2.	Modelleigenschaften	83
4.2.1.	Dynamik	84
4.2.2.	Statik	86
4.2.3.	Optimierungsfähigkeit	88
4.2.4.	Nicht-Limitationalität	89
4.2.5.	N-dimensionale dynamische Prozesse	90
4.2.6.	Homogenität	91
4.3.	Fehlerintervalle des Modells	92
4.4.	Allgemeines Modell-Eingabe-Raster	101
4.5.	Modell-Ausgabe-Masken	102
4.6.	Hinweise auf Anwendungen des Modells außerhalb des nuklearen Brennstoffkreislaufs	103
5.	ÖKONOMISCHE BEWERTUNG DER ENTWICKLUNGSA- TERNATIVEN DES NUKLEAREN BRENNSTOFFKREISLAUFS	104
5.1.	Die Entwicklungsalternativen aus strate- gischer Sicht	105
5.2.	Die Natururanausnutzung im Brennstoffkreislauf mit fortgeschrittenen Reaktoren	109

	<u>Seite</u>	
5.2.1.	Die Uranausnutzung in Reaktorsystemen mit LWR und fortgeschrittenen Konverterreaktoren	111
5.2.1.1.	Das Konvertersystem im stationären Zustand	114
5.2.1.2.	Die nichtstationären Phasen des Systems	121
5.2.1.2.1.	Die Systemaufbauphase	121
5.2.1.2.2.	Die Systemabbauphase	122
5.2.1.3.	Die integrale Gesamtausnutzung	123
5.2.2.	Die Uranausnutzung in Reaktorsystemen mit LWR und Schnellen Brutreaktoren	124
5.2.2.1.	Das Brüttersystem im stationären Zustand	125
5.2.2.2.	Die Systemauf- und -abbauphasen	127
5.3.	Die Stromerzeugungskosten der fortgeschrittenen Reaktoren - Eine Sensitivitätsanalyse	130
5.3.1.	Ergebnisse der Stromkostenkalkulation	131
5.3.2.	Abgrenzung der Ergebnisse zwischen LWR, FDWR und SBR	141
5.4.	Zusammenfassende Betrachtung der Bewertungskriterien	144
5.5.	Einige gesamtwirtschaftliche Aspekte	148
6.	DIE ROLLE DER PLUTONIUMPREISE BEI DER MARKTEINFÜHRUNG DER FORTGESCHRITTENEN REAKTORTECHNIK	150
6.1.	Politische und ökonomische Voraussetzungen	151
6.2.	Formale Voraussetzungen	152
6.3.	Die Determinanten eines Plutoniumpreises	154
6.4.	Wertebereiche eines Plutoniumpreises	164
6.4.1.	Ausgangsdaten für die Kostenparameter	165

	<u>Seite</u>
6.4.2. Verhaltensannahmen für die Verhandlungspartner	167
6.4.3. Plutoniumpreisgrenzen aus der Sicht der Verhandlungspartner	168
6.4.4. "Break-Even-Point" und Verhandlungsspielräume	171
6.4.5. Plutoniumpreise nach dem "Break-Even-Point"	175
6.4.6. Geltungsbereich der Plutoniumpreise	180
6.5. Der Plutoniumpreis als Steuerungsmechanismus für die Wirtschaftlichkeit von fortgeschrittenen Reaktoren	183
6.5.1. Möglichkeiten in einer zentralisierten Kernenergiewirtschaft	184
6.5.2. Möglichkeiten bei marktwirtschaftlicher Organisation	186
6.5.2.1. Möglichkeiten vor dem Erreichen der Wirtschaftlichkeitsschwelle	187
6.5.2.2. Möglichkeiten nach dem Erreichen der Wirtschaftlichkeitsschwelle	191
6.5.2.3. Probleme bei Steuerungsmaßnahmen vor dem Erreichen der Wirtschaftlichkeitsschwelle	192
6.5.3. Gründe und Ansätze für Steuerungsmaßnahmen in der Praxis	194
7. GESAMTBEWERTUNG	203
LITERATURVERZEICHNIS	206
Anhang	213

Verzeichnis der Abbildungen

	<u>Seite</u>
Abb. 2 - 1 Alternative Brennstoffkreisläufe	13
Abb. 2 - 2 Technische und physikalische Merkmale von DWR und von fortgeschrittenen Reaktoren im Vergleich	26
Abb. 2 - 3 Quantitatives und monetäres Fließbildschema eines Brennstoffkreislaufs mit Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren	37
Abb. 2 - 4 Zeitliche Abfolge der Einnahmen und Ausgaben, Aufwendungen und Erträge	40
Abb. 3 - 1 Schematische Darstellung eines Kernenergiesystems mit LWR und SBR	55
Abb. 3 - 2 Schematische Darstellung eines Kernenergiesystems von LWR in Symbiose mit den fortgeschrittenen Reaktoren FDWR und SBR	61
Abb. 4 - 1 Alternative Modellapproximation einer logistischen Funktion	99
Abb. 5 - 1 Alternative Kernenergiestrategien mit fortgeschrittenen Reaktoren sowie auszugsweise Informationen aus den zugrundeliegenden Brennstoffkreisläufen	106
Abb. 5 - 2 Schematische Darstellung eines Kernenergiezeitalters auf der Basis eines LWR- und FDWR-Reaktormischsystems, dessen spezifischen Natururanbedarfs und spezifischen Natururaneinsparungen im Vergleich zum reinen LWR-System, sowie die jeweilige jährliche Rohstoffausnutzung im Zeitverlauf	112
Abb. 5 - 3 Massenflüsse in einem Brüterbrennstoffkreislauf	126
Abb. 5 - 4 Kalkulationsschema der Stromerzeugungskosten eines Zeitabschnitts	133
Abb. 5 - 5 Stromerzeugungskosten in Konverterreaktoren im Vergleich	136

Abb. 5 - 6	Stromerzeugungskosten in FDWR und SBR im Vergleich	137
Abb. 6 - 1	Plutoniumpreisbildung in einem abgeschlossenen fortgeschrittenen Kernenergiesystem	158
Abb. 6 - 2	Mindestabgabepreise für LWR-Plutonium und Höchstverkaufspreise für FDWR	169
Abb. 6 - 3	Mindestabgabepreise für LWR-Plutonium und Höchstverkaufspreise für SBR	170
Abb. 6 - 4	Einbettung des Plutonium-Marktpreises in die "Gewinnzone" zwischen LWR und FDWR/SBR	179
Abb. 6 - 5	Kernenergieprognosen und tatsächliche Installationen in der OECD im Zeitverlauf	196

Verzeichnis der Tabellen

	<u>Seite</u>
Tab. 2 - 1 Uranvorräte der westlichen Welt	15
Tab. 2 - 2 Spezifische Zusammensetzung von DWR-Brennstoff bei der Be- und Entladung des Reaktors	19
Tab. 2 - 3 Natururanvorräte nach Ländergruppen	33
Tab. 2 - 4 Dauer einzelner Brennstoffkreislaufabschnitte in Jahren, differenziert nach Reaktortyp, Ist- und Zielwerten	39
Tab. 2 - 5 Investitionskostenfaktoren für Kraftwerke	41
Tab. 2 - 6 Erwartete Kostenfaktoren für nukleare Brennstoffkreislaufdienste	43
Tab. 2 - 7 Vergleichbare Brennstoffwerte von LWR-, FDWR- und SBR-Reaktorkernen zu unterschiedlichen Zeitpunkten im Brennstoffkreislauf	44
Tab. 4 - 1 Gegenüberstellung der analytisch ermittelten Ergebnisse und der Modellergebnisse als Lösung der Brutreaktorentwicklungsfunktion	97
Tab. 4 - 2 Gegenüberstellung der analytisch ermittelten Ergebnisse und der Modellergebnisse als Lösung der FDWR-Entwicklungsfunktion	98
Tab. 4 - 3 Fehlerintervalle bei unterschiedlichen Zeitschritten	100
Tab. 5 - 1 Energiegewinnungsfaktoren und Natururanausnutzung in alternativen Reaktorsystemen	120
Tab. 5 - 2 Natururanausnutzung und Dauer einer Kernenergieära für unterschiedliche Reaktortypen im Vergleich	129
Tab. 5 - 3 Sensitivitätskoeffizienten der wichtigsten Brennstoffkreislaufkostenparameter	139
Tab. 5 - 4 Präferenztablelle von Kernkraftwerken unter ökonomischen Bewertungskriterien	144

Tab. 5 - 5	Einflußmöglichkeiten anlagenspezifischer Parameter hinsichtlich ökonomischen Kriterien	146
Tab. 6 - 1	Wirtschaftlichkeitsschwellen von SBR und FDWR als Funktion des Uranpreises	174
Tab. 6 - 2	Alternative Plutonium-Marktpreise zwischen LWR und FDWR/SBR als Funktion steigender Uranpreise	178
Tab. A - 1	Brennstoffmassenflüsse als Grundlage zur Berechnung der Brennstoffkreislaufkosten	214
Tab. A - 2	Technische Daten zur Brennstoffhandhabung	215
Tab. A - 3	Wirtschaftliche Eingangsdaten für die Berechnung der Stromgestehungskosten	216

1. EINLEITUNG

Das deutsche Atomgesetz verpflichtet die Betreiber von Kernkraftwerken zur Entsorgung der abgebrannten Brennelemente aus diesen Anlagen im § 9a Abs. 1 ATG/1/ mit folgendem Wortlaut:

§ 9a: Verwertung radioaktiver Reststoffe und Beseitigung radioaktiver Abfälle (1). Wer Anlagen, in denen mit Kernbrennstoffen umgegangen wird, errichtet, betreibt, sonst innehat, wesentlich verändert, stilllegt oder beseitigt, ausserhalb solcher Anlagen mit radioaktiven Stoffen umgeht, oder Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen betreibt, hat dafür zu sorgen, daß anfallende radioaktive Reststoffe sowie ausgebaute oder abgebaute radioaktive Anlagenteile

1. den in § 1 Nr. 2 bis 4 bezeichneten Zwecken entsprechend schadlos verwertet werden oder,
2. soweit dies nach dem Stand von Wissenschaft und Technik nicht möglich, wirtschaftlich nicht vertretbar oder mit den in § 1 Nr. 2 bis 4 bezeichneten Zwecken unvereinbar ist, als radioaktive Abfälle geordnet beseitigt werden.

Die beiden Hauptforderungen dieses Paragraphen nach "schadloser Verwertung" bzw. "geordneter Beseitigung" radioaktiver Reststoffe werden in den

"Grundsätzen zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke", einem Beschluß der Regierungschefs von Bund und Ländern vom Februar 1980

präzisiert, wenn es dort heißt:

"Entsorgung ist die sachgerechte und sichere Verbringung der während der gesamten Betriebszeit der Anlage anfal-

lenden bestrahlten Brennelemente in ein für diesen Zweck geeignetes Lager mit dem Ziel ihrer Verwertung durch Wiederaufarbeitung oder ihrer Behandlung zur Endlagerung ohne Wiederaufarbeitung und die Behandlung und Beseitigung der hierbei erhaltenen radioaktiven Abfälle" /2/.

Als Auswahlkriterium zwischen den genannten Alternativen Wiederaufarbeitung oder direkte Endlagerung sieht obiger Gesetzestext für den Fall ihrer technischen Realisierbarkeit das Ergebnis einer ökonomischen Bewertung beider Entsorgungsmöglichkeiten vor ("wirtschaftliche Vertretbarkeit"). Voraussetzung eines jeden Bewertungsvorganges aber ist die Kenntnis der wesentlichen Unterscheidungsmerkmale der betrachteten Varianten, d. h. ihr jeweiliger Nutzen und der hierzu erforderliche Aufwand.

Im Falle der direkten Endlagerung abgebrannter Leichtwasserreaktor-Brennelemente stellt deren Entsorgung das letzte Glied einer Aufwandskette dar, der auf der Nutzenseite nur ein Energiegewinn im Promillebereich des Energieinhalts der effektiv in Anspruch genommenen Rohstoffmenge Natururan gegenübergestellt werden kann. Diese geringe Ausnutzung gewinnt dadurch an Bedeutung, daß von diesem Rohstoff auf der Erde nur beschränkte Vorräte existieren, die ökonomisch und ökologisch sinnvoll verfügbar gemacht werden können.

Für die Bundesrepublik Deutschland ist diese Tatsache von besonderer Bedeutung, da sie mangels namhafter eigener Lagerstätten an Natururan Importeur von Kernbrennstoffen ist und sich deshalb in die Gefahr begeben könnte, mit einem weiteren Teil ihrer Energieversorgung in ein ähnliches Abhängigkeitsverhältnis gegenüber ausländischen Lieferländern zu gelangen, wie dies im Falle des Energieträgers Mineralöl schon geschehen ist.

Die geringe Rohstoffausnutzung, die damit verbundene Importabhängigkeit sowie die reduzierte inländische Energieversorgungssicherheit der Entsorgungsvariante der direkten Enlagerung sind vor dem Hintergrund der Tatsache zu sehen, daß aus technisch-

physikalischer Sicht heraus Verbesserungsmöglichkeiten bekannt sind. Im Atomgesetz § 9 sind diese Optionen unter dem Begriff "Verwertung von Rohstoffen" direkt angesprochen und werden in Fachkreisen unter dem Begriff des geschlossenen Brennstoffkreislaufs diskutiert.

Geschlossen wird der Brennstoffkreislauf durch die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente und der Rückführung der extrahierten Spaltstoffe z. B. in den Brennstoffzyklus fortgeschrittener Reaktoren. Fortgeschritten bezieht sich dabei auf die Substitution des Spaltstoffs U-235 durch Plutonium und damit auch auf die Abkopplung von Rohstoffproblemen. Ausmaß und zeitliche Realisierung dieses Entkopplungsvorgangs sind Gegenstand eines wesentlichen Teils dieser Arbeit.

Gegenwärtig befinden sich folgende fortgeschrittene Reaktortypen in der energiewirtschaftlichen Diskussion, wobei je nach nationalen Rahmenbedingungen unterschiedliche Entwicklungsschwerpunkte gesetzt und Projektphasen erreicht sind:

- . Auf der Basis gegenwärtiger Leichtwasserreaktor (LWR)-Technologie entsteht durch Veränderung der Brennstoffzusammensetzung ein physikalisch und technisch heute bereits realisierbarer LWR-Plutonium-Brenner /3,4/.
- . Als technische und physikalische Weiterentwicklung heutiger Druckwasserreaktor-Technologie entstand das Projekt eines Fortgeschrittenen Druckwasserreaktors mit hoher Konversionsrate und niedrigem Spaltmaterialverbrauch (FDWR) /5,6/.
- . Technisches und physikalisches Neuland wurde bei der Entwicklung Schneller Brutreaktoren (SBR) betreten, welche während der Energieerzeugung mehr neues Spaltmaterial erzeugen können als sie gleichzeitig hierzu verbrauchen /3,4/. Deutsche (SNR 300) und ausländische Prototypanlagen (Phenix, Super-Phenix in Frankreich) demonstrieren die Machbarkeit dieser Technologie.

- . Der Vollständigkeit halber sei noch der Konzeptentwurf eines Schwerwasserreaktors mit Thorium als Trägermaterial und Plutonium als Spaltmaterial erwähnt, welchen Kanada in die laufende Diskussion eingebracht hat /4/.

Entwicklung, Bau und Betrieb neuartiger, technisch und physikalisch anspruchsvollerer Kernkraftwerke sind nur ein Teilbereich der Aufwandseite, welche dem oben angesprochenen erwarteten Nutzen einer Abkopplung vom Natururan bei Wiederverwertung der Reststoffe gegenüberzustellen ist. Hinzu kommen die Aufwendungen für Entwicklung, Aufbau und Betrieb eines zusätzlichen Uran-/Plutonium-Mischoxid (MOX)-Brennstoffkreislaufs mit allen dem Reaktor vorgelagerten Veredelungs- bzw. nachgelagerten Entsorgungsschritten sowie weitere potentielle volkswirtschaftliche Aufwendungen, deren Ursachen unter dem Begriff des sicherheitsrelevanten "Restrisikos" beim Kernkraftwerksbetrieb und der Verwahrung bzw. Beseitigung radioaktiver Abfälle zusammengefaßt sind.

Das Atomgesetz selbst stellt nun in seinem § 9 Abs. 1 das Kriterium für die Auswahl der beiden Entsorgungsalternativen Endlagerung oder Wiederaufarbeitung mit der Forderung nach einer wirtschaftlichen Vertretbarkeit der Maßnahmen auf.

Die wirtschaftliche Vertretbarkeit der Restspaltstoffverwertung aus LWR-Brennelementen gegenüber der direkten Endlagerung wurde in einer Studie /7/ für den Fall einer thermischen Rezyklierung von Plutonium in Leichtwasserreaktoren im Umfang der Eigenerzeugung untersucht. Diese Studie ermittelt für absehbare Zeit nicht vernachlässigbare betriebswirtschaftliche Mehrkosten des Wiederaufarbeitungspfades. Die erwähnten potentiellen volkswirtschaftlichen Aufwendungen sind hierin nur am Rande in qualitativer Hinsicht behandelt.

Inhaltlich vergleichbare Studien oder teilweise ähnliche Überlegungen sind für die Rezyklierung von Plutonium in Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren nicht und für Schnelle Brutreaktoren

nur aus der Anfangsphase ihrer Entwicklung /8/ bekannt. Dies liegt zum einen daran, daß sich, wie im Falle der FDWR, das Projekt in einer relativ frühen Phase befindet, sich andererseits aufgrund neuerer, gegenläufiger Entwicklungen auf dem Welturanmarkt deren Notwendigkeit in zeitlicher Hinsicht etwas entspannt hat. Darüberhinaus unterscheiden sich die Rezyklierungsmodi mit fortgeschrittenen Reaktoren inhaltlich generell von der thermischen Rückführung der Spaltstoffe in die produzierenden Leichtwasserreaktoren und müssen gegenwärtig unter "ex-ante"-Bedingungen betrachtet werden, während in /7/ für viele Parameter "ex-post"-Bedingungen bestanden.

Die grundsätzlichen inhaltlichen Unterschiede bestehen darin, daß

1. zwei verschiedene Reaktortypen im Rezyklierungsprozeß involviert sind, LWR als Plutoniumproduzent, FDWR bzw. SBR als Plutoniumverbraucher,
2. der spezifische Bedarf der fortgeschrittenen Reaktoren insbesondere für das Erstinventar um die Faktoren 20 bzw. 50 über der spezifischen Produktionsmenge der LWR liegt und
3. sich LWR und fortgeschrittene Reaktoren im Eigentum unterschiedlicher Betreiber befinden können.

Daraus ergeben sich neben den grundsätzlichen Fragen zu den Stromgestehungskosten der Anlagen u.a. folgende Besonderheiten:

1. Die methodischen Ansätze zur Beurteilung der Wirtschaftlichkeit können dabei nicht immer nur reaktortypspezifisch aufgebaut sein, vielmehr müssen sie bei einigen Fragestellungen die ökonomischen Interdependenzen eines Systems aus mehreren Reaktortypen erfassen.
2. Insbesondere müssen auch auf materieller Ebene Plutoniumverfügbarkeitskriterien zwischen Reaktorbetreibern beachtet werden.

3. Neben der materiellen Verfügbarkeit spielt bei unterschiedlichen Betreibern von LWR- und FDWR/SBR-Kraftwerken die monetäre Bewertung des rezyklierbaren Spaltstoffs Plutonium eine bedeutende Rolle.
4. Auch für die Frage der Rohstoffausnutzung ist die Systembezogenheit zu beachten. Im Gegensatz zur erwähnten thermischen Rezyklierung, bei der partiell einige Uranbrennelemente des Reaktorcores durch MOX-Brennelemente ersetzt werden und bei der die eingesparte Natururanmenge direkt quantitativ erfaßbar ist, kann dies bei der Rezyklierung in fortgeschrittenen Reaktoren sinnvoll nur unter Beachtung der gesamten Reaktorlebensdauer geschehen.

Ferner setzt das wissenschaftliche Arbeiten mit sogn. Erwartungswerten für wesentliche Einflußgrößen voraus, daß mit entsprechenden Bandbreiten gearbeitet wird und die Aussagen auf diese Verhältnisse abgestellt sind. Die Erstellung von sogn. "Wenn-Dann"-Analysen erfordert andererseits wiederum eine hohe Flexibilität des Analyseinstrumentariums. Auch aus der Komplexität der zu behandelnden Materie, dem Zusammenwirken von technischen, physikalischen, wirtschaftlichen und politischen Zusammenhängen mit den daraus resultierenden mannigfaltigen Problem- und Fragestellungen, wird eine hohe Flexibilität bei der Analyse zur unabdingbaren Voraussetzung rationellen wissenschaftlichen Arbeitens.

Vor dem Hintergrund dieser Besonderheiten zum geschlossenen Brennstoffkreislauf mit fortgeschrittenen Reaktoren und unter der Zielsetzung einer wirtschaftlichen Bewertung ist die Zweckbestimmung dieser Arbeit zu sehen. Sie bezieht hierzu frühere Untersuchungen zu partiellen Problemstellungen energiepolitischer, technischer und physikalischer Art in diese Betrachtungen ein /9-15/, um die Annahmen und die Ergebnisse aus diesen Teilbereichen hinsichtlich ihrer wirtschaftlichen Auswirkungen über bestehende systematische und inhaltliche Querverbindungen zu analysieren und zu überprüfen sowie die durch die Einbeziehung des

Wirtschaftlichkeitskriteriums eventuell entstehenden Konfliktstellen nach rationalen Gesichtspunkten aufzulösen, damit eine unter den Aspekten Energiepolitik, Technik, Physik und Wirtschaftlichkeit konsistente Gesamtaussage zu fortgeschrittenen Brennstoffkreisläufen gemacht werden kann.

Die Arbeit beschränkt sich hierbei auf die Gegenüberstellung von gegenwärtig objektiv quantifizierbaren Nutzen und Aufwendungen des Wiederaufarbeitungspfades bei Einsatz fortgeschrittener Reaktortechnologie und behandelt nicht die potentiellen volkswirtschaftlichen Aufwendungen im Zusammenhang mit dem beim Zusammenspiel von Technik und Mensch in großen Industrieanlagen verbleibenden Sicherheitsrestrisiko.

Schädigende radioaktive Auswirkungen von Störfällen in kerntechnischen Anlagen der Leichtwasserreaktorbaulinie waren u.a. Gegenstand von langjährigen Forschungsarbeiten deutscher und internationaler Wissenschaftler, die in der "Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" /54/ dokumentiert sind. Vergleichbare Untersuchungen für fortgeschrittene Reaktoren liegen im Detail noch nicht vor. Auch die wirtschaftliche Bewertung der in dieser Studie ermittelten radioaktiven Auswirkungen durch volkswirtschaftliche Kostenangaben werden gegenwärtig im Kernforschungszentrum Karlsruhe gerade erst aufgenommen.

Ähnliches gilt hinsichtlich des Restrisikos bei der Beseitigung radioaktiver Abfälle. Mit solchen Arbeiten vertraute Wissenschaftler halten dieses Restrisiko für vertretbar. Auch die Bundesregierung hat sich dieser Auffassung angeschlossen, indem sie in ihrem Entsorgungskonzept die Einbringung der Abfälle in Salzstöcke vorsieht /55/.

Die vorliegende Ausarbeitung schließt sich in Bezug auf die Behandlung der radioaktiven Abfälle den offiziellen Aussagen und den daraus resultierenden Kostenangaben an und bezieht aus den o.a. Gründen und in Anbetracht der sonst notwendigen, zusätzlichen umfangreichen Analysen auch die volkswirtschaftlichen Kosten

von Kernreaktorstörfällen nicht expliziert in die Analysen mit ein. Sie unterstellt damit für die drei diskutierten Reaktortypen LWR, FDWR und SBR ein vergleichbares Schadenspotential. Sollten die zukünftigen Ergebnisse der oben genannten Arbeiten hierzu Unterschiede ermitteln, so kann dies die Ergebnisse dieser Arbeit beeinflussen. Denn es ist davon auszugehen, daß der in § 9 ATG genannte Begriff der "wirtschaftlichen Vertretbarkeit" für den verantwortungsbewußten Entscheidungsträger auch die in dieser Arbeit nicht behandelten Kostenaspekte beinhaltet. Das Ausmaß der hierdurch möglichen Änderung der Ergebnisse wird dann jedoch bestimmt durch die überwiegend politische Einschätzung des Restrisikos durch den jeweiligen Entscheidungsträger. Einflüsse auf das Ergebnis der Arbeit sind auch für den Fall möglich, daß hinsichtlich der Abfallbeseitigung von den offiziellen Aussagen abgewichen wird.

Hinführend zu der Behandlung der vorliegenden Problematik werden die relevanten Brennstoffkreisläufe und die beteiligten fortgeschrittenen Reaktoren im erforderlichen Detaillierungsgrad auf technisch-physikalischer und ökonomischer Betrachtungsebene zunächst inhaltlich dargestellt (Kapitel 2). Aufbauend darauf werden in Kapitel 3 die sachlichen und logischen Zusammenhänge des Brennstoffkreislaufs in mathematische Formeln und mathematisch formulierte Problemtypen abgebildet. Diese sollen dann zu einem allgemeinen mathematischen Modell hinführen, mit dem alle wesentlichen Zusammenhänge des Brennstoffkreislaufs beschreibbar sind, das eine hohe Flexibilität hinsichtlich der Anpassungsfähigkeit an häufig wechselnde Problem- und Fragestellungen gewährleistet und auf dessen Basis die oben angesprochenen besonderen Probleme in Brennstoffkreisläufen mit fortgeschrittenen Reaktoren gelöst werden können (Kapitel 4).

Die Anwendung dieses Analyseinstrumentariums beginnt dann bei der Quantifizierung und Bewertung von ökonomischen Unterschieden zwischen konventioneller und fortgeschrittener Reaktortechnologie (Kapitel 5). Anhand von strategischen Untersuchungen bis zur Mitte des kommenden Jahrhunderts werden z.B. die Markteindringungs-

möglichkeiten der fortgeschrittenen Reaktoren, die Natururaneinsparung, Bedarf an Brennstoffkreislaufdiensten wie etwa der Wiederaufarbeitung, Auswirkungen von Kapazitätsengpässen diskutiert. Für die aus heutiger Sicht wichtigste Komponente einer Einführung von fortgeschrittenen Reaktoren, die Natururaneinsparung, wird dann die relativ "kurzfristige" Betrachtungsweise nur bis in das Jahr 2050 aufgegeben und das durch fortgeschrittene Reaktoren erschließbare Einsparpotential an Kernbrennstoffressourcen mit seinem charakteristischen, reaktortypischen, zeitlichen Verlauf von der Reaktoreinführung bis hin zum Erschöpfen der Rohstoffe bzw. dem Erreichen der Rohstoffunabhängigkeit aufgezeigt.

Die wirtschaftliche Attraktivität dieser Rohstoffeinsparungsmöglichkeiten für die Kernkraftwerksbetreiber und die Volkswirtschaft steht nun zwar in unmittelbarem Zusammenhang mit der Verbesserung der Brennstoffausnutzung in den Reaktoranlagen, sie ist jedoch erst in Verbindung mit einer Netto-Kostenreduktion, d.h. einem positiven Saldo aus Kostenminderung durch Brennstoffeinsparung abzüglich der Mehraufwendungen für höherwertige Technik in Reaktor und Brennstoffdienstanlagen gegeben. Das Kapitel 5 zeigt dazu abschließend im Rahmen einer Sensitivitätsanalyse eine Gegenüberstellung von Stromerzeugungskosten durch konventionelle und fortgeschrittene Kernkraftwerke auf. Diese Stromkostenabschätzungen für Kernkraftwerke des Kapitels 5 und insbesondere die ermittelten Werte für die Brennstoffkosten basieren noch auf den heute üblicherweise postulierten pauschalen Wertansätzen für den Spaltstoff Plutonium. Da dabei gerade der Parameter Plutoniumpreis als eine der wichtigsten Einflußgrößen auf die Wirtschaftlichkeit der fortgeschrittenen Reaktoren ermittelt wird und gerade hinsichtlich dieses Parameters ein starkes Abhängigkeitsverhältnis zwischen konventionellen und fortgeschrittenen Reaktoren besteht, widmet sich dann das abschließende Kapitel 6 der rationalen Herleitung und der Existenz solcher Wertansätze aus der Gegenüberstellung von technischen, physikalischen und ökonomischen Gegebenheiten in beiden Teilbereichen eines gekoppelten LWR- und FDWR/SBR-Brennstoffkreislaufs und stellt die Wettbewerbsfähigkeit beider Reaktortechniken als Funktion dieses Parameters dar. Im Mittelpunkt stehen Fragen und Probleme hin-

sichtlich eines Plutonium-Marktpreises.

Nun besteht der geschlossene Brennstoffkreislauf aus einer Vielzahl von Anlagen und Verfahrensschritten, deren technische, physikalische und ökonomische Daten in eine derartige Arbeit einfließen. Er stellt weiterhin keine isolierte Einheit dar, ist vielmehr Bestandteil eines Energie-, Wirtschafts- und Sozialsystems und wird auf vielfältige Art und Weise davon beeinflusst. Es würde deshalb den Rahmen dieser Arbeit um ein Vielfaches sprengen, beispielsweise:

- * die Kernenergiebedarfsentwicklungen auf der Basis eigener Elektrizitätsbedarfs-, Gesamtenergiebedarfs-, Energieeinspar- und Wirtschaftswachstumsstudien abzuleiten,
- * die Weltnachfrage- und Weltangebotssituation für den natürlichen Kernbrennstoff Uran über Jahrzehnte hinweg in die Zukunft zu analysieren, um eine notwendige Uranpreisentwicklung abzuleiten,
- * Investitionsausgabenschätzungen für fortgeschrittene Reaktoren und deren Brennstoffkreislaufdienstanlagen selbstständig vorzunehmen oder auch,
- * die physikalische und technische Machbarkeit dieser Anlagen und der notwendigen Verfahrensschritte vorab zu untersuchen und mögliche Fragen nach der sozialen und politischen Akzeptanz dieses oder jenes Entsorgungsweges zu behandeln.

Jeder dieser Themenbereiche würde mehr als eine derartige Studie ausfüllen. Diese Arbeit benutzt deshalb Daten aus bereits vorliegenden Studien zu obigen Randgebieten bzw., soweit diese nicht vorliegen, aus Expertenäußerungen über Teilaspekte zu diesen Bereichen sowie von bestehenden Prototypanlagen.

Im Bewußtsein der relativ großen Unsicherheiten, die mit Daten in einer frühen Projektphase verbunden sind sowie der methodischen Herleitung der inhaltlichen Aussagen der vorliegenden Arbeit sind diese deshalb im Sinne von "Wenn-Dann-Aussagen" zu verstehen, welche für den Fall des Eintreffens der unterstellten Annahmen die Entwicklung und Systemzustände im Brennstoffkreislauf von fortgeschrittenen Reaktoren und deren Umfeld beschreiben. Diese Vorgehensweise kann dazu verwendet werden, bestehende subjektive Erwartungen an einen unbekanntem Sachzusammenhang anhand objektiver Kriterien zu überprüfen und möglicherweise Umdenkprozesse einzuleiten.

2. DER BRENNSTOFFKREISLAUF VON KERNKRAFTWERKEN

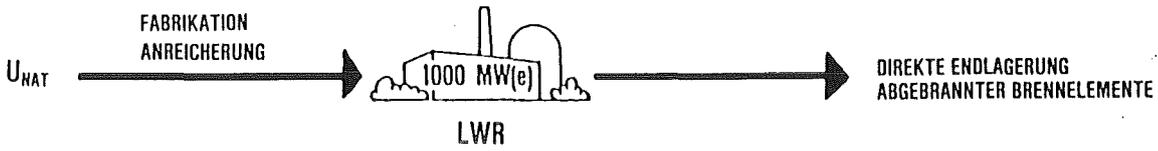
Im Jahr 1985 waren in der Bundesrepublik Deutschland 16 Kernkraftwerke mit rund 16 Gigawatt elektrischer Nettoleistung (GWe) in Betrieb und erreichten damit einen Anteil von 27 % an der gesamten öffentlichen Stromerzeugung /16/. Diese Kernkraftwerksgeneration basiert auf der bewährten Leichtwasserreaktor-Technologie, die ihren Namen von dem eingesetzten Kühl- und Moderatormittel-normales Wasser- hat und deren Reaktoren als Druck- oder Siedewasserreaktoren (DWR/-SWR) konstruiert sind. Während in einem Druckwasserreaktor die im Reaktorcore erzeugte Wärme über zwei Kühlkreisläufe, Wärmetauscher und Dampferzeuger dem Stromgenerator indirekt zugeführt wird, erfolgt beim Siedewasserreaktor die Dampferzeugung im Reaktorcore selbst und dieser wird dann direkt dem Elektrizitätsgenerator zugeleitet /3/. Nuklearer Brennstoff ist in beiden Fällen nahezu ausschließlich angereichertes Uran. Da heute jedoch keine Siedewasserreaktoren mehr zugebaut werden, ist in den weiteren Ausführungen unter LWR stets ein moderner Druckwasserreaktor angesprochen.

2.1 Der offene Brennstoffkreislauf

In ihrer Eigenschaft als Elektrizitätserzeugungsanlagen stehen diese Leichtwasserreaktoren im Mittelpunkt des nuklearen Brennstoffkreislaufs. Sie sind darin umgeben von einer Reihe von Anlagen, die die vor- bzw. nachgelagerten Verfahrensschritte der Ver- bzw. Entsorgung mit Kernbrennstoffen garantieren (Abb. 2-1).

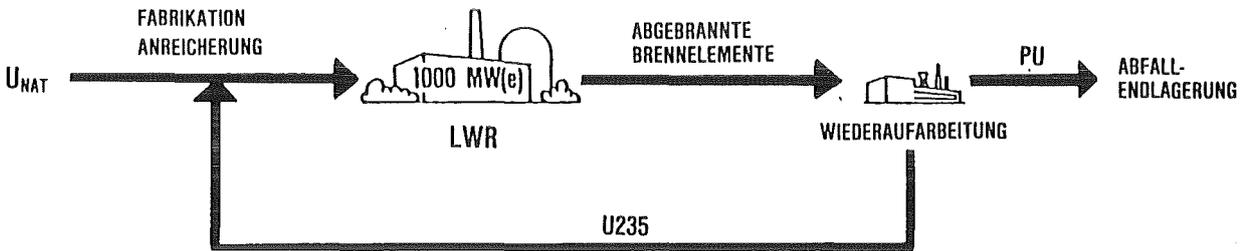
Der Brennstoffkreislauf von LWR beginnt mit der Gewinnung und Aufbereitung von Uranerz. Nach Umwandlung in den gasförmigen Zustand kann die Anreicherung des spaltbaren Uraniso-

1. OFFENER BRENNSTOFFKREISLAUF



2. GESCHLOSSENER BRENNSTOFFKREISLAUF MIT LWR (NUR U235 RÜCKFÜHRUNG)

(NUR U235 RÜCKFÜHRUNG)



3. GESCHLOSSENER BRENNSTOFFKREISLAUF MIT LWR UND FDWR (RÜCKFÜHRUNG VON U235 UND PU)

(RÜCKFÜHRUNG VON U235 UND PU)

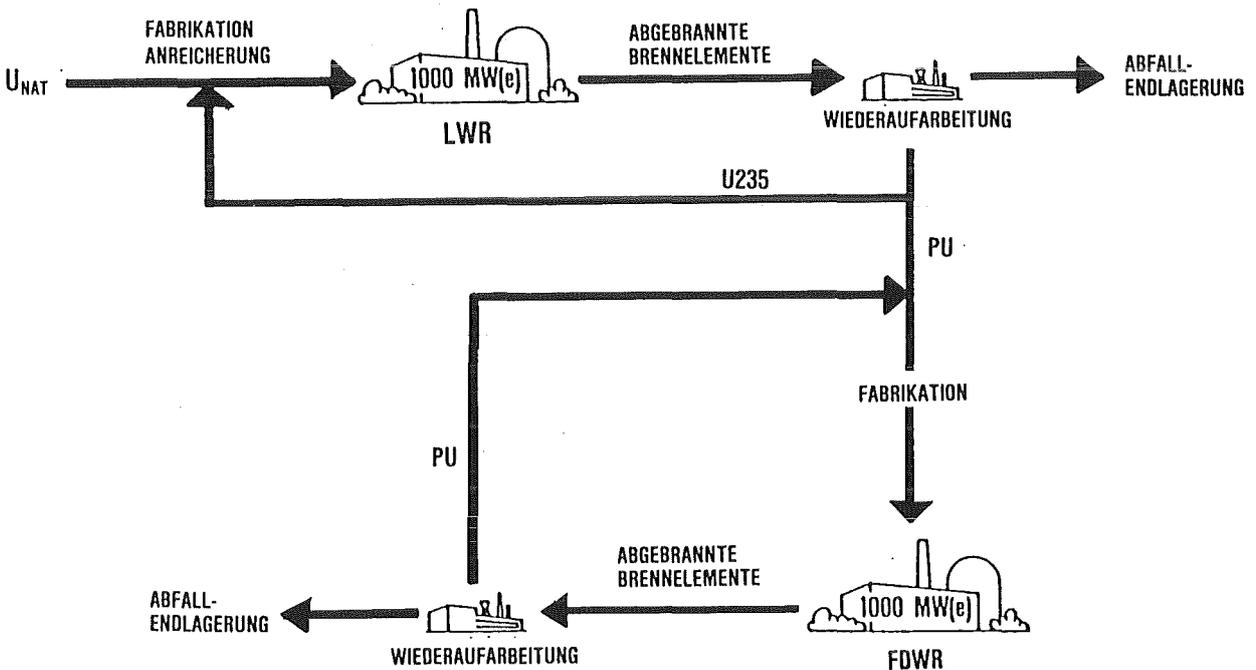


Abb. 2 - 1 Alternative Kernbrennstoffkreisläufe

tops U-235 im Natururan auf ein für den Einsatz in LWR benötigtes Maß durchgeführt werden. Als letzter Veredelungsschritt erfolgt dann die Brennelementherstellung, bevor das angereicherte Uran dann als oxidischer Kernbrennstoff in den Reaktor gelangt. Dort verbleibt es etwa 3 Jahre zur Energieerzeugung.

Die Phase der Entsorgung des verbrauchten Kernbrennstoffs beginnt mit der Entladung der Brennelemente aus dem Reaktor. Nach entsprechender Zwischenlagerung und ihrer Konditionierung erfolgt die Einbringung in eine Endlagerstätte. Damit sind die wesentlichen Stationen des `o f f e n e n` Brennstoffkreislaufs genannt.

In den folgenden Abschnitten werden die einzelnen Veredelungs- und Entsorgungsschritte detaillierter betrachtet.

2.1.1 Natururangewinnung

Die natürliche Erscheinungsform des Kernbrennstoffs ist das Uranerz mit einem spaltbaren Anteil von wenigen Zehntel Prozent. Nach dem Abbau des Erzes im Bergwerk erfolgt mit der Abtrennung von Erz und Uran anhand mechanischer und chemischer Verfahren (hauptsächlich Auslaugprozesse) der erste Veredelungsschritt direkt in Bergwerksnähe. Das Produkt dieses Prozesses ist das Urankonzentrat $U_3 O_8$, häufig mit "Yellow Cake" bezeichnet, welches gegenwärtig zu einem Preis von etwa 200 DM/kg Uran gehandelt wird.

Für die westliche Welt werden die Vorräte an Natururan nach einer Studie der OECD/NEA/17/ wie folgt angegeben, klassifiziert nach den Gewinnungskosten und der Wahrscheinlichkeit ihrer Existenz:

Kostenklasse (1985 Dollar)	Art der Vorkommen		
	gesicherte	wahrscheinliche	spekulative
< 80 \$/kg	1.747	1.604	6.6-14.8
80 bis 130 \$/kg	0.546	1.114	

Tab. 2-1: Uranvorräte der westlichen Welt (Mio.Tonnen)

Diese gesicherten und wahrscheinlichen Vorkommen umfassen somit bis zu Gewinnungskosten von 130 Dollar/kg etwa 5 Millionen Tonnen Uran, welche vernünftigerweise zukünftigen Kernenergieausbauplanungen in der westlichen Welt zugrunde gelegt werden können.

Demgegenüber beträgt der Natururan-Bedarf für ein LWR-Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1 GWe

- für die Erstbeladung 300 Tonnen
- bei einer jährlichen Betriebszeit von 6.500 Stunden etwa 142 Tonnen/Jahr

bzw. etwa 4.300 Tonnen über die gesamte Reaktorlebensdauer von 30 Jahren gerechnet /3/. Mit obigen Vorkommen von etwa 5 Millionen Tonnen könnten somit insgesamt etwa 35.000 Gigawattjahre elektrische Energie erzeugt werden. Dies entspricht in etwa dem gesamten Elektrizitätsverbrauch der Bundesrepublik Deutschland für ca. 550 Jahre auf der Basis heutiger Verbrauchswerte.

2.1.2 Konversion und Anreicherung

Der "Yellow Cake" enthält jedoch nur etwa 0,7 Prozent des spaltbaren U-235, das alleine die Kernspaltung aufrechterhalten kann. Über 99 Prozent bestehen aus dem nichtspaltbaren Isotop U-238, welches in LWR zwar als Trägermaterial notwendig, aber für die Energiegewinnung primär die untergeordnete Rolle spielt.

LWR-Kernbrennstoff erfordert jedoch spaltbare Anteile von etwa 2-3 Prozent, d.h. die natürliche Zusammensetzung des Urans muß den Reaktorbedingungen angepaßt werden.

Da sich die beiden Uranisotope 235 und 238 chemisch gleich verhalten, muß der Prozeß der Isotopenanreicherung auf physikalischer Basis erfolgen. In der Praxis haben sich mit dem Diffusions-, Zentrifugen- und Trenndüsenverfahren /3/ Techniken behauptet, welche alle die geringen physikalischen Massenunterschiede zwischen beiden Isotopen ausnutzen. Voraussetzung hierzu ist die Überführung des "Yellow-Cake" in den gasförmigen Zustand zu Uranhexafluorid (UF_6). Dieser Konversionsprozeß bildet die Eingangsstufe einer Anreicherungsanlage. Da sich die beiden Uranisotope auch physikalisch nur um 3 Masseneinheiten unterscheiden, muß danach der eigentliche Trennungsvorgang der Isotope in vielen sukzessiven Schritten durchgeführt werden, bis der gewünschte Anreicherungsgrad erreicht ist.

Das Maß für die bei diesem Trennungsprozeß geleistete Arbeit ist die Trennarbeits- oder Anreicherungsinheit (TAE). Um beispielsweise das Uran für LWR entsprechend anzureichern, sind folgende TAE notwendig (DWR-Reaktordaten nach /4/):

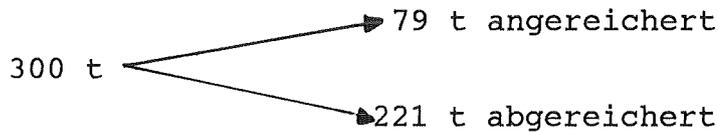
. Erstbeladung	196 t TAE
bei einer Anreicherung von	2,14 %
. bei jährlich 6.500 Betriebsstunden	112 t TAE/Jahr
bei einer Anreicherung von	3,0 %

Der Preis für diesen Anreicherungs Vorgang beträgt gegenwärtig etwa 380 DM/kg TAE.

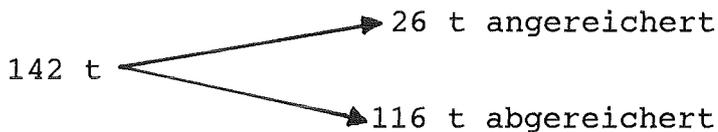
Nach diesem Veredelungsschritt sind im Brennstoffkreislauf das gasförmige, angereicherte UF_6 und ein Mehrfaches an abgereichertem Uran, dessen U-235 Restgehalt bei etwa 0,2% liegt, verfügbar.

Die im vorigen Abschnitt für das Beispiel eines LWR mit 1 GWe Leistung genannten Uranmengen spalten sich dementsprechend wie folgt auf:

Erstbeladung



Jährliche Nachladung



Das abgereicherte Uran ist, zumindest im LWR-Zyklus, als Abfallprodukt zu betrachten. In fortgeschrittenen Reaktoren wird es aber zur Quelle neuer Energiegewinnung (s. Kapitel 5).

2.1.3 Fabrikation des Reaktor-brennstoffs

Die "Brennkammer" eines Kernreaktors, das Core, enthält eine Vielzahl von Brennelementen, von denen jedes

einzelne wiederum die funktionale Zusammenfassung vieler einzelner Brennstäbe darstellt. Brennstäbe ihrerseits sind mit oxidischem Reaktorbrandstoff gefüllte, beidseitig verschweißte Hüllrohre, die einen Durchmesser von 1,3 cm haben.

Aufgabe einer Brennelementfabrikationsanlage ist es, das angereicherte UF_6 und die Hüll- und Strukturmaterialien zu funktionsfähigen Reaktorbrandelementen zu verarbeiten. Hierzu wird das Urangas in pulverförmiges Urandioxid (UO_2) umgewandelt, zu Tabletten gepreßt und bei etwa 1.600 Grad gesintert. Die hergestellten Brennstofftabletten werden dann in Hüllrohre eingefüllt, und diese danach beidseitig verschweißt. Über 200 dieser Stäbe bilden dann zusammen mit entsprechenden Kopf- und Fußstücken sowie Abstandshaltern ein fertiges Reaktor-Brandelement. Jährlich sind für einen DWR mit 1 GWe Leistung und obiger Betriebszeit etwa 26 Tonnen Uranbrandelemente herzustellen. Die Kosten dieses Herstellungsprozesses betragen gegenwärtig etwa 550 DM/kg verarbeitetes Uranoxid. Nach dem Transport zum Kernkraftwerk ist damit der Versorgungsteil des nuklearen Brennstoffkreislaufs beendet.

2.1.4 Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor

Ein Druckwasserreaktor heutiger Bauart und der Leistungsklasse von 1.300 MWe enthält 193 etwa 5 Meter lange Brandelemente mit insgesamt über 45.000 Brennstäben. Diese verbleiben durchschnittlich 3 Jahre zur Energieerzeugung im Reaktor und erreichen dabei eine Energieausbeute (Abbrand) von etwa 30.400 Megawatt-Tage pro Tonne Uran (MWd/t U).

Bezogen auf eine 1.000 MWe-Anlage werden für eine Betriebszeit von 6.500 h/Jahr etwa 26 Tonnen Brennstoff benötigt. In diesem Umfang müssen Brandelemente im Reaktorcore jährlich ausgetauscht werden. Die spezifische Zusammensetzung des frischen und abgebrannten Brennstoffs zeigt die nachstehende Tabelle.

Brennstoff- art Isotop	frisch	Veränderung durch		abgebrannt
		Spal- tung	Neutronen- einfang	
<u>Uran</u>				
. spaltbar	30	-21,7		8,3
. nicht spalt- bar	970		-23,4	946,6
<u>Plutonium</u>				
. spaltbar		- 8,7	-8,1+23,4	6,6
. nicht spalt- bar			3,0	3,0
Tansurane Spaltprodukte		+30,4	5,1	5,1 30,4
Summe	1.000	0	0	1.000,0

Tabelle 2-2: Spezifische Zusammensetzung von DWR-Brennstoff bei der Be- und Entladung des Reaktors (kg) /4,18/.

Während der Bestrahlung der Brennelemente im Reaktor werden pro Megawatt-Tag erzeugter thermischer Energie etwa 1 g Spaltmaterial gespalten. Bei dem oben erwähnten Abbrand von 30.400 MWd/t U werden deshalb etwa 30,4 kg Spaltmaterial pro Tonne Brennstoff in Spaltprodukte umgewandelt, welche die "nukleare Asche" /19/ dar-

stellen. Setzt man diese Menge "Nuklearasche" in Bezug zur Menge Natururan, die als Primärenergieträger zu Beginn des Brennstoffkreislaufs eingesetzt werden muß, um diese Energiefreisetzung zu erzielen, so stellt man fest, daß mit

$$\frac{0.0304 \text{ t Spaltprodukte}}{(142:26) \text{ t Natururan}} = 0.0056$$

etwa nur 0,6 Prozent des Rohstoffs genutzt werden konnte. Über 99 Prozent bleiben in Form von abgebranntem Brennstoff und abgereichertem Uran aus der Anreicherungsanlage unverwertet zurück.

Verfolgt man die Veränderung der Brennstoffbestandteile während der Bestrahlung etwas genauer, so stellt man fest, daß etwa 45 kg Spaltmaterial pro Tonne Reaktorbrandstoff durch Spaltung und Neutronen-Einfang vernichtet werden. Gleichzeitig aber werden auch nichtspaltbare Isotope in spaltbare Isotope im Umfang von etwa 23 kg konvertiert. Erst durch diesen Konversionsvorgang wird die Zusammensetzung des bestrahlten Brennstoffs möglich, wie sie in Tabelle 2-2 wiedergegeben ist. Mit etwa 14.9 kg enthält dieser noch etwa 50 % des ursprünglichen Spaltmaterials, allerdings in einer veränderten Isotopenzusammensetzung. Dieses verbleibende Spaltmaterial, welches zunächst als Abfallprodukt der LWR-Energieerzeugung anzusehen ist, kann bei Einsatz entsprechender Technik als weitere, sekundäre "Rohstoff"-Quelle einer nuklearen Energiegewinnung neben den natürlichen Ressourcen darstellen.

Die spezifischen Investitionsausgaben eines solchen Kraftwerkes mit Druckwasserreaktor beliefen sich Anfang 1984 auf ca. 2.600 DM/kW-netto /20/.

2.1.5 Zwischenlagerung von Uranbrennelementen

Haben die Reaktorbrennelemente den gewünschten Abbrand erreicht, beginnt mit ihrer Entladung aus dem Reaktorkern die Entsorgungsphase, das sog. "Back-End" des nuklearen Brennstoffkreislaufs.

Die jährlich etwa 26 Tonnen abgebrannter Brennelemente werden zunächst in einem Lagerbecken innerhalb des Kraftwerks unter Wasser gelagert, bis ein Großteil der Radioaktivität, damit auch der Nachwärmeleistung, abgeklungen und ein externer Transport in speziellen Transportbehältern /21/ möglich ist. Dieser Transport kann dann in ein weiteres, externes Zwischenlager, in eine Konditionierungsanlage oder in eine Wiederaufarbeitungsanlage führen, je nachdem, welche Entsorgungsvariante verfolgt wird. Die Kosten für eine externe Zwischenlagerung werden je nach Lagerungskonzept mit etwa 60 bis 130 DM/kg.a geschätzt /22/.

2.1.6 Direkte Endlagerung

In einer Konditionierungsanlage werden bestrahlte Brennelemente komplett in Doppelbehältern zu endlagerungsfähigen Gebinden eingeschweißt. Diese werden dann in sichere geologische Formationen, meist Salzstöcke, von der Umwelt abgeschlossen, beseitigt /21/. Damit endet der o f f e n e Brennstoffzyklus von Leichtwasserreaktoren mit dem endgültigen Verlust der verbleibenden Restspaltstoffe bei einer Rohstoffausnutzung von weniger als 1 Prozent.

Als spezifische Kosten der Endlagerung werden etwa 1.500 DM/kg Brennstoff angenommen.

2.2 Der geschlossene Brennstoffkreislauf

Das unbefriedigende Verhältnis von Rohstoffeinsatz und Energiegewinn im offenen Brennstoffkreislauf hat schon frühzeitig zu Überlegungen geführt, die im bestrahlten LWR-Brennstoff verbleibenden Wertstoffe von den Spaltprodukten zu trennen und einer weiteren Nutzung zuzuführen. Anstelle einer Konditionierungsanlage bildet dann eine Wiederaufarbeitungsanlage den Abschluß des LWR-Zyklus (s. Abb. 2-1, Brennstoffkreislauf 2 und 3).

2.2.1 Wiederaufarbeitung von Uranbrennelementen

In einer Wiederaufarbeitungsanlage werden Wert- und Abfallstoffe getrennt und letztere zusammen mit anderen anfallenden radioaktiven Abfällen in ein stabiles, endlagergerechtes Produkt überführt.

Der erste Verfahrensschritt bei der Wiederaufarbeitung ist die Zerkleinerung der Brennelemente in etwa 5 cm lange Stücke, aus denen dann mit Salpetersäure der Brennstoff chemisch herausgelöst wird. Die ausgelaugten Hülsen sowie die gasförmigen Spaltprodukte sind erste radioaktive Abfälle dieses Prozesses.

Die entstandene Lösung enthält die Wertstoffe Uran und Plutonium sowie die nichtgasförmigen Spaltprodukte. In weiteren Schritten werden zuerst Wert- und Schadstoffe, dann die beiden Wertstoffe voneinander getrennt. Endprodukte sind Uranylнитrat- bzw. Plutoniumnitratlösung und endlagerfähige Abfallgebinde. Die Kosten für die Wiederaufarbeitung belaufen sich gegenwärtig bei der französischen Firma COGEMA auf ca. 3.000 DM/kg Brennstoff. Für zukünftige deutsche Anlagen werden z.B. aufgrund höherer Sicherheitsauflagen jedoch höhere Kosten erwartet /20/.

Mit der Rückführung nur des Urans über die Zwischenschritte Wiederanreicherung und Refabrikation in LWR ist dann der reine Uran-Brennstoffkreislauf geschlossen (vgl. Abb. 2-1, Brennstoffkreislauf 2). Mit dem künstlichen Spaltmaterial Plutonium aber kann nun ein eigenständiger Plutonium-Brennstoffkreislauf aufgebaut werden. In diesem Fall stellt die LWR-Wiederaufarbeitung eine sekundäre Rohstoffquelle dar, analog dem Natururanbergwerk im Uranzyklus. Anstelle einer U-235-Anreicherung tritt dann aber einfach die Vermischung des Plutoniums mit abgereichertem Uran. Fabrikation dieses Mischoxid (MOX)-Brennstoffs, Bestrahlung in fortgeschrittenen Reaktoren, Wiederaufarbeitung mit vorangehender Zwischenlagerung sowie Refabrikation des Plutoniums sind die einzelnen Stationen eines Plutonium-Zyklus. Es liegt in der Natur der Sache begründet, daß beide Zyklen (Uran- und Plutoniumzyklus) miteinander gekoppelt sind. Diese Kopplung birgt dann auch Probleme in sich, die Gegenstand der weiteren Auführungen dieser Arbeit sind. Nur für den Fall, daß der fortgeschrittene Reaktor vom Typ eines Schnellen Brütters ist, kann später eine teilweise Entkopplung eintreten.

2.2.2 Mischoxidfertigung

Im Verlauf der MOX-Brennelementherstellung werden mehrere Isotope, welche im Uranzyklus als Abfallprodukte anzusehen sind, zu einem vollwertigen Reaktorbrennstoff verarbeitet.

Hierzu werden Plutonium aus dem Wiederaufarbeitungsprozeß und abgereichertes Uran aus dem Anreicherungs- bzw. Wiederaufarbeitungsprozeß nach ihrer Konversion zu Oxiden gemischt, bis die erforderliche Konzentration an spaltbarem Plutonium erreicht ist. Das Mischoxidpulver wird dann zu Tabletten verdichtet, bei Temperaturen von

1.000 und 1.700 Grad Celsius gesintert und in Hüllrohre gefüllt. Nachdem diese Hüllrohre beidseitig zu Brennstäben verschweißt sind, erfolgt deren Assemblierung zu Brennelementen.

An die MOX-Fabrikation werden jedoch aufgrund der starken Strahlung und hohen Toxizität von Plutonium besondere Sicherheitsanforderungen gestellt. Besondere Abschirmmaßnahmen während des gesamten Fertigungsprozesses machen sich als nicht vernachlässigbare Kostenfaktoren bemerkbar. Kostenintensiv kann sich auch ein anderer Faktor erweisen, auf den im nächsten Abschnitt im Zusammenhang mit den fortgeschrittenen Reaktorkonzepten eingegangen wird: der Durchmesser der einzelnen Brennstäbe, der wesentlich kleiner als bei LWR-Brennstoff ist.

Bisher liegen nur Kostenerfahrungen aus kleinen Versuchsanlagen vor. Die auf dieser Basis getätigten Kostenerwartungen für diesen Veredelungsschritt schwanken zwischen etwa 2.000 und 8.000 DM/kg MOX-Brennstoff in zukünftigen kommerziellen Anlagen.

2.2.3 Fortgeschrittene Kernreaktoren

Die MOX-Brennelemente werden in sog. fortgeschrittenen Reaktoren zur Energiegewinnung eingesetzt. Fortgeschritten bezieht sich dabei auf die Fähigkeit dieser Art von Reaktoren, den Kernspaltungsprozeß durch spaltbares Plutonium anstelle des natürlichen Uran-235 aufrecht zu erhalten und durch diese Spaltmaterial-Substitution die Rohstoffvorräte der Natur zu schonen bzw. deren Ausnutzung auf ein Vielfaches des in LWR erreichbaren Wertes zu erhöhen.

In der Bundesrepublik Deutschland befinden sich 3 Konzepte von derartigen fortgeschrittenen Reaktoren in der

energiepolitischen Diskussion. Zwei dieser Konzepte basieren auf der bewährten Druckwasserreaktor-Technologie, das Dritte stellt eine vollständige Neuentwicklung dar. Ohne diese Reaktorentwürfe im Detail vorzustellen, sollen nun die für diese Arbeit notwendigen technischen und physikalischen Informationen im Zusammenhang mit ihrer Brennstoffversorgung kurz angesprochen werden (vgl. Abb. 2-2).

2.2.3.1 LWR-Plutonium-Brenner

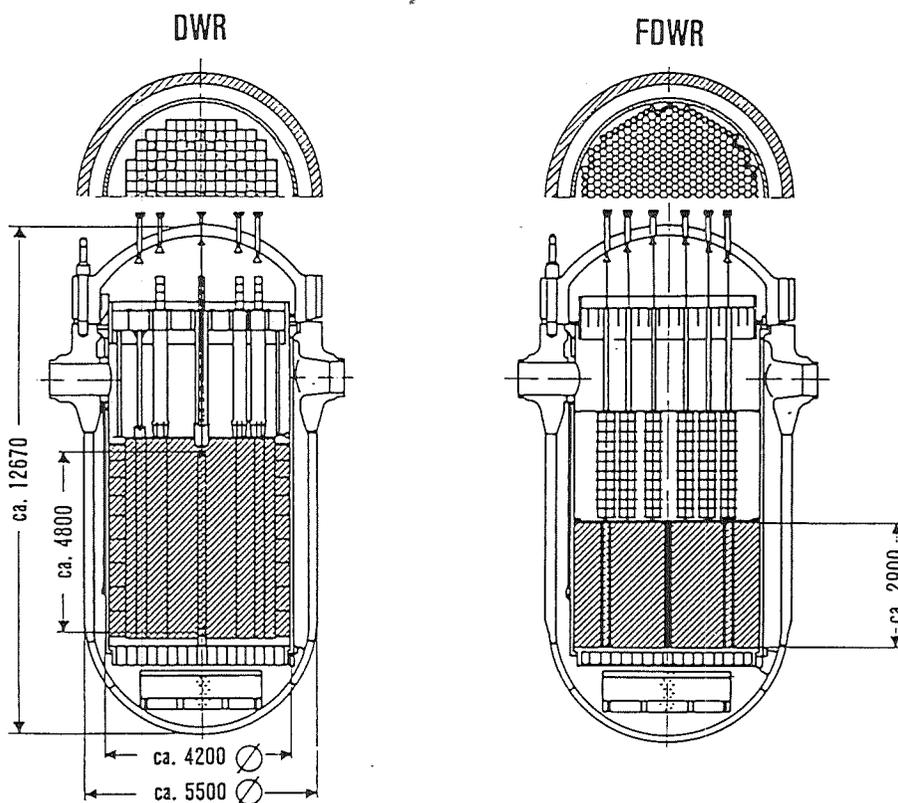
Der LWR-Plutonium-Brenner ist ein Druckwasserreaktor herkömmlicher Bauart, dessen Brennstoff statt aus angereichertem Uran aus Uran-/Plutonium-Mischoxid besteht, wobei eine Plutoniumkonzentration von bis zu 4 Gewichtsprozenten möglich ist. Diese ist wegen der physikalischen Wertigkeit von Plutonium in thermischen Reaktoren etwas höher als in Druckwasserreaktoren mit herkömmlichem Uranbrennstoff, was sich auch in seiner Spaltmaterial-Erstausrüstung von etwa $2.2 \text{ t Pu}_{\text{fiss}} / \text{GWe}$ zeigt, die damit um etwa 30 Prozent über der eines Standard-LWR liegt. Da es sich bei diesem fortgeschrittenen Konzept um rein brennstofforientierte Maßnahmen handelt, bleiben die baulichen und technischen Komponenten der Anlage unverändert, insbesondere sind auch die Anzahl der Brennstäbe sowie der Abbrand in beiden Anlagen identisch /3,4/.

Bei diesem fortgeschrittenen Reaktor handelt es sich um eine spezielle Form der Plutoniumrückführung in LWR, deren Ökonomie im wesentlichen mit /21/ abgedeckt ist und der hier nur der Vollständigkeit wegen erwähnt wird. In die folgenden Analysen wird er deshalb nicht mehr einbezogen.

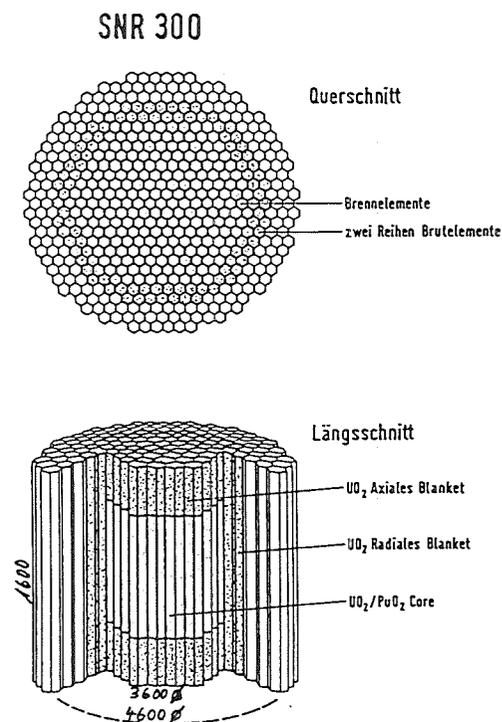
Abb. 2 - 2 Technische und physikalische Merkmale von DWR und von fortgeschrittenen Reaktoren im Vergleich

	DWR	FDWR	SBR*
Anzahl der Brennstäbe	45.548	109.237	98.644
Anzahl der Brutstäbe	-	-	21.203
Brennstabdurchmesser (mm)	10,7	9,5	8,5
Spaltstoff	U235	Pu	Pu
Spaltstoff-Anreicherung (%)	3,2	7,5	14 - 18
Spaltstoff-Inventar (t/GWe)	1,7	8	3,2
Abbrand (MWd/t SM)	33.000	40.000-60.000	70.000-130.000

*) Super-Phenix /3/



DWR und FDWR Brennstab- und Kernanordnung



Schnitt durch den Reaktorkern des SNR 300

2.2.3.2 Fortgeschrittene Druckwasserreaktoren

Eine Weiterentwicklung heutiger DWR-Technologie in technischer und physikalischer Sicht repräsentiert der Fortgeschrittene Druckwasserreaktor mit hoher Konversionsrate. Unter möglichst weitgehender Beibehaltung technischer und baulicher DWR-Komponenten soll mit dieser Anlage eine bedeutende Verbesserung der Kernbrennstoffausnutzung und damit eine Schonung der Natururanvorräte erreicht werden.

Wie aus Abb. 2-2 hervorgeht, sind die äußeren Abmessungen eines FDWR-Druckbehälters identisch mit denen des konventionellen DWR, nur das eigentliche Reaktorkern ist bei sogar etwas größerem Brennstoffinventar wesentlich kompakter ausgelegt. Bei gleichem Core-Durchmesser und etwa einer Halbierung der Core-Höhe wurde dies durch eine veränderte Brennelementstruktur, dünnere Brennstäbe und einen verringerten Abstand zwischen den Brennstäben erreicht. Dieses engere Brennstabgitter führt in Verbindung mit der ausschließlichen Beladung mit UO_2/PuO_2 -Brennstoff dann zu einem Neutronspektrum im Reaktorkern, das die erwünschten Konversionsraten (CR) im Bereich von $CR = 0.9$ erwarten läßt. Dies würde bedeuten, daß 90% der vom Reaktor während der Energieerzeugung verbrauchten Spaltstoffe im gleichen Zeitraum durch Umwandlung von Brut- in Spaltstoffe ersetzt werden (bei heutigen LWR etwa 60%). Der effektive Spaltstoffverbrauch im Reaktor ist daher nur noch relativ gering, wodurch sich, wie später noch gezeigt wird, eine bedeutende Verbesserung der Natururanausnutzung ergibt.

Durch diese Spektrumshärtung wird jedoch eine hohe Anfangsanreicherung des Reaktorbrennstoffs von etwa 7,5 Prozent bedingt, die sich dann zu etwa 8-9 t Pu_{fiss}/GWe Erstinventar akkumuliert. Von diesem hohen Spaltinven-

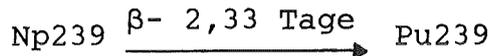
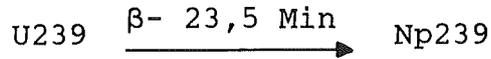
tar werden ebenso negative wirtschaftliche Effekte erwartet, wie von der erwähnten Umstrukturierung der Brennelemente und Brennstäbe. Positive Effekte erwartet man von der angestrebten Brennstoffeinsparung, dem höheren Abbrand von etwa 40-60 GWD/t Brennstoff sowie von den Investitionsausgaben einer solchen Anlage, die aufgrund einer weitgehenden Baugleichheit in der Größenordnung von Standard-Druckwasserreaktoren liegen sollen /23/. Weitere Details und wichtige technisch-physikalische sowie sicherheitsrelevante Fragen des FDWR sind in /5,6/ behandelt.

2.2.3.3 Schnelle Brutreaktoren

Technisch und physikalisch stark gegenüber der DWR-Technologie verändert, stellt ein Schneller Brutreaktor eine andere kerntechnische Entwicklungsrichtung dar, deren Anfänge in den 60er Jahren liegen. Dementsprechend befinden sich auch weltweit schon mehrere Prototypanlagen im Betrieb. Hintergrund für die Projektaufnahme waren, wie u. a. auch beim Fortgeschrittenen Druckwasserreaktor, das Bewußtsein über die beschränkten Vorkommen des natürlichen Kernbrennstoffs Uran und, wie oben schon dargestellt, dessen schlechte Ausnutzung in Leichtwasserreaktoren.

Die Brutreaktor-Technologie basiert auf der Idee, einen im Leichtwasserreaktor als Begleiterscheinung bereits ablaufenden naturgesetzlichen physikalischen Vorgang neben der Energieerzeugung gezielt zur Hauptfunktion eines neuen Reaktortyps zu machen. Angesprochen ist hierbei die Umwandlung von nicht spaltbaren Isotopen (Brutmaterial) durch Neutroneneinfang in spaltbare Isotope (Spaltmaterial).

Es handelt sich dabei um folgenden Prozeß /24/:



Das nicht spaltbare Uran 238 wird durch den Einfang eines Neutrons n zu U-239. Dieses zerfällt in 23,5 Minuten unter Abgabe von β -Strahlung in Neptunium 239, woraus wiederum nach 2,33 Tagen das spaltbare Plutonium-239 entsteht. Da der frische Brennstoff eines LWR zu 97% aus U-238 und 3% U-235 besteht und bei der Spaltung des U-235 Neutronen freiwerden, handelt es sich deshalb um einen inhärenten Vorgang des Betriebs von Leichtwasserreaktoren.

In Brutreaktoren versucht man nun, diesen Konversionsvorgang zu intensivieren. Dabei sind das Kühlmittel in seiner Funktion als Moderator, die Brennstoffzusammensetzung und die Brennstoffanordnung im Reaktorcore wesentliche Elemente eines verstärkten Konversionsprozesses. Als Kühlmittel wird flüssiges Natrium, als Brennstoff wird zu 14-18 Gewichtsprozenten mit spaltbarem Plutonium angereichertes Abfalluran verwendet. Physikalische und technische Details sind in /3/ erläutert.

Die strukturelle Anordnung der Brennelemente im Reaktorcore sowie die jeweilige Zusammensetzung des Brennstoffs ist in Abb.2-2 wiedergegeben. Bei einem Durchmesser von 4,6 Metern und einer Höhe von 1,6 Metern ist das Reaktorcore eines Schnellen Brütters selbst noch wesentlich kompakter gestaltet als das FDWR-Core. In einem inneren Corebereich (Durchmesser 3.6 Meter, Höhe 1 Meter) befindet sich der Uran/Plutonium-Mischoxidbrennstoff, allseitig umgeben von Brutmaterial in Form von abgereichertem Uran. Im inneren

Corebereich bilden jeweils 30 Zentimeter starke Brutmaterialzonen in den einzelnen Brennstäben ober- bzw. unterhalb des MOX-Brennstoffs das axiale Blanket. Diese mit Spalt- und Brutmaterial gefüllten Brennstäbe sind dann mit einem Ring aus Brennstäben mit ausschließlich Brutmaterial umgeben, dem sogn. radialen Blanket. Insgesamt besteht der Reaktorkern eines Schnellen Brütters der Leistungsklasse 1.000 MWe aus etwa 100.000 Brennstäben, in denen etwa 90 Tonnen Brenn- und Brutstoff enthalten sind. Der Spaltstoffanteil beträgt etwa 3,2 Tonnen spaltbares Plutonium. Man erwartet, daß bei diesem Brennstoff ein mittlerer Abbrand von 70-130 GWd/t erzielt werden kann und sich Brutgewinne von etwa 150-300 kg Pu_{fiss}/GW.a bei einem Lastfaktor von 0,75 /3,4/ einstellen.

Aufgrund der wesentlich komplexeren Technik haben sich für Prototypreaktoren ca. doppelt so hohe Investitionsausgaben ergeben als bei Leichtwasserreaktoren gleicher Leistungsklasse. Die zukünftigen Erwartungen sind dahingehend, daß mit einem Übergang auf Serienherstellung die Investitionsausgaben auf Bereiche zwischen 0 und 20 Prozent zurückgehen und so deren Markteinführung erleichtert wird /25/.

2.2.3.4 Symbiose von Fortgeschrittenen Reaktoren

Vor dem Hintergrund wirtschaftlicher Überlegungen sind auch Gedankenmodelle zu sehen, welche zwei fortgeschrittene Reaktoren in einer Reaktorsymbiose zum Gegenstand haben. Mit dem Ziel, möglichst schnell viel Natururan einzusparen und in absehbarer Zeit autark zu sein, haben sich Schnelle Brutreaktoren einerseits als ideale Reaktortypen erwiesen / 26,27/. Ihre mögliche hohe Kapitalintensität andererseits aber könnte einer

frühzeitigen Markteinführung entgegenstehen. Demgegenüber wird erwartet, daß fortgeschrittene Druckwasserreaktoren die kapitalgünstigere Variante darstellen, allerdings unter Verlust des Natururanautarkieaspektes. FDWR sind zwar, wie später noch gezeigt wird, effektive Spaltmaterialverwerter, bleiben aber immer als sogn. Konverterreaktoren auf externe Spaltmaterialzufuhr, z. B. von natururankonsumierenden LWR, angewiesen.

Das Symbiose-Modell von FDWR/SBR stellt nun den Versuch dar, die genannten Eigenschaften beider Systeme zu kombinieren: Die Selbsterhaltungsqualität von Brutreaktoren und die Kostenattraktivität von FDWR. Praktisch würde dann das erbrütete Spaltmaterial eines Brütters das Spaltmaterialdefizit eines oder mehrerer FDWR ausgleichen. Das Verhältnis beider Reaktoren zueinander ist in der Endausbaustufe des Kraftwerksparks dabei eine Funktion der Brutrate der SBR einerseits und der Konversionsrate der FDWR andererseits /27/. Je höher der Brutüberschuß und je geringer das Spaltmaterialdefizit, um so mehr kapitalgünstige FDWR können pro Brüter installiert werden und um so niedrigere Stromerzeugungskosten für das Symbiosesystem könnten erzielt werden. Im Vergleich zum reinen Brütterszenario wäre eine frühere Wettbewerbsfähigkeit gegenüber LWR die Folge. Nachteilig wäre u. a. zu bewerten, daß sich aufgrund der vermehrten Spaltmaterialanforderungen für die Erstinventare der beiden gekoppelten Reaktortypen deren Einführung verlangsamten und sich damit das Erreichen der Spaltmaterialautarkie erheblich verzögern würde /27/.

2.2.4 Zwischenlagerung von MOX-Brennelementen

Mit dem Erreichen des Zielabbrandes der MOX-Brennelemente beginnt auch hier das "Back-End" des fortgeschrittenen Brennstoffkreislaufs. Gegenüber den Lagerbedingungen für abgebrannte Uranelemente (Abschnitt 2.1.5) sind keine gravierenden Änderungen bekannt, so

daß eine parallele oder sukzessive Verwendung von Lagern für beide Brennstoffarten möglich erscheint. Die jährlich anfallende Menge abgebrannter Brennstoffe aus LWR-Plutonium-Brennern beträgt etwa 23,5 Tonnen, aus FDWR etwa 15 Tonnen und aus Brütern etwa 28,0 Tonnen inkl. Blanketmaterial pro GWe installierter Leistung und bei 6.500 Betriebsstunden pro Jahr /3,6/.

2.2.5 Wiederaufarbeitung von MOX-Brennelementen

Der bestrahlte Brennstoff aus LWR und fortgeschrittenen Reaktoren unterscheidet sich im wesentlichen in höheren Restspaltstoffkonzentrationen des MOX-Brennstoffs und, im Falle von FDWR- und SBR- Brennstoff, in wesentlich höherem Abbrand. Letzterer bedingt auch eine höhere Spaltproduktkonzentration bei dieser Brennstoffart und macht infolge dessen besondere Maßnahmen und Verfahren bei der Handhabung dieses Materials erforderlich. Erfahrungen aus der Wiederaufarbeitung von MOX-Brennstoff sind schon aus Pilot-Anlagen verfügbar /3/.

Inwieweit sich die eingangs genannten Unterschiede zwischen LWR- und MOX-Brennstoff auch kostenmäßig bemerkbar machen, darüber besteht heute noch große Unklarheit. Beträge von mehreren Zehntausend DM pro kg Brennstoff bei Pilotanlagen bis zum 1-3-fachen der heutigen LWR-Wiederaufarbeitungspreise für kommerzielle Aufarbeitungsanlagen sind in der Diskussion /2,28,29/.

2.3 Besonderheiten gegenüber fossilen Kraftwerken

Die vorangegangenen Ausführungen und die Tabellen A1 und A2 des Anhangs stellen den Uran- und den Mox-Brennstoffkreis-

lauf inhaltlich und quantitativ vor. Das spezifische Brennstoff-Mengengerüst beider Zyklen ist ergänzend hierzu in Abb. 2-3 am Beispiel eines LWR und SBR noch einmal graphisch dargestellt. Die nachfolgenden Abschnitte zeigen nun einige wesentliche Unterschiede zwischen nuklearen und fossilen Kraftwerken auf.

2.3.1 Die geographische Lage der Rohstofflagerstätten

Bei den fossilen Kraftwerken werden größtenteils Stein- oder Braunkohle, in wesentlich geringerem Umfang Oel oder Erdgas als Brennstoffe verwendet. Damit werden mit der Kohle zum überwiegenden Teil einheimische Rohstoffe eingesetzt.

Für die nuklearen Kraftwerke gilt diese Aussage nicht. Wie die Tabelle 2-3 zeigt, befinden sich nahezu sämtliche der in Tabelle 2-1 genannten Lagerstätten an natürlichen Kernbrennstoffen im außereuropäischen Ausland, zum Teil auch in politisch instabilen Ländern. Mögliche Auswirkungen dieser Situation wurden in den siebziger Jahren durch die beiden Oelpreiskrisen demonstriert. Neue Reaktorlinien wie FDWR oder SBR sollen deshalb die hohe Importabhängigkeit bei LWR verringern bzw. vollkommen beseitigen.

Vorräte	sichere	wahrscheinliche
Ländergruppen		
Europa	186	144
Amerika	863	1.857
Pazifik	325	285
Lateinamerika	152	107
Afrika, Naher Osten	725	301
Asien	43	25
Westliche Welt	2.293	2.720

Tabelle 2-3: Natururanvorräte nach OECD-Ländergruppen in 1000 t (Kostenklasse bis 130 \$/kg Uran) /17/.

2.3.2 Die Wiederverwertbarkeit des abgebrannten Kernreaktorbrennstoffs

Typisch für fossile Kraftwerke ist weiterhin die einmalige Verwendbarkeit ihrer Brennstoffe. Die verbleibende Asche kann bestenfalls in der Industrie weiterverarbeitet werden.

Die Attraktivität des Kernbrennstoffs aber besteht u. a. darin, daß durch Einsatz neuer Techniken die Abfallprodukte des Urankreislaufs zu mehr oder weniger ergiebigen neuen Rohstoffquellen für andere Kernkraftwerkstypen werden können. Das in LWR während der Bestrahlung der Uranbrennelemente aus nichtspaltbarem U-238 entstehende spaltbare Pu-239 kann, nach der Wiederaufarbeitung, ebenfalls mit U-238 vermischt werden und ersetzt dann in den fortgeschrittenen Reaktoren das natürliche Spaltmaterial U-235. Bezogen auf die ursprünglich für die LWR verbrauchte Natururanmenge ist damit deren bessere Ausnutzung verbunden.

2.3.3 Der sukzessive Aufbau des nuklearen Brennstoffkreislaufs

Im Gegensatz zu fossilen Kraftwerken besteht der Brennstoffkreislauf von Kernkraftwerken aus mehreren, oben im einzelnen dargestellten Anlagen, in denen sukzessiv eine Bearbeitung des Brennstoffs vom Natururan bis zu fertigen Brennelementen, von bestrahlten Brennelementen bis zur Extraktion verbliebener bzw. entstandener Spaltstoffe stattfindet.

Charakteristikum in diesem Zusammenhang ist die wechselseitige Abhängigkeit zwischen diesen einzelnen Produktionsprozessen, die über den Spaltstoff Plutonium auch in ein Abhängigkeitsverhältnis zwischen LWR-und

fortgeschrittener Reaktortechnologie führt. Produktionsengpässe innerhalb dieser Kette z.B. führen zwingend zu Reaktionen bei allen vor- bzw. nachgelagerten Stellen des Brennstoffkreislaufs und können unter Umständen auch die Anteile von konventioneller und fortgeschrittener Reaktortechnologie am gesamten Kernenergiebedarf verändern. Die Möglichkeit, die Auswirkungen solcher partieller Sachzwänge auf das Gesamtsystem des Brennstoffkreislaufs analysieren zu können, ist eine der Bedingungen die an ein zu konzipierendes Brennstoffkreislaufmodell zu stellen sind.

Häufig ist auch der Fall zu beobachten, daß solche Engpässe nur als obere oder untere Grenzwerte vorliegen, so daß eine Vielzahl von Möglichkeiten existiert. Ein entsprechendes Modell sollte deshalb auch, falls erforderlich, eine Auswahl aus diesen Möglichkeiten anhand bestimmter Kriterien ermöglichen.

2.3.4 Die zeitliche und verursachungsgerechte Erfassung der Zahlungsströme

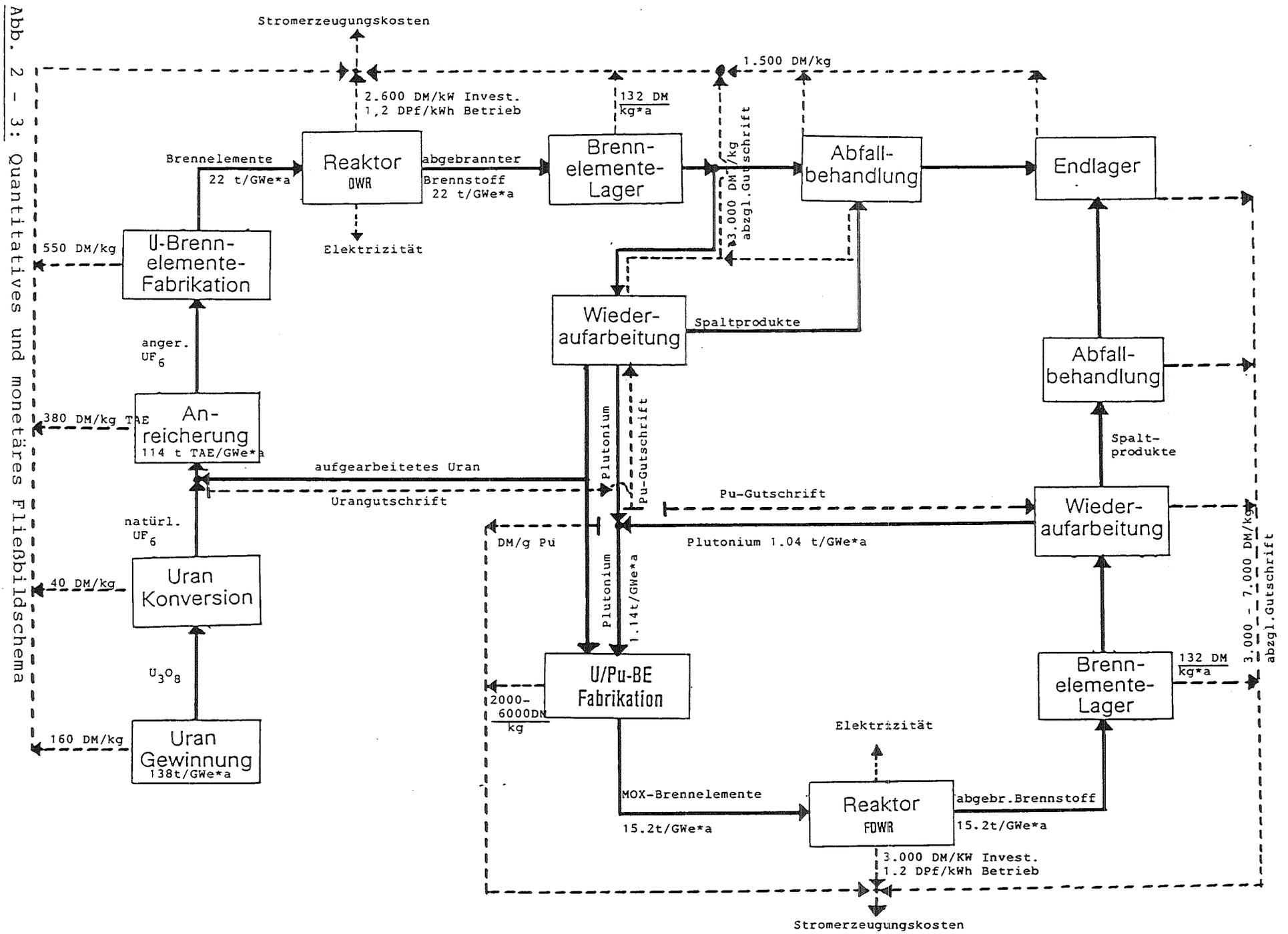
Zur monetären Erfassung der Vorgänge im Brennstoffkreislauf und zur Kalkulation der Stromerzeugungskosten ist es notwendig, das Mengengerüst der Abb. 2-3 durch ein monetäres Kosten/Preis-Gerüst zu überlagern. Dieses bezieht sich auf die Brennstoffkreislauf-, Betriebs- und Kapitalkosten der Kernkraftwerke. Die Überlagerung gestaltet sich aber aufgrund einiger Besonderheiten in der Brennstoffhandhabung bei Kernkraftwerken wesentlich schwieriger als dies bei konventionellen fossilen Kraftwerken der Fall ist. Aus der noch vereinfachten Darstellung der monetären und quantitativen Einflüsse und Zusammenhänge im nuklearen Brennstoffkreislauf der Abb. 2-3 soll darum zunächst nur ein Eindruck über die bestehenden Besonderheiten und Probleme

vermittelt werden. Lösungsverfahren hierzu sind in Kapitel 5 angesprochen und angewandt.

Insbesondere sind gegenüber fossilen Kraftwerken folgende Abweichungen zu beachten:

1. Der Brennstoff von Kernreaktoren bindet im allgemeinen ein beträchtliches Kapital. Da erst im Verlauf der Standzeit der Brennelemente im Reaktor (i. d. Regel von mehreren Jahren) ein Wertverlust eintritt, kann nicht dieser gesamte Kapitaleinsatz sofort mit der Beladung als Kostenfaktor angesetzt werden. Vielmehr ist die Wertminderung im Reaktor entsprechend ihrer zeitlichen Realisierung kostenmäßig zu erfassen. Nach der Entladung der Brennelemente ist ein verbleibender Restwert des Brennstoffs kostenmindernd anzusetzen.
2. Der Kernbrennstoff durchläuft mehrere Veredelungsschritte vor seiner eigentlichen Verwendung im Reaktor und macht auch danach weitere Aufwendung in einem Umfang notwendig, wie er von fossilen Brennstoffen nicht bekannt ist. Entsprechende Finanzierungsmaßnahmen sind erforderlich.
3. Zwischen den in einer Kostenanalyse zu erfassenden einzelnen Ausgaben- und Einnahmenströmen im Brennstoffkreislauf können Zeiträume von mehreren Jahren liegen. In dieser Zeit kann kein unmittelbarer Nutzen aus dem eingesetzten Kapital gezogen werden, was den Ansatz von Zinsaufwendungen notwendig macht.
4. Der nukleare Brennstoff stellt nicht nur in der Vorkraftwerksphase einen beträchtlichen Wert dar, sondern er behält auch während seiner Einsatzzeit und in der Nachkraftwerksphase einen nicht zu vernachlässigenden Wert. Seine unabdingbare Bewertung und steuerliche Erfassung stellt darum eine weitere Komplizierung des Kostenansatzes dar.

Abb. 2 - 3: Quantitatives und monetäres Fließbildschema eines Brennstoffkreislaufs mit Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren



Die sich hieraus ergebenden Probleme bei der methodischen Erfassung dieser kernenergiespezifischen Eigenheiten sowie deren Lösung sind in /13/ wiedergegeben und diskutiert. Das monetäre Hauptproblem leitet sich dabei aus obiger Aussage 3 ab und besteht in der Gegenüberstellung von Zahlungsströmen mit unterschiedlicher Zeitwertigkeit. Ursächlich für diese Zahlungsströme sind:

1. Kosten für den frisch eingesetzten, fertig fabrizierten Brennstoffe sowie Kosten für seine Wiederaufarbeitung,
2. Erlöse aus dem verbleibenden Wert des abgebrannten und aufgearbeiteten Brennstoffs,
3. Zinsen und Steuern während der Standzeit des Brennstoffes im Reaktor sowie während der Fabrikations-, Transport-, Abkling- und Wiederaufarbeitungszeit,
4. Abschreibungen des Brennstoff-Wertverlustes während der Standzeit und für die geringere Ausnutzung des Brennstoffs im ersten und letzten Core im Verlauf der Kraftwerkslebensdauer.

Die Abb. 2-4 zeigt die zeitliche Zuordnung dieser einzelnen Positionen über den gesamten Zeitraum des nuklearen Brennstoffkreislaufs und in Tabelle 2-4 ist die Dauer einzelner, abgrenzbarer Abschnitte, nach Reaktortypen getrennt, aufgelistet. So nimmt die Kernbrennstoffherstellung bis zu einem Jahr in Anspruch, stehen die Brennelemente je nach Reaktortyp etwa 3 bis 5 Jahre im Reaktorcore und dauert die Entsorgungsphase etwa 2 bis 7 Jahre an. Die mit Stern gekennzeichneten Werte stellen Zielwerte dar, welche unter dem Kriterium der Natururanminimierung unbedingt anzustreben, aber nicht notwendigerweise auch kostenoptimal sind /13/. Insgesamt erhält man damit Zykluszeiten von 6 bis 13 Jahren.

BKL-Ab-schnitt	Reaktortyp		
	LWR	FDWR	SBR
Brennstoff-veredelungszeit	1,8	0,5* -1	0,5* -1 (0,5)
Standzeit	3	5	3 (6)
Abklingzeit	2* -7	2* -7	2* -7 (2* -7)
Gesamtzyklus	6,8-11,8	7,5-13	5,5-11 (8,5-13,5)

Tabelle 2 - 4 : Dauer einzelner Brennstoffkreislauf-Abschnitte in Jahren, differenziert nach Reaktortypen, Ist- und Zielwerten /3,4,11,30/ (Zahlen in Klammern gelten für Brutelemente).

2.3.5 Die Rolle der Kapitalkosten

Im Vergleich zu fossilen Kraftwerken ist die Kapitalintensität bei Kernkraftwerken in zweifacher Hinsicht wesentlich stärker ausgeprägt. Ein erster deutlicher Anstieg, der von mehreren Teilbereichen verursacht wird, ist schon bei der gegenwärtigen LWR-Technologie gegeben.

Ein noch höherer Kapitaleinsatz wird mit einem Übergang auf fortgeschrittene Reaktortypen verbunden sein, wobei die Ursachen hierfür allerdings ganz unterschiedlicher Art sind.

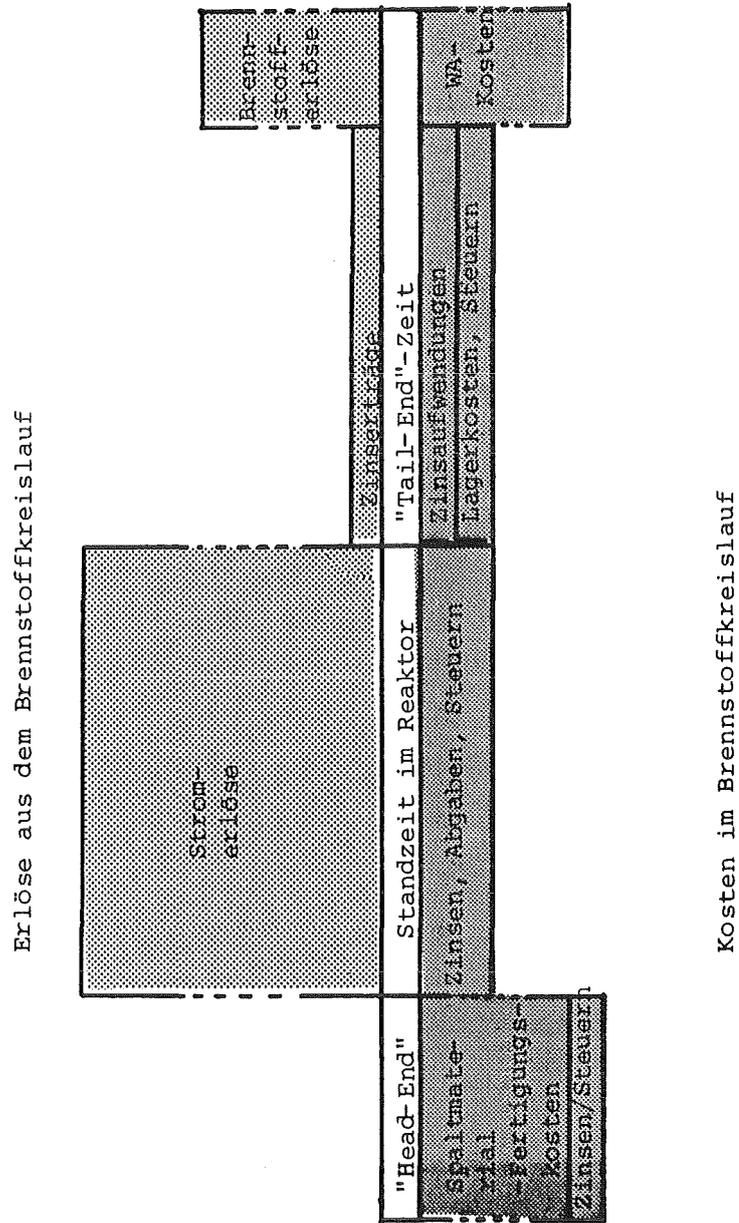


Abb. 2 - 4: Zeitliche Abfolge der Einnahmen und Ausgaben, Aufwendungen und Erträge im nuklearen Brennstoffkreislauf

2.3.5.1 Kapitalintensive Kraftwerkstechnik

In Abb. 2-2 sind die den Reaktorbrennstoff enthaltenden Anlagenbauteile und deren unterschiedliche Auslegung innerhalb der betrachteten Nuklearanlagen dargestellt. Ihre Einbettung in die Gesamtanlage sowie deren gesamte Komplexität kann Abbildungen und Beschreibungen in der Literatur entnommen werden /3,31,33,34,35, 36 /. Der konstruktive und sicherheitsbedingte Mehraufwand bei Kernkraftwerken gegenüber fossilen Kraftwerken schlägt sich natürlich auch in deren Investitionsausgaben nieder. Eine unter heutigen Gesichtspunkten bestehende Relation zwischen fossilen und nuklearen Kraftwerkstypen zeigt die folgende Tabelle 2-5:

<u>Kraftwerkstyp</u>	<u>Kohle</u>	<u>LWR</u>	<u>FDWR</u>	<u>SBR-P</u>	<u>SBR-K</u>
Investitionsausgaben	0,5	1	1	2,1	1,26

Tabelle 2-5: Investitionsausgabenfaktoren für Kraftwerke
/23,25,29/

Die Zahlen der Tabelle 2-5 spiegeln dabei im Falle des FDWR die Erwartungen wieder, daß durch weitestgehende Übernahme bewährter DWR-Technologiekomponenten in die FDWR-Anlagen vergleichbare Errichtungskosten wie bei DWR-Konvoi-Anlagen erzielbar sind. Bei Brutreaktoren sind die komplexere Technik des Reaktors selbst und die Kühl- und Sicherheitsvorrichtungen im Zusammenhang mit dem Einsatz der Natriumtechnologie verantwortlich für die erwarteten Mehrausgaben, welche sich nach einer Schätzung der fran-

zösischen Atomenergiebehörde CEA /25/, dem führenden Brüterhersteller und -betreiber, zwischen 110 Prozent beim Prototyp (SBR-P) und 26 Prozent bei kommerziellen Reaktoren (SBR-K) bewegen sollen. Damit sind selbst im optimistischsten Falle höhere Investitionsausgaben als bei DWR, FDWR und insbesondere dem fossilen Kohlekraftwerk zu veranschlagen.

2.3.5.2 Kapitalintensive Brennstoffherstellungsverfahren

Als wesentliche Merkmale der Herstellung von fortgeschrittenem Reaktorbrennstoff sind

- die Handhabung von Plutonium,
- in relativ hoch angereicherter Form,
- die Verarbeitung von vergleichsweise dünneren Hüllrohren und
- der Umgang mit wesentlich höheren Brennstoffabbränden

zu nennen.

Alle diese Merkmale bedürfen insbesondere aus Sicherheitsgründen besonderer technischer und baulicher Vorkehrungen und führen zu relativ teureren Brennstoffkreislaufdienstanlagen /3,21,28/. Am Beispiel erwarteter spezifischer Produktkosten kann dieser Trend aufgezeigt werden. Die neben den Kapitalkostenanteilen darin ebenfalls kalkulierten Personal- und Betriebskosten der Anlagen werden zwar auch mit deren Komplexität zunehmen, sie können jedoch nicht als dominierende Größe der Verteuerungen gegenüber einer LWR-Vergleichsanlage angesehen werden. Dies sind eindeutig deren Kapitalkosten.

Reaktortyp	LWR	FDWR	SBR
Fabrikation	1	3.6-10.0	5.5-12
Wiederaufarb.	1	1.0- 2.5	1.3- 3

Tabelle 2-6: Erwartete Kostenfaktoren für nukleare Brennstoffkreislaufdienste /20,28,32/

Mann erkennt auch hier den erwarteten, teilweise beträchtlichen Kostenanstieg bei den fortgeschrittenen Brennstoffkreislauf-dienstanlagen.

2.3.5.3 Kapitalintensiver Kernbrennstoff

Schon der Kernbrennstoff von Leichtwasserreaktoren ist im Vergleich zu fossilen Kraftwerken sehr kapitalintensiv. Diese Eigenschaft des Kernreaktorbrennstoffs führt dazu, daß während der gesamten o. a. Zyklusdauer unterschiedliche Arten von Kapitalkosten vom jeweiligen Vermögenswert des Brennstoffs zu berücksichtigen sind.

Während der Veredelungsphase des Brennstoffs (am Beispiel eines LWR von der Natururangewinnung bis hin zur Beladung der Brennelemente in den Reaktor) muß Kapital vorgehalten werden. Mit dem Einsatz in den Reaktor ist das Kapital während der Standzeit der Brennelemente im Reaktor in seiner Form als Reaktorbrennstoff für seine eigentlichen Funktion bereitzustellen. Nach der Entladung des Brennstoffes aus dem Reaktor ist aus radiologischen Gründen eine mehr oder weniger lange Abklingphase der Brennelemente vor der Weiterverarbeitung erforderlich, für deren Dauer Kapital als Gegenwert des

Spaltstoffrestgehaltes gebunden ist. Als Äquivalent für eine theoretisch mögliche, anderweilige Verwendung sind Zinskosten zu berechnen.

Die in Tabelle 2-7 zusammengestellten Kernbrennstoffwerte verschiedener Reaktorcores zu verschiedenen Zeitpunkten des Brennstoffzyklus sollen, da sie die Basis für o. g. Kapitalkostenarten sind, einen ersten Eindruck über die monetären Auswirkungen bei den unterschiedlichen Reaktortypen vermitteln.

	LWR	FDWR	SBR
<u>Veredelungsphase</u>			
Brennstoffanteil	227	325	160
Fabrikationsanteil	44	187	117
<hr/>			
Wert bei Reaktorbeladung	271	512	277
=====			
<u>Standzeit</u>			
Brennstoffanteil	159	323	173
Fabrikationsanteil	22	93	58
<hr/>			
Mittelwert während der Standzeit	181	416	231
=====			
<u>Entsorgungsphase</u>			
Brennstoffwert	90	320	185
<hr/>			
Wert bei Reaktorentladung	90	320	185
=====			

Tabelle 2-7: Vergleichbare Brennstoffwerte von LWR-, FDWR- und SBR-Reaktorcores zu unterschiedlichen Zeitpunkten im Brennstoffkreislauf (bei heutigen Uran-, Trennarbeits- und Fabrikationskosten, 3%iger Urananreicherung, einem konstanten Plutoniumpreis von 50 DM/g PU und MOX-Fabrikationskosten von 2.000 DM/kg Brennstoff, ohne Finanzierungskosten, in Mio. DM).

Diese Gegenüberstellung zeigt, daß die fortgeschrittenen Reaktoren kostenwirksam weitaus mehr Finanzmittel in ihrem Kernbrennstoff binden als heutige Leichtwasserreaktoren. In besonderem Maße gilt dies für FDWR, welche aufgrund ihres hohen Spaltmaterialinventars und des daraus u. U. resultierenden hohen Brennstoffwertes sehr sensitiv im Brennstoffkostenbereich sind. Entscheidend wird diese Sensitivität beeinflusst vom Preis des Spaltmaterials Plutonium, der Hauptobjekt des nachfolgenden Kapitels 6 sein wird.

2.3.5.4 Hoher Finanzmittelbedarf

Die voranstehenden Unterabschnitte dokumentieren die Feststellung, daß aus den verschiedenartigsten Gründen heraus ein hoher Kapitaleinsatz bei Kernkraftwerken zu erkennen ist. Ein höherer Kapitaleinsatz ist schon zwischen fossilen und nuklearen Kraftwerken zu beobachten, aber auch unter den Nuklearkraftwerken selbst ist, allerdings in unterschiedlichen Teilbereichen, eine beträchtliche Zunahme zwischen LWR- und fortgeschrittener Reaktortechnologie festzustellen.

Ihren Niederschlag findet diese Kapitalintensität zum einen in den Stromerzeugungskosten dieser Anlagen, wie schon ein Blick auf deren strukturellen Aufbau zeigt /20,29/: hohe brennstoffabhängige Kosten bei den fossilen Anlagen, hohe kapitalabhängige Kosten bei den Nuklearanlagen. Daß innerhalb der für die Nuklearanlagen verbleibenden relativ geringen Brennstoffkostenanteilen dann auch noch Kapitalkostenkriterien eine bedeutende Rolle spielen können, darauf weisen bereits einige Anmerkungen aus den vorstehenden Teilen der Arbeit hin, quantitativ werden solche Effekte dann in Abschnitt 5.2 behandelt.

Einen zweiten Aspekt hat die hohe Kapitalintensität in der Finanzierung der Nuklearanlagen. Mit dem Übergang auf fortgeschrittene Reaktoren und deren Brennstoffkreislauf wird das Problem der Geldmittelbeschaffung noch größer sein, als dies bei heutiger LWR-Technologie insbesondere für kleinere Elektrizitätsversorgungsunternehmen heute schon der Fall ist. Reaktor- und Brennstoffkreislaufdienstanlagen werden dann u. U. ein Vielfaches der bei heutiger Reaktortechnologie notwendigen Geldmittel erfordern. Einen Eindruck über den größenordnungsmäßigen Umfang dieser erforderlichen Gelder vermitteln die Zahlen der Tabellen 2-5 bis 2-7, in denen die kapitalrelevanten Bestimmungsgrößen quantifiziert sind.

Die mit der Mittelbeschaffung verbundenen Probleme sollen im Rahmen dieser Arbeit nur aufgezeigt, nicht aber eingehend diskutiert werden. Sie bestehen im Grunde in der Frage, aus welchen Quellen die umfangreichen Mittel fließen sollen.

Grundlage jeder soliden Finanzierung ist ein gewisses Maß an Eigenkapital, im Bereich der Kraftwerksfinanzierung üblicherweise etwa in Höhe von 20-25% /52,53/. Eigenkapitalbildung setzt voraus, daß Kraftwerksbetreiber frühzeitig in der Lage sind, aus den Verkaufserlösen für die Elektrizität Rücklagen zu bilden, sofern ihnen der Elektrizitätsmarkt die Möglichkeit dazu bietet. Mit dem Übergang auf fortgeschrittene Reaktoren und deren höhere Investitionskosten wird diese Notwendigkeit verstärkt vorhanden sein.

Was die Fremdmittel anbetrifft, so müssen sie in einem freien Markt beim Engagement im Nuklearanlagensektor eine zumindest marktübliche Rendite erzielen. Prinzipiell und insbesondere langfristig gilt dies im Sinne der Überlebensforderung des Unternehmens auch für den oben erwähnten Eigenkapitalanteil. Eine Rendite ist jedoch immer nur so hoch, wie sie der Markt bzw. die Aufsichtsbehörde zuläßt.

In der besonderen Situation der Bundesrepublik Deutschland mit ihrer öffentlich überwachten Strompreisstruktur dürften diese Probleme eher sekundärer Art sein. Gegenteilige Beispiele lieferten in den vergangenen Jahren insbesondere die USA, in denen viele nukleare Anlagen und Anlagenprojekte nicht zuletzt wegen mangelnder Rentabilität gestoppt wurden.

Mit der im nächsten Kapitel folgenden mathematischen Beschreibung wesentlicher Elemente des vorstehend dargestellten nuklearen Brennstoffkreislaufs und seiner Besonderheiten werden nun einige Voraussetzungen für die Lösung der in der Einleitung angesprochenen weiteren Probleme geschaffen.

3. FORMALE BESCHREIBUNG DES NUKLEAREN BRENNSTOFFKREISLAUFS

Um die einleitend genannten ökonomischen Probleme im Vorfeld einer Kernenergienutzung mit fortgeschrittenen Reaktoren studieren zu können, ist es notwendig, sich ein Bild möglicher zukünftiger Entwicklungen auf der Basis von alternativen Annahmen und Parametern zu verschaffen. Selbstverständlich könnte dies auch anhand von Überlegungen erfolgen. Dann setzt jedoch das menschliche Denkvermögen der Anzahl von Annahmen und Parametern enge Grenzen. Die numerische Bearbeitung bietet beim Einsatz der Computertechnologie weitaus bessere Möglichkeiten. Voraussetzung hierzu aber ist es, die realen Abläufe eines Systems, hier eines Systems von Kernbrennstoffkreisläufen, Kernreaktoren und externen Einflußgrößen, in geeigneter Form zu erfassen und mathematisch zu beschreiben. In den nachfolgenden Abschnitten werden deshalb die für diese Arbeit problemrelevanten Vorgänge des Brennstoffkreislaufs zunächst in mathematische Formeln abgebildet, um wichtige logische und strukturelle Elemente herauszuarbeiten, denen das in Kapitel 4 darzustellende Modell dann genügen muß. Die Ausführungen orientieren sich dabei an den verschiedenen Brennstoffkreisläufen der Abb. 2-1, konzentrieren sich aber auf die dynamischen Vorgänge als umfassendes Problem, da statische Abläufe als Teilbereiche hiervon anzusehen sind, welche, wie später noch zu zeigen sein wird, im abzuleitenden Modell durch Setzen von Zusatzbedingungen simuliert werden können.

Die Formalisierung beginnt zunächst mit dem offenen Brennstoffkreislauf als der einfachsten Variante (Abschnitt 3.1), der mittels einer Bedarfsfunktion (Formel 1), einem dem Kernreaktor vorgelagerten Versorgungsteil mit den Brennstoffkreislaufdiensten Urangewinnung, Urananreicherung und Brennstofffabrikation (Formeln 2, 3, 4) und dem nachgelagerten Entsorgungsteil mit den Komponenten Zwischenlagerung, Konditionierung, Einbringung in die Endlagerstätte (in den Formeln 3a und 4a in einer Variablen zusammengefaßt) dargestellt wird.

Die im Kapitel 2 dargestellten kerntechnischen Besonderheiten wie Zeitverschiebungen bei der Brennstoffhandhabung sowie das Vorhandensein eines Erst- bzw. Endinventars an Reaktor-brennstoff sind als notwendige Erweiterungen von (2) in (3, 3a und 4, 4a) erfaßt.

Die im dann folgenden Abschnitt 3.2 verwandte Bezeichnung "geschlossener Brennstoffkreislauf" bezieht sich generell auf die Handhabung der im Reaktor-brennstoff enthaltenen Spaltmaterialien. Werden die in abgebrannten Brennelementen noch verbliebenen Spaltstoffe im Gegensatz zur obigen Kreislaufvariante über die in Abschnitt 2.2 dargestellten Brennstoffkreislaufstationen

- a) am Beispiel des U-235 in den ursprünglichen Versorgungsteil des Kreislaufs (Abb. 2-1/2) oder
- b) am Beispiel des Plutoniums in den Versorgungsteil eines anderen fortgeschrittenen Kreislaufs (Abb.2-1/3)

überführt, so ist der nukleare "Spaltstoff"-Kreislauf geschlossen. Im Falle b) treten dann im Reaktorsystem neben den LWR noch SBR (Abschnitt 3.2.1), FDWR (Abschnitt 3.2.2) oder beide letztgenannte Reaktoren als zusätzliche Elektrizitätserzeuger auf (Abschnitt 3.2.3).

Da für die Einführung dieser fortgeschrittenen Reaktoren unter brennstoffspezifischen Gesichtspunkten nur das Plutonium von Bedeutung ist, sich die Uranrezyklierung darüber hinaus nur als additive Komponente in den Formeln (2, 3, 4) auswirkt, beschränken sich die weiteren Ausführungen der Abschnitte 3.2 ff. auf die unter Fall b) angesprochene Plutoniumrezyklierung.

Diese wird dann in Form einer Plutoniumbilanz in verschiedenen Detaillierungsstufen formal beschrieben. Als Bilanz ist

sie dabei in ihrer Grundform (6) so aufgebaut, daß sie einerseits die Plutoniumquellen erfaßt (ein Teil davon wird die Verknüpfung mit dem LWR-Brennstoffkreislauf herstellen, indem er die plutoniumrelevanten Bestandteile aus den Formeln 2, 3a, 4a übernimmt), als Plutoniumsenke andererseits die Plutoniumverbraucher wie Erstinventare und laufendes Spaltmaterialdefizit angeführt werden. In der Funktion und der Entstehung des Plutoniums, einerseits eine Alternative zu dem natürlichen U-235 zu repräsentieren, andererseits aber erst durch die Spaltung des U-235 in LWR (oder mit zeitlich größerer Verzögerung in den auf der Basis von LWR-Plutonium gebauten SBR) zu entstehen, liegt die große Bedeutung der Plutoniumbilanz in fortgeschrittenen Reaktorsystemen als elementare Bestimmungsgleichung für die Entwicklungsmöglichkeiten der fortgeschrittenen Reaktoren in einem vorgegebenen exogenen Elektrizitätsbedarfsrahmen als Ergänzung bereits vorhandener Leichtwasserreaktoren. Insoweit ist es das Ziel der Abschnitte 3.2 ff, auf der Basis von Plutoniumbilanzen Entwicklungsfunktionen auf unterschiedlichen Detaillierungsebenen für verschiedenen fortgeschrittenen Reaktorsysteme abzuleiten.

Die sich dann mit den in Abschnitt 3.1 angesprochenen allgemeinen Elementen dieser Reaktorsysteme ergebenden formalen Gesamtdarstellungen sind im Anhang zusammengestellt.

3.1 Der offene Brennstoffkreislauf

Alle weiteren Ausführungen dieses Kapitels gehen grundsätzlich von der Annahme aus, daß eine Abschätzung der benötigten Kernkraftwerksleistung über den Zeitraum $t_0 \dots T$ vorliegt. Für alle Zeitpunkte t aus diesem Intervall sei diese mit $B(t)$ Leistungseinheiten (z. B. GWe) bezeichnet. Die benötigte Leistung soll zunächst nur durch Leichtwasserreaktoren bereitgestellt werden. Für diesen Basisfall sollen sowohl die

Entwicklung der jährlichen Bedarfszahlen der einzelnen Brennstoffkreislaufdienste sowie auch deren Integralwerte am Ende des Betrachtungszeitraumes ermittelt werden.

Ausgehend von dem gegenwärtigen Bestand an Leistungsreaktoren, der vollständig der Kategorie der Leichtwasserreaktoren zuzuordnen ist, ist es trivial, daß

$$(1) \quad \text{LWR}(t) = B(t) \quad t = t_0 \dots T$$

die Installationseinheiten in GW_e dieser Reaktoren angibt. Aus den vorangegangenen Ausführungen ist bekannt, daß der Betrieb solcher Anlagen die unterschiedlichsten Arten von Gütern und Leistungen erfordert.

Seien mit:

$u^{I,1,E}$ der spezifische Natururanbedarf für das Reaktorinventar (u^I), den laufenden Betrieb (u^1) und der Restgehalt an Natururanäquivalent bei Reaktorstillegung (u^E),

$s^{I,1,E}$ der spezifische Trennarbeitsbedarf für das Inventar (s^I), den laufenden Betrieb (s^1) und die Restanreicherung (s^E),

$fa^{I,1}$ der spezifische Fabrikationsbedarf für das Brennstoffinventar (fa^I) und den laufenden Betrieb (fa^1) und

$en^{1,E}$ der spezifische Bedarf an Entsorgungsleistungen für den laufenden Betrieb (en^1) und das Endcore (en^E)

jeweils in Mengeneinheiten bezeichnet. Ferner seien $U(t)$, $S(t)$, $FA(t)$, $EN(t)$ die entsprechenden Massen pro Zeiteinheit t .

Dann errechnet sich der laufende Bedarf dieser Massen pro Zeiteinheit unter Berücksichtigung von (1) zunächst vereinfacht

$$(2) \{U(t), S(t), FA(t), EN(t)\} = \{(u^1, s^1, fa^1, en^1)\} * LWR(t)$$

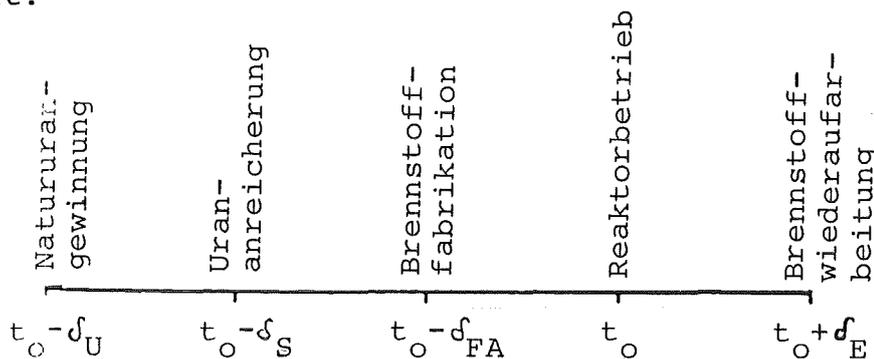
$$t = t_0 \dots T$$

Diese vereinfachte Formulierung der Güterflüsse im nuklearen Brennstoffkreislauf enthält noch nicht die besonders für nukleare Kraftwerke typischen Komponenten Zeitverschiebung und Brennstoffinventar.

Tatsächlich tritt bei der Ver- und Entsorgung der Kernkraftwerke der Fall ein, daß ein Betrieb der Reaktoren im Zeitabschnitt t gestaffelte Vorlaufzeiten δ über die Veredelungsprozesse des Brennstoffs derart erfordern, daß

$$\delta_U > \delta_S > \delta_{FA} > 0$$

gilt, wobei U für Urangewinnung, S für Urananreicherung und FA für Brennelementfabrikation steht. Desweiteren können die im Zeitabschnitt t bestrahlten Brennelemente erst nach $\delta_E > 0$ Jahren entsorgt werden. Insgesamt ergibt sich eine zeitliche Staffelung wie folgt:



Zur einfacheren Darstellung sei im weiteren Verlauf eine mittlere Vorlaufzeit δ_V über diese Veredelungsschritte angenommen. Gleichung (2) verändert sich dann zu

$$(3) \{U(t), S(t), FA(t)\} = \{(u^1, s^1, fa^1)\} * LWR(t + \delta_V)$$

$$t \geq t_0 - \delta_V \dots T$$

$$(3a) \quad EN(t) = en^1 * LWR(t - \delta_E)$$

$$t \geq t_0 + \delta_E \dots T$$

Um den Effekt der Inventarbereitstellung bzw. die Inventarendbe-
seitigung zu erfassen, sind die Veränderungsraten der Kraftwerke
über der Zeit $d \text{LWR}(t)/dt$ bzw. $d \text{LWR}(t-LD)/dt$, mit den entspre-
chenden Massenflüssen bewertet, zu berücksichtigen.

$$(4) \{U(t), S(t), FA(t)\} = \{(u^1, s^1, fa^1)\} * \text{LWR}(t + \delta_v) \\ + \{(u^I, s^I, fa^I)\} * d(\text{LWR}(t + \delta_v))/dt \\ t \geq t_0 - \delta_v \dots T$$

$$(4a) \quad EN(t) = en^1 * \text{LWR}(t - \delta_E) \\ + en^I * d(\text{LWR}(t - LD - \delta_E))/dt \\ t \geq t_0 + LD + \delta_E \dots T$$

LD beschreibt dabei die technische Nutzungsdauer der Kraftwerke.

Der kumulierte Bedarf bzw. das kumulierte Aufkommen der Massen
wird bei kontinuierlicher Betrachtungsweise durch Integration
obiger Funktionen über die erwünschten Zeitabschnitte des Be-
trachtungszeitraumes ermittelt, für das Natururan $U(T)$ z.B. durch

$$(2a) \quad U(T) = \int_{t_0}^T U(t) dt$$

3.2 Der geschlossene Brennstoffkreislauf

In einem geschlossenen Brennstoffkreislauf befinden sich im
Rahmen dieser Arbeit mit LWR und FDWR oder SBR zwei unter-
schiedliche Reaktorsysteme. FDWR und/oder SBR verbrennen
hierbei das in LWR erzeugte Plutonium und verdrängen dadurch
mit der Zeit ganz oder teilweise die LWR. Für eine mathemati-
sche Erfassung wichtigstes neues Betrachtungselement hierzu
ist die Plutoniumbilanz zwischen diesen Reaktortypen, welche
die Entwicklungsfunktion von SBR/FDWR darstellt. Sie setzt

sich materialspezifisch aus dem LWR-Entsorgungstrakt sowie den Versorgungs- und Entsorgungsbereichen der fortgeschrittenen Reaktoren zusammen. Die unterschiedlichsten Arten dieser Entwicklungsfunktionen werden im folgenden dargestellt.

Im LWR-Versorgungsteil gelten dabei die obigen Formalismen auch weiterhin. Für den Brennstoffversorgungsteil von SBR oder FDWR werden in den Gleichungen (2), (3) und (4) die uran- und anreicherungsspezifischen Parameter durch entsprechende Größen für Plutonium und abgereichertes Uran ersetzt, da diese fortgeschrittenen Reaktoren Plutonium und abgereichertes Uran als MOX anstelle des angereicherten Urans benutzen. Im Entsorgungsteil (3a,4a) sind $EN(t)$ bzw. en^1 , en^E durch $WA(t)$ bzw. wa^1 , wa^E , den spezifischen Wiederaufarbeitungsbedarf, zu ersetzen. Eine Gesamtdarstellung der nun folgenden Reaktorsysteme ist im Anhang wiedergegeben.

Bei der Wiederaufarbeitung von wa^1 bzw. wa^E Mengeneinheiten LWR-Brennstoff werden folgende Wertstoffe extrahiert:

a^1 , a^E spaltbares Plutonium (Mengeneinheiten)

ur^1 , ur^E Uran-235 (Mengeneinheiten)

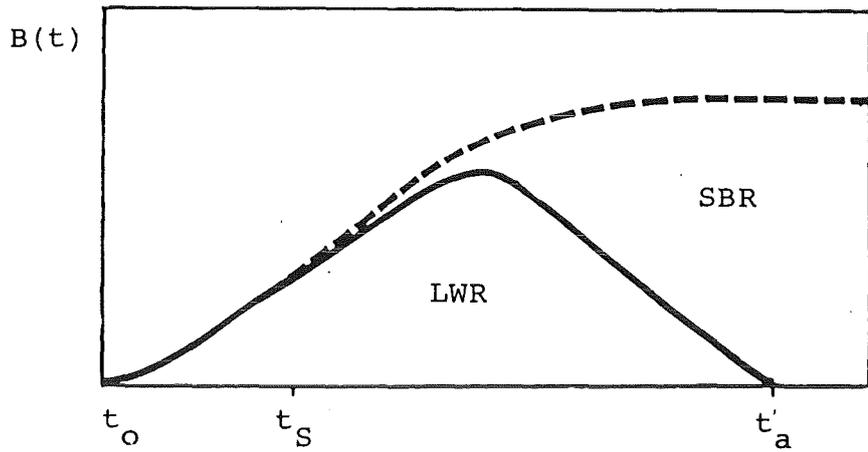
Das Uran-235 aus der Wiederaufarbeitung ist dann bedarfsmindernd in die Natururanbilanz einzubringen, das Plutonium bildet die Spaltstoffquelle der Spaltmaterialverbindungsbilanz im gekoppelten Uran-MOX Brennstoffzyklus von LWR und FDWR bzw. SBR.

3.2.1 Leichtwasserreaktoren mit Schnellen Brütern

Als LWR-Ergänzungs- bzw. Nachfolgereaktorsystem bei der Deckung des Elektrizitätsbedarfs sollen zunächst Schnelle Brutreaktoren bis zum Erreichen der Spaltmaterialautarkie, wie in Abb. 3-1 skizziert, betrachtet werden.

Abb. 3-1:

Schematische Darstellung eines Kernenergiesystems mit Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brütern



Formalisiert heißt dies, daß

$$(5) \quad B(t) = LWR(t) + SBR(t) \quad t = t_s \dots t_a$$

mit $B(t)$: Bedarf an Kernenergieleistung in Periode t

$SBR(t)$: Leistungseinheiten des Reaktortyps
Schneller Brüter in Zeitabschnitt t

$LWR(t)$: Leistungseinheiten des Reaktortyps LWR
im Zeitabschnitt t

t_s : Einführungsperiode der SBR

t_a : Zeitpunkt der Spaltmaterialautarkie

zeitliche Randbedingungen:

$$LWR(t) = 0 \quad t \geq t_a$$

$$SBR(t) = 0 \quad t < t_s$$

Die Spaltmaterialparameter der Schnellen Brutreaktoren seien wie folgt definiert:

I_s : Plutoniuminventar (Mengeneinheiten)

$b^{1,E}$: Plutonium-Brutgewinn aus dem laufendem Betrieb
bzw. aus den Endcore (Mengeneinheiten)

Ferner sei unterstellt, daß die Deckung des Spaltmaterialersterbedarfs der Brüter nur endogen gedeckt und ihr Spaltmaterialüberschuß nur endogen verbraucht werden soll, d.h. man betrachtet ein bzgl. Plutonium abgeschlossenes Reaktormischsystem aus LWR und SBR. Dann aber existiert zwischen beiden Reaktortypen eine Plutoniumverbindungsbilanz derart, daß in ihrer einfachsten Ausprägung gilt:

$$(6) \quad I_s \frac{d \text{SBR}(t)}{dt} = a^1 \text{LWR}(t) + b^1 \text{SBR}(t)$$

$$t_s \leq t < t_a$$

Plutonium für
den Brüterzubau

Plutonium
aus LWR

Plutonium
aus SBR

Diese Gleichung beschreibt den möglichen Zubau an SBR-Leistungseinheiten als Funktion bereits bestehender LWR und SBR sowie deren spezifischen Spaltmaterialparametern. Durch Einsetzen von (5) in (6) erhält man

$$(7) \quad I_s \frac{d \text{SBR}(t)}{dt} + (a^1 - b^1) \text{SBR}(t) = a^1 B(t)$$

$$t_s \leq t < t_a$$

als einfachste Form einer Entwicklungsfunktion für den SBR innerhalb des Reaktormischsystems.

Wesentlich komplizierter gestaltet sich diese Formel, wenn man dieses Modell sukzessive mehr der Realität anpaßt und zunächst

berücksichtigt, daß bei der Abschaltung der Reaktoren am Ende ihrer Lebensdauer sowohl bei LWR als auch bei SBR noch verwertbares Spaltmaterial in den abgebrannten Brennstäben vorhanden ist, das nach einer chemischen Extraktion wiederverwendungsfähig ist. Legt man eine Lebensdauer von LD Perioden zugrunde, so erhält man wiederum unter Verwendung von Gleichung (5) und der Beziehung

$$(5') \quad B(t-LD) = LWR(t-LD) + SBR(t-LD) \quad t_0 + LD \leq t < t_a$$

anstelle von Gleichung (7) folgenden Ausdruck

$$(8) \quad \begin{aligned} & I_S \frac{d SBR(t)}{dt} + (a^L - b^L) SBR(t) + \\ & + (a^E - b^E - I_S) \frac{d SBR(t-LD)}{dt} \\ & = a^L B(t) + a^E \frac{d B(t-LD)}{dt} \quad t_s + LD \leq t < t_a \end{aligned}$$

in der als zusätzliche Spaltstoffquelle für einen SBR-Zubau das Spaltstoffinventar abgeschalteter Kraftwerke erscheint. Mit zunehmender Realitätsnähe steigt der Grad der Komplexität dieser mathematischen Darstellung weiter an. Etwa mit der Einbeziehung von Zeitverschiebungen bei der Verfügbarkeit der Brennstoffkreislaufdienste und damit auch der Spaltmaterialien relativ zur Be- oder Entladung der Brennelemente. Wenn beispielsweise:

- δ_L : die Zeitverschiebung zwischen der Entladung abgebrannter Brennelemente und der erneuten Beladung nach Wiederaufarbeitung und Refabrikation unter Verwendung des zurückgewonnenen U-235 bei LWR und
- δ_S : die analoge Zeitverschiebung bei SBR für die Wiederaufarbeitung und Refabrikation des Plutoniums

beschreiben, erhält man anstelle von (8) den Ausdruck

$$\begin{aligned}
 & I_S \frac{d \text{SBR} (t)}{dt} + (a^L - b^L) \text{SBR} (t - \delta_S) + \\
 (9) \quad & + (a^E - b^E - I_S) \frac{d \text{SBR}(t - LD - \delta_S)}{dt} \\
 & = a^L B (t - \delta_L) + a^E \frac{d B (t - LD - \delta_L)}{dt}
 \end{aligned}$$

$$t_S + LD + \delta_{L,S} \leq t < t_a$$

Berücksichtigt man ferner, daß sich die physikalischen Parameter der Plutoniumproduktion a^L und b^L erst im Verlauf einer sogn. Reaktoreinbrennphase ihren Gleichgewichtswerten annähern, sie damit zumindest in Teilabschnitten der Reaktorlebensdauer zeitabhängig sind, dann werden weitere dynamische Elemente in Gleichung (9) notwendig:

$$\begin{aligned}
 & I_S \frac{d \text{SBR} (t)}{dt} + (a^L (t) - b^L(t)) \text{SBR} (t - \delta_S) + \\
 (10) \quad & + (a^E - b^E - I_S) \frac{d \text{SBR} (t - LD - \delta_S)}{dt} \\
 & = a^L (t) B (t - \delta_L) + a^E \frac{d B (t - LD - \delta_L)}{dt}
 \end{aligned}$$

$$t_S + LD + \delta_{L,S} \leq t < t_a$$

Weiterhin sollte in einer formalen Beschreibung von Kernbrennstoffkreisläufen mit fortgeschrittenen Reaktoren berücksichtigt werden, daß in der Regel ein gestaffelter Einsatz der LWR und SBR erfolgt, weshalb $t_0 < t_S$ für diese Fälle gilt (siehe Abb. 3-1). Unterstellt man z.B. aus politischen Gründen vorab eine Wieder-

aufarbeitung von abgebrannten LWR-Brennelementen, so muß in obiger Gleichung (6) als Plutonium-Senke eine Lagerbestandsvariable anstelle der SBR-Zubauvariable treten bzw. als Ergänzung zu dieser ebenfalls vorhanden sein, falls infolge von Fertigungsengpässen der Neuzubau der fortgeschrittenen Reaktoren nicht im Umfang der Plutoniumverfügbarkeit erfolgen kann. Umgekehrt muß ein rascher Aufbau der neuen Reaktorgeneration nach der Einführung gerade durch den Abbau dieses Spaltmaterialpufferlagers möglich sein.

Beim Aufbau eines solchen Lagers durch LWR gilt die Beziehung

$$(11) \quad a \int_{t_0}^t \text{LWR}(t) dt = \text{Lager}(t) \quad t = t_0 \dots T$$

Lager (t) = Mengeneinheiten Plutonium

Zum simulierten Abbau eines Lagers kann in jeder der Gleichungen (6) bis (10) diese Variable Lager (t) auf der rechten Seite additiv ergänzt werden, solange dieser Bestandsgröße positive Werte zuzuordnen sind.

Die Herleitung der Zusammenhänge für die Zeitabschnitte nach dem Erreichen der Spaltmaterialautarkie kann durch Eliminierung der LWR-bezogenen Bestandteile auf ähnliche Weise erfolgen.

Ferner wurde auf die Einbeziehung der Verluste von Spaltmaterialien im Brennstoffkreislauf unter den formalen Aspekten der Kapitel 3 und 4 verzichtet, da es sich hierbei nur um additive bzw. subtraktive Effekte bei den Spaltmaterialparametern handelt. Da den Fabrikations- und Wiederaufarbeitungsverlusten jedoch im Zusammenhang mit der Uranausnutzung große Bedeutung zukommt, werden sie im Kapitel 5 berücksichtigt.

3.2.2 Leichtwasserreaktoren mit Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren

Für die Fälle, in denen obige Betrachtungen mit einem Konverterreaktor als fortgeschrittenem LWR-Nachfolgereaktor durchgeführt werden sollen, ist u. a. zu beachten, daß der Betrieb dieser Reaktoren nicht wie beim SBR mit einem Plutoniumüberschuß verbunden ist, sondern vielmehr ein Plutoniumdefizit im Umfang von c^1 Mengeneinheiten pro Betriebsperiode anfällt und deshalb auch keine Spaltmaterialautarkie erreicht werden kann. An Stelle von (6) tritt im Falle der Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren die Gleichung

$$(12) \quad I_F \frac{d \text{FDWR} (t)}{dt} + c^1 \text{FDWR} (t) = a^1 \text{LWR} (t) \quad t \geq t_F$$

$I_F =$ Plutoniuminventar eines FDWR (Mengeneinheiten)
 $t_F =$ Einsatzperiode der FDWR.

und als Beispiel einer Detaildarstellung anstelle von (10) folgende Entwicklungsfunktion

$$(12a) \quad I_F \frac{d \text{FDWR} (t)}{dt} + (a^1 (t) + c^1(t)) \text{FDWR} (t - \delta_F) +$$

$$+ (a^E - I_{E_F}) \frac{d \text{FDWR} (t - LD - \delta_F)}{dt}$$

$$= a^1 (t) B (t - \delta_L) + a^E \frac{d B (t - LD - \delta_L)}{dt}$$

$$t_F + LD + \delta_{L,F} \leq t < t_a$$

wobei δ_F die zu δ_S analoge Zeitverschiebung bei FDWR und I_{E_F} das Endinventar an Plutonium eines FDWR in Mengeneinheiten angeben. Eine brennstoffspezifische Gesamtdarstellung dieses Reaktorsystems ist im Anhang wiedergegeben.

3.2.3 Leichtwasserreaktoren in Symbiose mit zwei fortgeschrittenen Reaktoren

Zur formalen Beschreibung der Symbiose obiger fortgeschrittener Reaktoren sind die Plutoniumbilanzen der monovalenten fortgeschrittenen Reaktorsysteme (im einfachsten Fall Gleichung (6) und (12)) miteinander wie folgt zu verbinden:

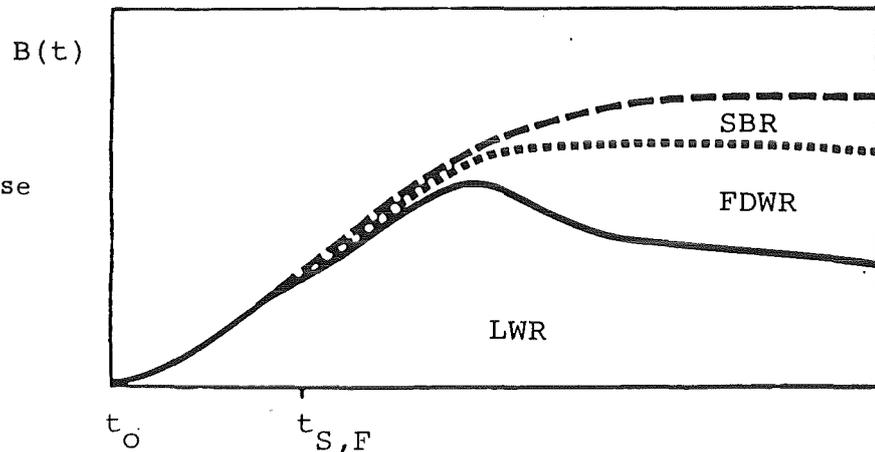
$$(13) \quad I_F \frac{d \text{FDWR} (t)}{dt} + I_S \frac{d \text{SBR} (t)}{dt} = a^1 \text{LWR} (t) + b^1 \text{SBR} (t) - c^1 \text{FDWR} (t)$$

$$t_{S,F} \leq t < t_a$$

D.h., der Zubau von Kraftwerkseinheiten beider fortgeschrittener Reaktoren bestimmt sich als Funktion der Plutoniumproduktion der bestehenden LWR, dem Brutüberschuß des Brutreaktors, dem Spaltstoffverbrauch des fortgeschrittenen Konverters und deren Erstinventaren.

Abb. 3-2:

Schematische Darstellung eines Systems von Leichtwasserreaktoren in Symbiose mit den fortgeschrittenen Reaktoren FDWR und SBR



Wie in den monovalenten Fällen wird auch hier angenommen, daß das Symbiosesystem mit FDWR und SBR aus einer LWR-Population hervorgeht und anfänglich mit dieser

zusammen einen bestehenden Bedarf an elektrischer Leistung abdeckt (siehe Abb. 3-2). Gleichung (5) verändert sich zu

$$(14) \quad \text{LWR}(t) + \text{SBR}(t) + \text{FDWR}(t) = B(t) \\ t_{S,F} \leq t < t_a$$

In Anlehnung an den in Abschnitt 2.2.3.4 erläuterten praktischen Hintergrund dieser Überlegungen können die gemäß obigen Formulierungen noch bestehenden Freiheitsgrade durch Präzisierung der Erwartungen an das System und durch physikalische Gesetzmäßigkeiten über das Verhältnis der Symbiosereaktoren zueinander beseitigt bzw. verringert werden. Mit der Forderung

$$(15) \quad b^1 \text{SBR}(t) \gg c^1 \text{FDWR}(t) \\ t \gg t_{S,F}$$

wird einerseits im Falle der Identität beider Formelteile das maximale Verhältnis beider Reaktoren in einem anzustrebenden Systemgleichgewicht auf der Basis der physikalischen Parameter b^1 und c^1 festgelegt, andererseits aber auch Spielraum für politische oder ökonomische Überlegungen derart belassen, daß in bestimmten Phasen des Betrachtungszeitraumes ein Überhang des Brutreaktors zugelassen werden kann, um die Einführung des Reaktormischsystems zu beschleunigen. Ansonsten muß der gesamte Inventaraufbau an Spaltmaterial entsprechend der linken Seite von Gleichung (13) ausschließlich auf der Basis der LWR erfolgen.

Diese für eine zukünftige Energiepolitik interessante Variante der Kombination zweier fortgeschrittener Reaktoren bringt in die formale Beschreibungsproblematik keine neuen Komponenten ein. Auch kann sich ihre spätere energiewirtschaftliche Bewertung im Rahmen dieser Arbeit

auf die oben beschriebenen monovalenten Systeme abstützen.

Die vorstehenden Ausführungen haben deshalb mehr informativ Charakter, so daß auf eine weitere Detaillierung hier verzichtet werden kann. Eine vereinfachte Gesamtdarstellung der Gleichungen dieses System ist im Anhang wiedergegeben.

3.3 Nebenbedingungen und Zielvorgaben im Brennstoffkreislauf

In Anlehnung an die Ausführungen in Abschnitt 2.3.1 können zusätzlich zu den vorstehenden Bestimmungsgleichungen für die installierten Kernkraftwerkseinheiten weitere Zusatzbedingungen aus dem Brennstoffkreislauf zu beachten sein. Beispielhaft seien folgende Nebenbedingungen erwähnt.

- Gleichung (15) fordert im Interesse der Lebensfähigkeit des SBR/FDWR-Symbiosesystems, daß die Menge des in SBR erzeugten Plutoniums stets größer oder höchstens gleich der in den FDWR verbrauchten Plutoniummenge sein muß.
- Die Einführung der Schnellen Brutreaktoren erfolgt stets erst einige Zeit nach dem erstmaligen Betrieb von LWR. Der LWR-Plutoniumausstoß wird ständig in Anlehnung an Gleichung (11) gelagert. Nach dem Zeitpunkt der Brüter-einführung können diese Reaktortypen deshalb höchstens bis zu der der Plutoniumlagermenge entsprechenden Anzahl zugebaut werden.

$$I_s \frac{d \text{ SBR } (t)}{dt} \leq \text{Lager } (t)$$

$$t \geq t_s$$

- Für die Brennstoffkreislaufanlagen wie z.B. Fabrikation oder Wiederaufarbeitung können Kapazitätsengpässe bestehen, beispielsweise

$$FA(t) \ll 200 \text{ Tonnen pro Jahr}$$

$$WA(t) \ll 350 \text{ Tonnen pro Jahr}$$

- Für die Kraftwerke selbst können Fertigungsbeschränkungen beim Neubau oder Abriß bestehen, etwa

$$\frac{d \text{ SBR}(t)}{dt} \ll 10 \text{ GWe pro Zeitabschnitt}$$

$$\frac{-d \text{ LWR}(t)}{dt} \ll 2 \text{ GWe pro Zeitabschnitt}$$

- Der kumulierte Uranverbrauch im Zeitraum T darf höchstens 50.000 Tonnen betragen

$$U(T) = \int_{t_0}^T U(t) dt \ll 50.000 \text{ Tonnen}$$

- Auch die obigen Bestimmungsgleichungen selbst können, zur Ungleichung umgeschrieben, im Brennstoffkreislauf nur als Nebenbedingung wirksam werden, wenn andere Kriterien über die Anzahl der fortgeschrittenen Reaktoren bestimmen sollen.

An den aufgeführten Beispielen läßt sich erkennen, daß einige dieser Nebenbedingungen als Gleichung bzw. Ungleichung formuliert sind. Zu beachten hierbei ist, daß jeder Ungleichung eine Lösungsvielfalt innewohnt, die dem beschriebenen System Freiheitsgrade einräumt, welche durch das Aufstellen von Zusatzkriterien wieder zu beseitigen sind. Unter Umständen können somit Optimierungsprobleme entstehen.

Beispiele solcher Zusatzkriterien, die als Ziele formuliert sein können, sind:

- Die fortgeschrittenen Reaktoren sollen derart eingeführt werden, daß unter den bestehenden Randbedingungen ein über dem Betrachtungszeitraum T minimaler Natururaneinsatz erfolgt.
- Die verfügbaren Reaktortypen und Brennstoffdienstanlagen sollen so eingesetzt werden, daß der Investitionsmittelbedarf oder die gesamten Stromgestehungskosten minimiert werden. Wenn solche Kostenaspekte in die Betrachtung mit einbezogen werden sollen, setzt dies voraus, daß die bisher bekannten formalen Zusammenhänge des Brennstoffkreislaufs insbesondere die physikalischen Parameter wie z.B. a , b , c , I , etc. wie in Abb. 2-3 geschehen noch mit monetären Größen (spezifischen Kostenansätzen) zusätzlich bewertet werden.

3.4 Statische Vorgänge mit Zeitverschiebungen

Im Gegensatz zu den bisher dargestellten dynamischen Abläufen, die insbesondere im Zusammenhang mit strategischen Überlegungen zu sehen sind, gibt es auch zeitpunktbezogene Fragestellungen aus dem nuklearen Brennstoffkreislauf.

Als Beispiel sei hier die Ermittlung der Stromerzeugungskosten der Kernkraftwerke genannt, wenn der innerhalb einer Zeiteinheit erzeugten elektrischen Energie alle damit verbundenen Kosten gegenübergestellt werden. Wie in Abschnitt 2.3.2 erwähnt, können dabei zwischen Energie - und Kostenentstehung gewisse Zeitverschiebungen auftreten, die durch entsprechende Maßnahmen finanztechnischer Art eliminiert werden müssen /13/. Im allgemeinen ist es dann für Kostenvergleiche von Kernkraftwerken ausreichend, statt den gesamten Lebenszyklus des Kraftwerks mit einer Zeiteinheit nur einen Teilbereich daraus zu betrachten.

Zur formalen Beschreibung dieses statischen Problems kann im einfachsten Fall zum Beispiel für einen Leichtwasserreaktor, von Gleichung (3) ausgegangen werden, welche das Aufkommen der Brennstoffkreislaufdienste in einer Zeiteinheit bilanziert. Bewertet man die dort genannten Einzelpositionen zusätzlich noch mit spezifischen Kostenansätzen (k_u , k_s , k_{FA} , k_{EN} (Geldeinheiten pro Mengeneinheit)) und ergänzt diese um Kapitaldienst- (k_I), Betriebskosten- (k_B) und Zinskostenkomponenten für den Brennstoff k_Z (Geldeinheiten pro Zeiteinheit), dann erhält man nach der Division durch die Energiemenge pro Zeiteinheit (E_{LWR}) die spezifischen Stromerzeugungskosten einer LWR-Anlage (SEK_{LWR}):

$$SEK_{LWR} = \frac{k_u \cdot U + k_s \cdot S + k_{FA} \cdot FA + k_{EN} \cdot EN + k_I + k_B + k_Z}{E_{LWR}}$$

Da der Entsorgungsteil sowohl Kosten als auch Erlöse (Verkauf der Wertstoffe aus der Wiederaufarbeitung) einbringen kann, muß das Vorzeichen bei dieser Kostenkomponente im Einzelfall festgelegt werden. Die o. a. Zeitverschiebungen werden dann durch Verschiebung der einzelnen Kostenkomponenten relativ zum Zeitraum der Energieerzeugung über unterschiedliche Gewichtungsfaktoren erreicht. Für weitere Details und insbesondere auch für die Darstellung der komplizierten Fälle wird auf Abschnitt 5.3.1 und /13/ verwiesen. Die Anwendung dieser Formeln auf der Basis des noch darzustellenden allgemeinen Brennstoffkreislaufmodells erfolgt dann in den nachfolgenden Abschnitten 5.2 ff.

3.5 Ein allgemeines Strategienbeispiel

Im folgenden soll die Einführung Schneller Brutreaktoren in ein System von Leichtwasserreaktoren unter Beachtung von Randbedingungen anhand der wichtigsten Zusammenhänge beispielhaft formal beschrieben werden. Dabei sollen

- * die Bedarfsentwicklung für Kernenergie entlang einer logistischen Funktion mit einem Sättigungsgrad von (MAX) Gigawatt installierter Leistung verlaufen,
- * ein zeitverzögerter Einsatz der SBR im Zeitabschnitt t_s erfolgen,
- * das Plutonium in den abgebrannten LWR-Brennelementen bis zur Wiederaufarbeitung gelagert werden,
- * Kapazitätsbeschränkungen für die Wiederaufarbeitungsanlage (WAA) bei der Gewinnung von LWR-Plutonium aus den abgebrannten LWR-Brennelementen in Höhe von (KAP) Tonnen pro Zeiteinheit bestehen und
- * unter diesen Bedingungen ein minimaler Natururaneinsatz über dem Betrachtungszeitraum erfolgen.

Die wichtigsten Bedingungen für dieses einfache Beispiel schreiben sich formalisiert wie folgt:

$$B(t) = \frac{MAX}{1+pe^{qt}} B$$

Bedarfsfunktion
p,q, geeignete Parameter
für den Einschwingvorgang

$$B(t) = LWR(t) \quad \text{für } t < t_s$$

$$B(t) = LWR(t) + SBR(t) \quad \text{für } t \geq t_s$$

$$wa \int_{t_0}^t LWR(t) dt = BLager(t)$$

Entsorgungsbilanz für abgebrannte LWR-Brennelemente vor der Verfügbarkeit einer Wiederaufarbeitungsanlage
 $t < t_w$
 $BLager(t) =$ zu lagernde Menge abgebrannter Brennelemente

$$wa^1 \int_{t_0}^t LWR(t) dt - \int_{t_w}^t WAA(t) dt = \text{Lager}(t)$$

Entsorgungsbilanz für $t \geq t_w$

$$WAA(t) \leq KAP$$

Kapazitätsbeschränkung der
Wiederaufarbeitungsanlage
WAA(t)=Durchsatz der WAA in t

$$I_s \frac{d SBR(t)}{dt} = a^1 \cdot WAA(t) + b^1 \cdot SBR(t)$$

Plutoniumbilanz für $t \geq t_s$

$$U(t) = u^1 \cdot LWR(t) + u^I \cdot \frac{d LWR(t)}{dt}$$

Uranbilanz

$$S(t) = s^1 \cdot LWR(t) + s^I \cdot \frac{d LWR(t)}{dt}$$

Anreicherungsbilanz

$$FA(t) = fa^1 \cdot LWR(t) + fa^I \cdot \frac{d LWR(t)}{dt}$$

Fabrikationsbilanz

$$\int_{t_0}^T U(t) dt = U(T) \longrightarrow \text{Minimum}$$

Zusatzkriterium für die ein-
deutige Lösungsbestimmung

Die Auflösung dieses Optimierungsproblems erfolgt nachstehend bei der Diskussion der ökonomischen Unterschiede zwischen gegenwärtiger und fortgeschrittener Reaktortechnologie in Kapitel 5.

3.6 Die praktische Handhabbarkeit der abgeleiteten Formeln

Für die Lösung energiewirtschaftlicher und energiepolitischer Fragestellungen ist eine gute analytischen Handhabbarkeit der

meist komplexen und vielfältigen Abläufe im Umfeld des nuklearen Brennstoffkreislaufs unumgänglich. Die bisherigen Ausführungen haben diesbezüglich folgendes aufgezeigt:

- 1) Der Brennstoffkreislauf von Kernreaktoren ist formalisierbar. Seine dynamischen Problemstellungen können durch ein System von linearen Differentialgleichungen hinreichend mathematisch beschrieben werden. Selbst statische Fragenkomplexe können, abgeleitet von der dynamischen Beschreibung, dargestellt werden.
- 2) Je nach Art der dynamischen Problemstellung können Optimierungsaufgaben mit Gleichungen und/oder Ungleichungen als Nebenbedingungen entstehen.
- 3) Die aus Gründen der Aussagefähigkeit erforderliche Einbeziehung möglichst vieler der genannten nukleartechnischen, physikalischen und ökonomischen Besonderheiten führt dann insbesondere bei den dynamischen Problemstellungen i.V. mit den dort typischen, logistischen Markteinführungsmechanismen für neue Energiesysteme/37/ zu relativ komplexen mathematischen Zusammenhängen.
- 4) Mit zunehmender Detaillierung und damit steigendem Grad an Komplexität aber fallen die Aussichten, die erzeugten Gleichungssysteme mit vertretbarem Aufwand auf analytischem Wege zu lösen und flexibel auf häufig wechselnde Fragestellungen reagieren zu können. Doch gerade diese Flexibilität ist sowohl in der Energiewirtschaft als auch der Energiepolitik von Bedeutung, jene Bereiche, in deren Umfeld die genannte Fragestellungen besonders relevant sind.

Durch den Einsatz leistungsfähiger elektronischer Datenverarbeitungsanlagen eröffnet sich jedoch ein Ausweg aus dieser Konfliktsituation. Wie das nachfolgende Kapitel 4 zeigen

wird, erlaubt der Einsatz numerischer Methoden eine hinreichend detaillierte Abbildung des nuklearen Brennstoffkreislaufs bei gleichzeitig hoher Flexibilität und vergleichsweise geringem Zeitaufwand für die Behandlung einzelner Fragestellungen. Das Ausmaß der hierbei erzielbaren Flexibilität ist dabei nicht zuletzt auch eine Frage der eingesetzten EDV-Software, welche ihrerseits relativ starr oder sehr variabel aufgebaut sein kann.

3.7 Der Übergang zu einer numerischen Bearbeitungsmethode

Die erforderliche numerische Methode sollte darum folgende wichtige Anforderungen erfüllen:

- a) sie sollte sowohl auf dynamische als auch statische Problemstellungen anwendbar sein,
- b) sollte anhand von Zielvorgaben die Auswahl von Problemlösungen aus einer denkbaren Lösungsvielfalt unter Berücksichtigung von Nebenbedingungen gestatten,
- c) sollte auch die Lösung von Problemen ermöglichen, die vollständig durch ein System von Gleichungen beschrieben sind und
- d) sollte gleichzeitig große Datenmengen verarbeiten können.

Für eine Verfahrensauswahl besonders determinierend sind die beiden erstgenannten Punkte.

Eine mathematische Methode, die diesem umfassenden Anforderungsprofil genügt und sich auch zur numerischen Bearbeitung gut eignet, ist die Methode der Dynamischen Linearen Programmierung. Hierbei werden dynamische Vorgänge durch lineare Differenzgleichungen und/oder Ungleichungen beschrieben,

eventuell bestehenden Freiheitsgrade durch Vorgabe von Zielen, an denen sich die Problemlösung orientieren soll, beseitigt und mittels geeigneter Algorithmen eine Lösung ermittelt. Dem dynamischen Charakter der Standard-Problemstellungen entsprechend, werden die Variablen in den Gleichungssystemen unterschieden in Zustands- und Kontrollvariable. Die Zustandsvariablen beschreiben dabei den Systemzustand zum Zeitpunkt t als Zusammenfassung aller diesbezüglichen historischen Ereignisse. Mit Hilfe der Kontrollvariablen wird das dynamische System im jeweiligen Zeitabschnitt in eine erwünschte Richtung gesteuert. Beispielsweise ist die in Zeitabschnitt t verfügbare LWR-Kapazität als Ergebnis aller bisher im Betrachtungszeitraum getätigten Neubau- und Abrißaktionen eine Zustandsvariable, während die einzelnen Kernkraftwerksneubauten als Kontroll- oder Steuerungsvariable zu betrachten sind. Die mathematischen Grundlagen hierzu sind in /38,49/ dargestellt.

Für die Lösung von linearen Programmen sind marktgängige Softwarepakete verfügbar /50,51/. Im Gegensatz zur Dynamischen Optimierung /39/, deren Optimallösung als Ergebnis vieler optimaler Einzellösungen in den jeweiligen Zeitabschnitten entsteht, wird bei der Dynamischen Linearen Programmierung ein Satz zeitpunktbezogener Einzelmatrizen in einer periodenübergreifenden Gesamtmatrix zusammengefaßt und über den gesamten Betrachtungszeitraum ein Optimum ermittelt.

Hinsichtlich der unterschiedlichen Problemstellungen aus dem Brennstoffkreislauf ist in diesem Zusammenhang anzumerken: Wenn aus dem Brennstoffkreislauf Probleme vorliegen, bei denen aufgrund eindeutiger Formulierungen keine Optimierungsnotwendigkeit besteht, kann das dann vorliegende Gleichungssystem nach Vorgabe einer Quasi-Zielfunktion mit den gleichen Algorithmen einer Lösung zugeführt werden.

Ähnliches gilt für nicht - dynamische Fragestellungen. Durch geeignete Steuerung der Kontrollvariablen, wie z.B. deren Eliminierung, können statische Probleme in das "dynamische Modell-Korsett" gezwungen und für die dann vorliegenden komparativ statischen Modellvarianten mit den verfügbaren Algorithmen Lösungen ermittelt werden.

Wenn dann noch ein Modell zur Verfügung steht, das die Vorgänge des Brennstoffkreislaufs in lineare Differenzengleichungen abbildet, dann ist mit diesen Möglichkeiten ein universell einsetzbares Analysewerkzeug für Fragestellungen aus dem Brennstoffkreislauf vorhanden.

Vor der Umsetzung dieser theoretischen Überlegungen und der Darstellung eines geeigneten Abbildungsverfahrens ist noch ein Hindernis zu beseitigen.

Ein Vergleich des Strategienbeispiels aus Abschnitt 3.5 mit den Grundvoraussetzungen des Dynamischen Linearen Programmierens zeigt, daß der dort häufig erscheinende Differentialquotient als nichtlineare Komponente mit diesen Voraussetzungen nicht kompatibel ist, so daß sich eine Anwendung dieses Verfahrens zunächst verbietet.

In der mathematischen Theorie /39/ aber wird gezeigt, daß beispielsweise Differentialgleichungen durch Differenzengleichungen angenähert werden können, d.h. jede lineare Differentialgleichung auch durch eine lineare Differenzengleichung approximiert werden kann. Damit aber steht der Anwendung des Verfahrens der Dynamischen Linearen Programmierung als umfassende Vorgehensweise bei der Lösung der geschilderten Probleme aus dem Brennstoffkreislauf nichts mehr im Wege.

Am Beispiel einer der wichtigsten Beziehungen im Brennstoffkreislauf mit LWR und fortgeschrittenen Reaktoren, der Spaltstoffverbindungsbilanz in ihrer einfachsten Form (Gleichung

6), sei der Übergang von Differentialgleichung zur Differenzgleichung beispielhaft dargestellt.

Es gilt folgende Beziehung /39/

$$(16) \frac{d \text{SBR} (t)}{dt} = \lim_{PL \rightarrow 0} \frac{\text{SBR} (t) - \text{SBR} (t-PL)}{PL}$$

wobei $PL > 0$ den Zeitabschnitt zwischen zwei Betrachtungszeitpunkten beschreibt. Setzt man Gleichung (16) in die Gleichung (6) ein, erhält man diese Spaltstoffverbindungsbilanz als Differenzgleichung mit folgender Gestalt

$$(17) I_S (\text{SBR} (t) - \text{SBR} (t-PL)) = \\ PL (a^1 \text{LWR} (t) + b^1 \text{SBR} (t)) \\ t_s \leq t < t_a$$

Bei analoger Anwendung für ähnliche Fälle entsteht somit ein System von linearen Differenzgleichungen.

3.8 Die Anforderungen an ein Brennstoffkreislaufmodell

Nach der Umsetzung der realen Vorgänge eines nuklearen Brennstoffkreislaufs in mathematische Formeln und der Identifikation eines mathematischen Verfahrens zur Handhabung dieser Formeln können nun als Abschluß dieses Kapitels Anforderungen an ein allgemeines Modell definiert werden, mit dessen Hilfe dann im weiteren Verlauf dieser Arbeit typische Probleme des nuklearen Brennstoffkreislaufs gelöst werden sollen:

1. Das Modell muß in der Lage sein, die Veränderung der Modellvariablen im Zeitverlauf gesondert zu erfassen (Inventarisierungs- bzw. Investitionsaspekt).

2. Die Modellvariablen müssen in Altersklassen einteilbar und entsprechend handhabbar sein (Lebens-bzw. Nutzungsdaueraspekt).
3. Bezogen auf eine beliebige Zeitperiode t aus dem angenommenen Betrachtungszeitraum muß eine zeitliche Vor- und Rückverlagerung aller Variablen möglich sein (Materialbearbeitungsaspekt).
4. Die Modellvariablen müssen zeitlich und quantitativ steuerbar sein (Strategie- bzw. Szenarioaspekt).
5. Es müssen logische Verknüpfungsmöglichkeiten zwischen den einzelnen Variablen während des gesamten Betrachtungszeitraums vorhanden sein (materialbezogener Input-Output-Aspekt).
6. Die Beziehungen zwischen den Modellvariablen sollten periodenbezogen und kumuliert quantifizierbar sein.

Dieses, aus dem nuklearen Brennstoffkreislauf abgeleitete Anforderungsprofil an ein Modell ist nun nahezu identisch mit jenen Profilen, die man beispielsweise aus der Betrachtung eines nationalen Energiesystems (vom Umwandlungssektor bis hin zum Endverbraucher) oder auch wirtschaftlichen Abläufen auf betriebs- oder volkswirtschaftlicher Ebene erhält. D.h. es gibt eine Vielzahl inhaltlich verschiedener Probleme, aber mit gleicher oder ähnlicher logischer Struktur. Als Konsequenz aus dieser Erkenntnis bietet es sich an, nach einem von inhaltlichen, problemspezifischen Merkmalen losgelösten Modellaufbau zu suchen, der neben einer problemorientierten Flexibilität auch für eine ganze Problemklasse anwendbar wäre. In dem nun folgenden Kapitel wird ein solcher Modellansatz vorgestellt.

4. EIN ALLGEMEINER MODELLANSATZ

4.1 Die Modellgleichungen

Die Differenzengleichung (17) beschreibt als eine einfache Funktionsgleichung aus dem nuklearen Brennstoffkreislauf mit LWR und SBR die Logik der Veränderung der installierten Schnellbrüter - Kraftwerkseinheiten während des Zeitraums PL als Funktion des Plutoniumausstoßes der gesamten Kernkraftwerkspopulation und dem Inventarbedarf der Brutreaktoren.

Löst man sich nun inhaltlich von der Problematik des nuklearen Brennstoffkreislaufs, so beschreibt die aus (17) abgeleitete Gleichung (18) die Entwicklung einer Variablen X_i zwischen zwei Betrachtungszeitpunkten mit dem Abstand PL als Funktion der Variablen $X_1 \dots X_j \dots X_n$ und der Parameter $e_1 \dots e_i, e_j \dots e_n$ aus der Menge der reellen Zahlen. Sie repräsentiert wesentliche Elemente des erforderlichen Modellansatzes /26/.

$$(18) e_i (X_i(t) - X_i(t-PL)) = PL \sum_j e_j X_j(t)$$

$$t = t_0 \dots T$$

$$e \in \mathbb{R}$$

$$i, j \in \mathbb{N}^+$$

$$X_{i,j} \geq 0$$

Der linke Teil der Gleichung (18) gibt die Kapazitätserweiterung der Variablen X_i während einer Zeiteinheit an und sei mit $Z1_i$, der Neuinvestitionstätigkeit bezeichnet.

$$(19) X_i(t) - X_i(t-PL) = Z1_i(t) \quad t = t_0 \dots T, i = 1 \dots n,$$
$$Z1_i, X_i \geq 0$$

Nun kann die Variable X_i (bzw. der durch sie repräsentierte reale Vorgang wie z. B. die technische Anlage (Kraftwerk, Anreicherungsanlage, etc.)) einem Alterungsprozeß unterliegen. Der Gesamtumfang einer systemwirksamen Veränderung der Variablen (Z_i) während eines Zeitabschnittes PL wird deshalb in diesen Fällen nicht nur durch die Neuinvestitionen (Z_i) bestimmt, sondern auch durch die zu ersetzenden Einheiten aus Aktivitäten früherer Zeitperioden ($Z_i(t-LD)$). LD beschreibt dabei die Lebensdauer der Variablen. Damit erhält man den Umfang der gesamten Investitionen mit

$$(20) \quad X_i(t) - X_i(t-PL) + Z_i(t-LD) = Z_i(t)$$

Neuinvestition + Ersatzinvestition = Gesamtveränderung

$$t = t_0 + LD \dots T$$
$$i = 1 \dots n$$

mit

$$Z_i(t), X_i(t) = 0 \text{ für } t \leq 0 \quad Z_i(t) \gg 0 \text{ für } t > 0$$

Durch die generelle Forderung für $Z_i(t) \gg 0$ kann u. a. auch ein kontrollierter Schrumpfungsprozeß derart beschrieben werden, daß der Einfluß der Variablen X_i auf das System maximal in dem Maße wieder abnimmt, wie er vor LD Zeitperioden aufgebaut wurde. Im Grenzfall ist in Gleichung (20) $Z_i(t) = 0$ zu setzen, so daß sich für die Zeitabschnitte $t < LD$ durch

$$(21a) \quad X_i(t) = X_i(t-PL)$$

eine Sättigungsphase und für $t \gg LD$ mit

$$(21b) \quad X_i(t-PL) - X_i(t) \leq Z_i(t-LD)$$

eine Schrumpfungsphase ergibt. Wenn in Gleichung (21b) das Ungleichheitszeichen gilt, können Reinvestitionen im Umfang von Gleichung (22) getätigt werden und es kann ein vergleichsweise moderater Schrumpfungsprozeß stattfinden.

$$(22) \quad 0 \leq z_{1_i}(t) < z_i(t-LD)$$

In der Regel sind solche Variablenverknüpfungen alleine nicht ausreichend zur Beschreibung von realen Vorgängen wie z. B. des Brennstoffkreislaufs, da sie nur die technischen Bausteine für ein Modell bilden können. Entsprechend sind die Formeln der Gleichungen (19)-(22) nur als systemtechnische Basis zu sehen, welche eine bestimmte Art von Dynamik logisch beschreibt.

Einen inhaltlichen Sinn gewinnen die darin enthaltenen Variablen erst dadurch, daß sie darüber hinaus untereinander durch Beziehungen unterschiedlicher Art und Anzahl verknüpft sind und durch diese Beziehungen zu anderen Variablen bestimmte Aufgaben in einem System von Aufgabenbereichen wahrnehmen. Am Beispiel eines Produktionsprozesses wird dies nachstehend verdeutlicht. Dabei beschreibt ein sogenannter Produktionsprozeß eine Vielzahl von Verfahrensschritten bei der Herstellung eines Endprodukts, u.U. in einer Vielzahl verschiedener Anlagen.

Bei vielen Produktionsprozessen wie z. B. dem hier betrachteten Brennstoffkreislauf mit seinen Einzelkomponenten Kraftwerke, Fabrikation, Wiederaufarbeitung etc., können im Zeitverlauf folgende Vorgänge beobachtet werden:

- * Die Kapazität läßt sich von Periode zu Periode durch ständige Erweiterungsinvestitionen und Beibehaltung bisheriger Produktionsmöglichkeiten erhöhen.
- * Nach einer bestimmten Zeit ist eine Kapazitätsausweitung nur dann möglich, wenn neben den Erweiterungsinvestitionen auch Reinvestitionen in dem Maße getätigt werden, wie verbrauchte Produktionsstätten im Produktionsprozeß ausfallen.
- * Die Absatzlage der erzeugten Güter macht es notwendig, daß auf eine weitere Produktionsausweitung verzichtet wird und nur noch ausfallende Kapazität ersetzt wird.

- * Die Absatzlage verschlechtert sich derart, daß die Einstellung der Produktion im Zuge der Produktionsunfähigkeit der Maschinen erfolgen muß.

Diese vier genannten Elemente kennzeichnen eine Klasse von Produktionsprozessen, deren logischer Aufbau und Verflechtung ihrer Einzelemente durch obige Formeln beschrieben werden können.

Beispiel 4-1

Der Produktionsprozeß "nukleare Energieerzeugung" basiere z.B. auf folgenden Einzelanlagen.

$$X = \left\{ \begin{array}{l} X_1 \\ X_2 \\ X_3 \\ X_4 \\ X_5 \end{array} \right\} = \begin{array}{l} \text{Natururanbergwerk} \\ \text{Anreicherungsanlage} \\ \text{Brennelement - Fabrikationsanlage} \\ \text{Leichtwasserreaktor} \\ \text{Wiederaufarbeitungsanlage.} \end{array}$$

Jede einzelne Anlage für sich allein ist in diesem Produktionsprozeß relativ bedeutungslos. Erst in der gegenseitigen Verknüpfung, durch die untereinander bestehenden Beziehungen wie beispielsweise

$$\begin{array}{l} X_1 \text{ Natururan } \rightarrow X_2 \\ X_2 \text{ angereichertes Uran } \rightarrow X_3 \\ X_3 \text{ Brennelemente } \rightarrow X_4 \\ X_4 \text{ abgebrannte Brennelemente } \rightarrow X_5 \\ X_5 \text{ aufgearbeitetes Uran } \rightarrow X_2 \end{array}$$

entsteht ein funktionsfähiger Brennstoffkreislauf von Kernkraftwerken mit dem Endprodukt Nuklearenergie und damit ein Produktionsprozeß im Sinne dieser Arbeit. Weitere Beispiele für Produktionsprozesse sind in Abschnitt 4.5 erwähnt.

Ende des Beispiels

Diese logischen und inhaltlichen Beziehungen zwischen den Modellvariablen können nun in zweifacher Weise erfaßt werden:

1. Zeitabschnittsbezogene Beziehungen

Diese sind in ihrer Häufigkeit bzw. ihrem Umfang bezogen auf eine bestimmte Zeiteinheit (z. B. Uranbedarf pro Jahr, Anreicherungsbedarf pro Jahr, Kraftwerkszubau pro Jahr).

2. Zeitintegrierte Beziehungen

Hier handelt es sich um den zeitintegrierten Gesamtumfang, wobei die zeitliche Integration über mehrere Zeiteinheiten und/oder über den gesamten Betrachtungszeitraum von Interesse sein kann (z. B. Gesamturanbedarf, insgesamt erzeugte Energie, Finanzvolumen etc.).

Diese logischen und inhaltlichen Beziehungen können, wie aufgezeigt, unterschiedlicher Art sein. Der unter 1. beschriebene Beziehungstyp kann allgemein durch eine Gleichung der Art (23) beschrieben werden. Hierin werden in der Größe $Y(m,t)$ für einen bestimmten Beziehungstyp m aus der Menge aller Beziehungen M und für den Zeitabschnitt t alle diesbezüglichen Aktivitäten zwischen den Modellvariablen bilanziert.

$$(23) \quad Y(m,t) = \sum_i \frac{e_{i,m}}{PL} Z_i(t) + f_{i,m} X_i(t) + \frac{g_{i,m}}{PL} Z_i(t-LD) \quad t = t_0 \dots T \quad m \in M$$

So kann $Y(\text{Uran}, t)$ z.B. die jährliche Natururanbilanz für einen LWR darstellen. Wenn der Index i z. B. ein LWR-Kraftwerk markiert, würden die Parameter e das spezifische Uraninventar, f den spezifischen Uranverbrauch pro Zeiteinheit und $-g$ die spezifische Urangutschrift bei Reaktorabschaltung beschreiben. Desgleichen kann $Y(\text{Kosten}, t)$ etwa die jährlichen Kosten einer beliebigen Anlage i des Brennstoffkreislauf beziffern, falls e die

spezifischen Investitionskosten, f die spezifischen Betriebskosten und $-g$ den Restwert der Anlage nach Stilllegung repräsentieren. Dabei werden die während eines Zeitabschnittes erfolgten investiven Effekte gleichmäßig über diesen Zeitabschnitt verteilt. Darüber hinaus können durch geeignete Wahl der Koeffizienten komplizierte Kopplungs- und Ablösungs- bzw. zeitliche Steuerungsprozesse zwischen alternativen Produktionsanlagen beschrieben werden (siehe Beispiel 4-2, Teil 1).

Aufbauend auf Gleichung (23) ergibt sich dann für die unter obigem Punkt 2 definierten zeitintegrierten Beziehungen die Gleichung (24) zu

$$(24) \quad K(m,t) = K(m,t-PL) + PL/2 * (Y(m,t) + Y(m,t-PL))$$
$$t = t_0 \dots T$$
$$K(m,0) = 0$$
$$K(m,t) \gg 0$$

Dabei wird eine lineare Entwicklung zwischen zwei Zeitpunkten $t-PL$ und t innerhalb des Betrachtungszeitraumes angenommen.

Die Formeln (23) und (24) können darüber hinaus noch eine weitere Funktion erhalten, wenn durch eine Fixierung bzw. eine obere oder untere Begrenzung ihres Wertebereichs auf die Modellvariablen alternativ Einfluß genommen wird (siehe Teil 2 des Beispiels 4-2).

Beispiel 4-2

In jedem Zeitabschnitt t bestehe ein Elektrizitätsbedarf im Umfang von $B(t)$ Kraftwerkseinheiten, der zunächst willkürlich durch die Kraftwerkstypen

- X_1 = Kohlekraftwerkseinheiten
- X_2 = Ölkraftwerkseinheiten
- X_3 = Kernkraftwerkseinheiten
- X_4 = Wasserkraftwerkseinheiten

erzeugt werden kann.

Teil 1:

Willkürliche Aufteilung ist gleichbedeutend mit der Aussage, daß der benötigte Strom zu beliebigen Anteilen aus Kohle, Mineralöl, Wasser und Kernkraft erzeugt werden kann. Die formale Darstellung dieser Aussage ist dadurch erreichbar, daß die Koeffizienten der Gleichung (23) entsprechend festgelegt werden. Die Koeffizienten des Inventarterms (e,g) sind dazu identisch Null, die Koeffizienten des zeitlich wiederkehrenden Terms (f) identisch 1 zu setzen. Aus Gleichung (23) wird dann

$$Y (\text{Strom}, t) = B (t) = 1 * X_1 (t) + 1 * X_2 (t) + 1 * X_3 (t) + 1 * X_4 (t)$$

Die tatsächlich durch jeden Energieträger lieferbare Energiemenge ist dann nach zusätzlichen Bedingungen zu definieren, die anhand der Gleichung (23) und/oder (24) auf ähnliche Art und Weise zu formulieren sind.

Teil 2:

Hierzu sei angenommen, daß in jedem Zeitabschnitt t höchstens eine bestimmte Menge Mineralöl (ÖL (t)), genau WAS (t) Einheiten Wasserkraft zur Verfügung stehen und über dem Betrachtungszeitraum insgesamt nur U(T) Einheiten Natururan verbraucht werden können, wobei spezifische Investitionskosten für die Kraftwerke von $e_i > 0$ und laufende Betriebskosten von $f_i > 0$ entstehen.

Diese weiteren Bedingungen des Problems schreiben sich formalisiert wie folgt:

$$\begin{aligned} Y (\text{Mineralöl}, t) &= \text{ÖL} (t) \geq f_{2, \text{Mineralöl}} * X_2 (t) \\ Y (\text{Wasser}, t) &= \text{WAS} (t) = f_{4, \text{Wasser}} * X_4 (t) \\ Y (\text{Kosten}, t) &= e_{1, \text{Kosten}} * Z_1 (t) + e_{2, \text{Kosten}} * Z_2 (t) \\ &+ e_{3, \text{Kosten}} * Z_3 (t) \\ &+ e_{4, \text{Kosten}} * Z_4 (t) + f_{1, \text{Kosten}} * X_1 (t) \\ &+ f_{2, \text{Kosten}} * X_2 (t) \\ &+ f_{3, \text{Kosten}} * X_3 (t) + f_{3, \text{Kosten}} * X_4 (t) \end{aligned}$$

$$K(\text{Natururan}, T) \leq U(T)$$

$$(X, Z, Y, K) \geq 0$$

(e, f) reelle Zahlen

Das Problem ist damit jedoch noch nicht vollständig bzw. eindeutig beschrieben, da gewisse Freiheitsgrade und damit eine Lösungsvielfalt bestehen. Zur Auswahl einer Lösung aus dieser Lösungsmenge müssen plausible Optimierungskriterien zugrunde gelegt werden. In diesem Beispiel bietet es sich an, z. B. die über dem Betrachtungszeitraum T kostengünstigste Stromerzeugung anzustreben. Formalisiert heißt dies, daß

$$K(\text{Kosten}, T) \rightarrow \text{Minimum}$$

als Zielfunktion für dieses Beispiel anzusetzen sind.

Ende des Beipiels

In der Realität ist es darüber hinaus oft hilfreich, auf einzelne Zeitabschnitte aus dem Untersuchungszeitraum T und auf mehrere Beziehungen gezielt Einfluß ausüben zu können. Aus diesem Grunde wird die obige Beispielszielfunktion erweitert auf eine allgemeine gefaßte Modellzielfunktion der folgenden Art

$$(25) \quad \sum_t \sum_m w_{m,t} * K(m,t) \rightarrow (\text{Minimum}, \text{Maximum})$$

wobei die Koeffizienten w frei wählbare Gewichte aus der Menge der reellen Zahlen sind.

Die bisher erläuterten Modellbestandteile (mit den Basisgleichungen 20,23,24,25) entsprechen nur noch in einem Punkt nicht dem Anforderungsprofil des Abschnitts 3.8, da sie noch keine Zeitverschiebungen bei den Variablenaktivitäten vorsehen. Indem aber die Gleichung (23) durch die Gleichung (26) ersetzt wird, ist dieser Mangel behoben.

$$\begin{aligned}
 Y(m, t) = & \sum_i \left[(1 - \delta_1 / PL) * Z_i(t) + \delta_1 / PL * Z_i(t + PL) \right] \frac{e_{i,m}}{PL} \\
 & + \left[(1 - \delta_2 / PL) * X_i(t) + \delta_2 / PL * X_i(t + PL) \right] f_{i,m} \\
 (26) \quad & + \left[(1 - \delta_3 / PL) * X_i(t) - \delta_3 / PL * X_i(t + PL) \right] f_{i,m} \\
 & + \left[(1 - \delta_4 / PL) * Z_i(t - LD) - \delta_4 / PL * Z_i(t - LD - PL) \right] \frac{g_{i,m}}{PL}
 \end{aligned}$$

mit: $0 \leq \delta_1, \delta_2 \leq PL$ Vorlaufzeiten
 $- PL \leq \delta_3, \delta_4 \leq 0$ Verzögerungszeiten

Im Falle von Vorlaufzeiten wird damit unterstellt, daß im Zeitabschnitt t schon Vorgänge für Variablen durchzuführen bzw. zu berücksichtigen sind, die erst im Zeitabschnitt $t + PL$ im Modell aktiv sind und umgekehrt, im Falle von Verzögerungszeiten, Vorgänge, die von Variablen aus zurückliegenden Perioden ausgelöst wurden, im aktuellen Zeitabschnitt erst erfaßt werden müssen.

Die Gleichungen (20), (24), (25) und (26) bilden damit zusammen mit ihren Nebenbedingungen einen umfassenden Modellansatz der zwar aus dem Problemkreis eines nuklearen Brennstoffkreislaufs abgeleitet, aber, wie eingangs erwähnt, auch für viele weitere Problemstellungen Analysewerkzeug sein kann, falls der Analytiker die problemtypischen, inhaltlichen Variablenverknüpfungen entsprechend abbilden kann.

4.2 Modelleigenschaften

Bedingt durch den strukturellen Aufbau des Modellansatzes ergeben sich gewisse natürliche Voraussetzungen und Möglichkeiten für seine Anwendbarkeit. Grundsätzlich können alle Produktionsprozesse beschrieben werden, die im wesentlichen dadurch charakterisiert sind, daß an einer oder mehreren Stellen eines Systems nach gewissen Gütern ein Bedarf und

andernorts das Produktionspotential und die Produktionsbereitschaft zur Befriedigung dieser Bedürfnisse besteht. Zusätzlich können diese Produktionsprozesse die in den nachstehenden Abschnitten angesprochenen Eigenschaften aufweisen, wobei sie einzeln oder auch in der Kombination von mehreren Eigenschaften auftreten können.

4.2.1. Dynamik

Das Modell ist von seiner Struktur her dynamisch ausgelegt. Dynamische Produktionsprozesse sind dadurch charakterisiert, daß das Produktionsergebnis einer Periode nicht nur direkt durch die Aktivitäten in dieser Periode selbst bestimmt wird, sondern auch von der Geschichte aller bisherigen produktionsrelevanten Ereignisse (sogen. Kapazitäts- oder Memory-Effekt eines dynamischen Systems) /40,41/.

Die dem Faktor Zeit unterliegenden dynamischen Vorgänge sind dabei jedoch zu unterscheiden bezüglich ihrer Abhängigkeit von der örtlichen Plazierung auf der Zeitachse. Wenn sowohl die periodenbezogene Maßnahme als auch das dadurch hervorgerufene Ergebnis eines Produktionsprozesses unabhängig von ihrer Verschiebung auf der Zeitachse ist, so spricht man von Zeitinvarianz.

In diesem Fall sind die Parameter a^1 , b^1 , c^1 , etc. aus dem Brennstoffkreislauf (Plutoniumproduktion, Plutoniumverbrauch z. B.) bzw. deren äquivalenten Modellkoeffizienten f_i als Konstante gegeben. Nur diese zeitinvarianten Prozesse können im Normalfall mit der Methode der Dynamischen Linearen Programmierung gelöst werden, da hierzu konstante Variablenkoeffizienten erforderlich sind.

Bei zeitvarianten Prozessen verändert sich bei einer Verschiebung auf der Zeitachse die ursprüngliche Relation zwischen dem periodenbezogenen Maßnahmen und dem Produktionsergebnis der Periode aufgrund von zeitabhängigen Modellparametern. Die Parameter $a^1(t)$, $b^1(t)$, $c^1(t)$, etc. des Brennstoffkreislaufs sind dann Zeitfunktionen, die im Modell entsprechend approximiert werden müssen.

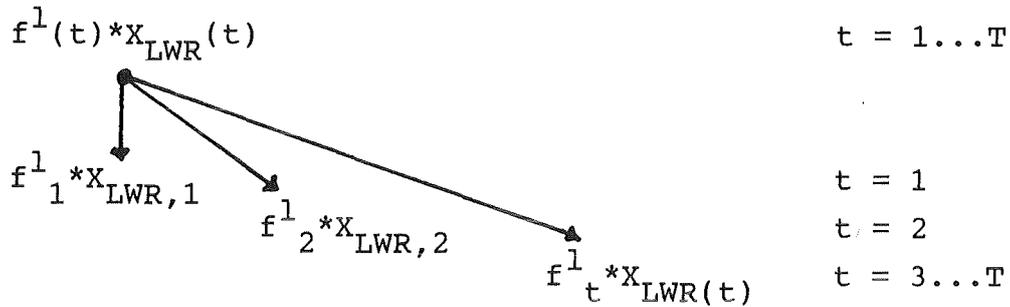
Hierzu wird beispielsweise im Falle der LWR-Plutoniumproduktionsrate die Zeitfunktion $a^1(t)$ aufgeteilt für endlich viele Zeitabschnitte und durch im jeweiligen Zeitabschnitt t_j ($j=1\dots T$) konstante Modellkoeffizienten f_{t_j} approximiert. Die Gültigkeit der Koeffizienten f_{t_j} und der zugehörigen Modellvariablen X_{t_j} wird dann auf den Zeitabschnitt t_j beschränkt. Über die Modelleingabe gesteuert, werden diese zeitabschnittsbezogenen Modellvariablen und damit auch deren konstanten Koeffizienten sukzessiv zeitlich hintereinander geschaltet, so daß bei hinreichender Zeitabstufung über dem Betrachtungszeitraum T Zeitvarianz und z. B. die sogn. Einbrennphase eines Leichtwasserreaktors am Anfang des Lebensdauerzyklus simuliert wird.

Beispiel 4-3

In der Einbrennphase eines Leichtwasserreaktors entwickelt sich dessen Plutoniumausstoß erst im Verlauf von 3 Zeitabschnitten auf den dann konstanten Wert a^1 . Die Entwicklungsfunktion der Plutoniumproduktionsrate sei mit $a^1(t)$ für $t=1\dots T$ gegeben, wobei $a^1(3) = a^1(4) = \dots = a^1(T) = a^1 = \text{konstant}$ gilt. Der das LWR-Plutonium betreffende Teil der Plutoniumbilanz (6) schreibt sich dann

$$a^1(t) * \text{LWR}(t) \quad t = 1\dots T$$

Den Übergang auf die im Modell erforderlichen konstanten Koeffizienten erreicht man nun dadurch, daß man für die Modellvariable $X_{LWR}(t)$ mit ihren Parametern $f^1(t)$ hinreichend viele Duplikate $X_{LWR,t}$ anlegt, die sich nur im Plutoniumausstoß voneinander unterscheiden und diese dann zeitlich hintereinander schaltet.



Damit aber sind auch zeitvariante Prozesse hinreichend genau im Rahmen der Fehlermarge des Modells erfaßbar (s. Abschnitt 4.3).

Ende des Beispiels

4.2.2 Statik

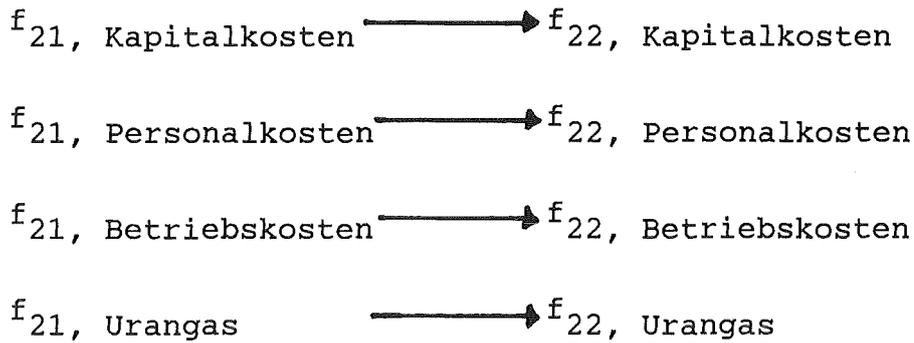
Im Gegensatz zu dynamischen Prozessen spricht man dann von statischem Geschehen, wenn kein "Memory"- oder "Kapazitäts"- Effekt des Systems zu beobachten ist, das Produktionsergebnis also nur von den augenblicklichen zeitabschnittsbezogenen Aktivitäten abhängt und keine Verbindung zu früheren Ereignissen besteht. Die Ermittlung der Gestehungskosten für die pro Zeitabschnitt erzeugte elektrische Energie aus einer Kernreaktoranlage ist ein Beispiel hierzu (siehe Abschnitte 3.4 und 5.3ff). Durch den ursprünglich dynamischen Aufbau eignet sich der Modellansatz ferner besonders gut für komparativ statische Analysen, wenn nach der Neutralisierung

seiner dynamischen Elemente statische Prozesse z. B. durch die Variation einer Bestimmungsgröße in den einzelnen Modellzeitabschnitten $t_0 \dots T$ vergleichend gegenübergestellt und analysiert werden sollen.

Beispiel 4-4: Kostensensitivität bei verfahrenstechnischen Fertigungsengpässen in Brennstoffkreislaufdienstanlagen.

Aufbauend auf der Vernetzungsstruktur des Brennstoffkreislaufs in der Abb. 2-3 und der auszugsweisen Abstraktion dieser Prozesse im Beispiel 4-1 können alle stromkostenrelevanten Anlagen des Brennstoffkreislaufs mit ihren kapital-, personal- und materialbezogenen Leistungs- und Bedarfsstrukturen durch entsprechende Variablen und Beziehungen erfaßt werden.

Für eine Anreicherungsanlage (Modellvariable X_2 im Beispiel 4-1) etwa können die Modellparameter $f_{21,m}$ aus Gleichung (23) den spezifischen Kostenanfall pro Trennarbeitseinheit (TAE) für ein bestimmtes Anreicherungsverfahren X_{21} bis zu einer Kapazitätsgrenze von z. B. 100 TAE bezeichnen. Ein weiterer Einsatz von Kapital, Personal und Rohstoffen erbringe keine Outputsteigerung. Sollen mehr als 100 TAE pro Zeitabschnitt erreicht werden, muß auf ein anderes Anreicherungsverfahren X_{22} mit entsprechend modifizierten Parametern $f_{22,m}$ umgestellt werden. Dazu sind die Kostenparameter der Modellvariablen X_{22} entsprechend den Gegebenheiten des neuen Verfahrens anzupassen und Übergangsvorschriften zwischen den Variablen X_{21} und X_{22} zu definieren.



$X_{21} \leq 100$ TAE	$X_{22} > 100$ TAE
Anreicherungsverfahren 1	Anreicherungsverfahren 2

Ähnliche Probleme sind auch für weitere Anlagen des Brennstoffkreislaufs denkbar.

Die bei einer Verwendung des obigen Modells notwendige Neutralisierung der dynamischen Modellelemente $Z_i(t)$ und $Z_i(t-LD)$ in Gleichung (23) erfolgt dadurch, daß beispielsweise deren Modellparameter $e_{21,m}$ und $g_{21,m}$ bzw. $e_{22,m}$ und $g_{22,m}$ gleich Null gesetzt und damit ihre Aktivierung während eines Anwendungslaufs unmöglich gemacht werden.

Die Auswirkungen solcher Entkopplungsprozesse auf die Stromerzeugungskosten bei steigendem Nuklearanteil in der Elektrizitätsversorgung und damit steigendem Bedarf an Brennstoffkreislaufprodukten sind ein Anwendungsbe- reich komparativ statischer Modellanalysen. Weitere, nicht nuklearspezifische Anwendungsgebiete und Anwen- dungsbeispiele sind in Abschnitt 4.5 erwähnt.

Ende des Beispiels

4.2.3 Optimierungsfähigkeit

Entsprechend den vielfältigen Anforderungen aus dem Brennstoffkreislauf (vgl. Abschnitt 2.5.3) besitzt das

Modell die grundsätzliche Fähigkeit, bei einer Problem-
beschreibung mit Freiheitsgraden durch Definition von
Zielen aus der dadurch gegebenen Lösungsvielfalt eine
eindeutige Problemlösung zu ermitteln.

Aus dieser Modellstrukturierung als Optimierungsmecha-
nismus leitet sich jedoch beim Umgang mit dem Modell
kein unabdingbarer Zwang zum Optimieren ab. Sowohl der
Modellansatz selbst als auch die angewandten Lösungs-
algorithmen erlauben auch eine vollständige Beschreibung
der zu behandelnden Probleme und die Ermittlung der dann
eindeutigen Problemlösung. Die standardmäßig für den
Lösungsalgorithmus generell zu definierende Zielvorgabe
kann in diesen Fällen eine Quasiziefunktion sein, die
aus einer beliebigen, aber im Modell bekannten Variab-
lenbeziehung bestehen muß.

Beispiele von Optimierungsaufgaben sind in den Abschnit-
ten 3.5 sowie 5.1, 5.2 und im Kapitel 6 behandelt.

4.2.4 Nicht-Limitationalität

Bei der Abbildung von Produktionsprozessen ist ferner die
Limitationalität solcher Prozesse in der Realität zu be-
achten. In der ökonomischen Produktionstheorie spricht
man dann von Limitationalität eines Produktionsvorganges,
wenn bei einem bestimmten Produktionsverfahren trotz ver-
mehrten Einsatzes von einem oder mehreren Produktions-
faktoren (wie z.B. Arbeitskräfte, Maschinen, Betriebs-
stoffe etc.) keine Steigerung des Outputs (der Produk-
tion) mehr möglich ist, d.h. die Leistungsgrenze des
eingesetzten Produktionsverfahrens erreicht ist /45/.
Sind weitere Produktionssteigerung erwünscht, muß die
Produktion auf ein anderes Verfahren umgestellt

werden. Diese Verfahrensumstellung wird sich in vielen Fällen auch schon im Grenzproduktionsbereich des alten Verfahrens als vorteilhaft erweisen, da damit meistens eine Effizienzsteigerung beim Einsatz aller Produktionsfaktoren verbunden ist, wodurch die gleiche Produktionsmenge bei verringertem Faktoreinsatz erzielt werden kann.

Die Einführung neuer Verfahren kann nun mit dem obigen Modell logisch analog den Austauschmaßnahmen von Variablen in den Fällen der dynamischen, zeitvarianten sowie auch komparativ-statischen Produktionsprozesse simuliert werden. Die ein bestimmtes Produktionsverfahren mit fixen Leistungsdaten (wiedergegeben in den Modellparametern e, f, g) repräsentierenden Modellvariablen X_i werden beim Erreichen von Produktionsgrenzen durch Variable X_j ($i = j$) mit entsprechend angepaßten Parametern ausgetauscht. Das Modell verwendet dann ab dem Austauschzeitpunkt die neue Variable und damit das neue leistungssteigernde Produktionsverfahren. Als Anwendungsbeispiel kann auf das Beispiel 4-4 verwiesen werden.

4.2.5 N-dimensionale dynamische Prozesse

Dynamische (Produktions-) Prozesse lassen sich durch Differentialgleichungen mathematisch beschreiben. Die Ordnung dieser Differentialgleichungen richtet sich nach der höchsten Ableitung, die in der Gleichung auftritt. In früheren Abschnitten wurde gezeigt, daß lineare Differentialgleichungen 1. Ordnung in lineare Differenzgleichungen 1. Ordnung überführt werden können und auf diese Weise einer numerischen Bearbeitung mit dem Modell zugänglich sind.

Denkbar sind aber auch praktische Probleme, in denen lineare Differentialgleichungen höherer Ordnung auftreten und die damit automatisch einer modellmäßigen Bearbeitung mit den Modellgleichungen (20) bis (26) entzogen wären. Die mathematische Theorie aber zeigt, daß jede lineare Differentialgleichung n -ter Ordnung durch ein Gleichungssystem von n linear unabhängigen Differentialgleichungen 1. Ordnung dargestellt werden kann /39/.

Differentialgleichungen 1. Ordnung aber können durch Differenzgleichungen angenähert, diese wiederum mit dem beschriebenen Modell abgebildet werden. Auf diese Weise können auch kompliziertere dynamische Prozesse einer numerischen Bearbeitung erschlossen werden, d.h. die Ordnung einer Differentialgleichung ist für die Frage, modellmäßige Bearbeitung eines Produktionsprozesses ja oder nein, letztendlich in vielen Fällen unrelevant.

Abschließend sei noch auf eine wichtige Anforderung des Modells hingewiesen.

4.2.6 Homogenität

Eine wichtige Bedingung des Modells besteht in der grundsätzlichen Annahme der Homogenität der darzustellenden Produktionsprozesse. Homogenität im mathematischen Sprachgebrauch beschreibt den Zusammenhang zweier oder mehrerer voneinander abhängiger Variablen in einer mathematischen Abbildung dergestalt, daß, wenn keiner der Variablen ein Zahlenwert zugeordnet wird, auch die entsprechende Abbildung keinen Zahlenwert annehmen darf.

Insbesondere in der ökonomischen Realität ist die Bedingung der Homogenität von Produktionsprozessen oft nicht erfüllt. Man denke hierbei beispielsweise an eine Maschine, die temporär außer Betrieb genommen wird. Dann gilt zwar, daß das Produktionsniveau der Maschine gleich Null ist, aber dennoch z. B. Wartungskosten oder die Abschreibungskosten entstehen, so daß bezüglich des Kriteriums Kosten trotz Maschinenstillstands bestimmte Fixkosten anfallen.

In vielen Anwendungsfällen wird die Homogenitätsforderung letztlich nicht maßgebend für die Anwendung des Modells sein, da andere Problemschwerpunkte dominierend sein können.

Für Fälle aber, in denen die erwähnten Stillstandskosten jedoch von primärer Wichtigkeit sind, können komplizierte und aufwendige Austauschprozesse von Variablen, die auf den in den Beispielen 4-3 und 4-4 gezeigten Variablen- und Beziehungsstrukturen aufbauen, auch zufriedenstellende Annäherungen liefern. In diesen Fällen ist aber ein vorheriges Abwägen von Aufwand und Nutzen empfehlenswert.

4.3 Fehlerintervalle des Modells

Der Modellansatz soll u.a. die Lösung von dynamischen Problemen unter Einsatz von numerischen Methoden auf der Basis

der Dynamischen Linearen Programmierung ermöglichen. Da viele dynamische Prozesse durch Differentialgleichungen beschrieben werden, mußte schon für den Modellansatz selbst eine Überführung dieser Differentialgleichungen in Differenzgleichungen erfolgen. Die damit verbundenen Abweichungen von Normalwert sind gegen die prinzipielle Bearbeitungsmöglichkeit eines Problems mit einem relativ einfachen und zweckdienlichen Modellformalismus abzuwägen. Es ist dabei stets zu prüfen, in wieweit die Aussagen, die auf der Basis von Modellrechenergebnissen dann gemacht werden, im konkreten Fall noch repräsentativ sind.

Hierzu wird in den weiteren Ausführungen dieses Abschnitts versucht, anhand von Fallbeispielen aus der Gegenüberstellung von analytischen und numerischen Ergebnissen bei teilweise extremen Randbedingungen Fehlermargen und ihre Abhängigkeiten herauszukristallisieren. Die Wahl von Extrembedingungen soll einen Eindruck darüber vermitteln, in welchen Dimensionen die Fehlerobergrenzen des Modells anzusiedeln sind.

Um die Kontinuität dieser Arbeit zu wahren, seien zwei Beispiele aus dem nuklearen Brennstoffkreislauf mit Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brutreaktoren bzw. Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren gewählt. Zum besseren Verständnis wird hierbei von den einfachsten Fällen ohne Zeitverschiebung etc. ausgegangen.

Das Problem bestehe darin, einen vorgegebenen Bedarf $B(t)$ an installierter Kernenergieleistung auf die Reaktortypen LWR und SBR bzw. FDWR so aufzuteilen, daß die fortgeschrittenen Reaktoren im Rahmen der Plutoniumverfügbarkeit zugebaut werden.

Nach obigen Ausführungen (Abschnitt 3.5.2.1) erhält man als Bestimmungsgleichung für die Anzahl der Brutreaktoren zum Zeitpunkt t die Differentialgleichung

$$(7) \quad I_S \frac{d \text{SBR}(t)}{dt} + (a^1 - b^1) \text{SBR}(t) = a^1 B(t)$$

$t \geq t_s$

und als Bestimmungsgleichung für die Zahl von FDWR zum Zeitpunkt t die Differentialgleichung

$$(12.1) \quad I_F \frac{d \text{FDWR}(t)}{dt} + (a^1 + c^1) \text{FDWR}(t) = a^1 B(t)$$

$t \geq t_F$

Die Entwicklung der Funktionen $\text{SBR}(t)$ und $\text{FDWR}(t)$ erfolgt dabei in Abhängigkeit von der Entwicklung der exogen vorgegebenen Bedarfsfunktion $B(t)$. Der zeitliche Verlauf dieser exogenen Entwicklung und deren Approximationsmöglichkeit ist deshalb auch maßgebend für die Güte der Ergebnisse, welche von dem Modell als Lösung dieser Bestimmungsgleichungen ermittelt werden.

Eine bei der Markteinführung neuer Produkte häufig unterstellte Entwicklung /37/ erfolgt entlang einer logistischen S-Kurve, deren allgemeine Formel wie folgt lautet:

$$(29) \quad l(t) = \frac{\text{Max}}{1 + p e^{-qt}}$$

Diese Funktion wächst zunächst progressiv, geht dann in ein degressives Wachstum über und nähert sich asymptotisch dem Niveau Max an (p und q sind Funktionsparameter, die die Dauer des Einschwingvorganges bestimmen).

Im Zeitverlauf werden ältere Produkte durch neue Produkte ersetzt, bis nur noch neue Produkte existieren. In diesem Beispiel etwa fossile durch nukleare Energieträger.

Um insbesondere den analytischen Lösungsvorgang für die obigen zwei Beispiele zu vereinfachen, wird die Analyse auf den progressiven Teil der Funktion $l(t)$ beschränkt und für diesen eine Exponentialfunktion unterstellt. Denn diese liefert bei ihrer Zeitschrittapproximation die größten Abweichungen.

Die Kernenergiebedarfsentwicklung habe damit folgende allgemeine Form

$$(30) \quad B(t) = P_0 e^{rt} \quad t = t_0 \dots T$$

r aus den reellen Zahlen

und man erhält als Lösung der Differentialgleichung (7) unter Anwendung der LAPLACE-Transformation /40/ die maximal installierbare Zahl von Brutreaktoren im Zeitpunkt t

$$(31) \quad SBR(t) = \frac{\frac{a^1}{I_S} * P_0}{\frac{a^1 - b^1}{I_S} + r} \left[e^{rt} - e^{t(b^1 - a^1)/I_S} \right]$$

$$t = t_0 \dots T, \quad r \text{ aus den reellen Zahlen}$$

Analog errechnet sich die Anzahl der Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren zum Zeitpunkt t als Lösung der Gleichung (12.1) nach folgender Regel:

$$(32) \quad FDWR(t) = \frac{\frac{a^1}{I_F} * P_0}{\frac{a^1 + c^1}{I_F} + r} \left[e^{rt} - e^{t(a^1 + c^1)/I_F} \right]$$

$$t = t_0 \dots T, \quad r \text{ aus den reellen Zahlen}$$

Wählt man

- * als laufende Plutoniumproduktion eines LWR:
 $a^1 = 0.16 \text{ t Pu}_{\text{fiss}} / \text{GWe} * a / 3,4/$
- * als laufenden Brutgewinn eines SBR:
 $b^1 = 0.22 \text{ t Pu}_{\text{fiss}} / \text{GWe} * a / 3,4/$
- * als Pu-Inventar eines SBR:
 $I_S = 3.2 \text{ t Pu}_{\text{fiss}} / \text{GWe} * a / 3,4/$
- * als laufenden Plutoniumverbrauch eines FDWR:
 $c^1 = 0.11 \text{ t Pu}_{\text{fiss}} / \text{GWe} * a / 6/$
- * als Pu-Inventar eines FDWR:
 $I_F = 9 \text{ t Pu}_{\text{fiss}} / \text{GWe} / 6/$
- * $r = 0,25$ und $P_o = 2$
- * $t_o = t_s = t_F$
- * $T = 30$ Jahre
- * als Periodenlänge bei den Modellrechnungen wahlweise
 $PL = 1 \text{ Jahr}, PL = 5 \text{ Jahre}, PL = 10 \text{ Jahre}$

so erhält man folgende Datentabellen:

t	SBR(t) ^a (GWe)	SBR (t) ^m in GWe, Fehler (%)					
		PL =1 Jahr		PL=5 Jahre		PL=10 Jahre	
0	0	0		0		0	
1	0.114	0.115					
2	0.264	0.265					
3	0.458	0.460					
4	0.709	0.713					
5	1.034	1.040	0.6	1.177	14		
6	1.454	1.462					
7	1.995	2.006					
8	2.692	2.708					
9	3.590	3.611					
10	4.746	4.773		5.403	14	7.271	53
11	6.232	6.268					
12	8.144	8.190					
13	10.600	10.660					
14	13.757	13.835					
15	17.814	17.915	0.6	20.282	14		
16	23.026	23.156					
17	29.721	29.888					
18	38.320	38.536					
19	49.364	49.642					
20	63.549	63.907		72.359	14	97.380	53
21	81.765	82.226					
22	105.159	105.751					
23	135.200	135.961					
24	173.777	174.755					
25	223.314	224.571	0.6	254.277	14		
26	286.924	288.539					
27	368.605	370.679					
28	473.488	476.153					
29	608.165	611.588					
30	781.097	785.492		889.401	14	1.196.951	53

a : analytische Werte
m : Modellergebnisse
PL: Periodenlänge

Die einzelnen Werte sind jeweils
nach der 3. Stelle hinter dem
Komma abgeschnitten!

Tabelle 4-1:

Gegenüberstellung der analytisch ermittelten
Ergebnisse und der Modellergebnisse als
Lösung der Brutreaktorentwicklungsfunktion

t	FDWR(t) ^a (GWe)	FDWR (t) ^m in GWe, Fehler (%)					
		PL =1 Jahr		PL=5 Jahre		PL=10 Jahre	
0	0	0		0		0	
1	0.038	0.039					
2	0.088	0.089					
3	0.151	0.152					
4	0.230	0.231					
5	0.330	0.332	0.4	0.373	13		
6	0.458	0.460					
7	0.617	0.620					
8	0.823	0.826					
9	1.090	1.094					
10	1.431	1.437		1.616	13	2.017	40
11	1.870	1.877					
12	2.430	2.440					
13	3.149	3.162					
14	4.076	4.090					
15	5.263	5.281	0.4	5.947	13		
16	6.782	6.809					
17	8.738	8.771					
18	11.244	11.288					
19	14.461	14.521					
20	18.592	18.670		21.009	13	26.025	40
21	23.993	23.997					
22	30.701	30.836					
23	39.441	39.618					
24	50.664	50.892					
25	65.073	65.369	0.4	73.533	13		
26	83.974	83.956					
27	107.330	107.822					
28	137.832	138.467					
29	176.997	177.814					
30	227.285	228.336		256.831	13	318.898	40

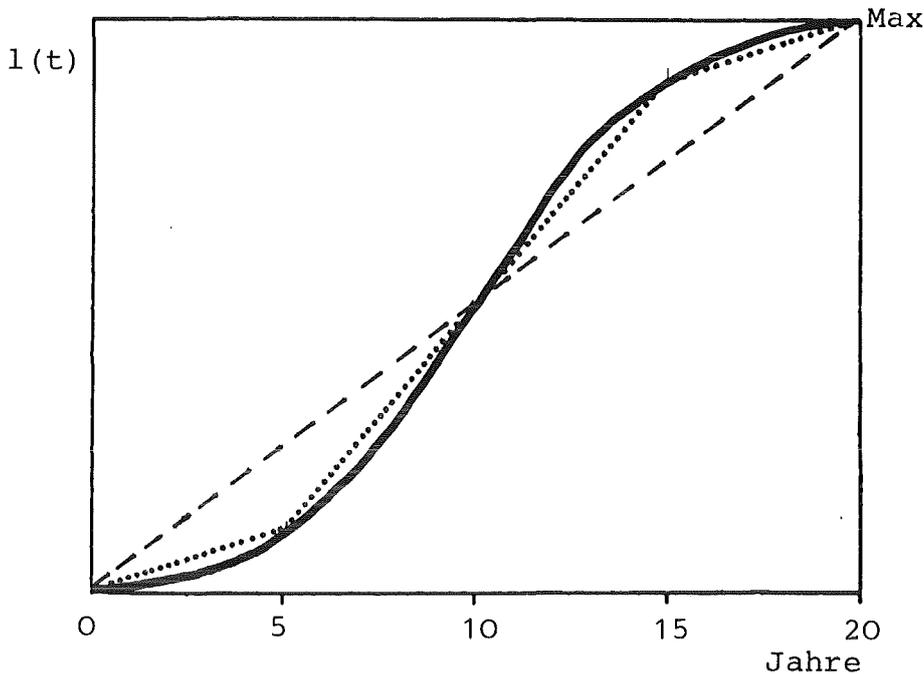
a : analytisch ermittelte Werte

m : Modellergebnisse

PL: Periodenlänge

Tabelle 4-2: Gegenüberstellung der analytisch ermittelten Ergebnisse und der Modellergebnisse als Lösung der FDWR-Entwicklungsfunktion

Die aus den Tabellen 4-1 und 4-2 ersichtlichen Fehlerbandbreiten werden verständlich, wenn man sich die Vorgänge anhand einer Graphik veranschaulicht.



... Modellapproximation bei $PL = 5$ Jahre

--- Modellapproximation bei $PL = 10$ Jahre

Abb. 4-1: Alternative Modellapproximation einer logistischen Funktion

Man erkennt, daß im progressiven Bereich der Funktion bei Verlängerung der Periodenlänge (entsprechend einer Verminderung der Approximationspunkte) eine überproportionale Überschätzung durch das Modell erfolgt und umgekehrt, bei einer stetigen Verkleinerung der Annäherungsabschnitte im (mit Modellen nicht erreichbaren) Grenzfall genau die Funktion $l(t)$ wiedergegeben würde. Im degressiven Bereich hingegen tritt in gleichem Umfange eine Unterschätzung durch das Modell ein.

Faßt man beide Effekte zusammen, d.h. mißt man dem Einschwingvorgang der Funktion weniger Bedeutung bei, so ist offensichtlich, daß die anfängliche Überschätzung in der progressiven Zone dann in der degressiven Wachstumszone durch die hier erfolgende

Unterschätzung nahezu vollständig egalisiert wird. Die Fehlermargen der Tabelle 4-3, die das Modell in den beiden Fallbeispielen erkennen läßt und die als Anhaltspunkte für die Qualität des Modells dienen sollen, wurden im progressiven Bereich ermittelt und sind nur dann von besonderer Tragweite, wenn

- 1) streng progressive oder degressive Modelleingangsfunktionen vorliegen oder wenn
- 2) der Einschwingbereich einer (wie im obigen Beispiel) logistischen Funktion von besonderer Bedeutung für die Modellaussagen ist.

PL(Jahre)	1	5	10
FDWR	$\pm 0,4$	± 13	± 40
SBR	$\pm 0,6$	± 14	± 53

Tabelle 4-3: Positive oder negative Abweichungen (in %) bei unterschiedlichen Zeitschritten

Diese Zahlen sollen i.V. mit den obigen Ausführungen eine Hilfestellung sein, um im Konfliktbereich von

- Aussagefähigkeit der Modellergebnisse
- spezifischer Problemsituation und
- Datenumfang

einen nach den jeweiligen Erfordernissen optimalen Modelleinsatz zu gewährleisten.

4.4 Allgemeines Modell-Eingabe-Raster

Die vielfältigen Eingabeparameter, die im Verlauf des Kapitels 4 schon angesprochen wurden, müssen nach folgendem allgemeinen Raster während der Dateneingabe verfügbar sein.

"Variablenname " (z. B. V1)								

"Beziehungstyp 1"								
*	$e_{v1,1}$	δ_1	$f_{v1,1}$	δ_2	$f_{v1,1}$	δ_3	$g_{v1,1}$	δ_4
*								
*								
*								
*								
"Beziehungstyp k"								
	$e_{v1,k}$	δ_1	$f_{v1,k}$	δ_2	$f_{v1,k}$	δ_3	$g_{v1,k}$	δ_4

"Einführungszeitpunkt"								
"Lebensdauer"								
"Einführungs-Restriktionen"								

Hierbei geben die Beziehungstypen 1 bis k die funktionalen Zusammenhänge zwischen der Variablen V1 und anderen im System vorhandenen Variablen an. Mit Einführungsrestriktionen werden etwa vorhandene zeitabschnittsbezogene Kapazitätsengpässe bezeichnet.

Diese Datengruppen sind variablenbezogen, in obigem Beispiel auf die Variable V1, da sie deren Eigenschaften und Rand- oder Betriebsbedingungen beschreiben. Sie sind für alle beteiligten Variablen derart zu spezifizieren. Darüber hinaus können zeitabschnittsbezogene Beschränkungen für beliebige Beziehungstypen spezifiziert werden. Ferner sind noch all-

gemeine Daten erforderlich, z.B. der Betrachtungszeitraum, die Anzahl der Zeitabschnitte sowie deren Länge, die Gesamtzahl der Variablen, die Zielfunktion etc. (eine genaue Eingabespezifikation ist in /26/ enthalten).

Die im Verlauf dieses Kapitels 4 angesprochenen Modellgleichungen sind in ihrer problemunabhängigen Darstellung in einem Datenverarbeitungsprogramm umgesetzt /26/. Dieser Matrix-Generator überträgt dann obige Eingabedaten anhand dieser Regeln in ein lineares (Un-) Gleichungssystem, welches dann mit Hilfe eines Standard-Softwarepaketes für lineare Programme (50,51) gelöst wird.

4.5 Modell-Ausgabe-Masken

Diese Ausgabe der Standard-Software wird danach durch ein spezielles DV-Programm /26/ aufbereitet und anhand verschiedener Ausgabemasken dargestellt. In diesen Masken werden die jeweiligen Ergebnisdaten gegliedert in

- * Angaben zur installierten Reaktorleistung (Maske 1 im Anhang)
- * Angaben über die Massenflüsse im Brennstoffkreislauf (Maske 2 im Anhang)
- * Angaben zum wirtschaftlichen Umfeld, wie z. B.
 - die Natururanausnutzung
 - die Spaltmaterialkosten
 - die Stromgestehungskosten(Masken 3 und 4 im Anhang).

Die im nachfolgenden Kapitel dargestellten Ergebnisse basieren im wesentlichen auf derartigen Modelldaten, welche fallweise noch weiter aufbereitet wurden.

4.6 Anwendungen des Modells außerhalb des nuklearen Brennstoffkreislaufs

Das Modell ist in seiner Anwendungsform als nukleares Brennstoffkreislaufmodell für strategische Fragestellungen im Rahmen einer OECD-Studie auf internationaler Ebene durch Vergleich mit anderen Brennstoffkreislaufmodellen getestet

und erfolgreich bei der Erstellung von /4/ eingesetzt worden. Darüber hinaus konnte es bisher auf folgende, nichtnuklear-spezifische Einsatzbereiche übertragen werden:

- als Energieträgerflußmodell in /42/ bei der Abbildung der bundesrepublikanischen Nutz-, End- und Primärenergiezusammenhänge,
- als gesamtwirtschaftliches Güterverflechtungsmodell auf der Basis der Input/Output-Analyse in /43/ und
- als Energie- und Materialflußmodell bei der Produktionsplanung eines Industriebetriebes in /44/.

Damit steht nun ein breit einsetzbares Analyseinstrumentarium zur Verfügung.

Der nun folgende anwendungsorientierte Teil der Arbeit beginnt mit o. a. Modellversion und wird zunächst anhand konkreter strategischer Überlegungen Unterschiede zwischen gegenwärtiger und fortgeschrittener Reaktortechnologie einerseits bzw. zwischen den zukünftigen Reaktortypen selbst im überschaubaren Zeitbereich aufzeigen. Dieser Zeitraum wird jedoch nicht ausreichen, um beispielsweise für das Kriterium Uranausnutzung und die zugehörige Kernenergie-Leistungsausbeute das Gesamtpotential zu ermitteln. Eine einfache Gegenüberstellung physikalischer Parameter der beteiligten Reaktortypen wird dann partiell darüber Auskunft geben. Die technisch-physikalische Realisierbarkeit dieser Potentiale im Zeitverlauf jedoch muß unter Einsatz des obigen Modells ermittelt werden. Das Kapitel 5 fährt dann fort mit der Einbeziehung von Kostenaspekten, einer Sensitivitätsanalyse der Brennstoffkreislaufkosten und der Stromerzeugungskosten insgesamt für die unterschiedlichen Kernkraftwerkstypen und schließt mit einer zusammenfassenden Bewertung dieser Anlagentypen bezüglich der diskutierten ökonomischen Kriterien ab. Die interessante Frage der generellen Wettbewerbsfähigkeit der fortgeschrittenen Reaktortechnik in zeitlicher Hinsicht wird dann in Abhängigkeit eines sehr sensitiven Kostenparameters im nachfolgenden Kapitel behandelt.

5. ÖKONOMISCHE BEWERTUNG DER ENTWICKLUNGALTERNATIVEN DES
NUKLEAREN BRENNSTOFFKREISLAUFS

Die Frage nach dem ökonomischen Sinn von fortgeschrittenen Reaktorlinien ist auch eine Frage der optimalen Allokation von Produktionsfaktoren bei der Erstellung des Produkts "Kernenergiestrom". Eine in der Gegenwart sinnvolle und wirtschaftliche Faktoreinsatzkombination (LWR-Technologie) kann durch in der näheren oder weiteren Zukunft erwartete sachliche Veränderungen derart ineffizient werden, daß sie durch eine andere, den geänderten Randbedingungen besser entsprechende und daher effizientere Faktorallokation ersetzt wird. In unserer Wirtschaftsordnung werden in der Regel marktwirtschaftliche Kostenmechanismen hierbei als Triebkräfte fungieren, die aber im Falle der Kernenergie durch die Berührung von privaten und öffentlichen Interessensphären (wie z. B. private Kosteneinsparung versus Schonung von natürlichen Ressourcen, Sicherung der langfristigen Energieversorgung) von hoheitlichen Eingriffen flankiert sein können. Beispiele solcher staatlicher Interessengebiete und Steuerungsmaßnahmen werden in den nachfolgenden Abschnitten und im Kapitel 6 bei den Abhandlungen über den Plutoniumpreis diskutiert.

Aus der Sicht der Elektrizitätsversorgungsunternehmen (EVU), die die Entscheidung über einen Einsatz der Reaktortypen treffen, steht jedoch in diesem Fall primär eine Kostenreduktion bei der Stromerzeugung im Vordergrund, die dann in erster Linie durch Einsparungen bei der Brennstoffversorgung von Kernkraftwerken erreicht werden soll. Dies geschieht vor dem Hintergrund einer erwarteten Verknappung und damit auch Verteuerung des Rohstoffs Natururan. Über die Schließung des Brennstoffkreislaufs durch Wiederaufarbeitung des abgebrannten Reaktorbrandstoffs aus LWR und die Rückführung der gewonnenen Spaltmaterialien in fortgeschrittene Reaktoren soll eine Entkopplung vom Natururanmarkt angestrebt werden. Im

Mittelpunkt des EVU-Interesses stehen damit auch die Fragen der alternativen Entkopplungsmöglichkeiten, des Gesamtumfanges der alternativen Brennstoffeinsparungsmöglichkeiten und deren Rückwirkung auf die Kostenstruktur des Produktes Kernenergiestrom. In den beiden erstgenannten Punkten decken sich somit im Grundsätzlichen die privaten und öffentlichen Interessensphären. Aus dem unterschiedlichen Interesse hinsichtlich der Kosten jedoch können je, nach Ergebnis der Kostenrechnung, private EVU das Interesse an fortgeschrittenen Reaktoren zumindest temporär verlieren, öffentliche Entscheidungsträger evtl. einen Handlungsbedarf ableiten (vgl. auch Abschnitt 6.6).

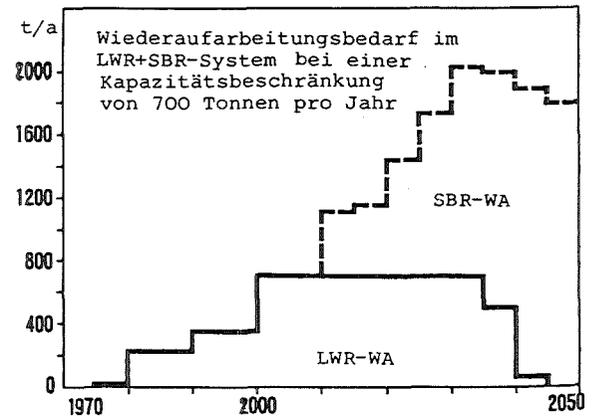
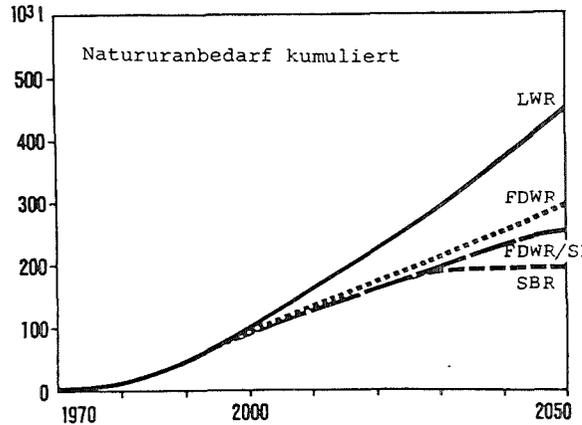
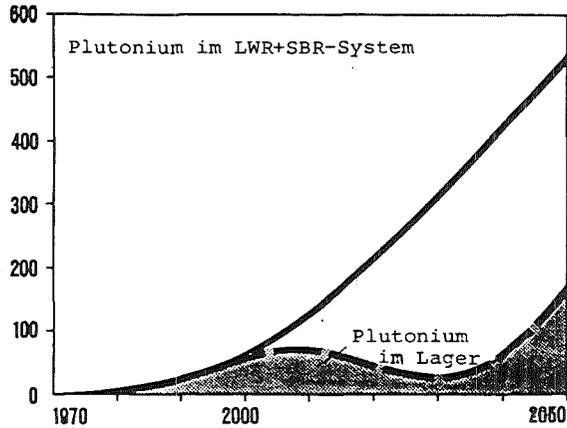
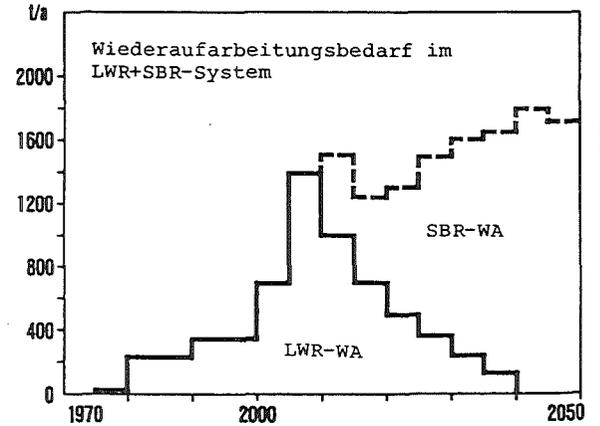
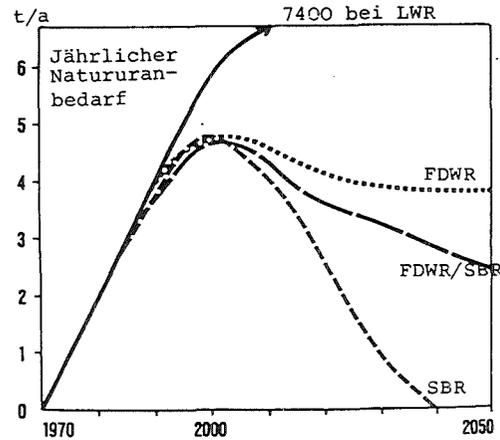
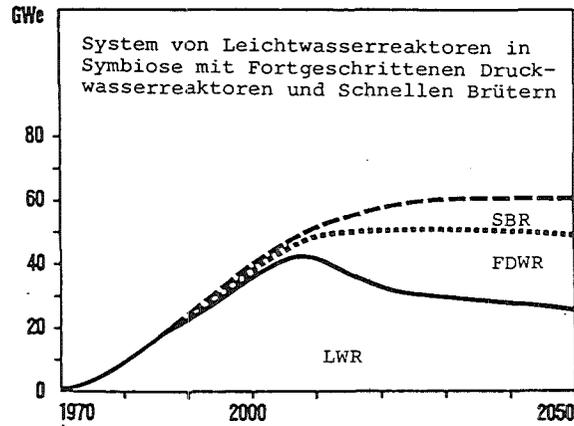
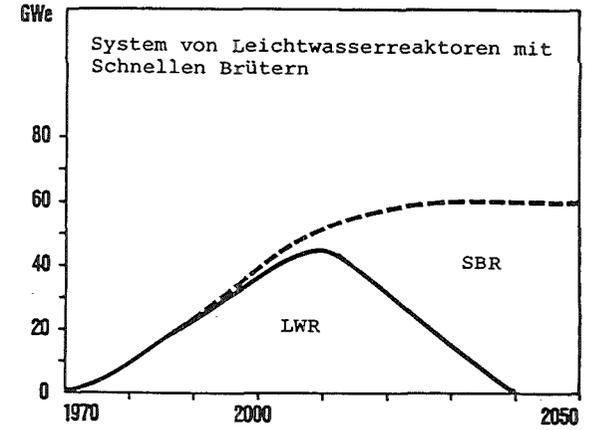
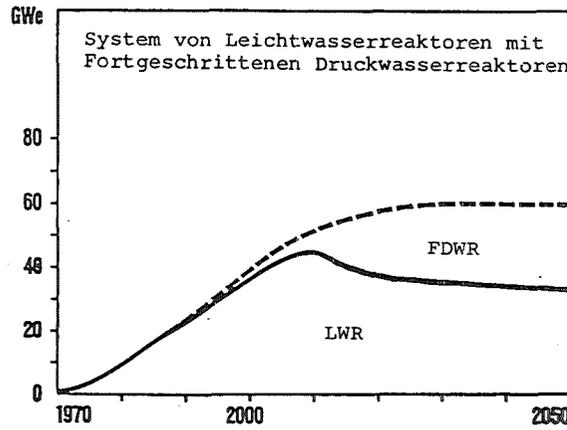
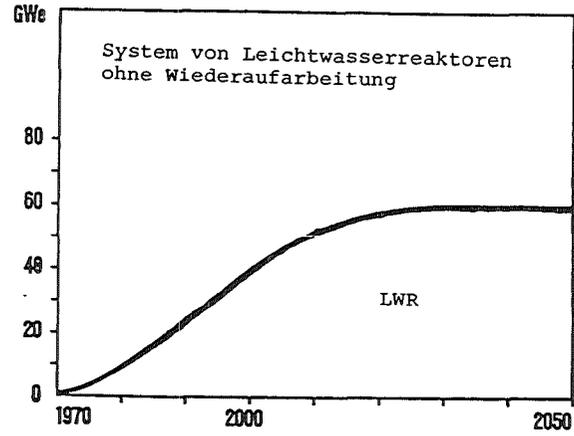
5.1 Die Entwicklungsalternativen aus strategischer Sicht

Für die Bewertung der alternativen Entwicklungsmöglichkeiten eines nuklearen Brennstoffkreislaufs sind zunächst aus planerischer Sicht Fragen von besonderer Bedeutung, die auf die Auswirkungen einer Einführung fortgeschrittener Reaktorsysteme in einen bestehenden Leichtwasserreaktor-Kernenergiemarkt abstellen. Markteindringungsgeschwindigkeit, Eindringtiefe und Rückwirkungen auf den Natururanmarkt stehen als Kennworte für diesen Fragenkomplex.

In mehreren Arbeiten /4,9,10,11,12,26/ wurden diese Probleme unter dem Gesichtspunkt der technisch-physikalischen Machbarkeit bereits untersucht und diskutiert. Die vorliegende Arbeit kann sich deshalb auf Beispiele und die wesentlichen Aussagen hieraus beschränken.

In Fortsetzung des dynamischen Strategienbeispiels, das in Abschnitt 3.5 definiert wurde und das (in erweitertem Umfange) wesentlicher Bestandteil der Veröffentlichung /11/ war, werden nun als Auflösung anhand der Abbildung 5-1 die oben

Abb.5-1: Alternative Kernenergiestrategien mit fortgeschrittenen Reaktoren sowie auszugswweise Informationen aus den zugrundeliegenden Brennstoffkreisläufen



aufgeworfenen Fragen beantwortet. Hinsichtlich der detaillierten Annahmen wird auf /11/ verwiesen.

Die Abbildung 5-1 zeigt für das Beispiel einer Kernenergiebedarfsentwicklung bis auf maximal 60 GWe installierter Leistung:

- * die alternativen Deckungsmöglichkeiten dieses Bedarfes mit konventioneller und fortgeschrittener Reaktortechnologie,
- * die entsprechenden Entwicklungstendenzen beim Natururanbedarf und
- * mit dem Wiederaufarbeitungsbedarf sowie der Akkumulation von Plutonium weitere Fakten aus dem Brennstoffkreislauf.

Daraus lassen sich beispielsweise folgende Aussagen ableiten:

1. Bei weiterem Ausbau von nur konventioneller LWR-Technologie werden bis Mitte des nächsten Jahrhunderts mit ca. 440 000 Tonnen Natururan etwa 10% der gesicherten Natururanreserven allein von der Bundesrepublik Deutschland verbraucht sein. Der jährlich Bedarf liegt dann bei mehr als 7 000 Tonnen pro Jahr.
2. Wird der Brennstoffkreislauf durch die Wiederaufarbeitung der abgebrannten LWR-Brennelemente geschlossen und werden mit dem zurückgewonnenen Plutonium Fortgeschrittene Druckwasserreaktoren eingeführt, so kann die notwendige Anzahl der LWR und damit auch der Natururanverbrauch beträchtlich reduziert werden (um ca. 35% der LWR bzw. 50% beim jährlichen Verbrauch).

3. Der alternative Einsatz von Schnellen Brütern anstelle der FDWR zeigt den weitestgehenden Effekt: etwa gegen Ende des Betrachtungszeitraumes wird die konventionelle Reaktortechnologie vollständig aus dem Markt verschwunden sein, eine Natururanunabhängigkeit ist erreicht. Insgesamt sind bis zum Erreichen dieser Autarkie nur etwa 180 000 Tonnen Natururan aufgebraucht worden. Dies entspricht einer Einsparung von 60% gegenüber dem ausschließlichen LWR-Betrieb.
4. Werden beide fortgeschrittenen Reaktoren in Symbiose mit den LWR betrieben, so liegen die erzielbaren Effekte zwischen den Ergebnissen beim alleinigen Betrieb von FDWR bzw. SBR. Die Natururaneinsparungen liegen beispielsweise bei ca. 40% im kumulierten bzw. 65 % im jährlichen Bedarf. Die Gründe hierfür sind in Abschnitt 2.2.3.4 angesprochen.
5. Wählt man z. B. den Schnellen Brüter als LWR-Nachfolge-reaktor, so entsteht bei der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennelementen entsprechend dem Bedarf für die Einführung der SBR in obigem Umfang eine kurzfristige Kapazitätsspitze von etwa 1.400 Tonnen pro Jahr. Wie weitere Berechnungen gezeigt haben, bringt eine Kapazitätsbeschränkung auf 700 Tonnen pro Jahr eine längerfristige Vollauslastung dieser Anlage bei nur minimalen Verschlechterungen bei der Einführung der SBR und dem Natururanverbrauch.
6. In einem Kernenergiesystem mit LWR und SBR werden sich beträchtliche Mengen Plutonium akkumulieren. Der größte Teil dieses Spaltmaterials wird sich in den Brutreaktoren und den vor- bzw. nachgelagerten Anlagen des Brennstoffkreislaufs befinden. Ein gewisser Teil wird sich, wie das entsprechende Bild in der Abbildung 5-1 zeigt, jedoch unter den gegebenen Annahmen in entsprechenden

Lagern befinden müssen. Diese Lagernotwendigkeit etwa um die Jahrtausendwende entsteht zum einen dadurch, daß frühzeitige vertragliche LWR-Wiederaufarbeitungszwänge bestehen und die Brutreaktoren zum anderen nicht schnell genug eingeführt werden können, weil der Anstieg der Bedarfskurve relativ flach verläuft und kein hoher Ersatzbedarf für abgeschaltete LWR besteht. Der ansteigende Lagerbedarf nach 2030 deutet auf eine für dieses Szenario zu hohe Brutrate des SBR hin. In der Praxis müßte diese entsprechend angepaßt werden.

Damit ist aus planenerischer Sicht festzustellen, daß die fortgeschrittenen Reaktoren bedeutende Natururaneinsparungen ermöglichen, die im Falle des SBR, und zeitlich stark verzögert auch für die FDWR/SBR-Symbiose, zur Unabhängigkeit vom Natururan führen. Aus dieser Art von Analysen läßt sich jedoch insbesondere im Falle des FDWR nicht erkennen, welchen Marktanteil er maximal und für welchen Zeitraum einnehmen kann, wie groß das Natururaneinsparungspotential insgesamt ist und auf welche Art und Weise es erreicht wird. Bis auf die bereits beantwortete Frage nach dem Marktanteil gelten alle anderen Fragen auch für die Brutreaktoren. Die nachfolgenden Abschnitte 5.2 ff werden nun diese offenen Fragen zur Natururanausnutzung beantworten.

5.2 Die Natururanausnutzung im Brennstoffkreislauf mit fortgeschrittenen Reaktoren

Die fortgeschrittenen Reaktoren zeichnen sich u. a. dadurch aus, daß sie ausschließlich mit PuO_2/UO_2 -Brennstoff betrieben werden. Das UO_2 dient hierbei ausschließlich als Träger- und Brutmaterial für den Spaltstoff Plutonium und besteht aus abgereichertem Uran, einem Abfallprodukt aus dem Anreicherungsprozeß für den Brennstoff von Leichtwasserreaktoren.

Wenn nun die fortgeschrittenen Reaktoren ausschließlich Plutonium als Spaltmaterial verwenden, wie kann dann in diesem Zusammenhang die Ausnutzung des Rohstoffs Natururan diskutiert werden, der nur sekundär am Energiegewinnungsprozeß dieser Reaktoren beteiligt ist?

Zur Beantwortung dieser Frage sei der Wirkungszusammenhang nochmals konzentriert dargestellt.

1. Das Spaltmaterial Plutonium entsteht zunächst als Abfallprodukt beim Betrieb von LWR.
2. Durch seine Rückführung in die fortgeschrittenen Reaktoren FDWR oder SBR ersetzt es dort das konventionelle, natürliche Spaltmaterial U-235 und vermeidet somit den Verbrauch von Natururan (1. Einsparungseffekt).
3. Beim Betrieb der fortgeschrittenen Reaktoren werden analog zu dem in LWR ablaufenden Prozeß aus Teilen des Trägermaterials U-238 zusätzliche spaltbare Plutoniumisotope konvertiert. Ihre Rückführung in andere FDWR/SBR-Anlagen erspart dort das natürliche Spaltmaterial U-235 und führt somit zu Natururaneinsparungen (2. Einsparungseffekt).

Verringerter Rohstoffeinsatz bei gleichbleibender Leistung verbessert aber die Ausnutzung dieses Rohstoffs ebenso wie umgekehrt die Leistungssteigerung bei konstantem Rohstoffeinsatz.

Wenn deshalb im Zusammenhang mit fortgeschrittenen Reaktoren das Wort Natururanausnutzung fällt, dann ist (im Gegensatz zu Abschnitt 2.1.4, in dem es um die Ausnutzung in einer LWR-Anlage geht) stets das gesamte Reaktorsystem aus Leichtwasserreaktoren u n d fortgeschrittenen Reaktoren angesprochen. Untersucht wird dann die Ausnutzung des Natururans, welches

durch die das fortgeschrittene Reaktorsystem aufbauenden LWR verbraucht wird /14/.

5.2.1 Die Uranausnutzung in Reaktorsystemen mit LWR und fortgeschrittenen Konverterreaktoren

Analysiert wird ein aus Leichtwasserreaktoren und Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren bestehendes Reaktorsystem, in dem das in den LWR erzeugte Plutonium nach entsprechender Aufarbeitung und Refabrikation in FDWR zur Energieerzeugung eingesetzt wird (vgl. Abb. 2-1 Brennstoffkreislauf 3).

Die FDWR benötigen hierbei die LWR als Plutoniumlieferanten für ihre Erstinventare und zur Deckung ihres laufenden Spalmaterialdefizits, letzteres insbesondere deshalb, weil sie mit einer Konversionsrate < 1 der Klasse der Konverterreaktoren zuzuordnen sind.

Auf der Basis von Untersuchungen mit dem obigen Modellansatz in der Anwendung als Brennstoffkreislaufmodell entstand die schematische Darstellung eines derartigen Reaktorsystems, seines spezifischen Natururanbedarfs sowie der zeitabhängigen Natururanausnutzung pro Zeiteinheit, welche die Veränderungsrate der integralen Ausnutzung angibt (Abb. 5-2). In dem dargestellten Szenario wird von einer begrenzt verfügbaren Gesamtnatururanmenge, einer Obergrenze für die installierte Kernenergieleistung, der Verfügbarkeit der Brennstoffkreislaufdienstanlagen und einer verzögerten Einführung der FDWR ausgegangen.

Nach der Einführung der FDWR erfolgt deren Zubau nach der Plutoniumverfügbarkeit als Funktion des zwischen t_0 und t_1 entstandenen Plutoniumstocks, der Pu-Produktion

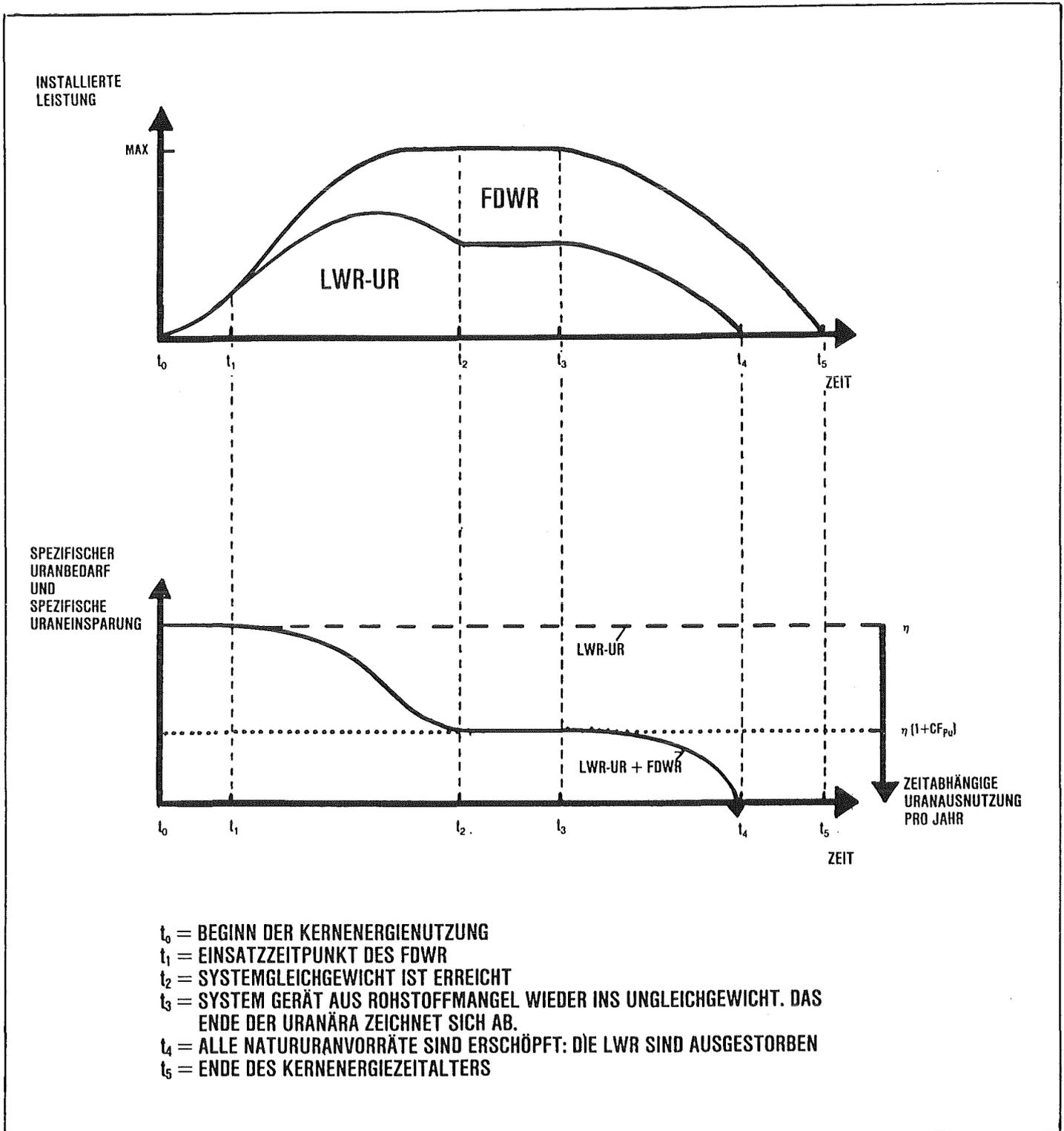


Abb. 5-2: Schematische Darstellung eines Kernenergiezeitalters auf der Basis eines LWR- und FDWR-Reaktormischsystems, dessen spezifischen Natururanbedarfs und spezifischen Natururaneinsparungen im Vergleich zu einem reinen LWR-System, sowie die jeweilige jährliche Rohstoffausnutzung im Zeitverlauf.

der LWR, ihres eigenen Pu-Erstinventarbedarfs, ihres laufenden Pu-Verbrauchs und den Spaltmaterialverlusten im Brennstoffkreislauf. Insbesondere das hohe Erstinventar dieser Reaktoren von etwa $9 \text{ t Pu}_{\text{fiss}}/\text{GWe}$ verzögert dabei ihre Einführung. Eine bestimmte Zeit nachdem das maximale Kernenergieausbauniveau erreicht ist, stellt sich ein Gleichgewicht zwischen LWR und FDWR ein, der Erstinventaraufbau ist abgeschlossen (t_2). Dieser Zustand kann solange aufrecht erhalten werden, bis außer Betrieb gehende LWR aus sich abzeichnender Natururan-knappheit nicht mehr ersetzt werden können und damit als Pu-Produzent für den FDWR ausfallen (t_3). Auch die Zahl der installierten FDWR wird deshalb abnehmen, jedoch wesentlich langsamer als die der LWR, weil sie in dieser Phase von ihrem hohen Erstinventar an Spaltmaterial profitieren, welches sie parasitär gegenseitig verbrauchen. In extremen Maße tun sie dies im Zeitraum zwischen t_4 und t_5 , nachdem alle LWR ausgestorben sind.

Wie oben ausgeführt, entsteht die von den FDWR erzeugte Leistung ohne zusätzlichen Natururaneinsatz als sogn. Nebenprodukt aus dem LWR-Brennstoffkreislauf. Setzt man in einem Vergleichsszenario ohne FDWR einen gleich hohen Leistungsbedarf wie im Falle des gemischten Systems voraus, so kann man die im Mischsystem eingesparten LWR-Einheiten und (über deren spezifischen Bedarf) auch die eingesparte Natururanmenge ermitteln.

Der untere Teil der Abb. 5-2 zeigt diesen Sachverhalt für das beschriebene Kernenergieszenario, wenn man sich zunächst an der linken Ordinate orientiert. Der Bereich unterhalb der durchgezogenen Linie kennzeichnet den tatsächlichen Verbrauch an Natururan, jener oberhalb, als Differenz zu dem reinen LWR-Szenario, den Umfang der Rohstoffeinsparungen.

5.2.1.1 Das Konvertersystem im stationären Systemzustand

Das Konvertersystem der Abb. 5-2 wird nun mit obigem Brennstoffkreislaufmodell durchgerechnet und aufbauend darauf auch in seinen einzelnen Phasen analysiert. Hierzu wird z. B. die von FDWR zusätzlich erbrachte Leistung mit Energiezugewinnkennzahlen bewertet und in Relation zur tatsächlich verbrauchten Natururanmenge gesetzt, um eine Aussage über die erzielte Natururanausnutzungsverbesserung zu erhalten.

In der Regel wird die Bedarfsentwicklung für Kernenergieleistung $B(t)$ in eine Sättigungsphase einmünden. Für diesen Spezialfall kann der Energiezugewinn durch den FDWR-Einsatz auch modellunabhängig relativ einfach wie folgt aus der Plutoniumverbindungsbilanz zwischen LWR und FDWR abgeleitet werden.

Im stationären Zustand des in Abb. 5-2 dargestellten Kernenergiesystems wird kein Plutonium mehr für Erstinventare von zusätzlichen FDWR-Leistungseinheiten benötigt. Das von den LWR erzeugte Plutonium kann daher voll für das Spaltmaterialdefizit der FDWR verwendet werden. Für diesen besonderen Fall ist die Aufteilung des Leistungsbedarfs auf die beiden Reaktortypen LWR und FDWR nur abhängig von den reaktorphysikalischen Eigenschaften der Plutoniumproduktion durch LWR einerseits, dem Plutoniumverbrauch durch FDWR andererseits sowie den Plutoniumverlusten in den jeweiligen Brennstoffkreisläufen. Der Plutoniumverbrauch eines FDWR seinerseits hängt stark von der Konversionsrate CR_{FDWR} ab, welche das Verhältnis zwischen den Spaltmaterialverlusten für die Energiefreisetzung und der Menge an Brutmaterial U-238, die im gleichen Zeitraum in Spaltmaterial durch Neutroneneinfang konvertiert wird, angibt.

Um die Beziehungen zwischen LWR und FDWR abzuleiten, werden folgende Abkürzungen zusätzlich definiert:

l_{LWR} = jährliche Plutoniumverluste bei der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff ($\text{kg Pu}_{fiss}/\text{GWe} * a$)

S_0 = Menge an spaltbaren Plutoniumatomen, die während der Energieerzeugung eines Jahres in FDWR zerstört werden ($\text{kg Pu}_{fiss}/\text{GWe} * a$)

S_1 = Menge an nichtspaltbaren Atomen, die bei der jährlichen Energieerzeugung in FDWR in spaltbare Atome umgewandelt werden ($\text{kg Pu}_{fiss}/\text{GWe} * a$)

c^1 = jährliches Spaltmaterialdefizit (Nettoverbrauch) eines FDWR ($\text{kg Pu}_{fiss}/\text{GWe} * a$) wobei gilt:

$$(33) \quad c^1 = S_0 - S_1 = S_0 (1 - CR_{FDWR})$$

l_{FDWR} = jährliche Plutoniumverluste bei der Fabrikation und Wiederaufarbeitung von FDWR-Brennstoff ($\text{kg Pu}_{fiss}/\text{GWe} * a$).

In dem man in Gleichung (12) den Zubauterm eliminiert und die entsprechenden Verlustparameter einbringt, erhält man die Gleichung:

$$(34) \quad (a^1 - l_{LWR}) * LWR(t) - (c^1 + l_{FDWR}) * FDWR(t) = 0$$

oder unter Verwendung von (33)

$$(35) \quad (a^1 - l_{LWR}) * LWR(t) - (S_0 (1 - CR_{FDWR}) + l_{FDWR}) * FDWR(t) = 0$$

$$t_2 < t < t_3$$

Daraus ermittelt sich das Verhältnis zwischen LWR und FDWR als Funktion der physikalischen Parameter a^1 , S_0 und CR_{FDWR} sowie der Brennstoffkreislaufparameter l_{LWR} und l_{FDWR} wie folgt:

$$(36) \quad \frac{FDWR(t)}{LWR(t)} = \frac{a^1 - l_{LWR}}{S_0 (1 - CR_{FDWR}) + l_{FDWR}} = CF_{Pu}$$

$$t_2 \leq t \leq t_3$$

Wenn man die Parameter l_{LWR} , l_{FDWR} als konstant annimmt, besagt die Gleichung (36), daß je höher die Konversionsrate CR_{FDWR} dieses Reaktortyps wird, um so niedriger ist sein Plutoniumdefizit und um so höher ist die installierbare Kapazität an Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren, welche von einer Kapazitätseinheit an LWR mit spaltbarem Plutonium versorgt werden können. Man kann deshalb dieses Verhältnis CF_{Pu} auch als spezifischen Leistungszugewinnfaktor pro LWR-Einheit bezeichnen. Denn bei gleichbleibendem Natururanverbrauch in den LWR erzielt man anstelle der Leistung $LWR(t)$ dann

$$(37) \quad B(t) = LWR(t) + FDWR(t)$$

woraus mit (36)

$$(37a) \quad B(t) = LWR(t) + CF_{Pu} * LWR(t)$$

bzw. mit

$$(37b) \quad B(t) = LWR(t) * (1 + CF_{Pu})$$

die erzielbare Gesamtleistung $B(t)$ als Funktion der installierbaren LWR-Leistung für alle t aus dem Zeitraum t_2 bis t_3 folgt.

Führt man diese Überlegungen mit Bezug auf die eingesetzten Spaltmaterialarten durch, so kann vor dem Hintergrund einer

ausschließlichen Nutzung von U-235 in LWR und spaltbarem Plutonium in FDWR mit (38) ein Gesamtleistungsfaktor als Funktion dieser beiden Spaltmaterialtypen angegeben werden.

$$(38) \quad CF_{\text{total}} = f(U235, Pu_{\text{fiss}})$$

Aus Gleichung (37b) ergibt sich:

$$(38a) \quad CF_{\text{total}} = 1 + CF_{\text{Pu}}$$

bzw.

$$(38b) \quad CF_{\text{total}} = CF_{\text{U235}} + CF_{\text{Pu}}$$

d.h. der Gesamtleistungsfaktor des Rohstoffs Natururan setzt sich additiv aus dem Leistungsfaktor von U-235 ($CF_{\text{U-235}}$) und dem Leistungszugewinnfaktor CF_{Pu} zusammen, wobei zu beachten ist, daß CF_{Pu} ohne den Basisfaktor $CF_{\text{U-235}}$ aus oben dargestellten Gründen der Ablauflogik dieses gekoppelten Brennstoffkreislaufs nicht existiert. Der Umkehrschluß hingegen gilt nicht.

Ersetzt man die einzelnen Parameter der obigen Gleichungen durch typische Zahlenwerte (bezogen auf einen Lastfaktor von 0.74 sowie Wiederaufarbeitungs- und Refabrikationsverluste von jeweils 1 %), d.h. setzt man

$$\begin{aligned} a^1 &= 162.8 \text{ kg Pu}_{\text{fiss}}/\text{GWe} * a \\ S_o &= 800 \text{ kg Pu}_{\text{fiss}}/\text{GWe} * a/6/ \\ l_{\text{LWR}} &= 1.8 \text{ kg Pu}_{\text{fiss}}/\text{GWe} * a/4/ \\ l_{\text{FDWR}} &= 29.0 \text{ kg Pu}_{\text{fiss}}/\text{GWe} * a/4/ \\ CR_{\text{FDWR}} &= 0.85, 0.90, 0.95 \text{ alternativ } /4/ \end{aligned}$$

so erhält man die in der Tabelle 5-1 zusammengestellten Zahlenwerte für diese Faktoren. Sie zeigen auf, daß die Plutoniumnutzung in Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren zusätzliche Energie im Bereich des 1- bis 2.5-fachen jener Energie ermöglichen kann, die bei der Verwendung von U-235 in LWR entsteht. Abhängig ist diese Ausbeute von der erreichbaren Konversionsrate der FDWR.

Um eine Aussage über die Natururanausnutzung bei gemischten LWR- und FDWR - Reaktorsystemen machen zu können, muß eine Verbindung zwischen obigen Faktoren und der Natururanbilanz hergestellt werden. Als Natururanausnutzung wird das Verhältnis von

$$(39) \quad \eta = \frac{\text{Energiegewinn aus dem Natururan (E}_u)}{\text{Energiegehalt des Natururans (EG(U))}}$$

definiert. Die Energiebilanz E_M des gemischten Reaktorsystems nach Abb. 5-2 lautet:

$$(40a) \quad E_M(t) = E_{LWR,U}(t) + E_{FDWR, Pu}(t) \quad t = t_1 \dots t_5$$

wobei ein von LWR verursachter Natururanverbrauch U_M in Höhe von

$$(40b) \quad U_M(t) = U_{LWR}(t) \quad t = t_1 \dots t_4$$

entsteht. (Die FDWR verbrauchen lt. Definition kein Natururan).

Ein Kernenergiesystem ohne Fortgeschrittene Druckwasserreaktoren aber vergleichbarer Leistung muß diese z.B. über zusätzliche LWR im Umfang des FDWR-Leistungszugewinnfaktors bereitstellen. Dann lautet die Energiebilanz des reinen Leichtwasserreaktor-Systems

$$(41a) \quad E_R(t) = E_{LWR,U}(t) + E_{LWR,U}(t) * CF_{Pu} \\ = E_{LWR,U}(t) (1 + CF_{Pu}) \quad t = t_1 \dots t_5$$

bei einem Natururanverbrauch U_R von

$$(41b) \quad U_R(t) = U_{LWR}(t) + U_{LWR}(t) * CF_{Pu} \\ = U_{LWR}(t) * (1 + CF_{Pu}) \quad t = t_1 \dots t_5$$

Die Gegenüberstellung von Energiegewinn aus und Energiegehalt des verbrauchten Natururans ergibt für beide Systemvarianten

$$(42a) \quad \eta_M(t) = \frac{E_M(t)}{EG(U_M(t))}$$

$$= \frac{E_{LWR,U}(t) + E_{FDWR,Pu}(t)}{EG(U_{LWR}(t))} = \frac{E_{LWR,U}(t) * (1+CF_{Pu})}{EG(U_{LWR}(t))}$$

$$(42b) \quad \eta_R(t) = \frac{E_R(t)}{EG(U_R(t))} = \frac{E_{LWR,U}(t) * (1+CF_{Pu})}{EG(U_{LWR}(t) * (1+CF_{Pu}))} =$$

$$= \frac{E_{LWR,U}(t) * (1+CF_{Pu})}{EG(U_{LWR}(t)) * (1+CF_{Pu})} = \frac{E_{LWR,U}(t)}{EG(U_{LWR}(t))}$$

$t = t_1 \dots t_5$

woraus folgt, daß sich die Natururanausnutzung des LWR- und FDWR-Mischsystems η_M multiplikativ zusammensetzt aus der Ausnutzung des reinen Systems η_R sowie den Leistungs- und Leistungszugewinnfaktoren $(1+CF_{Pu})$.

Wie in Abschnitt 2.1.4 ausgeführt, wird $\eta_R = 0.006$ in der Literatur als Natururanausnutzung in reinen Leichtwasserreaktorsystemen ohne Wiederaufarbeitung, d.h. bei direkter Endlagerung der abgebrannten Brennelemente, angegeben /13/. Diese Ausnutzung kann nach obiger Ableitung im gemischten System je nach Konversionsrate des FDWR bis auf 2.5 Prozentpunkte ansteigen (vgl. Tabelle 5-1). Vorausgesetzt wird hierbei stets, daß das im Wiederaufarbeitungsprozeß auch zurückgewonnene U-235 in die LWR zurückgeführt wird und dadurch schon ein mit $\eta_R = 0.0072$ um etwa 20 Prozent höhere Basisausnutzung erzielt wird.

Szenario	CR ²⁾ _{FDWR}	Leistungs- und Leistungs- zugewinnfaktoren			Natururanausnutzung in Prozent		
		CF _{U235}	CF _{Pu}	CF _{U235+Pu}	Beitrag des		Gesamt U235+Pu
					U235	Pu	
LWR-OT ¹⁾	-	0.83	0	0.83	0.60	0	0.60
LWR-UR	-	1	0	1	0.72	0	0.72
LWR-UR+FDWR	0.85	1	1.08	2.08	0.72	0.78	1.50
	0.90	1	1.48	2.48	0.72	1.07	1.79
	0.95	1	2.34	3.34	0.72	1.69	2.41

Tabelle 5-1: Energiegewinnungsfaktoren und Natururannutzung in alternativen Reaktorsystemen
(differenziert nach direktem (U235) und indirektem (Pu) Beitrag der beteiligten
Spaltmaterialien, bezogen auf das U235-Rezyklierungsszenario LWR-UR)

1) LWR - Once Through, U235-Restgehalt der Brennelemente und Plutonium wird endgelagert

2) CR: Konversionsrate

5.2.1.2 Die nichtstationären Phasen des Systems

5.2.1.2.1 Die Systemaufbauphase

Die Ausnutzungskennzahlen η_M aus Tabelle 5-1 gelten zunächst nur im Zeitintervall t_2 bis t_3 gemäß Abb. 5-2, dort jedoch zu jedem Zeitpunkt. Denn entsprechend ihrer Ableitung haben sie nur den Charakter von Veränderungs-raten einer integralen Gesamtausnutzung. Sie gelten beispielsweise nicht im Zeitintervall t_1 bis t_2 , der sog. "System-Aufbauphase". Diese ist insbesondere dadurch gekennzeichnet, daß der FDWR-Kraftwerkspark erst aufgebaut wird und das Erstinventar an spaltbarem Plutonium I_F bereitgestellt werden muß. Diesem im Vergleich zu obigen Verhältnissen auftretenden Zusatzbedarf an Spaltstoff steht keine zusätzliche Quelle gegenüber, d.h. die Plutoniumproduktionsmenge der LWR kann nicht mehr vollständig für den laufenden Verbrauch der FDWR c^1 verfügbar sein, sondern muß teilweise investiv für die Inventare verwendet werden.

In der Formel (34) tritt dann wieder der aus Formel (12) bekannte Zubauterm für FDWR und ihre Inventaranforderung auf und macht dadurch eine einfache Auflösung wie in obigem Fall unmöglich.

$$(43) \quad (a^1 - l_{LWR}) * LWR(t) = I_F \frac{d \text{FDWR}(t)}{dt} + (c^1 + l_{FDWR}) * \text{FDWR}(t)$$
$$t = t_1 \dots t_2$$

Die deshalb mit dem in Kapitel 3 dargestellten Modellansatz ermittelte Lösung dieser Differentialgleichung unter den Systembedingungen der Abb. 5-2 zeigt, daß die Leistungszugewinnfaktoren und damit auch die Uranausnutzung in diesem Zeitraum generell unter den Werten der Tabelle 5-1 liegen. Wie in Abb. 5-2 dargestellt, werden

letztere erst nach einer s-förmigen Entwicklung über dem Einführungszeitraum erreicht. Denn anfänglich ist nahezu die gesamte Pu-Produktion der LWR für den Inventaraufbau zu verwenden und fällt damit als Quelle der Uraneinsparung und der verbesserten Uranausnutzung zunächst partiell aus. Später ist diese Relation umgekehrt, die Ausnutzungskennzahlen werden größer und münden in die Gleichgewichtswerte der Tabelle 5-1 ein. Die Dauer dieser Einschwingphase wird hierbei durch die Menge des Spaltstoffinventars I_F bestimmt. Je höher das Inventar, desto länger dauert der Einschwingvorgang und umgekehrt.

5.2.1.2.2 Die Systemabbauphase

In umgekehrter Weise profitiert der Natururanausnutzungsgrad in der Abbauphase von der verringerten Ausnutzung während des Aufbauzeitraums.

Wenn die FDWR absterben, tritt der Differentialquotient in Gleichung (43) negativ auf und wird so zu einer zusätzlichen Plutoniumquelle im Zeitraum t_3 bis t_5 . Denn die FDWR-Inventare können als Spaltmaterialspeicher angesehen werden, da der in ihnen gebundene Spaltstoff nicht tatsächlich verbraucht wird. Die Verbesserungseinbußen der Aufbauphase, die sich im Vergleich mit der theoretisch möglichen mittleren Ausnutzung, in Abb. 5-2 dargestellt als punktierte Linie, ergeben, werden in die Systemauslaufphase übertragen und dort dadurch kompensiert, daß die verbleibenden FDWR ihr eigenes Inventar gegenseitig aufbrauchen. Dies führt dann zu einem exponentiellen Anstieg der Uranausnutzungsraten, allerdings nur über die relativ kurze Zeitspanne t_4 bis t_5 .

5.2.1.3 Die integrale Gesamtausnutzung

Die in den vorangehenden Abschnitten abgeleiteten Ausnutzungsraten haben aufgezeigt, daß die mit dem FDWR erzielbaren Einspareffekte, über den ganzen Betrachtungszeitraum gesehen, ein sehr unterschiedliches Ausmaß haben. Sie zeigen insbesondere auch, daß ein Großteil der Verbesserungen erst zu Zeiten realisiert werden kann, wenn sich das Erschöpfen der Natururanvorräte schon abzeichnet.

Zur Beantwortung der Frage, welche Gesamtausnutzung über dem Betrachtungszeitraum dann eigentlich erzielt wird, ist es wichtig, sich über den investiven Charakter des Spaltmaterialinventars und der physikalischen Möglichkeiten dieses gemischten LWR und FDWR- Reaktorsystems bewußt zu sein.

Das physikalisch Machbare hinsichtlich der Uranausnutzung ist in der Tabelle 5-1 für den Teil-Betrachtungszeitraum der stationären, störungsfreien Systemphase bereits dokumentiert. Um hieraus auf den gesamten Betrachtungszeitraum zu schließen, müssen die beiden Störphasen laut Abb. 5-2 (t_1 bis t_2 und t_3 bis t_5) gegeneinander aufgerechnet werden.

Hierzu ist die Gleichung

$$(44a) \quad \eta_M = \int_{t_0}^{t_{s-1}} \eta_R(t) dt + \int_{t_1}^{t_5} \eta_M(t) dt$$

zu lösen, welche die einzelnen Veränderungsrate der gesuchten integralen Ausnutzung auf der Basis von zeitpunktbezogenen Uranverbräuchen miteinander verkettet.

Das gleiche Ergebnis erhält man, wenn die Gesamtausnutzung aus der Gegenüberstellung des Gesamtenergiegewinns

über dem Betrachtungszeitraum und dem entsprechenden kumulierten Natururanverbrauch ermittelt wird, wobei diese Werte z.B. mit dem oben beschriebenen Modell in seiner Anwendungsform als Brennstoffkreislaufmodell bestimmt werden können.

$$(44b) \quad \eta_M = \frac{(1+CF_{Pu}) \int_{t_r}^T E_{LWR}(t) dt}{EG \left(\int_{t_r}^T U_{LWR}(t) dt \right)}$$

Man stellt dabei fest, daß die Gesamtausnutzung η_M betragsmäßig identisch ist mit den nach (42a) für t_2 bis t_3 abgeleiteten mittleren Veränderungsrate der Tabelle 5-2, sich die beiden inventarbedingten Störphasen in der Entwicklungsfunktion der Uranausnutzung integral neutral verhalten. Es beweist ferner, daß die Gleichgewichtsphase derartiger Systeme repräsentativen Charakter für das gesamte System-"Zeitalter" haben, was bisher nur implizit angenommen worden war.

5.2.2 Die Uranausnutzung in Reaktorsystemen mit LWR und Schnellen Brutreaktoren

Das Reaktormischsystem dieses Abschnitts unterscheidet sich von dem oben diskutierten System insbesondere dadurch, daß an die Stelle des Fortgeschrittenen Druckwasserreaktors nun ein Schneller Brutreaktor als LWR-Nachfolge-Typ tritt (in der Abb. 2-1, Brennstoffkreislauf 3, ist FDWR durch SBR zu ersetzen). Die Basisannahmen und Systembeschreibungen sind damit dahingehend zu modifizieren, daß

- a) an die Stelle des Pu-Verbrauchs der FDWR nun der Brutgewinn der SBR,
- b) ein erheblich verminderter Plutonium-Erstinventarbedarf von 3.2 t Pu_{fiss} pro GWe tritt und daß

- c) nachdem das maximale Kernenergieausbauniveau erreicht ist (vgl. Abb. 5-2 analog), die Schnellen Brutreaktoren zwischen t_2 und t_3 einen ständig zunehmenden Marktanteil erzielen und nach und nach die LWR aus dem Markt vollständig verdrängen. Dies wird zum Zeitpunkt t_2 der Fall sein. Der Ausbauzustand kann dann, im Gegensatz zur FDWR-Alternative, für viele Jahrhunderte aufrecht erhalten werden, wobei ein nichtverwendbares Plutoniumlager aufgebaut wird, falls eine Brutrate $> (1 + \text{Spaltmaterialverluste})$ aufrechterhalten wird. Anbieten würde sich eine Brutrate von $BR = (1 + \text{Spaltverluste})$. Das System würde erst dann analog der FDWR-Variante langsam absterben, wenn ein Mangel an Brutmaterial U-238 eintritt und damit auch die Selbsterhaltung dieses Systems nicht mehr möglich ist. Dies ist nach heutiger Kenntnis des U-238-Bestandes erst nach mehr als tausend Jahren der Fall.

5.2.2.1 Das Brüttersystem im stationären Zustand

Der stationäre Zustand dieses Reaktorsystems mit LWR und SBR ist insbesondere dadurch gekennzeichnet, daß die SBR einen Marktanteil von 100 Prozent erreicht haben, der SBR-Erstinventaraufbau abgeschlossen ist und die LWR ausgestorben sind. Damit aber kann die methodische Vorgehensweise des FDWR-Falles, bei dem die Herleitung der Uranausnutzung in funktionaler Abhängigkeit von den involvierten Leichtwasserreaktoren beschrieben wird, zumindest in dieser Systemphase nicht zugrunde gelegt werden. Denn mit Erreichen des stationären Zustandes geht das durch den SBR-Erstinventaraufbau begründete Abhängigkeitsverhältnis zum LWR über in die Autonomie eines reinen SBR-Systems. Das Uranausnutzungsverhalten ist nur noch von den Eigenschaften des Brutreaktors abhängig.

In /19/ wird auf sehr einfache und verständliche Weise die Brennstoffausnutzung eines Brüttersystems auch aus

dessen Brennstoffbilanz abgeleitet. Für das Beispiel einer 1000 MWe-Anlage mit 6000 Betriebsstunden pro Jahr wird dort folgender Brennstoffkreislauf gezeigt:

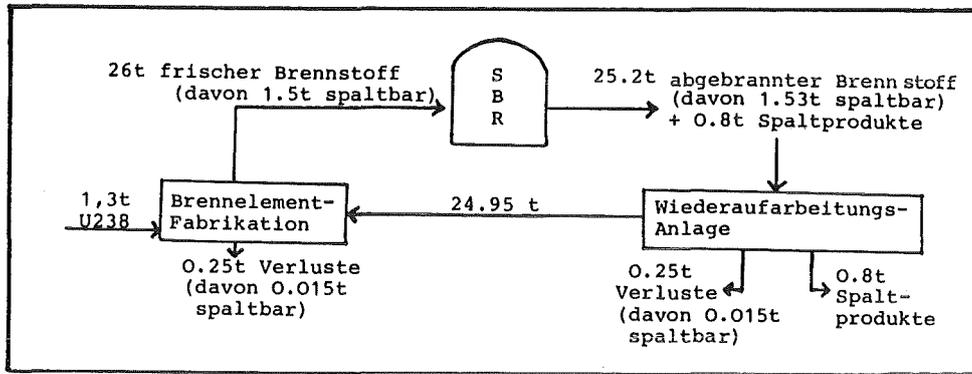


Abb. 5-3: Massenflüsse in einem Brüterbrennstoffkreislauf

Der Reaktor wird jährlich mit 26 t frischem Brennstoff beladen (24,5 t Uran-238 und 1,5 t spaltbares Plutonium). Nach dem Abbrennen enthält dieser Brennstoff wie beim LWR 0,8 t Spaltprodukte. Die Plutonium-Produktion des SBR ist in diesem Zahlenbeispiel so gewählt, daß der Überschuß gerade die Verluste im Brennstoffkreislauf ausgleicht. Diese sind mit 2 % angesetzt. Um die Massenbilanz auszugleichen, müssen deshalb bei der Brennelementfertigung 1,3 t Uran-238 von außen zugeführt werden.

Unter Anwendung von Gleichung (39) erhält man, indem man das Massenäquivalent der erzeugten Energie (d.h. die 0,8 t Spaltprodukte) ins Verhältnis setzt zu der externen Brennstoffzufuhr (als Maß des Energiegehaltes des Brennstoffs), eine Brennstoffausnutzung von

$$(45) \quad \eta_{\text{SBR}} = \frac{\text{Abbrand}}{\text{Abbrand} + \text{Verluste}} = \frac{0,8}{1,3} = 0,62$$

Aus (45) ist erkennbar, daß die Ausnutzung in dieser Systemphase allein von den Verlusten im Brennstoffkreislauf bestimmt wird und im (theoretischen) Grenzfall für Verluste von 0 % ein $\eta_{\text{SBR}} = 100 \%$ erreicht würde.

Bezüglich der Annahme über die Brutrate des SBR in diesem Beispiel bleibt anzumerken, daß eine kleinere Brutrate die externe Spaltstoffzufuhr (z.B. von LWR) notwendig macht und damit der FDWR-Fall vorliegen würde. Andernfalls, bei (unnötigerweise) höherer Brutrate, sind in diesem Systemabschnitt keine Vorteile, sondern ökonomische Nachteile wie z.B. durch Lagerkosten für Plutonium oder durch Plutonium-Absatzschwierigkeiten zu erwarten.

5.2.2.2 Die System- Auf-und Abbauphasen

Ähnlich wie im LWR-FDWR-Szenario wird die Einschwingphase durch die Bereitstellung der Brüter-Erstinventare gekennzeichnet. Plutoniumlieferant aber ist hier nicht ausschließlich der Leichtwasserreaktor, sondern dieser könnte in dieser Aufgabe durch den Plutonium-Überschuß bereits installierter Brutreaktoren unterstützt werden, falls die Brutrate geeignet gewählt wird (d.h. $BR > 1 + \text{Verluste}$). In diesem Sinne ist in dieser Systemphase die Brutrate von großer Bedeutung: kann über eine mehr oder weniger hohe Brutrate doch eine Verkürzung oder Verlängerung dieser Systemaufbauphase bewirkt werden. Diese Tatsache führt zusammen mit einem wesentlich niedrigeren Erstinventarbedarf der Brutreaktoren dazu, daß bei mittleren Brutraten im Vergleich zum LWR + FDWR-Mischsystem schon im Einführungszeitraum stets höhere Brennstoffausnutzungsraten erreicht werden und diese in eine mindestens 25-fache mittlere Rate einmünden. Wie Berechnungen mit obigem Modell gezeigt haben, erfolgt die

Annäherung an diese mittlere Brennstoffausnutzung aber analog dem FDWR-Fall entlang einer s-förmigen Entwicklung, in die insbesondere Brutrate und Umfang des Spaltstoffinventars als determinierende Parameter eingehen /14/.

Die jährliche Brennstoffausnutzung verbleibt dann auf ihrem Mittelwert von rund 62 Prozent, solange ausreichend Brutmaterial Uran-238 vorhanden ist. Demgegenüber stehen die maximal etwa 2,5 Prozent eines Fortgeschrittenen Druckwasserreaktors und die maximal 0,7 Prozent eines Leichtwasserreaktors.

Sind die Lagerstätten an abgereichertem Uran aufgebraucht, wird dem SBR die Basis des Brutprozesses entzogen und er wird nach und nach nur noch die Eigenschaften eines Konverters wie beispielsweise der FDWR aufweisen mit der Folge, daß externe Spaltmaterialzufuhr für den Betrieb notwendig sein wird. Dieser Spaltmaterialbedarf kann aber in dieser Phase (da alles Natururan aufgebraucht und die LWR bereits ausgestorben sind) nur noch aus den Inventaren der SBR selbst gedeckt werden. Analog dem FDWR-Szenario werden die "Brutreaktoren" ihr Brennstoffinventar parasitär gegenseitig aufbrauchen. Für die jährliche Brennstoffausnutzung dieser Phase bedeutet dies nach Gleichung (45) ein $\eta_{\text{SBR}} = \infty$, da mangels externer Brennstoffzufuhr der Nenner gleich Null ist. Wie schon beim FDWR-Szenario können auch hier durch die Speicherwirkung des Erstinventars die (im Vergleich zur mittleren Ausnutzung von 62 Prozent) Ausnutzungseinbußen der Einführungsphase in der relativ kürzeren Auslaufphase ausgeglichen werden, so daß auch hier, integral gesehen, eine Ausnutzung von 62 Prozent des über den gesamten Betrachtungszeitraum eingesetzten Natururans erzielt wird. Der erzielbare Leistungszugewinn durch die

Plutoniumnutzung in Schnellen Brutreaktoren wird dann mit

$$(46) \quad \frac{\eta_{\text{SBR}}}{\eta_{\text{R}}} = \frac{0.62}{0.0072} = 86.11$$

gut das 86-fache der durch das U-235 in Leichtwasserreaktoren auf der Basis einer festgelegten Natururanmenge erreichbaren Leistung betragen.

Wenn man nur zur Veranschaulichung und Relativierung dieser Zahl vereinfachend annimmt, daß sich die Bundesrepublik Deutschland aufgrund ihres wirtschaftlichen Potentials etwa 10% der in Kapitel 2 genannten Ressourcen in Höhe von rund 5 Millionen Tonnen Natururan auf dem Weltmarkt sichern kann und auch über diese gewaltigen Zeiträume die gleichen technischen Voraussetzungen wie heute bestehen, so läßt sich abschließend zur Natururanausnutzung der untersuchten Reaktortypen folgende Tabelle erstellen:

Reaktortyp	Leistungsfaktor	Leistungsmenge (GWa)	Leistungszeitraum (Jahre)
LWR	1.0	3.500	75
FDWR	2.4	8.400	180
SBR	86.1	301.350	6.450

Tabelle 5-2: Natururanaussnutzung und Dauer einer Kernenergieära für unterschiedliche Reaktortypen im Vergleich

Ihr liegen als weitere Annahmen zugrunde, daß die Kernenergieleistung auf 60 GWe ausgebaut wird und dieses Ausbauniveau über ei-

nem Zeitraum von 30 Jahren erreicht wird. Dann aber ergibt sich ein Energieerzeugungszeitraum für LWR von weniger als 100 Jahren, für FDWR etwa von 200 Jahren und für SBR von mehreren tausend Jahren und man erkennt das große Energiepotential, das durch SBR erschlossen werden kann.

Damit können diese Absolutzahlen zur Uranausnutzung bei gesamtwirtschaftlicher Betrachtungsweise ein Maß für die Schonung der Ressourcen und der Sicherheit der Energieversorgung darstellen, private EVU können die entsprechenden Relativzahlen als ein Maß für die Entkopplungsmöglichkeiten von einem exogenen Kosteneinflußfaktor interpretieren.

5.3 Die Stromerzeugungskosten der fortgeschrittenen Reaktoren - Eine Sensitivitätsanalyse

Im Verlauf der inhaltlichen Darstellung der fortgeschrittenen MOX-Brennstoffkreisläufe in Kapitel 2 wurde deutlich, daß es sich bei den Reaktoren und sonstigen Ver- und Entsorgungsanlagen um komplexe und hochwertige Technologie handelt. Aus diesem Grunde sind diese Bemühungen, durch Einsatz von Technik einer absehbaren Verknappung und damit Verteuerung von Rohstoffen entgegenzuwirken, mit höherem Kapitaleinsatz verbunden.

Worin liegt dann der Anreiz für fortgeschrittene Reaktorsysteme?

Insbesondere aus folgenden Gründen wird eine höhere Kosteneffektivität gegenüber konventionellen LWR-Systemen erwartet:

- * Einsparung von Natururan durch Rückführung von U-235 und Plutonium

- * Reduzierung der Umschlaghäufigkeit des Reaktorbrennstoffs durch höhere Abbrände, d. h. Einsparung von Fabrikations- und Wiederaufarbeitungskosten

- * Verbesserung des Spaltstoffmanagements (keine längerfristige Plutoniumlagerung)

Um im Wettbewerb bestehen zu können, muß dieses Einsparungspotential die erwähnten höheren Kapitalkosten überkompensieren. Damit aber stellt sich die Frage nach den Ergebnissen einer Stromgestehungskostenrechnung für diese fortgeschrittenen Reaktoren. Diese wird aufgrund der heutigen Unsicherheit über zukünftige Daten als Sensitivitätsanalyse durchgeführt.

5.3.1 Ergebnisse der Stromkostenkalkulation

Zur Klärung obiger Frage ist es notwendig, den in der Abb. 2-1 durch Materialflüsse beschriebenen Brennstoffkreislauf 3 mit einem Kosten- und Erlösnetz zu überlagern, wie dies in Abb. 2-3 gesehen ist. Durch eine derartige monetäre Bewertung der Mengenflüsse entsteht in Verbindung mit einem Zahlungsplan analog zu Abb. 2-4 eine Kalkulationsgrundlage für die Vorgänge im Brennstoffkreislauf.

Als Ergebnis einer betriebswirtschaftlichen Kostenrechnung bei Kernkraftwerken werden i. a. sog. spezifische, auf eine Energieeinheit bezogene Stromerzeugungs- bzw. Stromgestehungskosten ermittelt, welche sich aus drei Bestandteilen zusammensetzen (Vergl. Abb. 5-4):

1. Dem Kapitaldienst der Anlage, eine über die wirtschaftliche Nutzungsdauer des Kraftwerks verteilte und aus den gesamten Investitions- und Stilllegungsausgaben ermittelte Annuitätsleistung. Aus den auf die Kraftwerksleistungseinheit (kW) bezogenen Investitionsausgaben laut Abb. 2-3 /DM/kW) wird dabei durch Multiplikation mit dem Annuitätenfaktor ein über die Kraftwerkslebensdauer jährlich gleichbleibender Kostenanteil ermittelt (DM/kW.a), der nach Division mit den jährlichen Betriebsstunden der

Anlage (h/a) zu der Dimension der Stromerzeugungskosten (DM/kWh) führt.

2. Den laufenden Betriebskosten für Unterhaltung, Personal, Wartung etc., die als Jahreskosten erfaßt und auf die erzeugte Energie eines Jahres bezogen werden (DM/kWh).

3. Den Brennstoffkosten, welche sämtliche Kosten der Be- und Verarbeitung des Kernbrennstoffs (einschließlich Beschaffung) im Brennstoffkreislauf erfassen. Die Brennstoffveredelungs- und -entsorgungsphase besteht jeweils aus mehreren sukzessiven Bearbeitungsschritten, die zeitlich sehr differenziert ablaufen. Zwischen Beginn des Brennstoffkreislaufs und dessen Ende können (bezogen auf eine Brennstoffcharge einschließlich Bestrahlung im Reaktor) mehr als 10 Jahre vergehen. Die damit verbundenen, bereits angesprochenen Zeitwertigkeitsprobleme bei Kosten und Erlösen aus dem Brennstoffkreislauf sind in /13/ im Zusammenhang mit dem detailliert Rechenalgorithmus zur Ermittlung der Brennstoffkreislaufkosten diskutiert. Vereinfachend sei hier nur erwähnt, daß die spezifischen Brennstoffkostenangaben der Abb. 2-3 (DM/ Mengeneinheit) durch Multiplikation mit den auf eine Zeiteinheit wie z.B. ein Jahr bezogenen Bedarfsmengen aus den unterschiedlichen Brennstoffkreislaufdiensten wie etwa Urangewinnung, Anreicherung, Fabrikation, Wiederaufarbeitung zu jährlichen Kosten für den Reaktorbrennstoff führen (DM/a), die ebenfalls auf die erzeugte Energie eines Jahres zu beziehen sind (kWh/a) und somit in der Dimension der Stromerzeugungskosten vorliegen (DM/kWh). Durch die o.a. Zeitwertigkeitsprobleme treten im Detail zu diesen reinen Material- und Verfahrenskosten noch Brennstoff- Finanzierungskosten in beträchtlichem Umfang auf, die durch eine Bezugnahme der zeitlich weit verstreut liegenden einzelnen Verfahrensschritte auf den Zeitraum der Energieerzeugung entstehen.

Brennstoffversorgung

- Urankosten
- + Konversionskosten
- + Anreicherungskosten

- + Fabrikationskosten
- + Finanzierungskosten

Brennstoffstandzeit im Reaktor

- + Kapitalverzinsung und
Versteuerung bei Reaktorbetrieb

Brennstoffentsorgung

- + Zwischenlagerungskosten
- + Wiederaufarbeitungskosten
- + Abfallbeseitigungskosten
- +/- Finanzierungskosten/-erlöse
- Spaltmaterialerlöse

Brennstoffkreislaufkosten

Reaktorbetrieb

- + Personalkosten
- + Wartungskosten
- + Materialkosten

Betriebskosten

Kapitalkosten

- + Kapitaldienst der Investition
- + Kapitaldienst der Stilllegung

Investitionsausgaben

Stromerzeugungskosten

./. erzeugte Energiemenge

spezifische Stromerzeugungskosten

=====

Abb. 5-4: Kalkulationsschema der LWR-Stromerzeugungskosten eines Zeitabschnitts

Die auf dieser Basis innerhalb diese Abschnitts aufgezeigten Stromerzeugungskosten von Kernkraftwerken beziehen sich zunächst nur auf jeweils einen der in Abb. 2-3 dargestellten prinzipiell zwei Brennstoffkreisläufen für LWR und fortgeschrittene Reaktoren, indem sie für die Schnittstelle nach der LWR-Wiederaufarbeitung bzw. dem Beginn der Bearbeitung des fortgeschrittenen Reaktorbrennstoffs bis heute übliche Plausibilitätsannahmen setzten. Das nachfolgende Kapitel 6 untersucht dann genau diese Schnittstelle und wird die Aussagen dieses Kapitel 5, falls erforderlich, relativieren.

Viele in dieses Rechenverfahren und die Modellrechnungen eingehenden Brennstoffkreislauf- Kostenparameter werden im folgenden Teil als Parameter-Bereiche verwendet, insbesondere deshalb, weil der Brennstoffkreislauf der fortgeschrittenen Reaktoren kommerziell noch nicht etabliert ist, deshalb nur Werte von Labor- oder Pilotanlagen vorliegen und diese heute nur mit entsprechenden Kosten-Erwartungen für einen kommerziellen Betrieb verknüpft werden können. Im Falle der etablierten LWR-Technologie sollen die aufgespannten Parameterbereiche dazu dienen, die Kostenrechnung der fortgeschrittenen Reaktoren nicht nur unter den gegenwärtigen Ist-Bedingungen zu vergleichen, sondern auch unter heute schon absehbaren zukünftigen Tendenzen einiger wichtiger LWR-Kostenkomponenten.

Die bei der Ermittlung der Stromerzeugungskosten zugrunde gelegten Parameterbereiche können der Tabelle A3 des Anhanges und jeweils auch den Abb. 5-5 und 5-6 entnommen werden, welche einerseits die erwarteten realen Stromerzeugungskosten von gegenwärtiger und zukünftiger Konvertertechnologie und andererseits die erwarteten realen Stromerzeugungskosten der beiden fortgeschrittenen Reaktoren gegenüberstellen, jeweils in gegen-

wärtigem Geldwert. Hierbei wurden die Kostenparameterbereiche für die MOX-Brennstoffkreisläufe vor dem Hintergrund heute schon bekannter Tatsachen festgelegt:

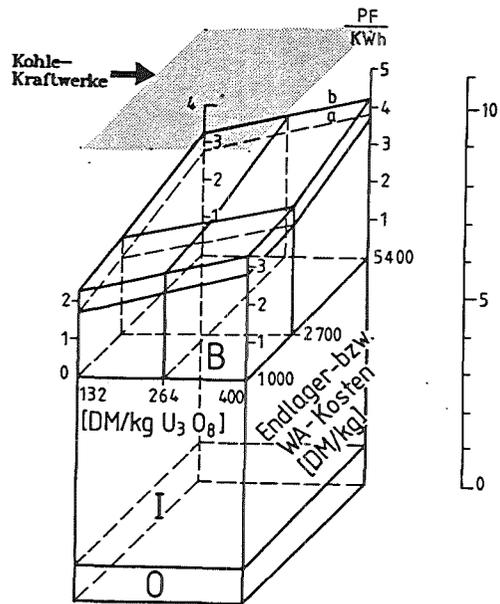
- * Die Herstellung von PuO_2/UO_2 -Mischoxidbrennstoff mit relativ hoher Spaltstoffanreicherung von etwa 7,5%-18% wird aufgrund von Abschirmmaßnahmen beim Produktionsprozeß sowie durch die Verarbeitung von dünneren Brennstäben in jedem Falle teurer als die herkömmliche UO_2 -Fertigung bei LWR sein.
- * Ähnliches gilt für die Kosten der Wiederaufarbeitung und Abfallbeseitigung. Wesentlich höhere Plutoniumkonzentrationen im abgebrannten Brennstoff sowie höhere Abbrände als beim DWR heutiger Bauart werden als Ursachen für die höheren Kostenerwartungen in diesem Teilbereich genannt.
- * Aufgrund der Tatsache, daß Plutonium gehandhabt wird, sind bauliche und verfahrenstechnische Sicherheitsvorkehrungen zu treffen, deren Umfang vorab nicht definitiv festgelegt werden kann.

In Bezug auf die Investitionsausgaben dieser Kernkraftwerke sind die in Kapitel 2 genannten Zahlen zugrunde gelegt. Als Betriebskosten werden für die Konverteranlagen einheitlich 1.3 DPf/kWh /20/, bei den Brutreaktoren 2.2 bzw. 1.5 DPf/kWh /25/ angenommen. Der Kalkulationszinssatz beträgt 6% p.a., und als Excorezeit (d.h. jene Zeit, die der Brennstoff außerhalb des Reaktors während der Veredelung und Entsorgung in den Anlagen des Brennstoffkreislaufs verbringt) wird in den genannten Abbildungen 7 Jahre angesetzt. Hinter den 7 Jahren verbirgt sich eine heute vielfach als notwendig erachtete Abklingzeit des Brennstoffs nach der Bestrahlung und vor der Wiederaufarbeitung von etwa 6,5 Jahren. Der Alternative von 2 Jahren, wie sie in der nachstehenden Tabelle 5-3 der Sensitivitätskoeffizienten ergänzend angegeben wird, liegt die im Sinne eines minimalen Natururanverbrauchs wünschenswerte Kühlzeit

Abb. 5-5: Stromerzeugungskosten in Konverterreaktoren im Vergleich / 13/

DWR

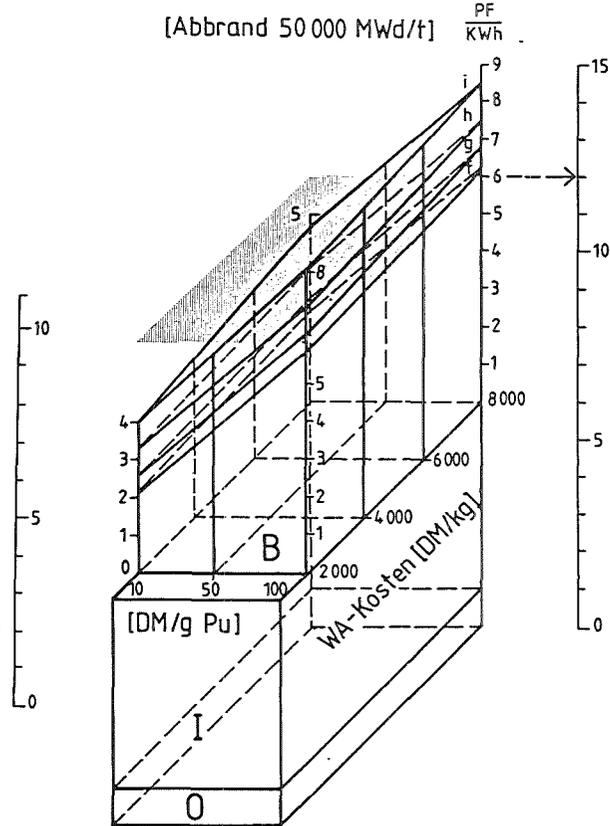
[Abbrand 30 700 MWd/t]



- a Anreicherung 200 DM/kg
- b Anreicherung 400 DM/kg

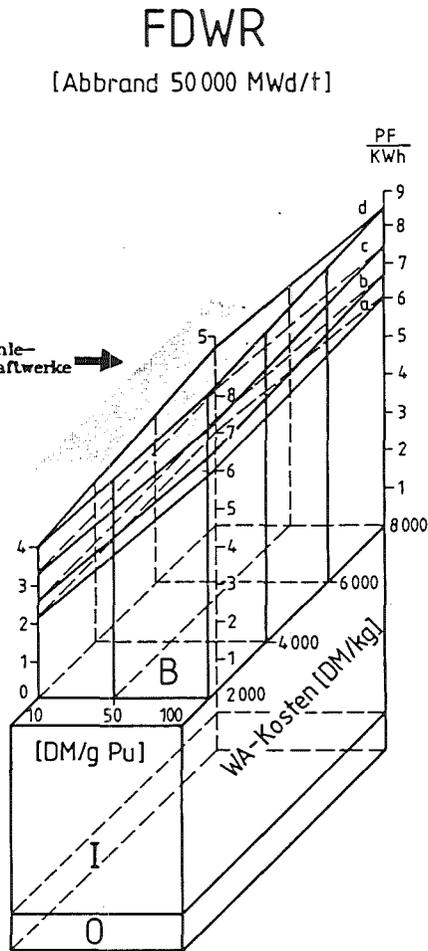
FDWR

[Abbrand 50 000 MWd/t] $\frac{PF}{KWh}$

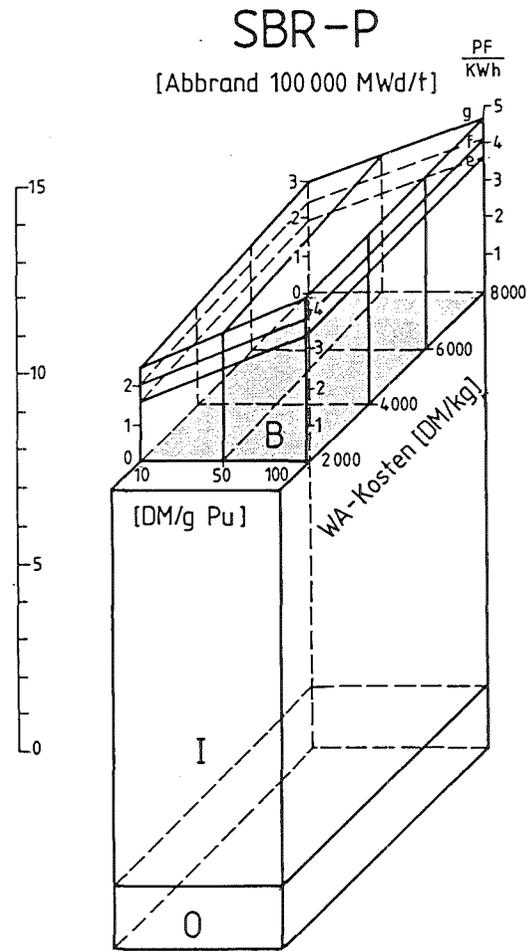


- f BE-Fabr. 2 000 DM/kg
- g BE-Fabr. 3 000 DM/kg
- h BE-Fabr. 5 000 DM/kg
- i BE-Fabr. 7 000 DM/kg
- B Brennstoffkosten
- I Investitionskosten
- O Betriebskosten

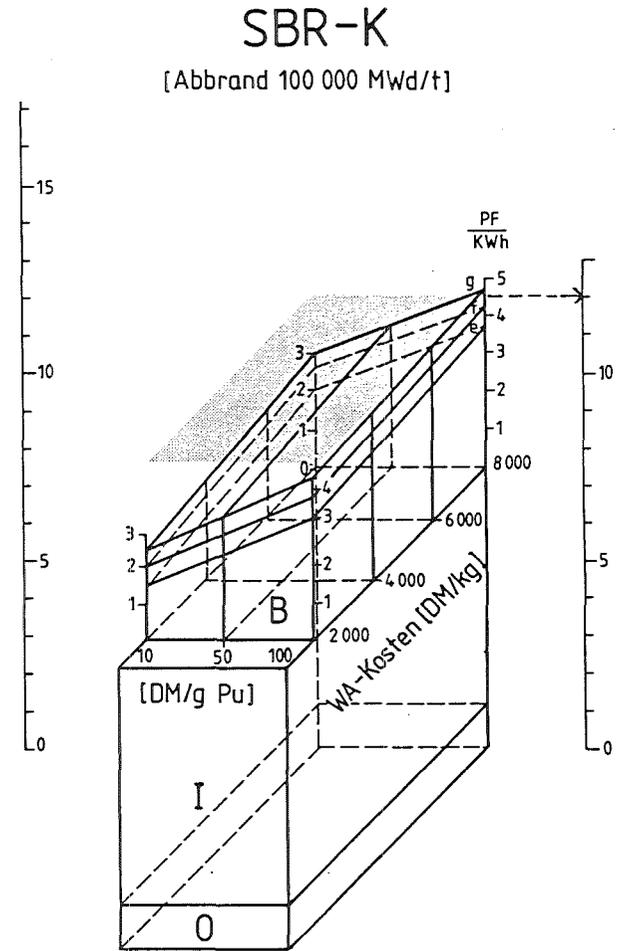
Abb. 5-6: Stromerzeugungskosten in Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren und Schnellen Brutreaktoren im Vergleich /13/
 SBR-P: Prototypanlage, SBR-K: kommerzielle Anlage



- a BE-Fabr. 2000 DM/kg
- b BE-Fabr. 3000 DM/kg
- c BE-Fabr. 5000 DM/kg
- d BE-Fabr. 7000 DM/kg



- e BE-Fabr. 3000 DM/kg
- f BE-Fabr. 5000 DM/kg
- g BE-Fabr. 7000 DM/kg



- B Brennstoffkosten
- I Investitionskosten
- O Betriebskosten

von etwa 1,5 Jahren zugrunde. Ein halbes Jahr wird für die Veredelung des Brennstoffs angesetzt /4/. Vergleiche hierzu auch Tabelle A3 des Anhangs.

Zur vergleichenden Information werden in den Abbildungen 5-5 und 5-6 jeweils die spezifischen Kosten eines im Grundlastbereich betriebenen Kohlekraftwerks angegeben /29/.

Wenn man das in /13/ beschriebene Rechenverfahren zusätzlich nur komponentenweise anwendet, d.h. einzelne Materialien und Verfahrensschritte des Brennstoffkreislaufs alternativ in der Brennstoffkostenrechnung ausklammert und isoliert betrachtet, erhält man die Sensitivitätskoeffizienten der wichtigsten Brennstoffkreislaufkostenparameter der Tabelle 5-3.

Diese geben an, um wieviele Dpf pro kWh sich die gesamten Brennstoffkreislaufkosten ändern, wenn sich die einzelne Kostenkomponenten um den angegebenen Betrag verändern. Durch sie wird dem Leser die Möglichkeit eröffnet, nach seinen eigenen Vorstellungen und Erwartungen über die Kosten der Brennstoffkreislaufdienste dieser fortgeschrittenen Reaktoren die entsprechenden gesamten Brennstoffkosten zu ermitteln.

Aus der Abb. 5-6 und der Tabelle 5-3 lassen sich diesbezüglich für beide fortgeschrittenen Reaktortypen zusammen folgende tendenzielle Aussagen ableiten:

- 1) Die Brennstoffzykluskosten reagieren relativ stark auf Veränderungen der Plutoniumkosten und der Brennelementfabrikationskosten.
- 2) Die Sensitivität gegenüber entsprechenden Kostenänderungen bei der Entsorgung besteht nur in abgeschwächter Form.
- 3) Die Sensitivität gegenüber Verlängerungen der Abklingzeiten für abgebrannte Reaktorbrannelemente zeigt keinen eindeutigen Trend. Das Ergebnis hängt von der jeweiligen Kombination der Parameter Spaltmaterialkosten und Wiederaufarbeitungskosten ab.

Fall	Kostenkomponente	spezifische Änderung	Änderung der Zykluskosten (DPF/kWh)	
			FDWR	SBR
Excorezeit 2 Jahre	Spaltmaterial (Kosten ¹ -Erlöse ²)	10 DM/g Pu	0.23	0.09
	Fabrikation	1.000 DM/kg SM	0.40	0.26
	Entsorgung	1.000 DM/kg SM	0.21	0.17
	Abbrand ⁴	10.000 MWd/t SM	(14 - 8 %)	(10 - 5 %)
Excorezeit 7 Jahre	Spaltmaterial (Kosten ¹ -Erlöse ²)	10 DM/g Pu	0.31	0.15
	Fabrikation	1.000 DM/kg SM	0.40	0.26
	Entsorgung (Kosten -Erträge ³)	1.000 DM/kg SM	0.15	0.13
	Abbrand ⁴	10.000 MWd/t SM	(14 - 8 %)	(10 - 5 %)

Tabelle 5-3 : Sensitivitätskoeffizienten der wichtigsten Brennstoffkreislaufkostenparameter
(ermittelt bei einem Abbrand von 50 000 (FDWR) bzw. 100.000 MWd/t (SBR))

- 1) Kosten bei Reaktoreinsatz
- 2) nach Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente
- 3) Finanzierungserträge infolge längerer Brennelementabklingzeit gegenüber der zweijährigen Excorezeit
- 4) Abbrandintervall beim FDWR 40.000 - 60.000 MWd/t SM
Abbrandintervall beim SBR 70.000 - 130.000 MWd/t SM

- 4) Abbranderhöhungen haben kostensenkende Auswirkungen. Der zusätzliche Vorteil wird jedoch mit steigendem Abbrand geringer.
- 5) Die Sensitivität ist beim FDWR in nahezu allen Kostenbereichen wesentlich ausgeprägter als beim SBR.

Die unterschiedlich große Bedeutung der einzelnen Teilbeträge zu den Brennstoffkreislaufkosten entsteht aufgrund physikalisch bedingter Unterschiede und ist aber auch eine unmittelbare Folge einer ökonomischen Bewertung der unterschiedlichen Zahlungszeitpunkte der entsprechenden Einnahmen und Ausgaben für die jeweiligen Brennstoffkreislaufdienste. Bezugszeitraum für deren Erfassung ist stets die Zeit der Energiegewinnung im Reaktor, welche die Phase der Haupteinnahmeströme im Brennstoffzyklus darstellt. Mit diesen Stromeinnahmen müssen im wesentlichen alle vor- oder nachgelagerten Ausgaben abgedeckt werden. Typisches Beispiel für unterschiedliche Zeitwertigkeiten in diesem Zusammenhang sind die Kosten für die Brennelementfabrikation und die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente.

Während erstere vor der Energiegewinnung im Reaktor fällig werden, findet die Wiederaufarbeitung in der Regel erst einige Jahre später statt und damit verzögert zu Auszahlungen. Die damit einhergehenden Finanzierungsaufwendungen (bei vorschüssiger Auszahlung) und Finanzerträge (bei nachschüssiger Auszahlung) führen bei betragsmäßig gleicher Änderung der Eingangsgröße zur Aufwertung der einen und Abwertung der anderen Kostenkomponente in der Kalkulation.

Ähnliches trifft auch auf die Kosten für das Spaltmaterial Plutonium zu. Die effektiven Kosten, d.h. die Differenz der Ausgaben für den Spaltstoff der frische Brennelemente und den Erlösen für das bei der Wiederaufarbeitung extrahierte Plutonium, werden weniger durch den geringen Plutoniumverbrauch des Reaktors bestimmt, als vielmehr durch die Kapitalbindungskosten für das

Spaltstoffinventar über den gesamten Zyklus hinweg. Der hohe Plutoniumrestgehalt der abgebrannten Brennelemente von fortgeschrittenen Reaktoren beispielsweise führt beim Übergang auf längere Abklingzeiten zu einem deutlichen Anstieg dieser Kapitalbindungskosten, wodurch wiederum die gleichzeitig anfallenden Erlöse aus der Wiederaufarbeitung saldiert entsprechend geringer ausfallen und die Kosten für Spaltmaterial insgesamt ansteigen. Längere Kühlzeiten jedoch verschoben als weiterer Effekt auch die Wiederaufarbeitung mit den damit verbundenen Auszahlungen auf der Zeitachse weiter nach hinten, mit der Wirkung, daß die hierzu notwendigen Rückstellungen zum Zeitpunkt der Energieerzeugung infolge erweiterter Kapitalanlagemöglichkeiten und deren Zinseffekten entsprechend geringer anzusetzen sind (vergl. Tab. 5-3). Damit aber führt die Veränderung einer Ausgangsannahme bei zwei unterschiedlichen Kostenfaktoren zu unterschiedlichen, ja konträren Auswirkungen auf die Brennstoffzykluskosten und ermöglichen so die obige, dritte allgemeine Aussage (vergl. /13/).

Der Abbrand des Kernbrennstoffs ist ein Maß für den Energiegewinn aus diesem Brennstoff. Wenn ceteris paribus der Abbrand steigt, hat dies natürlicherweise kostensenkende Auswirkungen. Zu berücksichtigen hierbei ist, daß die zusätzliche Energie nur über einen relativ erweiterten Leistungszeitraum (Standzeit der Brennelemente) möglich wird. Dies hat aber auch zusätzliche Kosten (z.B. Kapitalbindungskosten, Steuern) zur Folge, die den "Abbrandeffekt" zunehmend dämpfen.

Im folgenden Abschnitt werden nun die aus den Kalkulationsergebnissen erkennbaren Unterschiede zwischen den einzelnen Reaktortypen selbst angesprochen.

5.3.2 Abgrenzung der Ergebnisse von LWR, FDWR und SBR

Auffallend für den direkten Vergleich zwischen FDWR und SBR ist die Tatsache, daß alle angesprochenen Tendenzen bei beiden Reaktortypen zu beobachten sind, sie jedoch

beim FDWR wesentlich ausgeprägter auftreten. Hierfür sind zwei Punkte maßgebend, die trotz der erwarteten höheren spezifischen Kosten der Brennstoffkreislaufdienste für den Brüter wirksam werden:

1. der mit 70 000 - 130 000 MWd/tHM weitaus höhere Abbrand der Brutreaktoren (FDWR 40 000 - 60 000 MWd/tHM) und
2. das um nahezu 100 Prozentpunkte höhere Erstinventar der Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren. Wie detaillierte Analysen in diesem Zusammenhang gezeigt haben /13/, kommt dem Erstinventar bei beiden Reaktoren die dominierende Rolle im Teilbereich der Spaltmaterialkosten zu, während Konversionsrate (beim FDWR) bzw. Brutrate (beim SBR) vernachlässigbare Kosteneffekte aufweisen.

Faßt man die Ergebnisse der Brennstoffkreislaufkostenanalyse zusammen, so ist festzustellen, daß FDWR nicht zuletzt aus obigen beiden Gründen stets höhere Brennstoffzykluskosten als SBR haben werden.

Für die Abgrenzung gegenüber der gegenwärtigen Leichtwasserreaktortechnologie gilt im Falle des FDWR (vgl. Abb. 5-5), daß dessen Brennstoffkreislaufkosten über alle Kosteneinflußfaktoren und deren Parameterbereiche betrachtet, im günstigsten Falle nahezu die Kosten heutiger LWR von etwa 2.7 DPf/kWh erreichen. Wenn sich aber alle Kosten aus dem Brennstoffkreislauf in der Nähe der Obergrenze der Bereiche einstellen, ist auch mit einer Verdreifachung dieses Minimalwertes zurechnen. Dieser Maximalwert würde dann in etwa doppelt so hoch liegen, wie der ungünstigste LWR-Wert, in den beispielsweise Annahmen wie eine Verdreifachung des Natururanpreises und eine Verdoppelung der Anreicherungs- und Entsorgungspreise eingehen.

Im Falle der Schnellen Brutreaktoren können sich beim gleichzeitigen Eintreffen aller optimistischen Annahmen sogar günstigere Brennstoffkosten als in heutigen LWR einstellen (ca. 80 Prozent). Aber selbst wenn diese Erwartungen sich ins Gegenteil verkehren, man bei den heutigen niedrigen Abbränden, hohen Spaltmaterial-, Fabrikations- und Entsorgungspreisen verbleiben müsste, stellt sich der SBR zunächst nicht schlechter als ein LWR bei mittleren Verknappungstendenzen für dessen Brennstoff-Rohmaterial Natururan.

Die diesen Ausführungen innewohnende Präferenzskala (SBR-LWR-FDWR), die sich im Bezug auf die Brennstoffkosten dieser Kernkraftwerke ergibt, könnte auf der Ebene der gesamten Stromgestehungskosten jedoch noch eine Änderung erfahren, wenn sich aus dem Betriebs- und Investitionskostenbereich noch signifikante strukturelle Unterschiede zwischen den beteiligten Reaktoren ergeben. Da für die Kernkraftwerke mit Konverterreaktoren (LWR, FDWR) vergleichbare Betriebs- und Investitionskosten erwartet werden, überträgt sich die zunächst für den Teilbereich der Brennstoffkosten gemachte obige Aussage auch auf die gesamten Stromgestehungskosten dieser Anlagen.

Im direkten Vergleich der beiden fortgeschrittenen Reaktoren FDWR und SBR untereinander könnte sich jedoch aufgrund der oben genannten Investitionskostenerwartungen eine Präferenz für den FDWR unter Kostengesichtspunkten dann ergeben, wenn diese Kostenart bei SBR nicht wesentlich unter den heute bereits erreichten Wert für Prototypreaktoren (SBR-P) gesenkt werden kann. Dann nämlich könnten die FDWR ihre Brennstoffkostennachteile durch bedeutende Vorteile bei den Investitionskosten überkompensieren. Lassen sich jedoch die Erwartungen an eine kommerzielle SBR-Anlage (SBR-K) realisieren, haben die SBR eindeutige Präferenz.

5.4 Zusammenfassende Betrachtung der Bewertungskriterien

Neben den in den Einzelabschnitten ermittelten wirtschaftlich sensitiven Parametern sei als Zusammenfassung dieses Kapitels die folgende Präferenztable erstellt, wobei zu beachten ist, daß die einzelnen Stromkostenanteile ein unterschiedliches Gewicht in nachstehender Reihenfolge haben: Kapital-, Brennstoff- und Betriebskosten.

Die Tabelle 5-4 zeigt, daß die ökonomische Attraktivität von FDWR gegenüber Leichtwasserreaktoren auf absehbare Zeit im wesentlichen in ihrer weitaus besseren Brennstoffausnutzung und damit auch einer teilweisen Entkopplung vom Natururanmarkt mit der entsprechenden Reduzierung der Importabhängigkeit begründet ist. Erst im Laufe der Zeit können sich bei stark ansteigenden Uran- und Anreicherungspreisen auch noch vergleichbare Brennstoff- und Stromgestehungskosten einstellen. Erst dann besitzen FDWR eindeutige Priorität gegenüber LWR.

Rangfolge Kriterium	1	2	3
Spaltstoffautarkie	SBR	FDWR	LWR
Uranausnutzung	SBR	FDWR	LWR
Brennstoffkosten	SBR	LWR	FDWR
Betriebskosten	LWR, FDWR	SBR	-
Invenstitionskosten bei SBR-Prototyp	LWR, FDWR	-	SBR
bei SBR-kommerziell	LWR, FDWR	SBR	-
Stromgestehungskosten bei SBR-Prototyp	LWR	FDWR	SBR
bei SBR-kommerziell	SBR	LWR	FDWR

Tabelle 5-4: Präferenztable von alternativen Kernkraftwerkstypen unter verschiedenen ökonomischen Bewertungskriterien.

Gegenüber Schnellen Brutreaktoren dagegen liegen die ökonomischen Vorteile von FDWR nur in den erwarteten, niedrigeren Betriebs- und Kapitalkosten. Hinsichtlich der Uranausnutzung und der Spaltstoffautarkie sind sie eindeutig unterlegen. Aber auch diesen Vorteil werden FDWR dann verlieren, wenn die erhoffte Kapitalkostendegression bei Brutreaktoren in Zukunft realisierbar wird. Dann sind SBR in allen Belangen erste Wahl. Ist dies jedoch nicht in dem erwarteten Umfang möglich (SBR-P-naher Fall), können FDWR ihre hauptsächlich inventar- und abbrandbedingten Nachteile in den Brennstoffkosten durch bedeutende Vorteile im Bereich des Kapitaldienstes ausgleichen oder gar überkompensieren. In diesem besonderen Fall wären FDWR dann ideale Partner für Brutreaktoren in einer kostengünstigen FDWR/SBR-Symbiose, welche die Selbsterhaltungseigenschaften der Brutreaktoren und die Kostendämpfungseffekte der FDWR kombiniert und ein autarkes Kernenergiesystem auf einem relativ niedrigeren Kostenniveau möglich macht, wie es durch SBR allein in diesem Falle nicht erreichbar wäre.

Gegenüber LWR sprechen insbesondere die sehr hohe Uranausnutzung, die Möglichkeit der Spaltmaterialautarkie, die niedrigen Brennstoffkosten sowie im kommerziellen Fall, auch die Stromerzeugungskosten für Schnelle Brutreaktoren.

Ergänzend hierzu seien mit der Tabelle 5-5 noch einige Anhaltspunkte für die technische und physikalische Auslegung dieser beiden fortgeschrittenen Reaktoren verfügbar gemacht. Der Inhalt dieser Tabelle leitet sich aus den Ausführungen dieser Arbeit ab. Im einzelnen sind die Sachverhalte aber wesentlich detaillierter in /13/ dargestellt. Die Tabelle soll hier nur einen qualitativen Eindruck über die Einflußmöglichkeiten von Anlageparametern auf die betrachteten Kriterien vermitteln und den Themenkreis abrunden.

Parameter Kriterium	Konver- sions-Brut- rate	Spalt- material- inventar	Spalt- material- verluste	Abbrand
F D W R				
Natururanverbrauch Brennstoffkosten	+ + + +	+ + + +	+ + +	+ + + +
S B R				
Natururanverbrauch Brennstoffkosten	+ + +	+ + +	+ + +	+ + + +

Tabelle 5-5: Bewertung von Einflußmöglichkeiten anlagenspezi-
fischer Parameter auf ökonomische Kriterien,
differenziert nach FDWR und SBR (+ * + = stark,
+ + = mittel, + = schwach)

Wie diese qualitative Zusammenstellung von Untersuchungsergebnissen zeigt, sind bei FDWR die Konversionsrate und die Spaltmaterialverluste kritische Parameter bezüglich des Verbrauchs von Natururan. Dies gilt auch für die Brutrate und die Spaltstoffverluste der SBR, allerdings in teilweise abgeschwächter Form. Unter Kostengesichtspunkten sind das Spaltmaterialinventar (in besonderem Maß bei FDWR) und der Abbrand des Brennstoffs dominant.

Diese Vergleichsergebnisse zwischen konventioneller und fortgeschrittener Reaktortechnik wurden aufgrund der Unsicherheiten in der Datenbasis auf der Grundlage von Datenbereichen ermittelt und es stand primär die Frage nach der Sensitivität einzelner Parameter in Bezug auf das jeweilige Kriterium im Vordergrund. Hinsichtlich der Frage nach dem Zeitpunkt und den Voraussetzungen einer generellen Wettbewerbsfähigkeit der fortgeschrittenen Reaktoren sind jedoch nur die obigen pauschalierten und tendenziellen Angaben aus derartigen Betrachtungsweisen möglich.

Das nachfolgende Kapitel 6 widmet sich daher vertiefend dieser Fragestellung. Hierbei werden exogene Uranpreise und endogene Plutoniumpreise die dominierende Rolle dergestalt spielen, daß zu vorgegebenen Uranpreisentwicklungen entsprechende Plutoniumpreise ermittelt werden sollen, die die fortgeschrittenen Reaktortechnik wettbewerbsfähig machen.

Der Parameter Plutoniumpreis wurde aus der Parameterliste als Schlüsselparameter deshalb ausgewählt, weil

1. die Sensitivitätsanalyse der Brennstoffkreislaufkosten den höchsten Sensitivitätsgrad für diesen Parameter ergeben hat und
2. gerade hinsichtlich dieses Parameters ein starkes Abhängigkeitsverhältnis zwischen konventioneller und fortgeschrittener Reaktortechnik besteht, da das Plutonium in konventionellen Reaktoren erzeugt und in fortgeschrittenen Reaktoren verbraucht wird. Für LWR ist damit der Plutoniumpreis eine Erlös-komponente, für FDWR/SBR aber eine sehr schwerwiegende Kostenkomponente.

Neben relativen Zeitangaben zur Einführung der fortgeschrittenen Reaktortechnik wird auch die Überprüfung der heutigen Preiswartungen an den Kostenparameter Plutonium, wie sie in diesem Kapitel 5 zugrunde gelegt wurden, Ziel der weiteren Ausführungen sein. Die heute diskutierte Preisspanne von 10-100 DM/g basiert überwiegend auf den Gegebenheiten der heutigen Überangebotssituation und davon ausgehenden weiteren Entwicklungen, während mit dem Erreichen der Wettbewerbsfähigkeit mit Unterangebotssituationen und damit wesentlich anderen Preisrelationen zu rechnen ist.

5.5 Einige gesamtwirtschaftliche Aspekte

Neben privaten Unternehmen, die sich in der Regel im wesentlichen unter Kostengesichtspunkten für die Ablösung gängiger Produkte durch Neuentwicklungen entscheiden, gibt es auf einer anderen Betrachtungsebene noch weitere Gesichtspunkte zur Einführung fortgeschrittener Reaktoren, welche jedoch nicht direkt dem Entscheidungskalkül des privaten Unternehmers unterliegen. Angesprochen hierbei sind Aspekte aus dem wirtschafts- und energiepolitischen Bereich und damit die hoheitlichen Entscheidungsträger in Bund und Ländern. Mit ihrer Energiepolitik, die in Energieprogrammen dokumentiert ist, verfolgen die Regierungen den Zweck, zur Bewältigung der vielfältigen Belastungen und ständigen Anpassungsprozessen beizutragen, denen der Energiesektor und die ganze moderne Volkswirtschaft durch andauernde, teilweise unvorhersehbare Veränderungen in der weltweiten Energiesituation ausgesetzt sind. Sie haben dabei aber auch Sorge zu tragen, daß, wenn in diesem Zusammenhang mit gefährlichen Stoffen umgegangen wird, entsprechende Regelungen zur Vermeidung von Schäden für die Bevölkerung bestehen.

Hinsichtlich des Einsatzes von Kernenergie muß deshalb das ökonomische Interesse staatlicher Entscheidungsträger insbesondere darin liegen, daß

1. die BRD als Natururan-Importeur beim Ausbau einer Kernkraftwerkspopulation nicht in ein weiteres Abhängigkeitsverhältnis zu ausländischen Energielieferanten, wie im Falle von Erdöl oder Erdgas geschehen, gerät und es nicht zu einer weiteren Gefährdung der inneren Versorgungssicherheit kommen kann,
2. wenn die Exportmöglichkeiten der gegenwärtigen, ausgereiften Nukleartechnologie durch steigende ausländische Konkurrenz geringer werden, durch eine fortgeschrittene Reaktortechnologie neue Märkte und damit neue Arbeitsplätze erschlossen werden können,

3. die Möglichkeiten zur Einsparung von Devisen genutzt werden und
4. das deutsche Reaktorsicherheitskonzept vervollkommnet und angewendet wird sowie durch weitgehende Übertragung deutscher Reaktorsicherheitsphilosophie auf ausländische Kernenergie nutzer ökonomische und gesundheitliche Schäden im Inland verhindert werden, die z. B. durch ausländische Emissionen in die Atmosphäre verursacht sind.

In dieser Aufgabe, deren Lösung längerfristige Denkweise voraussetzt, stehen die Regierungen jedoch oft weitgehend in Widerspruch zu den oft relativ kurzfristigen Interessen privater Elektrizitätsversorgungsunternehmen, so daß in der Regel mit Konfliktsituationen zu rechnen ist.

Mit diesen Ausführungen sind jedoch einige Probleme nur angesprochen, deren erschöpfende Bearbeitung den Rahmen dieser Arbeit weit sprengen würde. Sie werden hier deshalb nur zur inhaltlichen Abrundung des Themas mit informatorischem Charakter erwähnt.

6. DIE ROLLE DER PLUTONIUMPREISE BEI DER MARKTEINFÜHRUNG DER
FORTGESCHRITTENEN REAKTORTECHNIK

Alle Kernkraftwerke, seien es die Typen LWR, FDWR oder SBR produzieren elektrischen Strom, sie benötigen dafür aber unterschiedliche Produktionsfaktoren. Durch ihre identischen Aufgaben stehen sie im Wettbewerb zueinander, im Wettbewerb um die günstigeren Stromgestehungskosten. Daraus folgt für jeden einzelnen Kraftwerkstyp der Zwang zu optimaler technischer und physikalischer Auslegung und zu optimalen Bedingungen im jeweiligen Brennstoffkreislauf, d.h. bei ihrer Ver- und Entsorgung mit Kernbrennstoffen.

Besondere Bedeutung erhalten diese Konkurrenzsituationen von LWR einerseits und FDWR bzw. SBR andererseits dadurch, daß aus dem logischen Aufbau ihrer Brennstoffkreisläufe heraus ein Berührungspunkt existiert, der unter diesen Gesichtspunkten zum Interessenkonflikt führen muß: der Eigentumswechsel an dem Spaltstoff Plutonium, der sich auf der LWR-Seite kostenmindernd, auf Seiten der fortgeschrittenen Reaktoren kostenerhöhend auswirkt. Dieser Interessenkonflikt besteht nun nicht nur einmalig zum Zeitpunkt der Einführung der fortgeschrittenen Reaktoren, vielmehr treten die LWR darüber hinaus auch in einem fortgeschrittenen Kernenergiesystem über lange zukünftige Zeiträume als dominierende Anbieter von Plutonium auf, FDWR bzw. SBR müssen Plutonium für ihre Erst-Inventare und Nachladungen nachfragen. Erst allmählich kann dann der SBR infolge seines Spaltstoff-Brutgewinns in begrenztem Umfang als zusätzlicher Plutonium-Anbieter auftreten.

Aus dieser spezifischen Produktions- und Wettbewerbssituation heraus ist deshalb das Bestreben der LWR als Anbieter dahin gerichtet, einen möglichst hohen Erlös für ihr Produkt Plutonium zu erzielen, das der Nachfrager wie FDWR oder SBR zielt auf möglichst niedrige Einkaufskosten.

Indem der Preisansatz für den künstlichen Spaltstoff Plutonium aufgrund der physikalischen, technischen und ökonomischen Interdependenzen zwischen den gegenwärtigen und zukünftigen Reaktortypen für beide von großer, ja konträrer Bedeutung für ihre Wirtschaftlichkeit und damit ihre Wettbewerbsfähigkeit untereinander in einem gemeinsamen Kernenergiesystem sein wird, rückt eine Analyse der Bestimmungsfaktoren /8/ und Gestaltungsmöglichkeiten dieses Preisansatzes in einer derartigen Systemumgebung sowie seine Auswirkungen auf den Einführungszeitpunkt der fortgeschrittenen Reaktoren bei sich verändernden ökonomischen und politischen Randbedingungen in den Mittelpunkt des Interesses bei der Einführung neuer Reaktorsysteme.

6.1 Politische und ökonomische Voraussetzungen

Um die hier diskutierten Kernenergie-Mischsysteme in der Realität implementieren zu können, genügt es nicht allein, deren technisch-physikalische Machbarkeit zu demonstrieren. Wie bei jeder Markteinführung neuer Produkte muß insbesondere bei derartigen Großprojekten auch ein entsprechendes politisches und ökonomisches Umfeld zu diesen Produkten existieren. Politisches Umfeld dergestalt, daß das neue Produkt allgemein bejaht oder aus übergeordneten Gründen selbst unter bestimmten, temporär nichtwirtschaftlichen Bedingungen für wünschenswert erachtet wird. Eine derartige Situation wird als gegeben unterstellt. Ökonomisches Umfeld in der Weise, daß die aktuellen Werte der relevanten Kostenparameter aller konkurrierenden Produkte eine Einführung unter Wettbewerbsbedingungen zulassen, d.h. das neue Produkt kostengünstiger ist.

Handelt es sich bei dem neuen Produkt um die Elektrizität aus fortgeschrittenen Reaktoren, so setzt dies voraus, daß zwischen ihnen und existierenden LWR ein Austauschprozeß für den Spaltstoff Plutonium stattgefunden hat und die unterschied-

lichen Interessen der Beteiligten auf dem Plutoniummarkt ausgeglichen wurden. Darum existiert dann auch ein Marktpreis für das Plutonium, dessen Determinanten und Eigenschaften nun nachfolgend ebenso aufgezeigt werden sollen wie die Anpassungsprozesse, welche von einem Ungleichgewichtszustand unter idealen Marktbedingungen zum Marktpreis hinführen. Desweiteren wird gezeigt werden, daß gezielte politische Aktionen mit dem Zweck, die Einführung der neuen Reaktortypen zum Beispiel in zeitlicher Hinsicht zu beeinflussen, zwar unter einer "Schein-Kostengleichheit" der konkurrierenden Systeme erreicht werden kann, tatsächlich aber über das Regulativ Plutoniumpreis Subventions- bzw. Kostenverlagerungssituationen vorliegen. Die hierbei verrechneten Plutoniumpreise sind ihrer Entstehung nach nicht identisch mit Marktpreisen, so daß sie von zumindest einer beteiligten Seite nicht freiwillig akzeptiert werden. Dies ist jedoch bei derartigen politischen Aktivitäten die Regel, da übergeordnete Kriterien berücksichtigt werden müssen.

6.2 Formale Voraussetzungen

Als grundlegende formale Voraussetzungen für die Analyse von Plutoniumpreisen müssen die bekannte technische und verfahrensorientierte Brennstoffkreislaufstruktur, spezifische Mengen- und Kostenansätze für deren einzelne Veredelungs- und Entsorgungsabschnitte sowie eine allgemein gültige Konvention für die Aufwands- und Erlöszuordnung (z.B. nach dem Verursacher-Prinzip) vorliegen. In der Abb. 2-3 ist dieses Anforderungsprofil bereits graphisch veranschaulicht.

Für die Betreiber von Kernkraftwerken mit LWR bieten sich grundsätzlich zwei alternative Methoden der Entsorgung ihrer abgebrannten Reaktorbrennelemente, die den Spaltstoff Plutonium enthalten, an:

1. direkte Endlagerung der kompletten Brennelemente in sicheren geologischen Formationen ohne Reststoffverwertung (in der BRD wird die Einlagerung in Salzstöcke favorisiert), oder
2. nach entsprechender Abklingzeit eine Wiederaufarbeitung des abgebrannten Kernbrennstoffs mit dem Ziel einer anschließenden Verwertung der zurückgewonnenen Reststoffe, teilweise durch Rückführung in den Versorgungsteil des LWR-Brennstoffkreislaufs wie im Falle des Spaltstoffes U-235 und bei Plutonium durch Überführung in den MOX-Brennstoffkreislauf der fortgeschrittenen Reaktoren.

Nach welcher Methode letztendlich verfahren wird oder verfahren werden muß, ist von anderen Faktoren abhängig, die ökonomischen und/oder politischen Ursprungs sind.

Angenommen, die Alternative 1 erweist sich für absehbare Zeit als wirtschaftlich sinnvoll, d.h. ist wesentlich kostengünstiger als Alternative 2 oder wird von der politischen Führung favorisiert, dann führt der Entsorgungsteil des LWR-Kreislaufs nur noch zu Kosten für eventuelle Zwischenlagerung, Konditionierung und Gebühren für die Einlagerung der Brennelemente in Salzstöcke, welche dem Verursacher LWR-Kernkraftwerk zugeordnet werden. Ein fortgeschrittener Brennstoffkreislauf ist nicht denkbar.

Bei der Alternative 2 wird gegenwärtig aus grundsätzlichen politischen Überlegungen heraus die Wiederaufarbeitung auch gegen anderslautende wirtschaftliche Faktoren frühzeitig praktiziert. Eine verursachungsgerechte Kosten- und Erlöszuordnung ist, wie später noch gezeigt wird, in diesem Fall nicht möglich, da sonst automatisch die Wirtschaftlichkeit dieser Maßnahme gegeben wäre und die Marktmechanismen selbständig heute schon zu der Alternative Wiederaufarbeitung führen würden.

Welche Möglichkeiten der Kostenzuordnung sind dann aber im Normalfall bei der Wiederaufarbeitung ohne staatliche Vorgaben sinnvoll? Denkbar wäre, daß

- a) ein maximales Kostendeckungsbestreben der LWR-Betreiber dergestalt besteht, daß sie immer sämtliche Kosten aus dem Entsorgungsbereich ihres Brennstoffzyklus auf die Nutznießer der Wiederaufarbeitung über die Preise für die Restwertstoffe Uran-235 und Plutonium abzuwälzen gedenken oder
- b) sie einen Deckungsbeitrag aus dem Verkauf der Restwertstoffe aus ihren abgebrannten Brennelementen zumindest in der Höhe anstreben, wie ihre Kosten aus der Wiederaufarbeitung über den Alternativkosten der direkten Entsorgung liegen.

Das Verhalten unter Punkt b) kommt an der Untergrenze des Deckungsbeitrags einer Indifferenz bezüglich der beiden Entsorgungsalternativen gleich, so daß ein weiteres, z. B. gesamtwirtschaftliches Kriterium zumindest temporär den Ausschlag für eine Auswahl geben könnte. Mit steigendem Deckungsbeitrag nähern sich die beiden Kostenzuordnungsvarianten einander immer mehr an und sind bei maximalem Deckungsbeitrag identisch. Die Realisierbarkeit dieses Deckungsbeitrags ist jedoch abhängig von der Datenkonstellation des jeweiligen Marktteilnehmers, hier der fortgeschrittenen Reaktoren. Alle weiteren Ausführungen legen nun eine Kostenzuordnung gemäß Fall b) als Ausgangsbasis zugrunde.

6.3 Die Determinanten eines Plutoniumpreises

Der Prozeß der Plutonium-Preisbildung sowie die Ermittlung der Bestimmungsgrößen werden zunächst unter der Annahme eines vollkommenen Marktes /45/ sowie der Existenz mehrerer nicht

identischer Anbieter und Nachfrager von Plutonium dargestellt. Dies entspricht einer Situation, wie sie bei einer kommerziellen, großtechnischen Einführung eines fortgeschrittenen Reaktorsystems bei Ablösung der etablierten Reaktortechnologie entsteht. Andere Marktverhältnisse sowie direktive Eingriffe sind als Sonderfälle zu betrachten und werden danach gesondert angesprochen.

In Anlehnung an Abb. 2-3 werden die folgenden Parameter definiert (bezogen auf 1 kg Reaktorbrandstoff):

- K^U : Natururankosten (DM/kg HM)
- K^T : Trennarbeitskosten (DM/kg HM)
- $K_{F,S}^P$: Plutoniumkosten für FDWR bzw. SBR-Brennstoff (DM/kg HM)
- $K_{L,F,S}^{Fa}$: Fabrikationskosten für LWR-(L), FDWR-(F) bzw. SBR-(S) Brennstoff (DM/kg HM)
- $K_{L,F,S}^{ZW}$: Zwischenlagerungskosten für abgebrannte Brennelemente (DM/kg.a)
- K_L^{DE} : Kosten der direkten Endlagerung abgebrannter LWR-Brennelemente (DM/kg HM)
- $K_{L,F,S}^W$: Wiederaufarbeitskosten für LWR-, FDWR-, SBR-Brennstoff (DM/kg HM)
- K_{DEF}^P : Kosten für das laufende Plutoniumdefizit der FDWR (DM/kg HM)
- ER^U : Natururanerlös nach Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff (DM/kg HM)
- $ER_{L,S}^P$: Erlöse für die laufenden Plutoniumgewinne aus LWR- und SBR-Brennstoff (DM/kg HM)

$AB_{L,F,S}$: Energiegewinn (Abbrand) aus LWR-, FDWR-, SBR-Brennstoff (kWd/kg HM)

$I_{L,F,S}$: spezifische Investitionsausgaben für LWR, FDWR, SBR (DM/kW)

$B_{L,F,S}$: spezifische Betriebskosten von LWR, FDWR, SBR (DM/kWh)

$AN_{L,F,S}$: Anreicherungsgrad bei LWR-, FDWR-, SBR-Brennstoff (Gew. %) als Basis der Inventarverzinsung

$P^{A,N,M}$: spezifische Plutoniumpreise (DM/g Pu_{fiss})

Z : Zinssatz

$GR_{F,S}$: Plutoniumgehalt pro kg FDWR/SBR-Reaktor-brennstoff (g/kg HM)

Die Stromerzeugungskosten von LWR (SEK_{LWR}) errechnen sich dann als Funktion folgender Parameter:

$$(48) \quad SEK_{LWR} = f \left(K^U, K^T, K^{Fa}, K^{ZW}, K^{DE}, K^W, -ER^U, -ER(P), \right. \\ \left. AB_L, AN_L, I_L, B_L, Z \right)$$

Im Falle von FDWR bzw. SBR sind dies die Parameter:

$$(49) \quad SEK_{FDWR} = f \left(K_F(P), K_F^{Fa}, K_F^{ZW}, K_F^W, K_{DEF}(P), AB_F, \right. \\ \left. AN_F, I_F, B_F, Z \right)$$

$$SEK_{SBR} = f \left(K_S(P), K_S^{FA}, K_S^{ZW}, K_S^W, -ER_S(P), AB_S, AN_S, I_S, B_S, Z \right)$$

Zu beachten ist, daß die Variable P in (48) kostenmindernde, in (49) überwiegend kostenerhöhende Auswirkungen hat. Hierin liegen das Bestreben der jeweiligen Kraftwerksbetreiber als Marktteilnehmer hohe bzw. niedrige Plutoniumpreise zu erzielen und die erforderlichen iterativen Anpassungsprozesse begründet.

Eine allgemeine graphische Veranschaulichung der Plutoniumpreisbildung als Funktion steigender Uranpreise ist in der Abb. 6-1 wiedergegeben. Die Orientierung an den Uranpreisen erfolgt deshalb, weil Uran das zu Plutonium alternative Spaltmaterial der LWR-Vergleichsreaktoren ist und sein Preis relativ unbeeinflußbar durch den Weltmarkt vorgegeben wird.

Ausgangspunkt für diese Betrachtungen in der Abb. 6-1 sind die links oben dargestellten Stromerzeugungskosten des existierenden Reaktortyps LWR in ihrer Abhängigkeit von den Uranpreisen und Konstanz aller anderer Parameter. Hierbei ist eine alternative, mit steigenden Uranpreisen fallende Plutoniumgutschrift bereits berücksichtigt (vgl. Formel (50)). Diese Gutschrift ist der plutoniumbezogene Deckungsbeitrag zu den Mehrkosten der Wiederaufarbeitung gegenüber der Variante der direkten Endlagerung von LWR-Brennstoff. Die zugrundeliegenden Plutoniumpreise sind als Preisanforderung P^A der LWR zusammen mit den Nachfragepreisen der SBR/FDWR P^N (siehe Formel (51a)) im rechten oberen Teil der Abbildung skizziert. Dort grenzen diese Preiskennlinien u. a. die jeweiligen plutoniumpreisbezogenen Interessensbereiche der beteiligten Reaktortypen gegeneinander ab. Die Preisnachfragen der fortgeschrittenen Reaktoren werden dabei über die Forderung nach vergleichbaren SEK_{LWR} und $SEK_{FDWR,SBR}$ ermittelt, wobei letztere auf entsprechenden Plutoniumpreisen basieren. Diese sind über die Hilfskonstruktion des Quadranten rechts unten in den Quadranten rechts oben übertragen.

Ergänzend zu den Kurvenverläufen der Abb. 6-1 sei erwähnt, daß wie bei P^N und $SEK_{FDWR,SBR}$ gezeigt, aus bestehenden Kostenrelationen zwischen LWR und fortgeschrittenen Reaktoren heraus bei

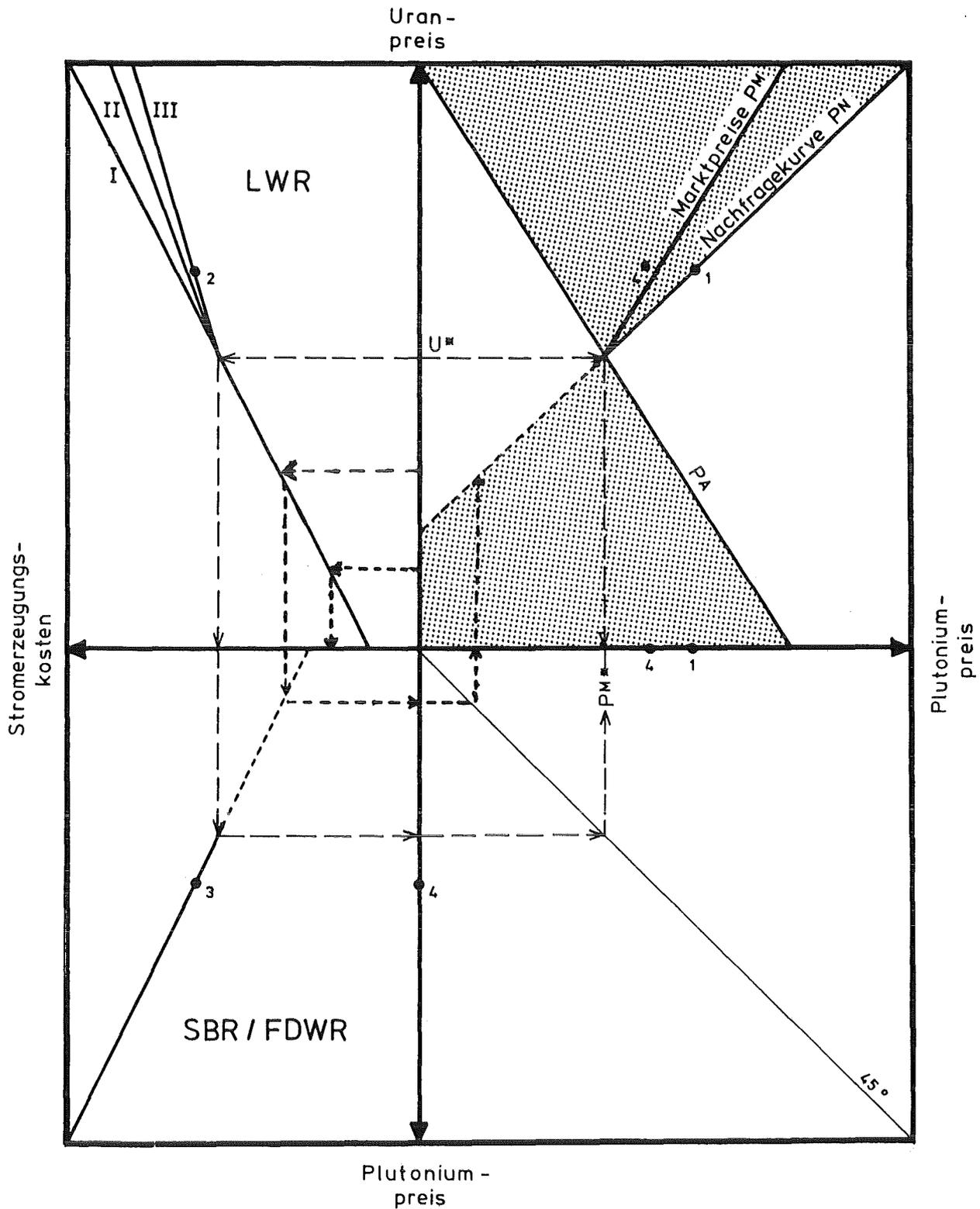


Abb.6-1: Plutoniumpreisbildung in einem abgeschlossenen fortgeschrittenen Kernenergiesystem (LWR-Stromerzeugungskosten mit Plutoniumgutschrift beim LWR auf der Basis von
 I. LWR-Angebotspreisen P^A
 II. Marktpreisen P^M
 III. max. SBR/FDWR-Nachfragepreisen P^N)

niedrigen Uranpreisen vergleichbare Stromerzeugungskosten dieser Reaktorsysteme nur bei negativen Plutoniumpreisen erreicht werden, d.h. für den Verbrauch von Plutonium noch Geld an die fortgeschrittenen Reaktoren gezahlt wird. Des Weiteren sollen die punktierten Bereiche der Funktionen $SEK_{SBR/FDWR}$ sowie P^N in der Abb. 6-1 deren fiktiven Charakter kennzeichnen, da sie vor dem Erreichen der Wirtschaftlichkeitsschwelle eigentlich nicht existieren, als Hilfslinien bei der Erläuterung der Sachverhalte nachfolgend aber wichtig sind.

Die Plutoniumpreiskurven P^A und P^N der Abb. 6-1 sind als Mindest- bzw. Höchstpreiskurven zu interpretieren und grenzen deshalb jeweils zwei Halbebenen gegeneinander ab, die die beiden unterschiedlichen Interessensbereiche der Plutoniumanbieter und Plutoniumnachfrager beschreiben. Die Halbebene rechts der Angebotskurve P^A gibt für jeden Uranpreis die Plutoniumpreise an, zu denen die LWR-Betreiber bereit sein werden, das aus der Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente zurückgewonnene Plutonium zu veräußern. Je höhere Preise sie dabei erzielen können, desto besser für ihre gesamte Kostenbilanz aus der Stromerzeugung. Alle Punkte links von der Nachfragekurve P^N geben für jeden Uranpreis aus den Betrachtungszeitraum die Plutoniumpreise an, zu denen Betreiber von fortgeschrittenen Reaktoren willens sein werden, Plutonium zum Aufbau und Betrieb derartiger Reaktoren zu erwerben. Je niedriger die erzielbaren Preise sein werden, desto niedriger sind auch die Gesamtkosten von SBR bzw. FDWR und um so höher und frühzeitiger wird ihre Wettbewerbsfähigkeit sein. Für die jeweils gegenüberliegenden Halbebenen gilt das Umgekehrte.

Jeweils zwei Interessenssphären überlagern sich in bestimmten Bereichen, in denen sich die unterschiedlichen Interessen decken. Wenn im oberen Bereich ein Austausch der Güter Plutonium und Geld stattfindet, wird dies für beide Parteien vorteilhaft sein. Diese Vorteile sind nach den jeweiligen technisch-physikalischen und wirtschaftlichen Randbedingungen aufzuteilen. Darin besteht die

Funktion des Plutonium-Marktpreises. Im unteren Bereich werden sie beide freiwillig nicht bereit sein, Plutoniumaustauschaktionen durchzuführen, da beide kein betriebswirtschaftliches Argument für die Plutonium-Technologie sehen. Für die LWR sind dort die erzielbaren Preise nicht kostendeckend für die durch die Wiederaufarbeitung entstehenden Mehrkosten, die Alternative der direkten Endlagerung besäße erste Priorität. Für die SBR/FDWR führen die dann geltenden Plutoniumpreise immer zu höheren Stromerzeugungskosten als bei LWR.

Zur Beantwortung der Frage, welche einvernehmlichen Werte der Parameter P in diesem Interessenspiel der Marktteilnehmer annehmen kann, müssen die Bedingungen analysiert werden, unter denen diese bereit sind, mit ihren Produkten am Marktgeschehen teilzunehmen.

Im Falle der Leichtwasserreaktoren wird die Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente und die Verwertung der zurückgewonnenen Restwertstoffe Uran und Plutonium dann zur bevorzugten Entsorgungsalternative werden, wenn die Erlöse aus deren Verwertung zumindest gleich den Differenzkosten zu der Alternative der direkten Endlagerung sind. In den anderen Fällen besteht Indifferenz bzw. die direkte Entlagerung scheidet als Alternative sofort aus. Hierbei wird vorausgesetzt, daß bei beiden Entsorgungsalternativen die Abklingzeit für die abgebrannten Brennelemente und damit auch die Zwischenlagerungskosten sich nicht wesentlich unterscheiden.

Wenn man annimmt, daß für das zurückgewonnene Uran der Weltmarktpreis angesetzt werden kann, so erhält man als Grenzangebotspreis P^A in dem Sinne, daß die Angebotsaktivitäten auf dem Markt gerade aufgenommen werden, folgende Beziehung:

$$\begin{aligned}
 (50) \quad p^A &= \frac{K_L^W - K_L^{DE} - ER^U}{a^1} && \text{falls } K_L^W > K_L^{DE} \\
 p^A &= \frac{K_L^W - ER^U}{a^1} && \text{falls } K_L^W < K_L^{DE}
 \end{aligned}$$

Mit a^1 wird dabei der Plutoniumgehalt von einem Kilogramm abgebrannten LWR-Brennstoff in Gramm bezeichnet.

Da das Spaltmaterial Plutonium das Substitutionsgut zum Natururan darstellt, ist die Entwicklung dieser Grenzangebotskurve bei Variation des Uranpreises von besonderem Interesse (vergleiche hierzu die schematische Darstellung oben rechts in der Abb. 6-1 sowie die Abb. 6-2 und 6-3). Aufgrund obiger Beziehungen (50) wird die mit steigendem Uranpreis zu beobachtende fallende Tendenz der Funktion verständlich, denn mit steigenden Uranpreisen erhöhen sich ceteris paribus auch die Erlöse für das bei der Wiederaufarbeitung zurückgewonnene Uran (ER^U), wodurch sich eine Verringerung des Zählers ergibt. Die Kurve erreicht die Abszisse, wenn der Erlös aus dem zurückgewonnenen Uran allein schon die Mehrkosten des Wiederaufarbeitungspfades abdeckt. Das Plutonium könnte dann kostenlos abgegeben werden.

Auf der Seite der Plutoniumverwendung stellt sich die Frage, zu welchem Preis die fortgeschrittenen Reaktoren wie FDWR oder SBR bereit sind, zum Zwecke einer Stromproduktion im Wettbewerb mit LWR das Plutonium von den LWR nachzufragen.

Die Bedingung, daß sie dieses tun werden, ergibt sich aus der Gegenüberstellung der beiden Funktionen (48) und (49) dergestalt, daß gilt:

$$(51) \quad SEK_{FDWR, SBR} \leq SEK_{LWR}$$

Beziehung (51) setzt die Existenz eines Plutoniumpreises auf seiten der FDWR/SBR voraus, der im weiteren mit Plutoniumnachfragepreis P^N bezeichnet sei. Falls in (51) die Gleichheit gilt, ist dieser als "Grenz"-Nachfragepreis zu bezeichnen, was in dem Sinne zu verstehen ist, daß die fortgeschrittenen Reaktoren gerade ihre Nachfrageaktivitäten nach LWR-Plutonium aufnehmen werden. Zu den Fällen eines Ungleichgewichts in Gleichung (51) wird es in der Praxis unter den an einem vollkommenen Markt orientierten Bedingungen nur kurzfristig kommen können, da die dann bestehenden einseitigen Vor- bzw. Nachteile bei den jeweiligen Konkurrenten Preis- oder Mengenanpassungen auslösen, welche umgehend wieder zum Gleichgewicht zurückführen werden. Es ist daher immer von vergleichbaren Stromerzeugungskosten zwischen konventioneller und fortgeschrittener Reaktortechnologie auszugehen. Die erwarteten Vorteile durch die Einführung der fortgeschrittenen Reaktoren ist auf beide Marktteilnehmer zu verteilen.

Die Höhe des von den FDWR/SBR tolerierbaren Nachfragepreises ist nun stark abhängig von den relativen Unterschieden bei den einzelnen Kostenparametern in den Funktionen (48) und (49) sowie der unterschiedlichen technischen und physikalischen Auslegung der Reaktoren, repräsentiert durch die Parameter AB_L , AN_L bzw. $AB_{F,S}$, AN_{FS} . Während für die spezifischen Kostenparameter der Funktion (49) erwartet wird, daß sie aus bereits bekannten Gründen höher als jene der Funktion (48) sein werden, wird sich auch der höhere Brennstoffanreicherungsgrad $AN_{F,S}$ als Basis der Kapitalverzinsung während der Standzeit der Brennelemente und der Kapitalbindungskosten während ihrer Abkühlphase tendenziell gleich auswirken, während der höhere Abbrand $AB_{F,S}$ der fortgeschrittenen Reaktoren positiv in die Kalkulation eingeht.

Wenn man für LWR und SBR oder FDWR vergleichbare Standzeiten, Abkühlzeiten und Finanzierungsgegebenheiten annimmt, kann man unter diesen vereinfachten Bedingungen für den Plutoniumnachfragepreis P^N aus der Gegenüberstellung der Funktionen (48) und (49) folgende Näherungsformel (51a) angeben und iterativ

Lösungen ermitteln. Für eine genaue Bestimmung ist das Brennstoffkreislaufmodell zu verwenden.

$$\begin{aligned}
 P_{FDWR}^N &= \frac{K^U + K^T - KDEF_{FDWR} (P^N) - \Delta K_{F,L}^{FA} - \Delta K_{F,L}^W - \Delta I_{F,L} - \Delta B_{F,L}}{GR_F \cdot \frac{AN_L}{AN_F} \cdot \frac{AB_L}{AB_F}} \\
 (51a) \\
 P_{SBR}^N &= \frac{K^U + K^T + ER_{SBR} (P^N) - \Delta K_{S,L}^{FA} - \Delta K_{S,L}^W - \Delta I_{S,L} - \Delta B_{S,L}}{GR_S \cdot \frac{AN_L}{AN_S} \cdot \frac{AB_L}{AB_S}}
 \end{aligned}$$

Aus dieser Zusammenstellung ergibt sich als Resumee, daß c. p. der Plutoniumpreis P^N nur als Schlupfvariable zur Einhaltung der Bedingung (51) dienen kann und damit ein Maß für den durch die anderen Kostenkomponenten verursachten kostenmäßigen Abstand zum Konkurrenten LWR darstellt. Hohe Werte von P^N signalisieren relativ günstige Parameterwerte in Gleichung (49) und umgekehrt.

Von besonderem Interesse ist auch hier die Entwicklung von P^N als Funktion der Preisentwicklung des zu substituierenden Gutes Uran. Sie ist ebenfalls in der Abbildung 6-1 rechts oben dargestellt und basiert auf den Zusammenhängen der Gleichungen (51a). Diese belegen, daß ceteris paribus steigende Uranpreise auch zu steigenden Plutoniumnachfragepreisen führen. Dabei ist zu beachten, daß P^N trotz bestimmter Uranpreissteigerungen so lange kleiner oder gleich Null ist, bis der steigende Uranpreis alle Kostendifferenzen der nichtplutoniumabhängigen Kostenparameter gegenüber den LWR egalisiert hat. Erst dann sind positive Werte für P^N möglich.

Die beiden Kurvenverläufe des 1. Quadranten der Abb. 6-1 schneiden sich bei einem bestimmten Uranpreis U^* , der für

$$(52) \quad P^N = P^A = P^M$$

die unterschiedlichen Interessen der Marktteilnehmer LWR und FDWR bzw. SBR genau ausgleicht. P^M , der Plutonium-Marktpreis, ist erreicht. P^M und U^* markieren die Schwelle der Wirtschaftlichkeit der fortgeschrittenen Reaktoren. Von da an bringt die Plutoniumnutzung bei weiterhin steigenden Uranpreisen beiden Reaktorsystemen wirtschaftliche Vorteile; die fortgeschrittenen Reaktoren werden in den Markt eingeführt. Vorausgesetzt, Angebot und Nachfrage bleiben weiterhin dem freien Spiel der Marktkräfte überlassen, so wird so lange zu jedem Uranpreis $> U^*$ stets ein Marktpreis für Plutonium erreicht werden, wie das beschriebene Abhängigkeitsverhältnis zwischen LWR und fortgeschrittenen Reaktoren besteht, seien die Ausgangsinteressen der Marktteilnehmer auch noch so verschieden. Bezogen auf ein Kernenergiezeitalter in der in Abb. 5-2 skizzierten Art aber besteht immer so lange ein Abhängigkeitsverhältnis zwischen LWR und fortgeschrittenen Reaktoren, wie die Notwendigkeit eines Plutoniumaustausches besteht. Dieses aber ist stets bis zum Aussterben der LWR gegeben (Zeitpunkt t_4 in der Abb. 5-2 bei FDWR bzw. t_2 bei analoger Anwendung der Abb. 5-2 für SBR).

Wenn nach dem Aussterben sämtlicher LWR ein spaltstoffautarkes SBR-System bzw. ein ebenfalls im Aussterben befindliches FDWR-System existiert, besitzen die SBR bzw. FDWR das Plutonium-Angebots- und Nachfragemonopol. Daraus folgt, daß sich eine Systemübergangs-Preisermittlung in obigem Sinne erübrigt. Beim Brütersystem ist darüber hinaus auch zu Betriebszeiten der LWR schon zu beachten, daß sich langsam durch die Bruttogewinne der SBR neben den LWR ein zweites Plutoniumangebot etabliert. Dieser Einfluß der Bruttoreate der SBR auf die Übergangs-Plutoniummarktpreise wird in Abschnitt 6.4.6 behandelt.

6.4 Wertbereiche eines Plutoniumpreises

Die im Abschnitt 5.3 aufgezeigten Stromerzeugungskosten von fortgeschrittenen Reaktoren beruhen, da ihre tatsächliche

Höhe heute noch nicht bekannt sein kann, in allen wesentlichen Kostenparametern auf Annahmen über zukünftige Entwicklungen im Kernkraftwerksbau und im nuklearen Brennstoffkreislauf, wie sie von Experten bei heutigem Kenntnisstand erwartet werden. Ein wohl stets unterschätzter Parameter bei diesen Kalkulationen ist der angesetzte Plutoniumpreis, der heute angesichts des bestehenden Angebots und der geringen Nachfrage mit zu optimistischen Erwartungen an eine kommerzielle Nutzung behaftet ist.

Zweck der nachstehenden Ausführungen ist es, die theoretischen Abhandlungen des Abschnitts 6.3 durch konkrete Zahlenwerte zu vervollständigen und insbesondere auch Wirtschaftlichkeitsschwellen der fortgeschrittenen Reaktoren als Funktion der Natururanpreise abzuleiten.

6.4.1 Die Ausgangsdaten für die Kostenparameter

Die Daten für die einzelnen Kostenparameter der fortgeschrittenen Reaktoren sind im Prinzip identisch mit den Werten, die in die Berechnungen des Abschnitts 5.3 eingegangen sind. Im folgenden wurde jedoch eine Excorezeit von 2 Jahren sowie ein Abbrand von 50 GWd/t HM beim FDWR bzw. 100 GWd/t HM beim SBR festgeschrieben. Auch die eingesetzten Rechenverfahren wurden weitgehend übernommen. Auf Abweichungen wird an der betreffenden Stelle hingewiesen.

Aus Vereinfachungsgründen wird die Vielzahl der angesprochenen Kostenparameterbereiche der Stromerzeugungskosten und der Kombinationsmöglichkeiten auf die folgenden drei Fälle reduziert. Die Klassifizierung "pessimistisch" beinhaltet dabei jene Werte, die bereits heute in Pilot- oder Prototypanlagen erreicht werden. "Optimistisch" entspricht den zukünftig angestrebten niedrigeren Werten.

FDWR

Kosten- / Fall parameter	optimistisch	mittel	pessimistisch
Kapital- dienst (DM/kW)	3.000	3.000	3.000
Betrieb (DPF/kWh)	1.2	1.2	1.2
Fabrika- tion (DM/kg HM)	2.000	4.000	6.000
Wiederauf- arbeitung (DM/kg HM)	3.000	5.000	7.000

SBR

Kosten- / Fall parameter	optimistisch	mittel	pessimistisch (*)
Kapital- dienst (DM/kW)	3.000	3.900	6.000
Betrieb (DPF/kWh)	1.34	1.64	2.03
Fabrika- tion (DM/kg HM)	3.000	4.000	7.000
Wiederauf- arbeitung (DM/kg HM)	4.000	7.000	8.000

(* bei SUPERPHENIX 1 bereits heute erreicht /25/)

Auf der Seite der Leichtwasserreaktoren werden Kosten für die direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente in Anlehnung an /21/ mit 1.500 DM/kg HM angenommen.

Für die LWR-Wiederaufarbeitung gilt alternativ:

3.000 DM/kg HM im Fall : optimistisch
 4.000 DM/kg HM im Fall : mittel
 5.000 DM/kg HM im Fall : pessimistisch

Zur Ermittlung der LWR-Plutoniumangebotspreise wird als Basis die Differenz zwischen den Wiederaufarbeitungs- und den Endlagerungskosten für LWR-Brennstoff zugrunde gelegt (Alternativkostenansatz).

6.4.2 Verhaltensannahmen für die Verhandlungspartner

Hierzu wird angenommen, daß die Betreiber von Leichtwasserreaktoren auch im Falle der Wiederaufarbeitung ihrer abgebrannten Brennelemente zunächst in ihrer Kalkulation den Preis der direkten Endlagerung als Alternativpreis, der nicht vermieden werden kann, ansetzen und die Differenz zum Wiederaufarbeitungspreis durch den Verkauf der dabei wiedergewonnenen Produkte Uran und Plutonium abdecken, so daß sie beiden Entsorgungsalternativen gegenüber kostenmäßig zunächst indifferent sind. Damit besteht aber auch der Anreiz für sie, durch den Verkauf dieser Produkte noch wesentlich mehr zu Erlösen, je nachdem, welche Marktsituation besteht.

Die Betreiber von fortgeschrittenen Reaktoranlagen sehen sich mit der Situation konfrontiert, daß sie zwar über eine bezüglich der Brennstoffausnutzung bessere Anlage als ihre Konkurrenten von der LWR-Seite verfügen, deren spezifische Kosten aber zum Teil beträchtlich über den LWR-Vergleichswerten liegen. Trotz ihrer technischen und physikalischen Leistungsfähigkeit sind sie deshalb lange Zeit von einem günstigen Spaltmaterialbezug von den LWR abhängig, um überhaupt an die Schwelle der Wirtschaftlichkeit heranzukommen. Daraus leitet sich das Bestreben dieser Betreibergruppe ab, einen möglichst niedrigen Plutoniumpreis auf dem Spaltstoff-Markt vorzufinden.

6.4.3 Plutoniumpreisgrenzen aus der Sicht der Verhandlungspartner

Die für beide Verhandlungspartner bestehenden technischen, physikalischen und ökonomischen Fakten bei der Stromerzeugung führen nach der in den vorstehenden Abschnitten für den allgemeinen Fall erläuterten ökonomischen Bewertung und Verknüpfung zu Grenzwerten für die Plutoniumpreise, welche die Betreiber gerade veranlassen, auf dem Spaltstoffmarkt aktiv zu werden. In den Abbildungen 6-2 und 6-3 sind diese Grenzwerte für LWR und FDWR bzw. SBR als Funktion steigender Uranpreise in den untersuchten Fällen dargestellt. Die Kurven mit negativer Steigung repräsentieren die Mindestabgabepreise für LWR-Plutonium und sind mit Plutonium-Angebotspreis P^A bezeichnet. Alle Kurven mit positiver Steigung entsprechen den Plutonium-Nachfragepreisen P^N der fortgeschrittenen Reaktoren und sind als Höchstpreise bei dem angegebenen Uranpreis und Konstanz aller anderen Faktoren zu interpretieren. Man erkennt, daß die LWR-Angebotspreise von nahe Null bis etwa 500 DM/g Plutonium variieren, wobei die Spannweite bei heutigen Uranpreisen etwa 200 bis 500 DM/g Plutonium beträgt und bei 5-fachem Uranpreis noch als obere Grenze etwa 300 DM/g erreicht werden.

Umgekehrt können die Nachfragepreise der fortgeschrittenen Reaktoren je nach Kostenparameterkombination beim FDWR bis auf etwa 250 DM/g und beim SBR bis auf etwa 600 DM/g Plutonium ansteigen. Die gegenwärtige Uranpreissituation zugrunde gelegt, könnten FDWR-Betreiber Plutonium bis maximal 60 DM/g und SBR-Betreiber bis maximal 125 DM/g nachfragen, um mit LWR vergleichbare Stromerzeugungskosten zu haben. Die LWR aber sind zu diesem Zeitpunkt nur in der Lage, zu weitaus höheren

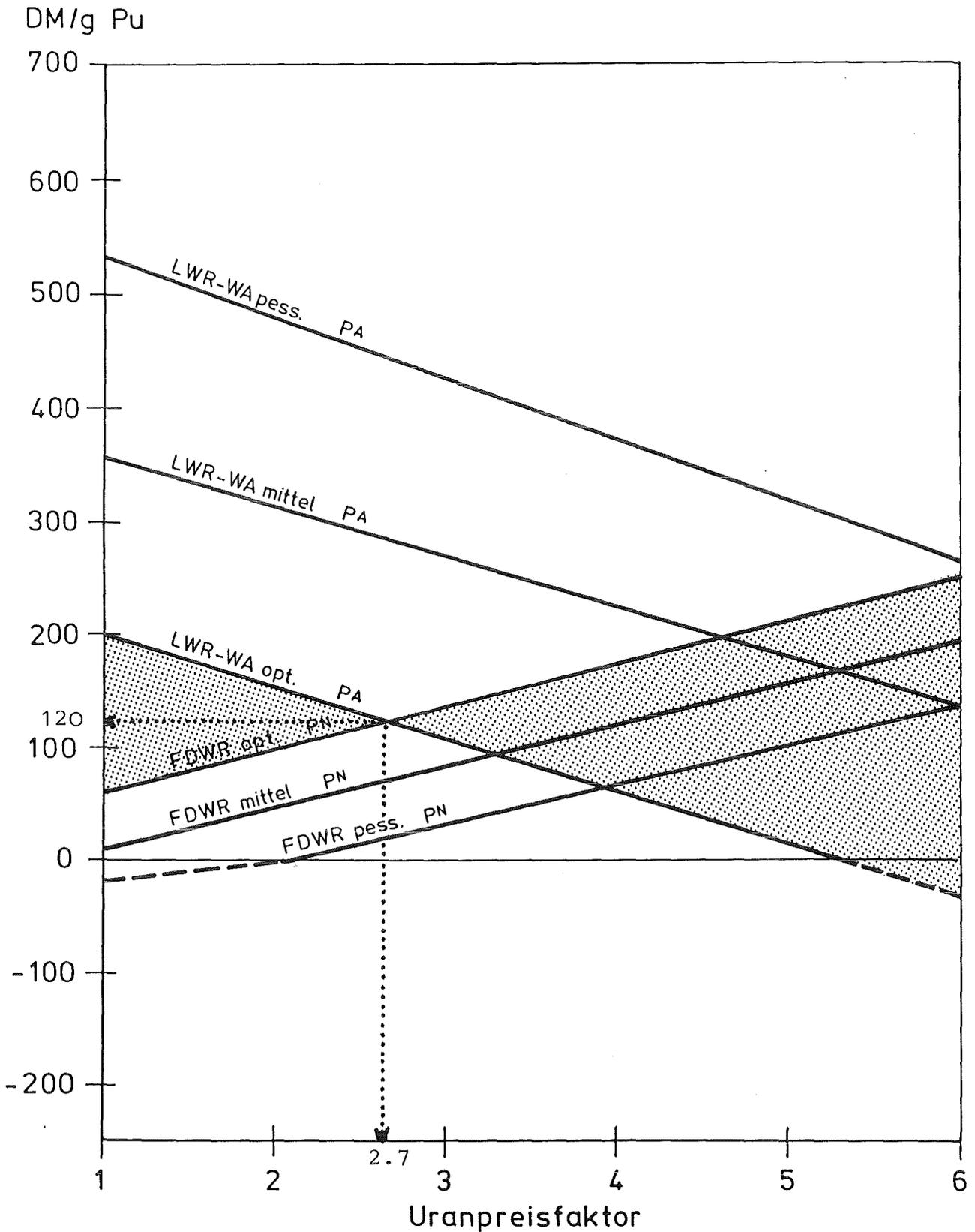


Abb. 6 - 2: Mindestpreise für LWR-Plutonium (P^A) bei alternativen LWR-Wiederaufarbeitungskosten und Höchstpreise für Plutonium (P^N) bei wettbewerbsmäßigem Einsatz in FDWR und variierenden FDWR-Kostenparametern als Funktion steigender Uranpreise.

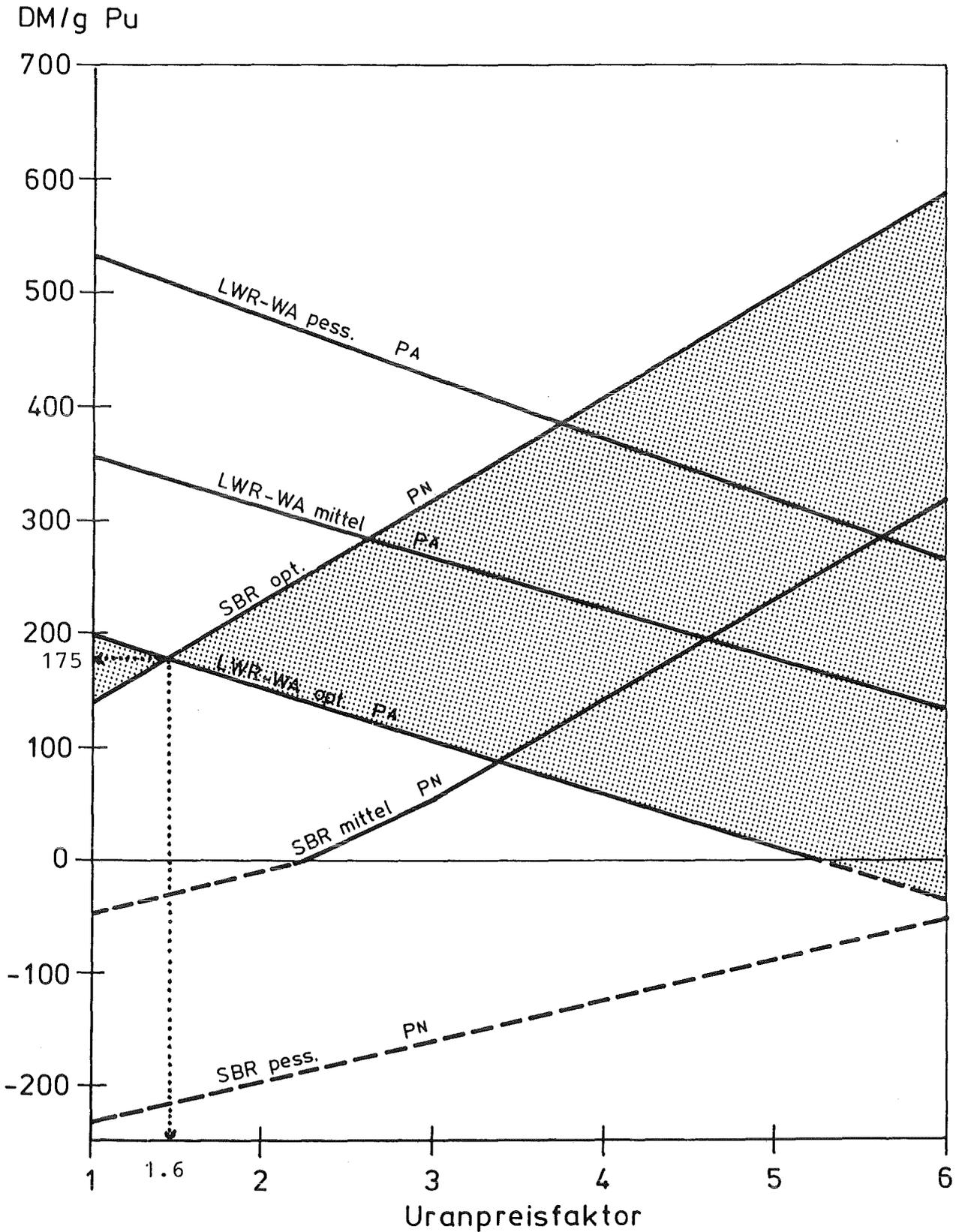


Abb. 6 - 3: Mindestpreise für LWR-Plutonium (P^A) bei alternativen LWR-Wiederaufarbeitungskosten und Höchstpreise für Plutonium (P^N) bei wettbewerbsmäßigem Einsatz in SBR und variierenden SBR-Kostenparametern als Funktion steigender Uranpreise

Preisen anzubieten. Bei 6-fachem Uranpreis hingegen könnten SBR, günstige Bedingungen vorausgesetzt, knapp 600 DM/g Plutonium kalkulieren. Für FDWR wären es etwa die Hälfte. Die LWR wären dann günstigstenfalls in der Lage, ihr Plutonium kostenlos abzugeben.

Die angedeuteten negativen Plutoniumnachfragewerte in den beiden Abbildungen sind als Hilfslinien zu verstehen, die einen visuellen Eindruck darüber vermitteln sollen, wie weit die entsprechende Reaktoranlage durch ihre ungünstige Kostenparametersituation noch davon entfernt ist, für das von ihr benötigte Spaltmaterial überhaupt einen positiven Obulus zu entrichten. Sie können auch als Maß für die Höhe der Subventionsnotwendigkeit betrachtet werden, die bei den jeweiligen Uranpreisen erforderlich ist, um Kostengleichheit mit dem Leichtwasserreaktor für das gemeinsame Produkt Elektrizität zu erzielen, falls entgegen jeder Wirtschaftlichkeitsüberlegung aus übergeordneten politischen Gründen deren Einsatz zu diesem Zeitpunkt als notwendig erachtet wird.

Um diese negativen Werte ermitteln zu können, mußten geringfügige methodische Veränderungen beim Rechenverfahren vorgenommen werden. Im wesentlichen wurden das Brennstoffinventar des Reaktors, da es in diesem Spezialfall nicht käuflich erworben wurde, steuerlich nicht als Vermögenswert betrachtet und die Subventionen zu Beginn des nuklearen Brennstoffkreislaufs so bemessen, daß, zusammen mit den Stromerlösen, sämtliche Kosten der Anlage und im Brennstoffkreislauf während eines Zyklus abgedeckt waren.

6.4.4 "Break-Even-Point" und Verhandlungsspielräume

Alle oben genannten und in den Abbildungen 6-2 und 6-3 dargestellten Grenzwerte für Plutoniumpreise markieren in Analogie zu Abb. 6-1 Beginn und Ende der jeweiligen Interessensbereiche der Verhandlungspartner. Mit den aufgezeigten Mindestpreisen P^A der LWR-Betreiber eröff-

net sich ein Interessenintervall für einen Plutoniumpreis, das (zumindest theoretisch) nach oben nicht begrenzt ist. Umgekehrtes gilt aus der Sicht der Betreiber von fortgeschrittenen Reaktoranlagen. Die Plutoniumpreise P^N stellen Höchstwerte da, welche ihnen gerade noch die Wettbewerbsfähigkeit mit LWR unter den angegebenen Bedingungen garantieren. Niedrigere Werte als P^N verbilligen ihre Stromerzeugung und verteuern (aber nicht proportional) jene der Leichtwasserreaktoren und umgekehrt.

Wie im allgemeinen Fall der Abb. 6-1 bereits erwähnt, zeigen die beiden Abbildungen 6-2 und 6-3, daß sich die angesprochenen unterschiedlichen Interessenbereiche in allen betrachteten Fällen nur teilweise decken und daß dadurch die Spannweite eines kompromißfähigen Plutoniumpreisintervalls unter Wettbewerbsbedingungen weiter beschränkt wird. Diese Interessenbereiche sind im Sinne einer klaren Darstellung jeweils nur in einem Falle gekennzeichnet. Alle weiteren Fälle ergeben sich durch analoge Anwendung.

Die jeweils gemeinsamen Bereiche bei höheren Uranpreisen könnte man als "Gewinnzonen" bezeichnen, da für beide Verhandlungspartner dort relative Vorteile entstehen. Diese Zone ist noch weiter zu analysieren (Abschnitt 6.4.5).

Bei sinkenden Uranpreisen geht eine "Gewinnzone" in eine "Verlustzone" über, die insbesondere dadurch gekennzeichnet ist, daß keiner der beiden potentiellen Marktteilnehmer ein Interesse daran hat, LWR-Brennstoffe aufzuarbeiten und die Spaltstoffe daraus anzubieten bzw. diese nachzufragen, um sie in fortgeschrittenen Reaktoren zu verwenden. Beiderseitige Aktionsmöglichkeiten in dieser gegenwärtig interessanten Zone werden in Abschnitt 6.5 diskutiert.

Die fallbezogen verbleibenden weißen Flächen in den beiden Abbildungen sind Zonen einseitiger Interessenlage, welche von einem marktwirtschaftlichen Interessenausgleich noch weiter entfernt

liegen als die Plutoniumpreise in den oben genannten bilateralen Zonen. Eine Zusammenführung der beiden Partner bei Datenkonstellationen dieser Art wäre nur mit Hilfe externer Subventionen möglich.

Am Übergang zwischen "Verlust- und Gewinnzone", am Schnittpunkt der beiden Kurven P^A und P^N stimmen die unterschiedlichen Interessenlagen zum ersten Mal genau überein. Man kann diesen Plutoniumpreis als "Break-Even"-Preis für die fortgeschrittenen Reaktoren bezeichnen, jener Preis, der die Schwelle zu ihrer Wirtschaftlichkeit angibt. Dieser Preis ist zusammen mit dem zugehörigen Uranpreisfaktor in der Tabelle 6-1 für die untersuchten Fälle zusammengestellt.

Für den aufgespannten Parameterbereich zeigen diese Tabellen i. V. mit den Abb. 6-2 und 6-3:

- * Bei den Brutreaktoren ist deren pessimistische Kostenvariante mit allen drei LWR-Wiederaufarbeitungskostenvarianten nicht in Einklang zu bringen. Das Umgekehrte gilt beim FDWR: die pessimistische LWR-Wiederaufarbeitungskostenvariante harmonisiert mit keiner FDWR-Kostenvariante.
- * Die Uranpreisfaktoren sind ein Maß für den Einführungszeitpunkt der Reaktoren. Man erkennt, daß über alle LWR-Wiederaufarbeitungskostenvarianten hinweg Schnelle Brutreaktoren bei ihren optimistischen und mittleren Kostenvarianten eindeutige Vorteile gegenüber FDWR aufweisen, d. h. zeitlich früher wirtschaftlich eingesetzt werden können. Bei der pessimistischen Variante verkehrt sich dies ins Gegenteil.
- * Dieser Einführungs Vorteil der Schnellen Brutreaktoren wird selbst durch die dann noch bestehende höheren Plutoniumpreissituation möglich. Hier zeigt sich eine Auswirkung der vergleichsweise höheren Plutoniumpreis-Sensitivität der Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren, welche insbesondere von ihrem hohen Spaltmaterialinventar verursacht wird.

Tabelle 6-1:

Wirtschaftlichkeitsschwellen von SBR und FDWR als Funktion des Uranpreises (Uranpreis-Steigerungsfaktoren bezogen auf das Basisjahr 1985 und zugehöriger Plutoniumpreis in DM/g; bei mit (-) gekennzeichneten Feldern liegen die Werte außerhalb des zugrunde gelegten Parameterbereichs)

SBR

LWR- Wiederaufar- beitungs- variante	SBR - Kostenvariante					
	optimistisch		mittel		pessimistisch	
	Uran- Preis- Faktor	Pu- Preis	Uran- Preis- Faktor	Pu- Preis	Uran- Preis Faktor	Pu- Preis
optimistisch	1.6	175	3.4	85	-	-
mittel	2.7	280	4.7	190	-	-
pessimistisch	3.9	380	5.7	280	-	-

FDWR

LWR- Wiederaufar- beitungs- variante	FDWR - Kostenvariante					
	optimistisch		mittel		pessimistisch	
	Uran- Preis- Faktor	Pu- Preis	Uran- Preis- Faktor	Pu- Preis	Uran- Preis Faktor	Pu- Preis
optimistisch	2.7	120	3.4	85	4.0	60
mittel	4.7	190	5.4	160	6.0	130
pessimistisch	-	-	-	-	-	-

- * Aus der strukturellen Lage der unbesetzten Felder in den reaktorspezifischen Teiltabellen werden die besonderen Problempositionen der beiden Reaktortypen erneut deutlich.

Ihre vertikale Anordnung in der SBR-Tabelle weist auf Unabhängigkeit von Veränderungen im Brennstoffkreislauf hin: hohe Kapital- und Betriebskosten erfordern Plutonium-Angebotspreise seitens der LWR, welche erst bei noch höheren Uranpreisen realisierbar sind.

Die horizontale Anordnung in der FDWR-Tabelle weist eindeutig auf den Zusammenhang mit den Vorgängen im nuklearen Brennstoffkreislauf hin: sehr hoher Plutoniumbedarf der FDWR erfordert entweder eine günstige Plutonium-Angebotssituation oder aber relativ hohe Uranpreise für einen wirtschaftlichen Einsatz an der Seite von Leichtwasserreaktoren.

Neben den erwiesenen strategischen Vorteilen, der besseren Uranausnutzung, den zu erwartenden niedrigen Brennstoffkosten belegt auch der abgeleitete relativ frühe Markteinführungszeitpunkt die dominierende Stellung der Schnellen Brutreaktoren.

6.4.5 Plutonium-Preise nach dem "Break-Even-Point"

Mit dem Erreichen des "Break-Even"-Uranpreises haben beide Gruppen von Reaktorbetreibern ein Interesse daran, auf dem Plutoniummarkt aktiv zu werden und die sich bietenden Verhandlungsspielräume in ihrem Sinne optimal und kostensenkend zu nutzen.

Wenn die Verhandlungspartner aufgrund äußerer Bedingungen dazu in der Lage sind, und dies sei hier unterstellt, werden sie die systemtechnischen und brennstoffspezifischen Vorteile ihres jeweiligen Kernreaktorsystems dahingehend bei den Verhandlungen über das auszutauschende Wirtschaftsgut Plutonium einsetzen, daß Gleichung (51) gilt, welche von gleichen Produktkosten

für die erzeugte Elektrizität ausgeht. Regulativ hierbei ist ein Preis für das Plutonium, welcher die systembedingten Unterschiede im Kapital-, Betrieb- und Brennstoffkostenbereich ausgleicht und als Plutonium-Marktpreis bezeichnet sei.

Die in der Tabelle 6-1 angegebenen Plutoniumpreise sind bereits solche Marktpreise, die für die zugehörigen Natururanpreisschwellen erstmalig existent sind und damit auch erstmalig den wirtschaftlichen Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren garantieren.

Da nun davon auszugehen ist, daß mit dem Erreichen dieser Wirtschaftlichkeitsschwelle auch aus brennstofftechnischen und physikalischen Gründen heraus nicht sofort ein 100%iger Ersatz der LWR durch fortgeschrittene Reaktoren realisierbar ist, die Einführung vielmehr entlang einer logistischen Einführungskurve erfolgen wird /10, 11, 37/, kann auch erst mittel- bzw. langfristig von einer spürbaren Beeinflussung des Uranmarktes ausgegangen werden. Auch nach der Einführung dieser Reaktortypen ist damit mit steigenden Uranpreisen zu rechnen. Dies gilt insbesondere für den Fortgeschrittenen Druckwasserreaktor, welcher aufgrund seiner Eigenschaft als Konverter-Reaktor immer im System mit LWR betrieben werden muß und deshalb stets ein Bedarf nach Uran besteht.

Generell sind steigende Uranpreise auch unter dem langfristig dämpfenden Einfluß von fortgeschrittenen Reaktoren denkbar, wenn z.B. durch die Förderländer eine "künstliche Verknappung" herbeigeführt wird, eine Situation, wie sie in den 70er und 80er Jahren durch die erdölexportierenden Länder über ihre Organisation OPEC demonstriert wurde.

Wie aus den Abbildungen 6-2 und 6-3 ersichtlich, wird bei weiterhin steigenden Uranpreisen der systembedingte Abstand zwischen den Mindest- bzw. Höchstforderung der Verhand-

lungspartner über einen einigungsfähigen Plutoniumpreis immer größer, damit aber auch der dadurch bedingte Verteilungsspielraum, den eine Einführung von fortgeschrittenen Reaktoren im Vergleich zum ausschließlichen LWR-Betrieb ermöglicht.

Eine Lösung dieses Verteilungsproblems kann beispielsweise über die iterative Berechnung der Stromerzeugungskosten auf der Basis der bekannten Methoden für ceteris paribus weiterhin steigende Uranpreise ermittelt werden. Desweiteren kann dieses Verteilungsproblem als Optimierungsaufgabe formuliert und mit Hilfe des dargestellten Modellansatzes gelöst werden. Man erhält in beiden Fällen die Fortschreibung der "Break-Even"-Plutonium-Marktpreise als Funktion steigender Uranpreise, wie sie für die alternativen Fallvarianten in der Tabelle 6-2 aufgeführt sind. Eine auf diesen Tabellenwerten basierende Plutoniumgutschrift beim LWR sowie die Brennstoffkostenberechnung bei FDWR/SBR führt zum Ausgleich aller kostenrelevanten Unterschiede zwischen gegenwärtiger LWR- und zukünftiger Reaktortechnologie und damit zu vergleichbaren Stromerzeugungskosten und damit auch zur Wirtschaftlichkeit und Wettbewerbsfähigkeit beider Systeme.

Die Zahlen der Tabelle 6-2 bestätigen die plutoniumpreisrelevanten Aussagen zu den Schwellenwerten der Tabelle 6-1. Würde man sie zur graphischen Veranschaulichung in den Abbildungen 6-2 und 6-3 ergänzen, wäre an ihrem Verlauf zu den Funktionen P^A und P^N die unterschiedliche Plutoniumpreissensitivität von LWR einerseits und FDWR/SBR andererseits erkennbar. Aus Gründen der Übersichtlichkeit sei dies anhand der Abb. 6-3 nur auszugsweise gezeigt und die allgemeinen Zahlen daraus abgeleitet:

Wenn beide Verhandlungspartner die sich ihnen bietenden Möglichkeiten zur Beeinflussung des Plutoniumpreises ausgeschöpft haben, wird die LWR-Seite über 72 % des verfügbaren Dispositionsspielraums der "Gewinnzone" als außerordent-

Kosten- variante \ Uranpreis- faktor		1	2	3	4	5	6	
		(DM/g Plutonium)						
LWR-WA	SBR	(DM/g Plutonium)						
opt.	opt.	-	<u>175</u>	205	255	310	365	420
	mittel	-	-	-	<u>85</u>	110	165	220
mittel	opt.	-	-	<u>280</u>	295	350	405	460
	mittel	-	-	-	-	<u>190</u>	205	260
pess.	opt.	-	-	-	<u>380</u>	385	440	495
	mittel	-	-	-	-	-	-	<u>280</u>
LWR-WA	FDWR	(DM/g Plutonium)						
opt.	opt.	-	-	<u>120</u>	130	155	180	205
	mittel	-	-	-	<u>85</u>	107	132	157
	pess.	-	-	-	-	<u>60</u>	85	110
mittel	opt.	-	-	-	-	<u>190</u>	200	225
	mittel	-	-	-	-	-	-	<u>160</u>
	pess.	-	-	-	-	-	-	<u>190</u>

Tabelle 6 - 2 : Alternative Plutonium-Marktpreise zwischen LWR und fortgeschrittenen Reaktoren als Funktion steigender Uranpreise bei alternativen Kostenannahmen für beide Reaktorsysteme.

licher Ertrag über den kostenbedingten Mindestwert p^A hinaus verfügen, die SBR-Seite 28 % als erwünschte Preisreduktion gegenüber den LWR durchgesetzt haben. Treten FDWR an die Stelle von SBR, lauten die Zahlen 86 % bzw. 14 %. Die folgende Abbildung zeigt diesen Vorgang.

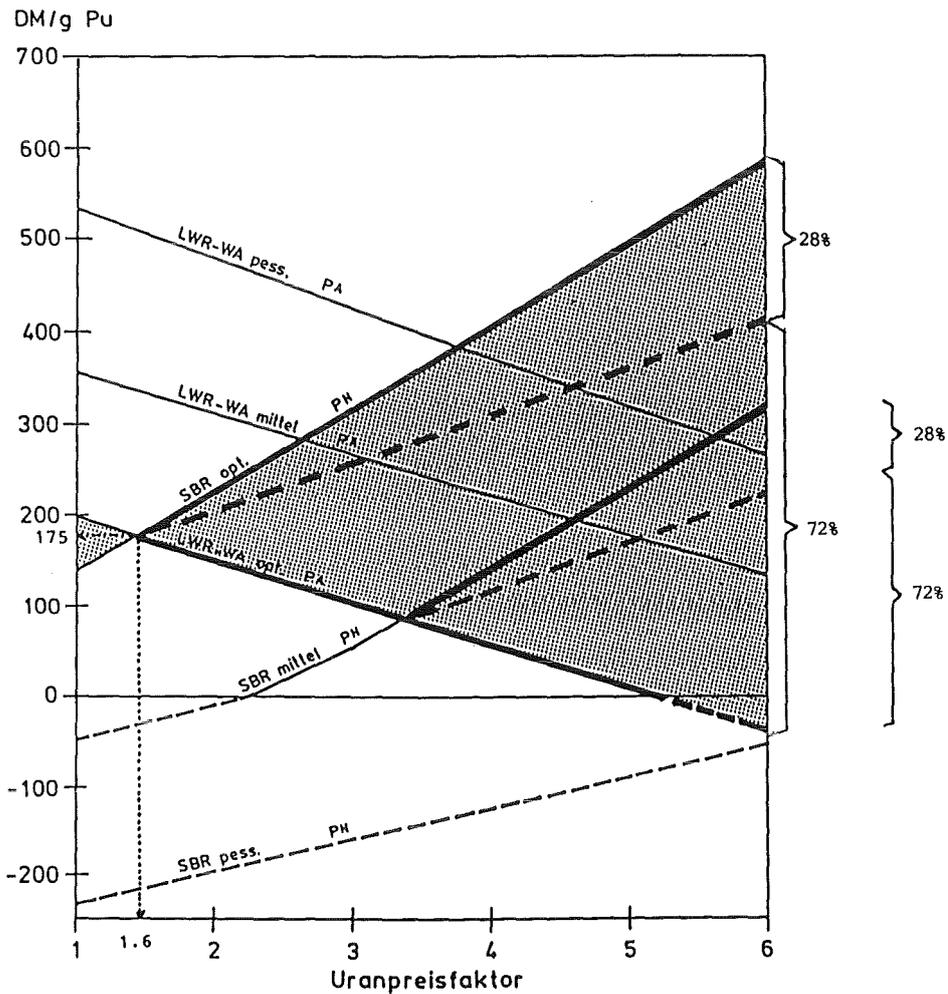


Abb. 6-4: Einbettung eines Plutonium-Marktpreises in der "Gewinnzone" zwischen LWR- und SBR-Plutoniumpreisvorstellungen

Da bei dieser stark unterschiedlichen Aufteilung der entstehenden Vorteile nach Gleichung (51) betragsmäßig gleiche Auswirkungen auf die Stromerzeugungskosten ausgehen, muß hinsichtlich der Plutoniumpreissensitivität im Vergleich zu obigen Proportionen genau das umgekehrte Bild bestehen. Ein Rückblick nach Kapitel 2 bestätigt dies. Die physikalisch bedingte Brennstoffzusammensetzung weist für LWR bedeutend niedrigere Werte als für die fortgeschrittenen Reaktoren aus. Dementsprechend ist die Plutoniumpreiselastizität der Brennstoffzykluskosten und der gesamten Stromerzeugungskosten bei LWR wesentlich geringer als dies bei SBR und insbesondere auch FDWR der Fall ist.

6.4.6 Geltungsbereich dieser Plutoniumpreise

Die im vorstehenden Abschnitt ermittelten Plutonium-Marktpreise gelten entsprechend ihrer Herleitung grundsätzlich immer dann, wenn ein fortgeschrittener Reaktor zum Aufbau seines erforderlichen Zyklusinventars und/oder zur Deckung eines laufenden Spaltstoffdefizits auf den Kauf bzw. Zukauf von Plutonium aus dem Betrieb von Leichtwasserreaktoren angewiesen ist.

Jedoch stellt sich die Frage, zu welchem Preis das Plutonium zu bewerten und anzusetzen ist, wenn es sich nach diesem Übergang aus dem Uranbrennstoffkreislauf im MOX-Brennstoffkreislauf der fortgeschrittenen Reaktoren befindet und dort häufig umgeschlagen wird.

Gelegentliche Äußerungen im Verlauf von Diskussionen, es werde sich dann ein relativ niedrigerer Plutoniumpreis einstellen, wird nicht der Realität entsprechen, wenngleich dies theoretisch vorstellbar wäre. Vielmehr wird sich in einem kapazitätsmäßig beschränkten und bezüglich

Plutonium abgeschlossenen Brutreaktorsystem auch ein Plutoniumpreis bilden, welcher sich an den Übergangsmarktpreisen für das LWR-Plutonium beim Systemaufbau orientiert und durch den Brutüberschuß der Brutreaktoren nur sehr beschränkt reduzierend beeinflusst werden kann.

Diese Aussagen gehen davon aus, daß beim SBR aufgrund seiner besonderen physikalischen Eigenschaften nach Ablauf der Anlagenlebensdauer mindestens die gleiche Menge Plutonium in näherungsweise vergleichbarer Qualität und Wert verfügbar sein wird, wie dies zur Bereitstellung des Erstinventars erforderlich war. Damit besteht aber ceteris paribus insbesondere auch unter Vernachlässigung inflationärer Entwicklungen keine Notwendigkeit, über die Reaktorlebensdauer einen Wertverlust für das Spaltstoffinventar kostenrechnerisch anzusetzen und als Abschreibung in der Strompreiskalkulation zu berücksichtigen. Üblicherweise werden in den etablierten Kalkulationsverfahren auch nur Kapitalbindungszinsen auf der Basis des PlutoniumEinstandspreises als Spaltmaterialkosten berechnet. Eine derartige Vorgehensweise setzt dann natürlich einen entsprechenden Erlös nach Abschaltung der Anlage und Wiederaufarbeitung des Brennstoffs durch Verkauf des zurückgewonnenen Plutoniums mindestens auch zu Einstandspreisen an nachfolgende Brutreaktorgenerationen voraus. Als Obergrenze ist bei diesen Transaktionen der gerade geltende Übergangsmarktpreis von LWR auf SBR als entsprechende Alternative maßgebend. Unter Beibehaltung dieser Logik ist ceteris paribus dann aber das Plutoniumpreisniveau auf Basis der Systemeinstandspreise für alle Nachfolgenerationen vorprogrammiert.

Wenn man zusätzlich industrielle Fertigungsengpässe beim Brüterzubau in die Betrachtung mit einbezieht, sich z. B. deshalb durch zwischenzeitlich weiter steigende Uranpreise auch die Plutoniumeinstandspreise erhöhen werden, wird deutlich, daß sich langfristig für die gesamte Brutreaktor-Kapazität ein Plutoniumpreis einpendelt, der ein Mix aus den verschiedenen LWR-Übergangsmarktpreisen seit der Einführung der fortgeschrittenen Reaktoren darstellt. Dieses Preismix wird dann auch für die Phase gelten, wenn die LWR bereits ausgestorben sind.

Setzt man eine rationale Vorgehensweise der SBR-Betreiber voraus, wird selbst der jährliche anfallende Plutoniumüberschuß beim Betrieb von Brutreaktoren dann keine nennenswerte Entkopplungswirkung ausüben können. Denn diese Überschussmenge kann nicht innerhalb desselben Reaktors Verwendung finden, muß deshalb extern an andere potentielle SBR-Betreiber zur Erstausrüstung abgegeben werden. Diese wiederum stehen vor der Alternative, entweder die Brutüberschüsse oder aber LWR-Plutonium in ihren neuen Reaktoren zu verwenden. Dem abgebenden SBR-Betreiber bietet sich damit die Möglichkeit, Preisforderungen bis zum aktuellen LWR-Übergangsmarktpreis durchzusetzen und seine Stromerzeugungskosten zu senken. Damit aber ist der Brutüberschuß ein Instrument zur zügigeren Einführung der SBR, nicht aber um wesentlichen Einfluß auf den Plutoniumpreis auszuüben.

Nach dem Erreichen der Spaltstoffautarkie muß die Brutrate zur Vermeidung eines sonst unverkäuflichen Plutoniumüberschusses entsprechend reduziert werden, so daß sich diese Frage dann nicht mehr stellt.

Im Falle der FDWR gelten obige Bemerkungen analog. Die Bindung an den Einstands-Plutoniummarktpreis ist hier jedoch noch viel offensichtlicher, da durch das laufende Plutoniumdefizit beim

Reaktorbetrieb ein ständiger Deckungsbedarf durch LWR-Plutonium gegeben ist, wodurch die jeweils geltende Plutoniummarktpreise ständig in das Kostensystem einer FDWR-Population eingehen und das Plutoniumpreisniveau verändern.

Wie eingangs erwähnt, wäre theoretisch auch denkbar, daß durch externe Einflüsse am Ende der Anlagenlebensdauer mit einem Wertverlust für das aus der Wiederaufarbeitung zurückgewonnene Plutonium zu rechnen wäre. Dies wäre z. B. dann der Fall, wenn neben den inländischen LWR eine externe, preisgünstigere Quelle für Plutonium entstehen würde. Dieser Wertverlust, der die nachfolgenden Brutreaktoren durch niedrigere Plutoniumbestandskosten begünstigen würde, müßte bei den Brütern der 1. Generation durch zusätzliche Abschreibungen kostenrechnerisch abgefangen werden und würde dort zu relativ höheren Stromerzeugungskosten führen. Damit würde ein Kosten- und Plutoniumpreisgefälle zwischen den Reaktorgenerationen bestehen. Ist die externe Plutoniumpreisverbilligung eine einmalige Störung im Gesamtsystem, wird sich analog zu oben ein Preismix zwischen internen und externen Plutoniumpreisen einpendeln. Nur im Falle einer kontinuierlichen "externen Störung" der Reaktorsystemvorgänge wäre langfristig ein Plutoniumpreis innerhalb des Brutreaktorsystems in der Nähe des Nullpunktes theoretisch vorstellbar.

6.5 Der Plutoniumpreis als Steuerungsmechanismus für die Wirtschaftlichkeit von fortgeschrittenen Reaktoren?

Es ist nun eine Frage der weiteren Entwicklung der Preise im Uran- und MOX-Brennstoffkreislauf, zu welchem Zeitpunkt, bei welchen Uran- und Plutoniumpreisen die marktgerechte Einführung der fortgeschrittenen Reaktoren unter wirtschaftlichen Kriterien erfolgen kann. Die vorstehenden Abschnitte haben hierfür Anhaltspunkte vermittelt.

In den weiteren Ausführungen wird nun angenommen, daß kein Plutoniummarkt existiert, welcher einen wirtschaftlichen Austausch des Plutoniums ermöglicht und abschließend alle jene Fälle angesprochen, die eine nicht marktgerechte Einführung von fortgeschrittenen Reaktoren zum Inhalt haben. Neben prinzipiell noch fehlender Wirtschaftlichkeit werden auch ordnungspolitisch bedingte Fälle erwähnt.

In Anlehnung an den Zweck des Kapitels steht hier nur das Spaltmaterial Plutonium als Ansatzpunkt für mögliche Instrumente im Zentrum der Ausführungen. Diese könnten aber auch mit ähnlicher Wirkung auf andere Kostenparameter im Brennstoffkreislauf ausgerichtet sein.

6.5.1 Möglichkeiten in einer zentralisierten Kernenergiewirtschaft

Eine Energiewirtschaft als Teil eines nationalen Wirtschaftssystems kann jedoch auch in organisatorische Strukturen und politische Ordnungen eingebettet sein, die weit von der oben unterstellten marktwirtschaftlichen Idealsituation abweichen. Man denke beispielsweise an ein nationales Elektrizitätsversorgungsunternehmen mit zentraler Leitung nach Art der Electricité de France (EdF), in deren Bereich es nicht zwingend zu der Bildung eines Plutoniummarktpreises kommen muß, da die Verfügungsgewalt über das Angebot wie auch die Nachfrage an Plutonium in einer Hand vereinigt ist. Die Kalkulation der Strompreise eines derart organisierten Staatsunternehmens kann, aber muß nicht notwendigerweise, auf Basis von Marktpreisen erfolgen.

Denn entgegen den Voraussetzungen des obigen Abschnitts, d.h. konkurrierende nukleare Elektrizitätsanbieter, sind in diesem Falle die Einzelstromerzeugungskosten der

Reaktoren zumindest so lange von untergeordnetem Interesse, solange ihre Mischstromerzeugungskosten nicht über den entsprechenden Kosten eines oder mehrerer nichtnuklearer Energieträger liegen.

$$(52) \quad \frac{1}{n} (m \cdot \text{SEK}_{\text{LWR}} + (n-m) \cdot \text{SEK}_{\text{SBR,FDWR}}) < \text{SEK}_{\text{Kohle,Öl}}$$

$m < n$
 $n, m \in \mathbb{N}^+$

So lange diese Bedingung gilt, besteht in einer solchen Unternehmensorganisation keine Notwendigkeit, die unterschiedlichen Interessen der plutoniumerzeugenden und -verbrauchenden Kernkraftwerke über einen Plutoniummarktpreis auszugleichen. Vielmehr dürfte ein solches Unternehmen seine organisationsbedingte Machtposition dazu verwenden, die fortgeschrittenen Reaktoren als Substitutionsprodukt zum LWR durch künstlich geschaffene Wirtschaftlichkeit relativ früher auf den Elektrizitätsmarkt zu bringen, als dies bei Konkurrenz von etablierter und fortgeschrittener Reaktortechnologie der Fall wäre. Ein indirektes Mittel hierzu könnte seitens des Staatsunternehmens in relativ weitgehend beeinflussbaren internen Verrechnungskosten für den Produktionsfaktor Plutonium bestehen. Eine Mittelung nach obiger Formel würde sich dann erübrigen. Die hierzu notwendigen kostenrechnerischen Maßnahmen wie Entlastung des fortgeschrittenen Systems bzw. Belastung des gegenwärtigen Systems bestehen darin, daß auf LWR-Seite auf die Abwälzung der Plutoniumgewinnungskosten teilweise zugunsten des fortgeschrittenen Reaktors verzichtet wird und somit dessen Kalkulation mit künstlich abgesenkten Plutoniumkosten LWR-vergleichbare Werte in Höhe des erwähnten Mischpreises liefert. Denkbar wäre auch direkt eine vollständige Weitergabe der Plutoniumextraktionskosten an die fortgeschrittenen Reaktoren. Dessen hohe Stromerzeugungskosten würden dann über die erwähnte Mischpreisbildung wieder ausgeglichen.

Die beiden skizzierten Varianten führen allerdings nicht zu gleichen Mischkosten, denn bei der direkten Methode werden im Verlauf

der Stromkostenkalkulation der fortgeschrittenen Reaktoren relativ mehr plutoniumpreisabhängige Sekundärkosten berechnet. In diesem Zusammenhang wird auf Abschnitt 6.5.2.3 verwiesen.

6.5.2 Möglichkeiten bei marktwirtschaftlicher Organisation

Der für einen Monopolisten recht einfache Schritt, über die Steuerung der Plutoniumkosten eine vergleichsweise frühzeitige Einführung von alternativen Reaktorlinien zu erreichen, dürfte bei einer Vielzahl von unabhängigen LWR- und potentiellen FDWR- bzw. SBR- Betreibern zwar u. U. ebenso wünschenswert, aber ungleich schwieriger zu realisieren sein. Wünschenswert deshalb, weil primär die bereits angesprochenen übergeordneten volkswirtschaftlichen Zielsetzungen eine frühestmögliche Ablösung der LWR-Technologie und damit die Einführung einer fortgeschrittenen Reaktortechnologie erfordern würde. Schwieriger deshalb, weil es auch in diesem Falle gilt, die vielfältigen Interessen aller Beteiligten zu koordinieren und gegeneinander auszugleichen.

Wenn in solchen Situationen dennoch über die augenblickliche betriebswirtschaftliche Kostenlage der gegenwärtigen und zukünftig wünschenswerten Reaktortechnologie hinweg aus übergeordneten politischen Überlegungen heraus mit der Einführung der Alternativtechnologie begonnen werden soll, in der Terminologie der Abb. 6-1 also bei einem beliebigen Uranpreis U aus dem Intervall (U_0, U^*) , so kann anhand der Darstellung im 1. Quadranten dieser Abbildung verdeutlicht werden, welche Ansatzpunkte im Bereich Plutonium für die Realisierung unter Wettbewerbsbedingungen möglich sind und welches Verhalten der Marktteilnehmer hierzu notwendig ist (s. Abschnitt 6.5.2.1).

Umgekehrt sind natürlich auch Situationen denkbar, in denen einer der beiden Marktteilnehmer nach der Wirtschaftlichkeitsschwelle der fortgeschrittenen Reaktoren versucht, das durch den Plutonium- Marktpreis geregelte Interessensgleichgewicht durch darüber hinausgehende Preisforderungen zu stören. Ob eine langfristige Störung des Marktgleichgewichts bei rationalem Verhalten der Marktteilnehmer möglich ist, wird im Abschnitt 6.5.2.2 diskutiert.

6.5.2.1 Vor dem Erreichen der Wirtschaftlichkeitsschwelle

Von größerer praktischer Bedeutung sind aber all jene Fälle, die Eingriffsmöglichkeiten auf die Einführung fortgeschrittener Reaktoren zu einem Zeitpunkt zum Inhalt haben, in dem beide beteiligten Reaktortypen kein betriebswirtschaftliches Interesse daran haben, da dieser Schritt in jedem Falle mit Mehrkosten verbunden ist. Mehrkosten deshalb, weil man dann in einem nach obigen Überlegungen unwirtschaftlichen Raum operiert, der gerade dadurch gekennzeichnet ist, daß die LWR günstigere Stromerzeugungskosten als die fortgeschrittenen Systeme haben. Triebfeder für ein derartiges mikroökonomisch unwirtschaftliches Handeln könnten aber beispielsweise übergeordnete politische Interessen sein.

Dabei sind folgende staatliche Aktivitäten denkbar. Sie unterscheiden sich insbesondere auch durch den Grad der individuellen Verbindlichkeit der einzelnen Maßnahmen:

- a) Die Situation wie sie gegenwärtig vorliegt. Staatliche Behörden verlangen von Betreibern von Kernkraftwerken den Nachweis der Entsorgung ihrer abgebrannten Brennelemente.

Da in der BRD bis heute weder die Wiederaufarbeitung noch die direkte Endlagerung kommerziell verfügbar ist, wurden seitens der Kraftwerksbetreiber für die über die im Reaktorgebäude bestehende Zwischenlagerungskapazität von etwa 180t Brennelemente aus 6 Betriebsjahren hinaus anfallenden Mengen Aufarbeitungsverträge mit ausländischen Firmen abgeschlossen, um die Lücke bis zur Inbetriebnahme einer deutschen Wiederaufarbeitungsanlage zu schließen. Diese Verträge laufen etwa seit 1980 bis zum Jahr 1994 und beinhalten auch Optionen für weitere 10-20 Jahre. Ohne diese Optionen werden damit etwa 2.400 t Brennelemente aufgearbeitet sein und etwa 15 t spaltbares Plutonium anfallen. Dadurch entsteht die Situation, in der wir uns heute befinden, nämlich daß:

1. der Restwertstoff Plutonium bei den heutigen niedrigen Uranpreisen schon zu einem Zeitpunkt extrahiert wird, zu dem seine Gewinnungskosten noch relativ hoch sind (vgl. Abb. 6-2),
2. noch keine Abnehmer (Nutzer) vorhanden sind, die diese hohen Extraktionskosten wirtschaftlich tragen können,
3. dadurch auch kein Plutoniummarkt im obigem Sinne existiert, wodurch
4. für die wenigen Interessenten für Plutonium (wie Betreiber von kleineren Versuchsanlagen) ein Plutoniumpreis nahe dem Nullpunkt verrechnet wird, welcher höchstens jene Kosten abdeckt, die seit der Extraktion etwa durch Lagerung entstanden sind und
5. der größte Teil der Extraktionskosten des Plutoniums nach dem Verursacherprinzip nur von den Leichtwasserreaktoren getragen werden, ohne Rücksicht auf die Möglichkeit, daß zukünftig eine günstigere Entsorgungsmöglichkeit realisierbar sein könnte.

Der Plutoniumangebotspreis dieser Epoche ist damit nur eine Funktion der Plutoniumlagerkosten. In der Logik der Abb. 6-1 hat dies zur Folge, daß die Plutoniumangebotskurve P^A parallel nach links verschoben wird, wodurch sich ceteris paribus ein Plutonium - Marktpreis bei kleineren Zahlen und bei geringeren Natururanpreisen simulieren läßt. Dieser Zustand ist jedoch nur so lange haltbar, wie sich die Plutoniumnachfrage nahe dem Nullpunkt bewegt. Steigende Nachfrage wird das Bestreben der LWR-Betreiber verstärken, einen immer größeren Teil der Extraktionskosten aus Wettbewerbsgründen abzuwälzen, wodurch sukzessive der Ausgangszustand erreicht werden wird.

Angenommen, die Voraussetzungen des vorstehenden Absatzes a) sind nicht erfüllt, d. h. Wiederaufarbeitung oder direkte Endlagerung der abgebrannten Brennelemente sind alternativ realisierbar, jedoch hat die Wiederaufarbeitung beträchtliche Kostennachteile zu tragen, die bei niedrigen Uranpreisen zu hohen Plutoniumextraktionskosten führen, so bestehen gegenüber obiger Zwangsmaßnahme des Entsorgungsnachweises im Sinne einer Globalsteuerung nachstehende Möglichkeiten mit freier Entscheidungsgewalt des Kraftwerksbetreibers.

b) Bei Ansatz der Globalsteuerung auf Seiten der LWR als potentielle Plutonium-Anbieter:

Subvention der Wiederaufarbeitung mit dem Ziel, die Plutoniumextraktionskosten auf ein Niveau zu drücken, welches sich selbst einen "Markt schafft", d. h. fortgeschrittene Reaktoren frühzeitiger konkurrenzfähig und damit zu Abnehmern für das Plutonium macht. Dem entspricht in der Abb. 6-1 ebenfalls eine Verlagerung der Angebotskurve nach links.

c) Bei Ansatz der Globalsteuerung auf der Seite der fortgeschrittenen Reaktoren als potentielle Plutoniumnutzer:

Gezielte Subventionen könnten die Stromerzeugungskosten von SBR/FDWR bis zur Wettbewerbsfähigkeit dergestalt absenken,

daß ihre temporären Mehrkosten bei den Investitionen und dem MOX-Brennstoffkreislauf egalisiert werden. Damit würde eine Nachfrage nach Plutonium zu Preisen geschaffen, zu der sich ceteris paribus auch das entsprechende Angebot, die Bereitschaft zur Plutoniumextraktion aus den abgebrannten LWR-Brennelementen, einstellen würde. Eine derartige Vorgehensweise hoheitlicher Stellen wäre in Abb. 6-1 mit einer parallelen Verschiebung der Nachfragekurve P^N nach rechts verbunden.

Mit den dargestellten aktiven Eingriffsmöglichkeiten des Staates in eine privatwirtschaftlich organisierte Elektrizitätswirtschaft in Form von gesetzlichen Zwängen bzw. monetären Anreizen stellen sich unmittelbar die Fragen nach den Beweggründen hierzu und den kostenmäßigen Auswirkungen auf einzelne Bevölkerungsteile.

Die vorgenannten Aktionsmöglichkeiten im Zusammenhang mit dem Übergang von Leichtwasserreaktoren auf fortgeschrittene Reaktorsysteme haben in den Fällen b) und c) ihre Wurzeln in der staatlichen Energiepolitik. Im Fall a) ist der Schutz der Bevölkerung als primärer Grund anzusehen, als dessen Nebenprodukt aber der frühzeitige Einstieg in die Plutonium-Technologie möglich wird.

Diese denkbaren Eingriffe des Staates führen deshalb zu Mehrkosten gegenüber den Fällen mit staatlicher Inaktivität und freiem Wirtschaftsgeschehen, weil diese in der sogn. "Verlustzone" der Plutonium-Technologie stattfinden, jener Zone, in der keines der beteiligten Wirtschaftssubjekte ein ökonomisches Interesse an der Plutonium-Technologie hat und diese damit auch nicht freiwillig realisieren würde. Im Falle a) würden diese Mehrkosten direkt durch den Abnehmer der Elektrizität getragen, in den Subventionsfällen b) und c) von der Allgemeinheit der Steuerzahler. Da aber in unserer modernen Zeit nahezu jeder Bürger an den Errungenschaften der Elektrizität partizipiert, werden die Mehrkosten letztendlich auch hier durch den Elektrizitätsabnehmer bezahlt. Dies gilt auch für das nachstehende Denkmodell.

Die Prämisse dieses Abschnitts, die Existenz vieler unabhängiger LWR-Betreiber, schließt jedoch den Fall nicht aus, daß einer oder mehrere von ihnen einen Marktanteil am Kernenergiemarkt besitzt, der es ihm aufgrund seiner Größe erlaubt, seine anfallenden Plutoniummengen selbst in eigenen fortgeschrittenen Reaktoren einzusetzen und diese ausschließlich mit eigenem Plutonium zu betreiben. Dies natürlich auch vor deren eigentlichen Wirtschaftlichkeitsschwelle. Motivationen hierzu könnten beispielsweise in Zukunft erwartete Kostenvorteile sein. Auch in diesem Falle sind dann aber die gegenwärtigen Mehrkosten der fortgeschrittenen Reaktorsysteme durch die Strompreise abzudecken. Analog dem Fall einer zentralistisch organisierten Kernenergiewirtschaft sind für diese Betreiber nicht die Stromerzeugungskosten der einzelnen Reaktortypen von Interesse, vielmehr der durch diese verursachte Mischpreis und nur dieser muß dem Wettbewerb mit den anderen (auch nichtnuklearen) Elektrizitätsanbietern standhalten. Diesem Mischpreis wird dann auch ein interner Plutonium-Verrechnungspreis zugrundeliegen, wie er oben schon angesprochen wurde.

6.5.2.2 Nach dem Erreichen der Wirtschaftlichkeitsschwelle

Selbst in der Gewinnzone der Plutoniumtechnologie, die beiden Marktteilnehmern finanzielle Vorteile bringt, können einseitig überzogene Preisforderungen das durch den Marktpreis definierte Gleichgewicht stören. Wie nachfolgendes Beispiel zeigt, wird aber, rationales Verhalten vorausgesetzt, von jeder Ungleichgewichtssituation aus in absehbarer Zeit stets wieder der Marktpreis erreicht.

Die LWR als Plutoniumanbieter versuchen beispielsweise, einen Plutoniumpreis auf der Grenznachfragekurve des fortgeschrittenen Reaktors zu realisieren (Punkt 1 in Abb. 6-1). Dieser Preis würde ihre Stromerzeugungskosten entsprechend reduzieren (Punkt 2).

Gleiche Stromerzeugungskosten auch für den fortgeschrittenen Reaktor unterstellt (Punkt 3), erfordert dies ceteris paribus dann Plutoniumpreise, wie sie durch Punkt 4 beschrieben werden und die beträchtlich unter den LWR-Forderungen liegen. Die Stromerzeugungskosten der fortgeschrittenen Reaktoren auf der Basis der überzogenen LWR-Plutoniumpreisforderungen liegen andererseits aber weit über den vergleichbaren LWR-Werten, d. h., sie sind für fortgeschrittene Reaktoren nicht akzeptabel. Um einen Abnehmer für das angebotene Plutonium zu finden, müssen die LWR ihre Preisforderungen sukzessive reduzieren, was über die o. a. Verkettung von Auswirkungen den potentiellen Nachfragepreis erhöht, bis im Marktpreis P^M die Übereinstimmung beider Preisvorstellungen wieder gegeben ist und der Gewinn aus der Plutonium-Technologie wiederum beiderseitig angemessen verteilt ist. Im umgekehrten Sinne würden auch Plutoniumpreisvorstöße des fortgeschrittenen Reaktors marktwirtschaftlich korrigiert werden.

6.5.2.3 Probleme bei Steuerungsmaßnahmen vor dem Erreichen der Wirtschaftlichkeitsschwelle

Alle diskutierten Möglichkeiten zur Beeinflussung der Wirtschaftlichkeitsschwelle der fortgeschrittenen Reaktoren beruhen letztlich auf Subventionsmaßnahmen. Subvention und Wirtschaftlichkeit sind im ökonomischen Sprachgebrauch widersprüchliche Begriffe, so daß nur eine Schein-Wirtschaftlichkeit erzielt wird. Damit aber würde sich jeder gegenüberstellende Vergleich zwischen gegenwärtiger LWR- und zukünftiger fortgeschrittener Reaktortechnologie in der vorgenannten Verlustzone aus grundsätzlichen Überlegungen heraus verbieten. Daraus folgt jedoch nicht, daß derartige Überlegungen generell abzulehnen sind, vielmehr sollte man sich nur dieser Tatsache bewußt sein und in eventuelle Schlußfolgerungen mit einbeziehen.

Neben diesen mehr grundsätzlichen Anmerkungen ist noch auf einige verfahrenstechnische indirekte Auswirkungen in der jeweiligen Reaktorkostenrechnung und tangierenden Bereichen des privaten und öffentlichen Interesses hinzuweisen:

In allen angesprochenen Fällen setzt die Subvention notwendigerweise an einem Kostenparameter an, der auf beide in Konkurrenz stehenden Reaktortypen Einfluß ausübt, allerdings mit diametralen Auswirkungen. Die Einflußnahme erfolgt in der Regel in der Art, daß sich zweckmäßigerweise relativ niedrige Werte für diesen Parameter einstellen. Untersucht man nun die kostenrechnerischen Auswirkungen einer derartigen Plutonium-Preisgestaltungspolitik bei den involvierten Reaktoranlagen LWR und FDWR bzw. SBR, so stellt man zunächst im Falle der LWR fest, daß ein Mindererlös beim Plutoniumverkauf direkt und ausschließlich zu höheren Kosten im Entsorgungsteil des Brennstoffzyklus und damit auch in den Stromgestehungskosten führt.

Im Vergleich hierzu ist dies bei den fortgeschrittenen Reaktoren anders. Als direkte Auswirkung ist zunächst der günstige Einkauf von Spaltmaterial erkennbar. Die Spaltmaterialkosten ergeben dann zusammen mit den weiteren Veredelungskosten für Fabrikation den Brennstoffvermögenswert, welcher Basiswert für weitere indirekte Kosten wie Kapitalverzinsung, Versicherungen und Steuern ist. Im Vergleich zu den an der betragsmäßig gleichen Manipulation beteiligten LWR werden sich durch diese sekundären Effekte überproportionale Reaktionen bei FDWR bzw. SBR ergeben, deren Umfang zwar im Einzelfall unbedeutend bzw. sogar wünschenswert sein kann, dessen man sich aber bei einer (wenn auch unzulässigen) Gegenüberstellung der konkurrierenden Reaktoren bewußt sein sollte.

In diesem Zusammenhang sei ergänzend noch auf einige tangierende Effekte hingewiesen, mit denen sich gegebenenfalls neben dem Kraftwerksbetreiber unterschiedlichste Institutionen beschäftigen müssen.

Werden durch solche Eingriffe in den Plutoniummarkt die Preise reduziert, klafft zwischen dem Vermögensbuchwert des Reaktor-brennstoffs und seinem tatsächlichen Nutzwert, der von der Elek-trizitätserzeugung her vergleichbar mit dem Uranbrennstoff der LWR ist, zunächst eine zum Teil beträchtliche Lücke, die sich aber während der Nutzungsdauer z. B. durch Abbau der Subventionen verkleinern bzw. schließen kann. Für den Kraftwerksbetreiber als privatwirtschaftlich organisiertes Unternehmen können damit aus handels- und steuerrechtlichen Vorschriften heraus Probleme erwachsen, wenn man bedenkt, daß es sich bei einer 1.000 MWe Anlage und Plutoniumpreismanipulationen von z. B. 50 DM/g um dreistelli-ge Millionenbeträge handelt, die gegebenenfalls zu verzinsen, zu versichern und zu versteuern wären. Eine generelle Kapitalverzin-sung auf Nutzwertbasis wird in der Regel auf den Widerstand der Strompreisaufsichtsbehörde stoßen und widerspricht auch steuer-rechtlichen Grundsätzen. Dagegen ist schon wesentlich unklarer, ob ein Kraftwerksbetreiber einen buchhaltungsmäßig nahezu wertlo-sen Gegenstand versichern kann oder muß und dies kostenmäßig gel-tend zu machen wäre. Ebenso unklar ist das Verhalten der Steuer-behörde hinsichtlich der obligatorischen Steuerarten Vermögens-, Gewerbekapital- und Gewerbeertragssteuer. Selbst im Falle der Subvention des Plutoniumpreises aus Steuermitteln ist die Klärung dieser Frage von Bedeutung, da sich ansonsten u. U. eine zusätz-liche, verdeckte Subvention ergeben könnte.

6.5.3 Gründe und praktische Ansätze für Steuerungsmaßnahmen vor dem Erreichen der Wirtschaftlichkeit

Schon zu Beginn der kommerziellen Nutzung der Kernener-gie Ende der 60er, Anfang der 70er Jahre hat man relativ schnell erkannt, daß auf der Basis der LWR-Technologie die friedliche Nutzung der Kernenergie nur eine kleine Episode in der Weltgeschichte sein würde. Schlechte

Brennstoffausnutzung der LWR, begrenzte Rohstoffe, sowie hohe Energie- und insbesondere auch Elektrizitätsbedarfszuwächse dieser Zeit sind die wesentlichen Gründe hierfür.

So begann man nur wenige Jahre später damit, eine bessere Brennstoffausnutzung der Reaktoren zu erreichen, was u. a. auch zu den Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu einem Schnellen Brüter führte. Die kommerzielle Einführung dieser hocheffizienten Reaktoren war damals schon zu Beginn der 80er Jahre geplant. Im Verlauf dieses F + E-Programmes traten dann aber unvorhersehbare Ereignisse ein, die das Programm selbst, aber auch die sozialen und ökonomischen Rahmenbedingungen für fortgeschrittene Reaktoren im allgemeinen und für Schnelle Brüter im besonderen veränderten:

1. Im Zuge der beiden Oelpreiskrisen stieg das Energiebewußtsein der Verbraucher sprunghaft an, was in der Industrie und besonders prägnant auch bei den privaten Verbrauchern zu rationellerem Energieeinsatz und sparsamerem Umgang mit Energie führte. Die Folge waren im Primärenergiebereich teilweise negative, generell aber erheblich reduzierte Energie- und auch Elektrizitätsbedarfszuwachsrate. Diese Entwicklung hält auch in den 80er Jahren an.
2. Aufkommende und zunehmende Akzeptanzprobleme der Kernenergie in der Öffentlichkeit besonders auch gegenüber der Plutoniumtechnologie führten auch in Verbindung mit größeren Störfällen (Harrisburg, Tschernobyl) zu vielen behördlichen Auflagen und langwierigen Genehmigungsverfahren.

Beide Punkte dokumentieren sich heute zum einen in einem vergleichsweise stark verminderten Kernenergieausbauniveau und in stark reduzierten Prognosen für die Zukunft. Das Bild, welches sich aufgrund der oben genannten Punkte für die Kernenergie ergibt, ist in Abb. 6-5 dargestellt. Es zeigt für die Gesamtheit der in der OECD (Organisation For Economic Co-Operation and Development) organisierten Länder die installierte nukleare

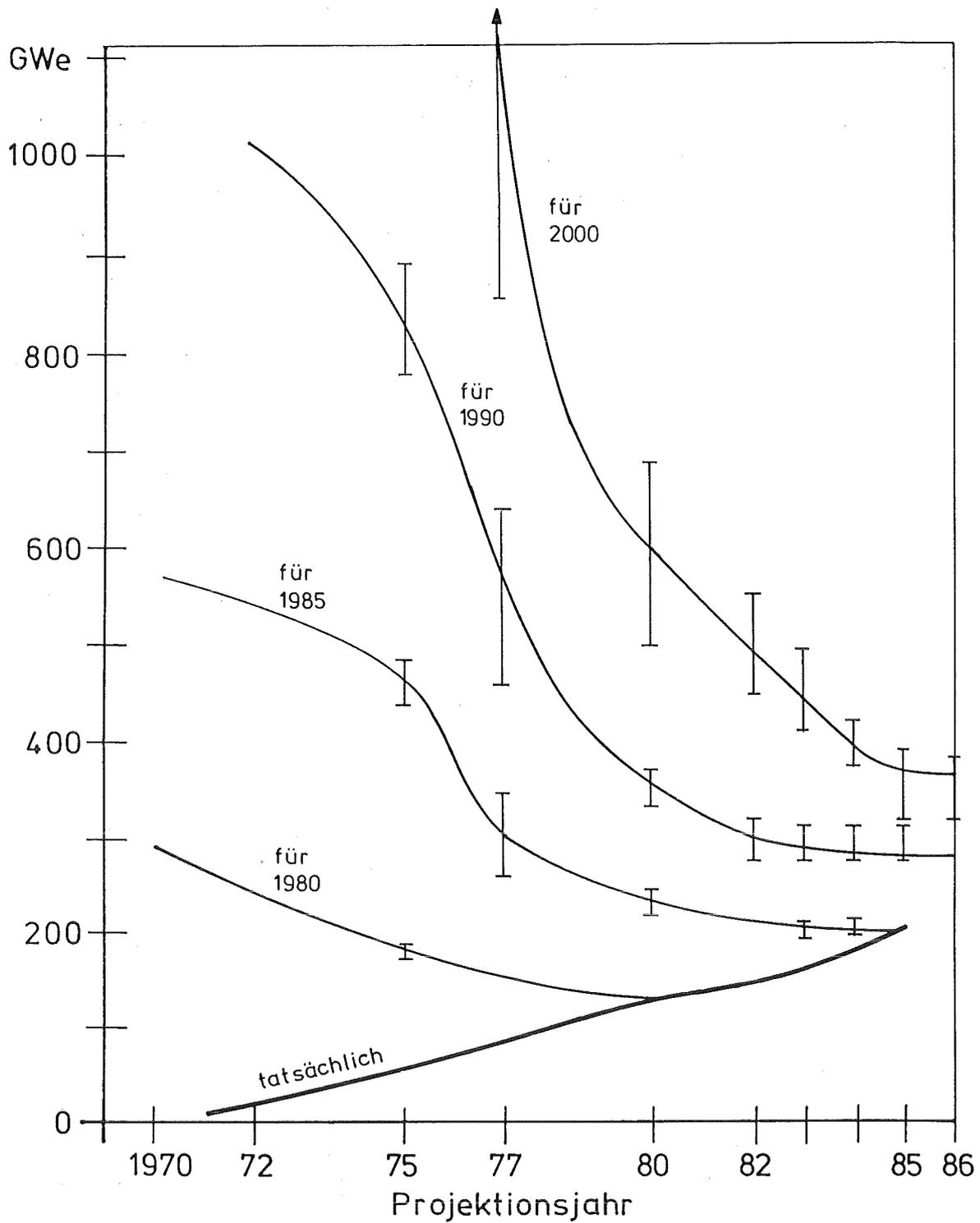


Abb. 6-5: Kernenergieprognosen und tatsächliche Installationen in der OECD im Zeitverlauf/4/

Leistung im Zeitverlauf und stellt diese den Projektionen aus unterschiedlichen Projektionsjahren gegenüber /4/.

Die Schlußfolgerung dieser Entwicklung für die fortgeschrittenen Reaktoren besteht nun darin, daß sich die Dringlichkeitslage ihrer Einführung in den Markt der nuklearen Elektrizitätserzeuger aus rohstoffstrategischen und rohstoffpolitischen Überlegungen heraus stark entspannt hat.

Ähnlich wie die Kernkraftwerksindustrie mußten auch die Zulieferbetriebe des Brennstoffkreislaufs (z. B. Uranminen und Anreicherungsanlagen) ihre euphorischen Kapazitätserweiterungen der 70er Jahre und ihre Prognosen für die Zukunft korrigieren und leiden heute unter großen Absatzproblemen für ihre Produkte Natururan bzw. angereichertes Uran. Die Folge: ein kurz- und mittelfristig zu erwartendes Überangebot mit entsprechend niedrigen Uranpreisen. Da damit die eingangs angesprochene Rohstoffproblematik zeitlich verlagert wurde, ist auf absehbare Zeit als alleiniges Kriterium zur Einführung fortgeschrittener Reaktoren das Wirtschaftlichkeits- bzw. Wettbewerbsfähigkeitskriterium anzusehen.

Im Verlauf dieser Arbeit wurde aber schon dargestellt, daß aufgrund aufwendigerer und komplexerer Verfahren im MOX-Brennstoffkreislauf die entsprechenden Brennstoffkreislaufdienste Fabrikation und Wiederaufarbeitung relativ teurer als die vergleichbaren Verfahren und Anlagen im Urankreislauf sind. Ähnliches gilt heute auch noch für das erforderliche Spaltmaterial Plutonium, wenn die Extraktionskosten der Preisbildung zugrunde gelegt werden. Diesen gegenwärtigen Kostennachteil für die fortgeschrittenen Reaktoren kann auch deren weitaus höherer Abbrand nicht ganz kompensieren, so daß sich heute insgesamt höhere Brennstoffkreislaufkosten als beim LWR ergeben. Hinzu kommen noch Mehrkosten im Kapitaldienst der Anlage (vgl. Abschnitt 5.3.ff).

Dieser Ist-Situation aus dem ökonomischen Umfeld der fortgeschrittenen Reaktoren stehen die bereits erzielten F + E - Ergebnisse gegenüber, nach denen in wenigen Jahren die großtechnische

Einführung zumindest der Brutreaktoren aus technischer und physikalischer Sicht möglich wäre.

In diesem Dilemma stellt sich die Frage nach der Konservierung der gewonnenen Forschungs- und Entwicklungs-Kenntnisse und der Bewahrung von Fachpersonal, um bei Bedarf rasch auf die bereits erarbeiteten Grundlagen zurückgreifen zu können. Hierzu wäre es notwendig, zumindest einige wenige derartige Kraftwerke zu bauen und in Betrieb zu nehmen. Um dies zu erreichen, müßte durch gezielte Maßnahmen sichergestellt sein, daß deren Betreiber keinen wirtschaftlichen Schaden erleiden, sei es durch Subventionen oder Umverteilung der Mehrkosten bzw. vertretbaren Variationen an der technischen Auslegung der Reaktoren.

Gegenwärtige Überlegungen für das Beispiel Schneller Brüter bevorzugen eine Mischform dieser Möglichkeiten, welche an der Anlage selbst, dem Brennstoffmanagement nach Reaktorentladung und dem Spaltmaterialeinkauf ansetzt. Sie haben ihren Ursprung in den USA /46/, werden jedoch auch in der Bundesrepublik Deutschland hinsichtlich ihrer Realisierbarkeit überdacht:

1. Grundsätzliche Aufrechterhaltung der Natriumtechnologie und der Anlagenkomponenten einschließlich des Reaktor-Cores wie bei der gegenwärtigen französischen Prototypanlage SUPER-PHENIX.
2. Mangels Notwendigkeit wird jedoch zunächst auf den axialen und radialen Brutmantel des Reaktors verzichtet.
3. Statt dessen soll eine beträchtliche Erhöhung des Abbrandes erreicht werden.
4. Weil aus den bestehenden LWR-Brennelement-Wiederaufarbeitungsverträgen genügend Plutonium anfällt, wird mangels Notwendigkeit ebenso zunächst, d. h. für die Dauer von etwa 20 - 50 Jahre, auf die Wiederaufarbeitung der Corebrennele-

mente verzichtet und diese statt dessen in Zwischenlagern gesammelt. Dort werden sie erst bei Bedarf entnommen und damit das SBR-Plutonium zu gegebener Zeit wieder verfügbar gemacht.

5. Man nutzt das gegenwärtige Überangebot an relativ billigem Plutonium aus der dem LWR kostenmäßig zugeordneten LWR-Wiederaufarbeitung (Subventionspreis).
6. Für die zwischengelagerten Brennelemente wird eine Rückstellung in Höhe der Direkten Endlagerungskosten einkalkuliert, um eine Entsorgung in jedem Falle kostenmäßig erfassen und evtl. durchführen zu können.
7. Falls die zwischengelagerten Brennelemente in der Zukunft aufgearbeitet werden, sollen die nach Abzug der Rückstellungen entstehenden Wiederaufarbeitungskosten über den Plutoniumpreis voll der 2. Brütergeneration angerechnet werden. Aufgrund der hohen Anreicherungsrate dieses Brennstoffs würden sich dann auch noch akzeptable Plutoniumpreise einstellen.

Faßt man zusammen und betrachtet einmal nur den Kostenaspekt dieser Überlegungen unter dem Gesichtspunkt der Kostenzuordnung auf die beteiligten Reaktortypen, so ist festzuhalten, daß man letztlich unterscheidet in zwei Brüter-Generationen:

- a.) in eine Einführungs- oder "Options"-Generation, in der man gemäß dem Verursacherprinzip und aus der gegebenen Situation heraus die Kosten für deren Plutonium-Erstausstattung möglichst weitgehend den Plutonium-Lieferanten Leichtwasserreaktoren überträgt und auch die Entsorgungskosten der Brüter auf das nur unabdingbare Maß durch Verlagerung auf die zweite Generation reduziert und
- b.) dann für die zweite, kommerzielle Generation auf das Nutzerprinzip umschaltet, nachdem ein Nutznießer einer Maßnahme (hier: die Wiederaufarbeitung von zwischengelagerten Brenn-

elementen der 1. Generation) mindestens die anfallenden Wiedergewinnungskosten zu tragen hat. Das dadurch verfügbare Plutonium steht dann in Konkurrenz zum LWR-Plutonium.

Man geht jedoch davon aus, daß diese Vorgehensweise den Reaktoren der zweiten Generation keine wesentlichen Wettbewerbsnachteile bringen wird, da sich in Anlehnung an Abschnitt 6.4.6 die heutige niedrige Preissituation auch auf sie überträgt.

In methodischer Analogie zu Abschnitt 5.3 und /13/ wurden erste Abschätzungen über die unter diesen Bedingungen zu erwartenden Brennstoffkreislaufkosten /47/ durchgeführt. Hierbei kam es zu folgenden Ergebnissen:

1. Wenn man einen SBR technisch und physikalisch vergleichbar mit dem heutigen französischen SUPER-PHENIX-Reaktor einschließlich Blankets beläßt und nur obigen Punkt 3 beachtet, so ergeben sich bei einem mittleren Abbrand von 100 000 MWd/t HM etwa um 1 Pf/kWh höhere Brennstoffkreislaufkosten als bei sofortiger Wiederaufarbeitung der Brennelemente. Gründe hierfür sind höhere Zwischenlager- und Kapitalbindungskosten für das Spaltmaterial in den abgebrannten Brennelementen.

Als Schlußfolgerung aus dieser Kostenbetrachtung ergibt sich die Aussage, daß, wenn man zunächst auf die Wiederaufarbeitung der Brennelemente verzichten will, sich eine Brütervariante mit Blankets nicht empfiehlt. Dies gilt jedoch nicht, wenn man dem Kriterium "Natururanminimierung" eine höhere Priorität als dem Kostenkriterium zuordnet. Ersteres würde auch im Kontext dieser Überlegungen die Erzeugung möglichst großer Mengen an Plutonium erfordern (vgl. Abschnitt 5.1).

2. Eine "Brüter"-Variante ohne Blankets, aber mit höherem Abbrand (etwa 130 000 MWd/t HM) und ohne Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente würde gegenüber dem unter obigem

Punkt 1 genannten Fall bei Plutoniumpreisen von 10 DM/g Pu Vorteile von etwa 1 Pf/kWh, bei Plutoniumpreisen von 50 DM/g Pu von etwa 2,5 Pf/kWh in ihren Brennstoffkreislaufkosten haben.

3. Sie würde damit schon bei mittleren Plutoniumpreisen dieser Niedrigpreisphase und Fabrikationskosten von 3 000 - 7 000 DM/kg zu heutigen LWR- Brennstoffzykluskosten führen, bei niedrigen Plutoniumpreisen könnten diese um etwa 1 Pf/kWh unterschritten werden.
4. Diese "Brüter"-Variante ist in jedem Falle in ihren Brennstoffkreislaufkosten um etwa den Faktor 2 günstiger als jeder fortgeschrittene Druckwasserreaktor. Geringeres Spaltmaterial-Inventar, höhere Konversionsrate und bedeutend höherer Abbrand sind die Gründe hierfür.

Auf der Basis derartiger Überlegungen und Erkenntnisse besteht das Hauptanliegen der gegenwärtigen Zeitepoche darin, bisher Erreichtes auf dem Gebiet der fortgeschrittenen Reaktortechnologie für deren kommende Zeit zu konservieren. Hierbei ist es aus den dargelegten Gründen auch angebracht, für diese Übergangszeit mit Plutoniumpreisen unter etwa 100 DM/g Pu zu arbeiten.

Das vorliegende Kapitel hat aber gezeigt, daß mit zunehmender Plutoniumknappheit, insbesondere wenn sich die Wirtschaftlichkeitsschwelle der fortgeschrittenen Reaktoren abzeichnet, unter Umständen mit weitaus höheren Plutoniumpreisen zu rechnen ist.

Diese Feststellungen berühren aber die Relativaussagen über die Stromgestehungskosten der fortgeschrittenen Reaktoren des vorigen Kapitels nicht, da sie beide Reaktortypen gleichermaßen betreffen.

Für den Vergleich zu der gegenwärtigen LWR-Technologie muß jedoch festgestellt werden, daß selbst wenn alle Brennstoffkreislauf-

kostenparameter wie z. B. Fabrikationskosten und Wiederaufarbeitungskosten ihre optimistischen Zielvorgaben erreichen werden, unter Wettbewerbsbedingungen für fortgeschrittene Reaktoren nie der in Kapitel 5 genannte Fall eintritt, daß ihre Brennstoffkreislaufkosten heutigen LWR-Ergebnissen vergleichbar sind und ihre Konkurrenzfähigkeit damit in der sehr nahen Zukunft gegeben sein wird. Dies liegt daran, daß, wie dieses Kapitel 6 gezeigt hat, in der Wettbewerbssituation nie die niedrigen Plutoniumpreise existieren können, wie dies in Kapitel 5 aus der Betrachtungsweise einer Überangebotssituation angenommen wurde.

Die generelle Wettbewerbsfähigkeit der fortgeschrittenen Reaktoren betrifft diese Aussage jedoch nicht. Denn bei den Plutoniumpreisen der Tabelle 6-2 sind ihre erzielbaren Stromerzeugungskosten dann wiederum vergleichbar mit Stromerzeugungskosten der LWR, allerdings auf dem Kostenniveau des dann gerade betrachteten zukünftigen Zeitabschnittes. Diese Aussage hat somit aber gravierenden Einfluß auf den Zeitpunkt der Wirtschaftlichkeit von fortgeschrittenen Reaktoren, der gegenüber dem auf heute üblichen Plutoniumpreiserwartungen basierenden Zeitpunkt beträchtlich auf der Zeitachse nach hinten verlagert wird.

7. GESAMTBEWERTUNG

Die aufgezeigte Komplexität und Heterogenität der vorliegenden Thematik machen es erforderlich, daß die technischen, physikalischen und wirtschaftlichen Zusammenhänge des Brennstoffkreislaufs von konventionellen und fortgeschrittenen Kernreaktoren hinreichend genau formal beschrieben, in ein mathematisches Modell abgebildet und in einen mit der elektronischen Datenverarbeitung handhabbaren Algorithmus übertragen werden. Die Verfügbarkeit eines derartigen Analyseinstrumentariums, eine besondere, eingabegesteuerte Flexibilität und deren stetige Anwendung sind wesentliche Voraussetzungen, um die mannigfaltigen und differenzierten Fragestellungen aus dem nuklearen Brennstoffkreislauf im Hinblick auf die Einführung fortgeschrittener Reaktortechnik auf rationelle Weise zu behandeln. Das vorgestellte Modell hat sich als ein hinreichender Schritt in diese Richtung erwiesen.

So konnte durch Anwendung des Modells festgestellt werden, daß sowohl in energiepolitischer als auch energiewirtschaftlicher Hinsicht ein Bedarf an fortgeschrittener Reaktortechnik besteht. Eine zukünftig erwartete Verknappung von Natururan und die damit einhergehende Verteuerung der Stromerzeugung bei der konventionellen Kernkraftwerkstechnik sind auslösende Momente dafür, den Blick auf weitere (Kern-)Energiepotentiale mit weitaus größerer Ergiebigkeit zu richten. Im Falle der Schnellen Brutreaktoren steht eine Jahrtausende anhaltende Splatmaterialautarkie als Ziel der Entwicklungen im Raum. Doch schon eine Fortentwicklung gegenwärtiger Druckwassertechnologie hat sich als energetisch sinnvoll erwiesen.

Die vor allem betriebswirtschaftlich interessante Einbeziehung des Wirtschaftlichkeitsaspekts führt zu dem Ergebnis, daß keine grundsätzlichen wirtschaftlichen Bedenken gegen eine Fortentwicklung der heutigen Reaktortechnologie und den

Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren erkennbar sind, die Konkurrenzfähigkeit in der näheren oder weiteren Zukunft erreicht wird. Bei dieser grundsätzlichen Feststellung ist auch keine Differenzierung zwischen Brutreaktoren und Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren vorzunehmen. Allein der Zeitpunkt ihres Einsatzes kann deshalb generell oder reaktorspezifisch zur Diskussion stehen.

Hierzu wurde gezeigt, daß die gegenwärtigen, sich an der bestehenden Übergangssituation orientierenden Erwartungen an eine bevorstehende Einführung und insbesondere auch hinsichtlich des dabei eine bedeutende Rolle spielenden Preises für das Spaltmaterial Plutonium unter Wettbewerbsbedingungen zwischen gegenwärtiger und fortgeschrittener Reaktortechnologie nicht realistisch sind. Eine wirtschaftliche Einführung der fortgeschrittenen Reaktoren kann stattdessen erst in späteren Jahrzehnten effektiv stattfinden. Bezogen auf die gegenwärtige Uranpreissituation wird dies, je nach Eintreten der weiteren Kostenparameter, bei einem 1,5- bis 6-fachen Uranpreinsniveau bei Brutreaktoren bzw. einem 3- bis 6-fachen Preisniveau bei fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren und auf einem im Vergleich zu heutigen Preisen wesentlich höheren Plutoniumpreisniveau der Fall sein. Die Einführung der fortgeschrittenen Reaktortechnik wird dann mit zunehmenden wirtschaftlichen Vorteilen verbunden sein.

Die genannten Wirtschaftlichkeitsschwellen der beiden konkurrierenden fortgeschrittenen Reaktoren belegen desweiteren auch die Aussage, daß ein direkter Vergleich dieser beiden Reaktortypen nach heutigem Wissenstand keine generellen, eindeutigen Präferenzen für die eine oder andere der genannten Reaktortechnologien erkennen läßt. Vorteile für den SBR in der Brennstoffausnutzung stehen vergleichsweise höhere Kosten infolge komplexerer Anlagentechniken als bei Fortgeschrittenen Druckwasserreaktoren gegenüber und umgekehrt.

Der Übergang auf Serienbauweise läßt jedoch erwarten, daß sich das Kapitalkostenproblem der Schnellen Brutreaktoren als lösbar erweist. Dann wäre dieser Reaktortyp die beste Lösung zur Überbrückung des Zeitraums bis zur serienreifen Entwicklung anderer Stromerzeugungsmöglichkeiten. Dies nicht zuletzt deshalb, weil SBR bei Bedarf in ihrer Brennstoffausnutzung sehr variabel betrieben werden können und sie auch über weite Bereiche des aufgespannten Kostenparameterfeldes eine relativ frühzeitigere Wettbewerbsfähigkeit zur etablierten LWR-Technologie als Fortgeschrittene Druckwasserreaktoren aufweisen und ihre Plutoniumpreiselastizität wesentlich geringer als die der FDWR ist.

Literatur

- /1/ H.Hoffmann:
Rechtsfragen der atomaren Entsorgung, Verlag Klett-Cotta,
Stuttgart 1981
- /2/ H.Wagner, E.Ziegler, K.D.Closs:
Risikoaspekte der nuklearen Entsorgung, Nomos Verlagsge-
sellschaft, Baden-Baden 1982
- /3/ G.Keßler:
Nuclear Fission Reactors, Springer Verlag, Wien 1983
- /4/ OECD/NEA:
Nuclear Energy and its Fuel Cycle, Prospects to 2025, Pa-
ris 1982
- /5/ M.Dalle Donne, W.Hame:
A parametric thermohydraulic study of an advanced
pressurized light water reactor with a tight fuel rod
lattice, KfK 3453, Dezember 1982
- /6/ C.H.M.Broeders, M.Dalle Donne:
Conceptual design of a (Pu,U) O₂ core with a tight fuel
rod lattice for an advanced pressurized light water
reactor, NUCLEAR TECHNOLOGY, Vol.71, No.1 (1985) S. 82-95
- /7/ Kernforschungszentrum Karlsruhe:
Systemstudie Andere Entsorgungstechniken, Hauptband KWA
2190/1 und technische Anhänge, Karlsruhe, Dezember 1984
- /8/ P.J.Jansen:
Methoden zur Beurteilung von Kernkraftwerksentwicklungen,
insbesondere der Schnellen Brüter, Dissertation, Universi-
tät Karlsruhe 1969

- /9/ P.Klumpp:
Nuclear fuel cycle requirements - a detailed background
information to the OECD/NEA second "Yellow Book",
KfK 3248, Karlsruhe 1982
- /10/ P.Klumpp:
Unveröffentlichter Bericht, Kernforschungszentrum Karls-
ruhe 1982
- /11/ H.H.Hennies, P.J.Jansen, P.Klumpp:
Uran- und Plutoniumverfügbarkeit für Leichtwasserreakto-
ren, Hochkonverter und Schnelle Brüter, Berichtsband der
Fachtagung des Deutschen Atomforums e.V. über "Neuere Ent-
wicklungen in der Reaktortechnik", Bonn, Oktober 1980,
S. 253-280
- /12/ S.Abdel-Khalik, P.J.Jansen, G.Keßler, P.Klumpp:
Impact of fusion - fission hybrids on the worlds nuclear
future, KfK 2998, Karlsruhe 1980
- /13/ P.Klumpp:
Analyse der Wirtschaftlichkeit von Fortgeschrittenen
Druckwasserreaktoren, KfK 3864, Karlsruhe 1985
- /14/ P.Klumpp:
Analysis of the macro- und microeconomic aspects of
Advanced Pressurized Water Reactors, NUCLEAR TECHNOLOGY
Vol.71, No.1 (1985) S. 258-271
- /15/ P.Klumpp:
Interne Notiz, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Oktober
1983
- /16/ G.H.Scheuten:
Die deutsche Wiederaufarbeitungsanlage, Zeitschrift
ATOMWIRTSCHAFT 7/85, S. 362-365
- /17/ OECD/NEA:
Uranium Resources, Production and Demand, Paris 1986

- /18/ H.Wiese:
Persönliche Mitteilung, Kernforschungszentrum Karlsruhe,
1985
- /19/ D.Faude:
Interne Notiz, Kernforschungszentrum Karlsruhe 1983
- /20/ U.Hansen:
Kernenergie und Wirtschaftlichkeit, Verlag TÜV Rheinland,
Köln 1983
- /21/ C.D.Closs:
Systemstudie Andere Entsorgungstechniken, Hauptband KWA
2190/1, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1984
- /22/ G.Mühling:
Persönliche Mitteilung, Kernforschungszentrum Karlsruhe,
1984
- /23/ H.Frewer:
KWU Advanced Nuclear Technology in Europe, KWU Symposium,
Tokyo, April 1984
- /24/ W.Häfele, et al:
Fusion and Fast Breeder Reactors, IIASA Research Report
RR-77-8, Laxenburg, Austria, November 1976
- /25/ M.Rapin:
Notes D`Information Numero 12, CEA, Paris 1981
- /26/ P.Klumpp:
Die Bedeutung von LWR-Hochkonvertern für den Natururan-
bedarf der BRD - Analyse möglicher Strategien des Über-
gangs von LWR zu Schnellen Brütern, Diplomarbeit, Univer-
sität Karlsruhe, März 1979

- /27/ P.Klumpp:
Unveröffentlichter Bericht, Kernforschungszentrum Karlsruhe 1982
- /28/ W.Stoll:
MOX Fuel: an Established Technology in Germany, Nuclear Europe, Vol.V, No.5 (1985) S. 29-31
- /29/ D.Schmitt, H.Junk:
Kostenvergleich der Stromerzeugung auf der Basis von Kernenergie und Steinkohle, Zeitschrift für Energiewirtschaft, Heft 2 (1981) S. 77-86
- /30/ G.Scheuten:
Wiederaufarbeitung als Teilaspekt der Entsorgung, Forschungsbericht 30 der K.Adenauer-Stiftung, Bonn 1983
- /31/ BMFT:
Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie, Dokumentation der Bundesregierung, 2. Auflage, Bonn 1978
- /32/ A.W.Eitz, et al.:
Brüter bald wirtschaftlicher? Energiewirtschaftliche Tagesfragen, 36. Jahrgang (1986), Heft 7, S. 136-142
- /33/ Kraftwerkunion:
Kernkraftwerke 85, Broschüre A 96000-D 1831 (85)
- /34/ Kraftwerkunion:
Druckwasserreaktoren, Broschüre A 96000-D 1567 (81)

- /35/ K.Schröder:
Große Dampfkraftwerke, Planung, Ausführung, Bau, Springer
Verlag, Berlin-Göttingen-Heidelberg, Band 1 (1959), Band 2
(1962)
- /36/ RWE AG:
Kraftwerk Neurath, Broschüre 1.80.30 000
- /37/ W.Häfele, et. al:
Energy in a finite world, Volume 1: paths to a sustainable
future, Volume 2: a global system analysis, Verlag Harper
& Row, Cambridge Mass. USA, 1981
- /38/ G.Danzig:
Lineare Programmierung und Erweiterungen, Springer-Verlag,
Berlin 1966
- /39/ H.Körth, et. al:
Lehrbuch der Mathematik für Wirtschaftswissenschaften, 2.
Auflage, Westdeutscher Verlag, Opladen, 1973
- /40/ R.Unbehauen
Systemtheorie, Eine Darstellung für Ingenieure, 4.Auflage.
Verlag Oldenbourg, München, Wien 1981
- /41/ G.Ludyk:
Theorie dynamischer Systeme, Elitera-Verlag, Berlin 1976
- /42/ D.Faude, P.J.Jansen, P.Klumpp:
Das Energiemodell SOPKA-E-Modellbeschreibung und Computer-
Ausdrucke der Energiepfadberechnungen, in: Materialband 1
zum Bericht der Enquete-Kommission "Zukünftiger Kernener-
gie-Politik", Deutscher Bundestag, Bonn, Drucksache 8/4341,
1980

- /43/ D.Faude, P.J.Jansen, P.Klumpp, A.Offermanns:
Weiterentwicklung des Energiepfadmodells SOPKA-E zu einem
Güterverflechtungsmodell der Volkswirtschaft, KfK 3881,
Mai 1985
- /44/ E.Unterwurzacher:
Computergestützte Energieflußmodellierung und -optimierung
für Industriebetriebe, Tagungsbeitrag, Institut für Ener-
giewirtschaft der TU Wien, 1985
- /45/ W.Ehrlicher, et. al:
Kompendium der Volkswirtschaftslehre, Band 1, Verlag
Vandenhoeck & Ruprecht, 4. Auflage, Göttingen 1975
- /46/ C.Braun, E.L.Zebrowski:
Fuel Supply/Demand Balances for Future FBR
Commercialization - Impact of Plutonium Pricing and
Reactor Design, Electric Power Research Institute Palo
Alto, CA 94303, USA
- /47/ P.Klumpp:
Unveröffentlichter Bericht, Kernforschungszentrum Karls-
ruhe, 1986
- /48/ P.F.Heidinger:
Verantwortbare Wege der Energieversorgung, Vortrag bei der
Evangelischen Akademie in Bad Boll, Kurzfassung in "Strom-
diskussion", Dokumentationsmedium der IZE, Frankfurt 1986
- /49/ A.Propoi, I.Zimin:
Dynamic Linear Programming Models of Energy, Resource,
and Economic Development Systems, IIASA Research Report
RR-81-14, Laxenburg, Austria, July 1981
- /50/ B.A.Murtagh, et.al:
MINOS 5.0 User's Guide, Technical Report SOL 83-20,
Stanford University, USA, Stanford 1983

- /51/ IBM:
Mathematical Programming System Extended/370,
SH 19-1095-3, 4. Version, New York 1979
- /52/ K.W.Klein:
Persönliche Mitteilung, Badenwerk AG, Karlsruhe, 1985
- /53/ V.Wartenberg:
Eigenkapitalausstattung deutscher Unternehmen, Zeitschrift
Der Betrieb, Heft 46 (1987) S. 2324
- /54/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband und
Fachbände 1 bis 8, Verlag TÜV Rheinland, Köln,
1979, 1980, 1981
- /55/ Nukleare Entsorgung, Broschüre des Bundesministeriums
für Forschung und Technologie, Bonn 1987

A n l a g e n

- Modell-Ausgabe-Masken
- Datentabellen
- Formelzusammenstellung
- Abkürzungsverzeichnis
- Begriffsverzeichnis

Maske 1: Installierte Kernkraftwerksleistung

SCENARIO PUMARKTPR. HIGH 2A SEK FIX

CODE SOPKA

REAKTORLEISTUNG (IN GWE)

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
LEICHTWASSERREAKTOR (LWR)	40.0	47.0	51.5	54.0	56.0	52.6	50.0	45.7	41.8	38.3	35.1	34.0
LWR-PLUTONIUM-BURNER	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FORTGESCHRITTENER LWR (FDWR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	5.4	10.0	14.3	18.2	21.7	24.9	26.0
SCHNELLER BRUTREAKTOR (SBR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
INSGESAMT	40.0	47.0	51.5	54.0	56.0	58.0	60.0	60.0	60.0	60.0	60.0	60.0

ZUGEBaute REAKTORLEISTUNG (IN GWE)

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
LEICHTWASSERREAKTOR (LWR)	8.0	10.0	10.1	11.9	9.0	3.6	5.5	5.7	6.1	8.4	5.8	2.5
LWR-PLUTONIUM-BURNER	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FORTGESCHRITTENER LWR (FDWR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	5.4	4.5	4.3	4.0	3.5	3.2	6.5
SCHNELLER BRUTREAKTOR (SBR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

STILLGELEGTE REAKTOREINHEITEN (IN GWE)

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
LEICHTWASSERREAKTOR (LWR)	0.0	3.0	5.6	9.4	7.0	7.0	8.0	10.0	10.1	11.9	9.0	3.6
LWR-PLUTONIUM-BURNER	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FORTGESCHRITTENER LWR (FDWR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	5.4
SCHNELLER BRUTREAKTOR (SBR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

MASSENFLUESSE IM BRENNSTOFFKREISLAUF

1. URANBEDARF

		2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
INSGESAMT	(T/A)	6180.9	6987.1	7623.0	7865.1	7874.9	7119.4	6849.2	6221.8	5810.2	5340.1	5012.8	4494.3
—DAVON NATURURAN	(T/A)	6180.9	6987.1	7623.0	7865.1	7874.9	5676.8	5321.1	4754.7	4409.4	4041.6	3799.7	3417.6
—RECYCLE URAN	(T/A)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	1442.6	1528.2	1467.1	1400.8	1298.6	1213.0	1076.7
INSGESAMT	(1000T)	92.8	126.0	162.6	201.4	240.0	277.0	312.2	344.9	375.2	403.2	428.5	451.7
—DAVON NATURURAN	(1000T)	92.8	126.0	162.6	201.4	240.0	269.8	297.3	322.7	346.0	367.5	386.8	404.6
—RECYCLE URAN	(1000T)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	7.2	14.9	22.2	29.2	35.7	41.8	47.1
BESTAND ANABGER.URAN	(1000T)	69.3	95.2	124.1	154.8	185.9	209.3	231.0	251.0	269.2	286.1	301.2	315.6

2. BESTRAHLTE LWR-BRENNELEMENTE

		2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
AUFKOMMEN INSGESAMT	(1000 T)	12.4	17.9	24.3	31.4	38.7	46.0	53.0	59.8	66.1	72.0	77.2	81.9
--DAVON IM ZWISCHENLAGER	1000T	3.6	4.5	5.2	5.8	5.9	5.8	5.6	5.3	4.9	4.7	4.2	3.7
-- IM REAKTORGEBAEUDE	1000T	3.6	4.5	5.2	5.8	5.9	5.8	5.6	5.3	4.9	4.7	4.2	3.7
-- IM EXTERNEN LAGERN	1000T	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
--DAVON IM ENDLAGER	1000T	6.8	13.4	19.0	25.6	32.8	33.3	33.3	33.3	33.3	33.3	33.3	33.3
--DAVON AUFGEARBEITET	1000T	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	6.9	14.1	21.1	27.8	34.0	39.8	44.9

3. BESTRAHLTE MOX-BRENNELEMENTE

		2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
AUFKOMMEN INSGESAMT	(1000 T)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.2	0.6	1.4	2.5	3.9	5.5	7.7
--DAVON IM ZWISCHENLAGER	1000T	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.8
-- IM REAKTORGEBAEUDE	1000T	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.1	0.2	0.3	0.4	0.5	0.6	0.8
-- IM EXTERNEN LAGERN	1000T	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
--DAVON AUFGEARBEITET	1000T	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.1	0.4	1.1	2.1	3.4	4.9	6.9

4. WIEDERAUFARBEITUNG

		2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
LWR-BRENNELEMENTE	(T/A)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	1373.9	1455.4	1397.3	1334.1	1236.7	1155.3	1025.4
MOX-BRENNELEMENTE	(T/A)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	17.5	70.9	138.3	199.5	255.8	306.5	401.6

5. AUFGEARBEITETES PLUTONIUM IM LAGER

		2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
TGNEN		0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

Maske 2: Massenflüsse im Brennstoffkreislauf

Maske 3: Wirtschaftliches Umfeld

WIRTSCHAFTLICHES UMFELD

1. NATURURANANUSNUTZUNG

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
JAERHLICHER INDEX (%*100)	59.8	60.5	59.7	60.3	61.7	88.6	96.7	108.3	117.2	127.9	134.8	147.2
INTEGRALE R INDEX (%*100)	60.0	60.0	60.0	60.0	60.3	62.8	65.6	68.4	71.2	74.1	77.0	79.9

2. BRENNSTOFFKOSTEN

	1975	1980	1985	1990	1995							
URAN (DM/KG U308)	195.0	195.0	195.0	237.2	288.6							
	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
URAN (DM/KG U308)	351.2	407.1	472.0	547.1	634.3	735.3	852.4	941.1	1039.1	1147.2	1266.6	1266.6
3% ANGEREICHERTES URAN (DM/G U235)												
URAN -ANTEIL	64.1	74.3	86.1	99.8	115.7	134.2	155.5	171.7	189.6	209.3	231.1	231.1
ANREICHERUNGS-ANTEIL	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7	53.7

PLUTONIUM (DM/G PU FISSILE)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	95.9	87.2	90.0	99.1	104.9	108.6	112.1
-----------------------------	-----	-----	-----	-----	-----	------	------	------	------	-------	-------	-------

3. FINANZIERUNGSBEDARF DER STRATEGIE

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
INVESTITIONEN PRO JAHR MRD. DM	6.4	9.5	7.1	9.7	8.9	10.2	6.0	6.9	11.5	7.9	5.5	5.9
INVESTITIONEN KUMUL. MRD. DM	139.8	187.3	222.9	271.6	316.1	367.1	396.9	431.3	486.8	528.1	555.6	585.2

4. STROMGESTEHUNGSKOSTEN DER STRATEGIE

LWR (MRD. DM PRO JAHR)	18.6	23.2	27.2	30.3	32.9	34.1	33.6	32.3	30.1	28.1	26.6	24.9
FDWR/SBR (MRD. DM PRO JAHR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	1.7	5.0	8.1	11.3	14.2	16.9	18.4
GESAMT (MRD. DM PRO JAHR)	18.6	23.2	27.2	30.3	32.9	35.8	38.6	40.4	41.3	42.4	43.5	43.3
LWR (MRD. DM KUMULIERT)	264.8	380.8	516.9	668.1	832.5	1003.0	1171.1	1332.4	1482.6	1623.3	1756.5	1881.0
FDWR/SBR (MRD. DM KUMULIERT)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	8.5	33.6	74.1	130.4	201.5	285.8	377.8
GESAMT (MRD. DM KUMULIERT)	264.8	380.8	516.9	668.1	832.5	1011.5	1204.6	1406.4	1613.0	1824.8	2042.3	2258.9

5. SPEZIFISCHE STROMGESTEHUNGSKOSTEN (PF/KWH)

LEICHTWASSERREAKTOR

	1975	1980	1985	1990	1995
BRENNSTOFFKREISLAUFKOSTEN	2.0	2.3	2.4	2.3	3.0
BETRIEBSKOSTEN	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2
KAPITALDIENST	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0
GESAMT	7.1	7.5	7.6	8.0	8.2

LEICHTWASSERREAKTOR

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
BRENNSTOFFKREISLAUFKOSTEN	3.3	3.5	3.8	4.2	4.6	5.1	5.5	5.8	6.0	6.3	6.7	6.6
BETRIEBSKOSTEN	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2
KAPITALDIENST	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0
GESAMT	8.4	8.7	9.0	9.4	9.7	10.2	10.7	11.0	11.2	11.5	11.8	11.8

FORTGESCHRITTENER REAKTOR

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
BRENNSTOFFKREISLAUFKOSTEN	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	5.0	5.4	5.7	6.1	6.4	6.6	6.6
BETRIEBSKOSTEN	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2	1.2
KAPITALDIENST	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0	4.0
GESAMT	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	10.2	10.6	10.9	11.3	11.6	11.8	11.8

SYSTEM-MISCHKOSTEN

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
BRENNSTOFFKREISLAUFKOSTEN	3.3	3.5	3.8	4.2	4.6	5.1	5.5	5.8	6.1	6.3	6.7	6.6
STROMERZEUGUNG INSGESAMT	8.4	8.7	9.0	9.4	9.7	10.2	10.7	11.0	11.2	11.5	11.8	11.8

6. SUBVENTIONEN

	2000	2005	2010	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050	2055
LWR AN FDWR (MRD.DM PRO JAHR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FDWR AN LWR (MRD.DM PRO JAHR)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.2	0.6	1.1	1.5	1.9	2.2
LWR AN FDWR (MRD.DM KUMUL.)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
FDWR AN LWR (MRD.DM KUMUL.)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.1	1.2	4.0	9.7	17.4	26.8	37.7

Reaktor	LWR	FDWR	SBR
Elektrische Nettoleistung (MW)	1000	1000	1000
Konversions-/Bruttrate	0.6	0.95	1.1
<u>Brennstoffinventar</u>			
<u>Core</u>			
Uran (tHM)	79.06	82.95	23.1
Anreicherung (%U235)	2.14	abger.	abger.
Plutonium, Total (tHM)	-	10.45	4.38
<u>Axiales Blanket</u>			
Uran, abger. (tHM)	-	-	15.93
<u>Radiales Blanket</u>			
Uran, abger. (tHM)	-	-	38.23
Lastfaktor	0.74	0.74	0.74
<u>Brennstoffnachladung</u>			
<u>Core</u>			
Uran (tHM/a)	26.0	14.292	7.79
Anreicherung (%U235)	3.0	abger.	abger.
Plutonium, Total (tHM/a)	-	1.767	1.47
<u>Axiales Blanket</u>			
Uran, abger. (tHM/a)	-	-	5.35
<u>Radiales Blanket</u>			
Uran, abger. (tHM/a)	-	-	4.04
<u>Brennstoffentladung</u>			
<u>Core+Blankets</u>			
Uran (tHM/a)	24.93	13.365	16.413
Anreicherung (%U235)	0.828	abger.	abger.
Plutonium, Total (tHM/a)	0.239	1.717	1.568
<u>Brennstoffinventar nach Betriebsende</u>			
<u>Core+Blankets</u>			
Uran (tHM)	76.7	82.02	75.062
Anreicherung (%U235)	1.366	abger.	abger.
Plutonium, Total (tHM)	0.614	10.40	4.522
Quelle	/4/	/5,6/	/3,24/

Tabelle A1: Brennstoffmassenflüsse als Grundlage zur Berechnung der Brennstoffkreislaufkosten

Reaktortyp	LWR	FDWR	SBR
Standzeit im Gleichgewicht			
-Brennelemente (Zyklen)	3	6	3
-Rad. Brutelemente (Zyklen)	-	-	9
Dauer eines Betriebszyklus im Gleichgewicht (Volllasttage)	270	270	270
Anlagenwirkungsgrad	0.33	0.346	0.40
Referenzabbrand (GWd/t)	30.4	50	77.5
Anlagenlebensdauer (Jahre)	30	30	30
Fabrikationszeit (Jahre)	0.5	0.5	0.5
Lagerungs-, Transport- und Wiederaufarbeitungszeit (Jahre)	5	1.5-6.5	1.5-6.5
Materialverluste (%)	1-2	1-2	1-2
Tails Assay bei Anreicherung (%)	0.2	-	-

Tabelle A2: Technische Daten zur Brennstoffhandhabung

Reaktortyp	DWR	FDWR	SBR
Kosten für die Brennstoffreserven (in Prozent der Erstcorekosten)	5	5	5
Natururanpreis (DM/kgU ₃ O ₈)	132 ^{1,6)} 400	-	-
Abgereichertes Uran (DM/kg)	-	20	20
Trennarbeitspreis (DM/kg UTA)	100,200 ⁶⁾ 400	-	-
Plutoniumpreis (DM/g)	50	10-100	10-100
Fabrikationskosten			
Brennelemente (DM/kg U)	550 ⁶⁾	-	-
Brennelemente (DM/kg U+Pu)	-	2000-7000	3000-7000
Brutelemente (DM/kg U)	-	-	550
Zwischenlagerungskosten (DM/kg·a)	132 ²⁾	132	132
Transport-, Wiederaufarbeitungs- und Endlagerungskosten			
Brennelemente (DM/kg U+Pu)	2700 ^{3,6)} 5400	2000-8000	2000-8000
Brutelemente (DM/kg u/Pu)	-	-	2200
Direkte Endlagerung (DM/kg U+Pu) ⁴⁾	1500	-	-
Diskontsatz (%/a)	6	6	6
Steuersatz auf den Brennstoff- wert (%/a) ⁵⁾	3,1	3,1	3,1
Investitionskosten (DM/kW) ⁶⁾	3000	3000	3000-6000
Betriebskosten (DM/kWh) ⁶⁾	0.012	0.012	0.0134-002

1) inklusiv Konversion /20/

2) Variante aus grundsätzlichen Lagerkonzepten außerhalb der Kernkraftwerke:
Naßlagerung, Lagerkapazität 500 t /22/

3) ohne Gutschriften für Resturan und Plutonium

4) inklusiv Brennelementtransport und Konditionierung

5) siehe /52/

6) siehe Referenz /20/
Alle nicht gekennzeichneten Zahlen wurden vom Autor festgelegt.

Tabelle A3: Wirtschaftliche Eingangsdaten für die Berechnung der
Stromgestehungskosten

Formelzusammenstellung

In der folgenden Aufstellung werden für die in dieser Arbeit angesprochenen Kernreaktorsysteme die jeweilige mathematische Beschreibung wichtiger, brennstoffspezifischer Zusammenhänge aus dem Kernbrennstoffkreislauf in vereinfachter Form in ihrer Gesamtheit vergleichend gegenübergestellt. Diese Zusammenstellung zeigt somit die aus Gründen der Übersichtlichkeit in den einzelnen Abschnitten der Arbeit bei der Fortentwicklung des LWR-Systems zu fortgeschrittenen Reaktorsystemen teilweise nur noch verbal angesprochenen Vorgänge in ihrem formalen Gesamtzusammenhang auf und ergänzt die im Hauptteil nur auszugsweise, an den technisch-physikalischen Verbindungselementen zwischen den beteiligten Reaktoren orientierte formale Darstellung von Sachzusammenhängen. In diesem Sinne wird dem Leser ein Gesamtüberblick ermöglicht. Hinsichtlich der zeitlichen Gültigkeit der Gleichungen und der Gleichungsvariablen wird auf den Hauptteil der Arbeit verwiesen.

LWR + FDWR-System	LWR + SBR-System	LWR + FDWR + SBR-System
<p><u>1. Bedarfsfunktion</u> $B(t) = LWR(t) + FDWR(t)$</p>	<p><u>Bedarfsfunktion</u> $B(t) = LWR(t) + SBR(t)$</p>	<p><u>Bedarfsfunktion</u> $B(t) = LWR(t) + FDWR(t) + SBR(t)$</p>
<p><u>2. LWR-Versorgungsteil</u></p> <p><u>Uranbilanz</u> $U(t) = u^1 \cdot LWR(t) + u^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p> <p><u>Anreicherungsbilanz</u> $S(t) = s^1 \cdot LWR(t) + s^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p> <p><u>Fabrikationsbilanz</u> $FA(t) = fa^1 \cdot LWR(t) + fa^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p>	<p><u>LWR-Versorgungsteil</u></p> <p><u>Uranbilanz</u> $U(t) = u^1 \cdot LWR(t) + u^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p> <p><u>Anreicherungsbilanz</u> $S(t) = s^1 \cdot LWR(t) + s^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p> <p><u>Fabrikationsbilanz</u> $FA(t) = fa^1 \cdot LWR(t) + fa^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p>	<p><u>LWR-Versorgungsteil</u></p> <p><u>Uranbilanz</u> $U(t) = u^1 \cdot LWR(t) + u^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p> <p><u>Anreicherungsbilanz</u> $S(t) = s^1 \cdot LWR(t) + s^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p> <p><u>Fabrikationsbilanz</u> $FA(t) = fa^1 \cdot LWR(t) + fa^I \frac{dLWR(t)}{dt}$</p>
<p><u>3. LWR-Entsorgungsteil</u></p> <p><u>Wiederaufarbeitungsbilanz</u> $WA(t) = wa^1 LWR(t) + wa^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz Uran</u> $UR(t) = ur^1 LWR(t) + ur^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz LWR-Plutonium</u> $PU_L(t) = a^1 LWR(t) + a^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p>	<p><u>LWR-Entsorgungsteil</u></p> <p><u>Wiederaufarbeitungsbilanz</u> $WA(t) = wa^1 LWR(t) + wa^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz Uran</u> $UR(t) = ur^1 LWR(t) + ur^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz LWR-Plutonium</u> $PU_L(t) = a^1 LWR(t) + a^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p>	<p><u>LWR-Entsorgungsteil</u></p> <p><u>Wiederaufarbeitungsbilanz</u> $WA(t) = wa^1 LWR(t) + wa^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz Uran</u> $UR(t) = ur^1 LWR(t) + ur^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz LWR-Plutonium</u> $PU_L(t) = a^1 LWR(t) + a^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt}$</p>
<p><u>4. FDWR-Versorgungsteil</u></p> <p><u>Plutoniumbilanz</u> $a^1 LWR(t) + a^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt} =$ $I_F \frac{dFDWR(t)}{dt} + c^1 FDWR(t) - I_F \frac{dFDWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Mischoxidfabrikationsbilanz</u> $FA_F(t) = fa_F^1 FDWR(t) + fa_F^I \frac{dFDWR(t)}{dt}$</p>	<p><u>SBR-Versorgungsteil</u></p> <p><u>Plutoniumbilanz</u> $a^1 LWR(t) + a^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt} =$ $I_S \frac{dSBR(t)}{dt} - b^1 SBR(t) - I_S \frac{dSBR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Mischoxidfabrikationsbilanz</u> $FA_S(t) = fa_S^1 SBR(t) + fa_S^I \frac{dSBR(t)}{dt}$</p>	<p><u>FDWR-SBR-Versorgungsteile</u></p> <p><u>Plutoniumbilanz</u> $a^1 LWR(t) + a^E \frac{dLWR(t-LD)}{dt} =$ $I_F \frac{dFDWR(t)}{dt} + c^1 FDWR(t) - I_F \frac{dFDWR(t-LD)}{dt}$ $+ I_S \frac{dSBR(t)}{dt} - b^1 SBR(t) - I_S \frac{dSBR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Mischoxidfabrikationsbilanz</u> $FA_{F,S}(t) = fa_F^1 FDWR(t) + fa_F^I \frac{dFDWR(t)}{dt}$ $+ fa_S^1 SBR(t) + fa_S^I \frac{dSBR(t)}{dt}$</p>
<p><u>5. FDWR-Entsorgungsteil</u></p> <p><u>Mischoxid-Wiederaufarbeitungsbilanz</u> $WA_F(t) = wa_F^1 FDWR(t) + wa_F^E \frac{dFDWR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz Plutonium⁺⁾</u> $PU_F(t) = I_F \frac{dFDWR(t-LD)}{dt}$</p>	<p><u>SBR-Entsorgungsteil</u></p> <p><u>Mischoxid-Wiederaufarbeitungsbilanz</u> $WA_S(t) = wa_S^1 SBR(t) + wa_S^E \frac{dSBR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz Plutonium⁺⁾</u> $PU_S(t) = b^1 SBR(t) + I_S \frac{dSBR(t-LD)}{dt}$</p>	<p><u>FDWR+SBR-Entsorgungsteile</u></p> <p><u>Mischoxidwiederaufarbeitungsbilanz</u> $WA_{F,S}(t) = wa_F^1 FDWR(t) + wa_F^E \frac{dFDWR(t-LD)}{dt}$ $+ wa_S^1 SBR(t) + wa_S^E \frac{dSBR(t-LD)}{dt}$</p> <p><u>Reststoffbilanz Plutonium⁺⁾</u> $PU_{F,S}(t) = I_F \frac{dFDWR(t)}{dt} + b^1 SBR(t) + I_S \frac{dSBR(t-LD)}{dt}$</p>

⁺⁾ in der Plutoniumbilanz unter 4. bereits berücksichtigt

Verzeichnis wichtiger Abkürzungen

EVU	Elektrizitätsversorgungsunternehmen
FDWR	Fortgeschrittener Druckwasserreaktor
FDWR (t)	Zum Zeitpunkt t verfügbare FDWR-Kapazität in GWe
GW	Giga-Watt, entsprechend 10^9 Watt
GW _e	Giga-Watt elektrische Energie
GW.a	Giga-Watt-Jahre
GWd/t	Giga-Watt-Tage pro Tonne; Energieausbeute pro Mengeneinheit eines bestimmten Materials
HM	Heavy Metal; Schwermetall
KW	Kilo-Watt, entsprechend 10^3 Watt
KWh	Kilo-Watt-Stunde
LD	Lebensdauer einer Anlage
LWR	Leichtwasserreaktor
LWR(t)	zum Zeitpunkt t verfügbare LWR-Kapazität in GW _e
MOX	Mischoxid-Reaktorbrennstoff bestehend aus Uran- und Plutoniumdioxid
MW	Mega-Watt, entsprechend 10^6 Watt
OECD	Organisation for Economic Co-Operation and Development
OECD/NEA	OECD-Nuclear Energy Agency
Pu	Plutonium
PU _{fiss}	spaltbares Plutonium
SBR	Schneller Brutreaktor
SBR (t)	Zum Zeitpunkt t verfügbare SBR-Kapazität in GWe
TAE	Trennarbeitseinheiten
U-235	spaltbares Isotop des natürlichen Urans
U-238	nicht spaltbares Isotop des natürlichen Urans
UF ₆	Uranhexafluorid
U ₃ O ₈	Urankonzentrat, oft mit "Yellow Cake" bezeichnet

Verzeichnis wichtiger Begriffe

Abbrand	elektrische Energieausbeute pro eingesetzter Kernbrennstoff-Masseneinheit
Axiales Blanket	Brutmantel eines Brutreaktorkerns, der oberhalb und unterhalb der Spaltmaterialzone angeordnet ist
Brutrate	Verhältnis des pro Zeiteinheit gewonnenen Spaltstoffs zum gleichzeitig verbrauchten Spaltstoff. Ist dieses Verhältnis > 1 spricht man von Brutrate, ansonsten von Konversionsrate
Core	Reaktorkern, Spaltzone eines Kernreaktors
Konditionierung	Überführung des abgebrannten Reaktorbrennstoffs bzw. der radioaktiven Abfälle in endlagerfähige Gebinde
Konversion	In der Reaktortechnik die Umwandlung einer brütbaren in eine spaltbare Substanz; in der Anreicherungstechnik die Überführung des Urankonzentrats U_3O_8 in den gasförmigen Zustand als UF_6
Konversionsrate	siehe Brutrate
Lastfaktor	jährliche Arbeitsverfügbarkeit eines Kernkraftwerks bezogen auf 8.760 Jahresstunden

Radiales Blanket	Brutmantel eines Brutreaktors, der seitlich um die ganze Spaltmaterialzone angeordnet ist
Kernspaltung	Spaltung eines Atomkerns in zwei Teile etwa derselben Größe durch den Stoß eines Teilchens, z. B. Neutrons
Super-Phenix	Französische Prototyp-Brutreaktor der Größenklasse 1.200 Megawatt elektrischer Leistung
Trägermaterial	Im Bereich der Kerntechnik jene nicht spaltbaren Atome (überwiegend U-238), die zusammen mit den spaltbaren Atomen den Kernbrennstoff darstellen.