

KfK 2702
ASA/ZE-11/78
Oktober 1978

Konsequenzen des großtechnischen Einsatzes der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland

Studienleiter: H. Paschen
Abteilung für Angewandte Systemanalyse

**Teil II:
Fragen der Brennstoffentsorgung bei einem
großtechnischen Einsatz der Kernenergie in
der Bundesrepublik Deutschland**

Hauptbearbeiter: P. M. Fischer

Kernforschungszentrum Karlsruhe

K E R N F O R S C H U N G S Z E N T R U M K A R L S R U H E

Abteilung für Angewandte Systemanalyse

KfK 2702
ASA/ZE-11/78

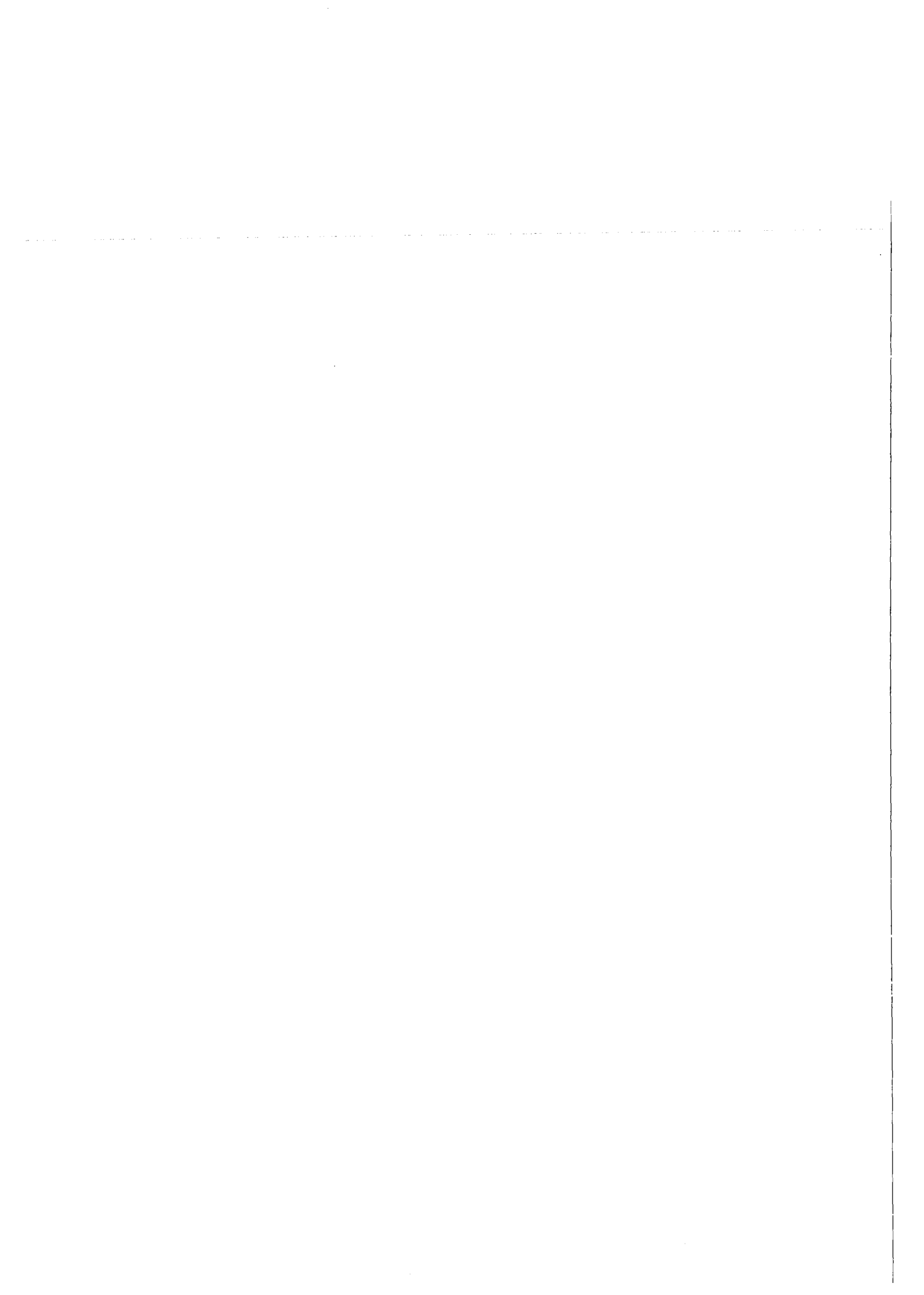
KONSEQUENZEN DES GROSSTECHNISCHEN EINSATZES DER KERNENERGIE
IN DER BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND

Studienleiter: H. Paschen

Teil II: Fragen der Brennstoffentsorgung bei einem groß-
technischen Einsatz der Kernenergie in der Bun-
desrepublik Deutschland

Hauptbearbeiter: P.M. Fischer

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe



Konsequenzen des großtechnischen Einsatzes der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland

Teil II: Fragen der Brennstoffentsorgung bei einem großtechnischen Einsatz der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland

Zusammenfassung

Für sechs verschiedene Szenarien über die mögliche langfristige Entwicklung der installierten Kernenergieleistung in der Bundesrepublik Deutschland werden die Mengenströme bei den einzelnen Schritten der Entsorgung des bestrahlten Kernbrennstoffs bestimmt. Dabei stehen die aus dem Brennstoffkreislauf des Leichtwasserreaktors herrührenden Entsorgungsprobleme im Vordergrund.

Ermittelt werden unter anderem der Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff, die erforderliche Anzahl von Transporten abgebrannter Brennelemente zur Wiederaufarbeitungsanlage, der Bedarf an Lagerbecken und Wiederaufarbeitungskapazität, die Menge des bei der Wiederaufarbeitung von bestrahltem Kernbrennstoff anfallenden radioaktiven Abfalls sowie der Plutoniumanfall aus den LWR und die relative Kernspaltstoffersparnis bei einer möglichen Rezyklierung von Plutonium und Resturan in den LWR.

In einem abschließenden Kapitel wird auf Stand, Entwicklungsmöglichkeiten und Probleme der Wiederaufarbeitungstechnik und der Technik der Behandlung und Lagerung von radioaktiven Abfällen sowie auf die Problematik der Beseitigung stillgelegter Kernkraftwerke eingegangen.

Consequences of Large-scale Implementation of Nuclear Energy in the Federal Republic of Germany

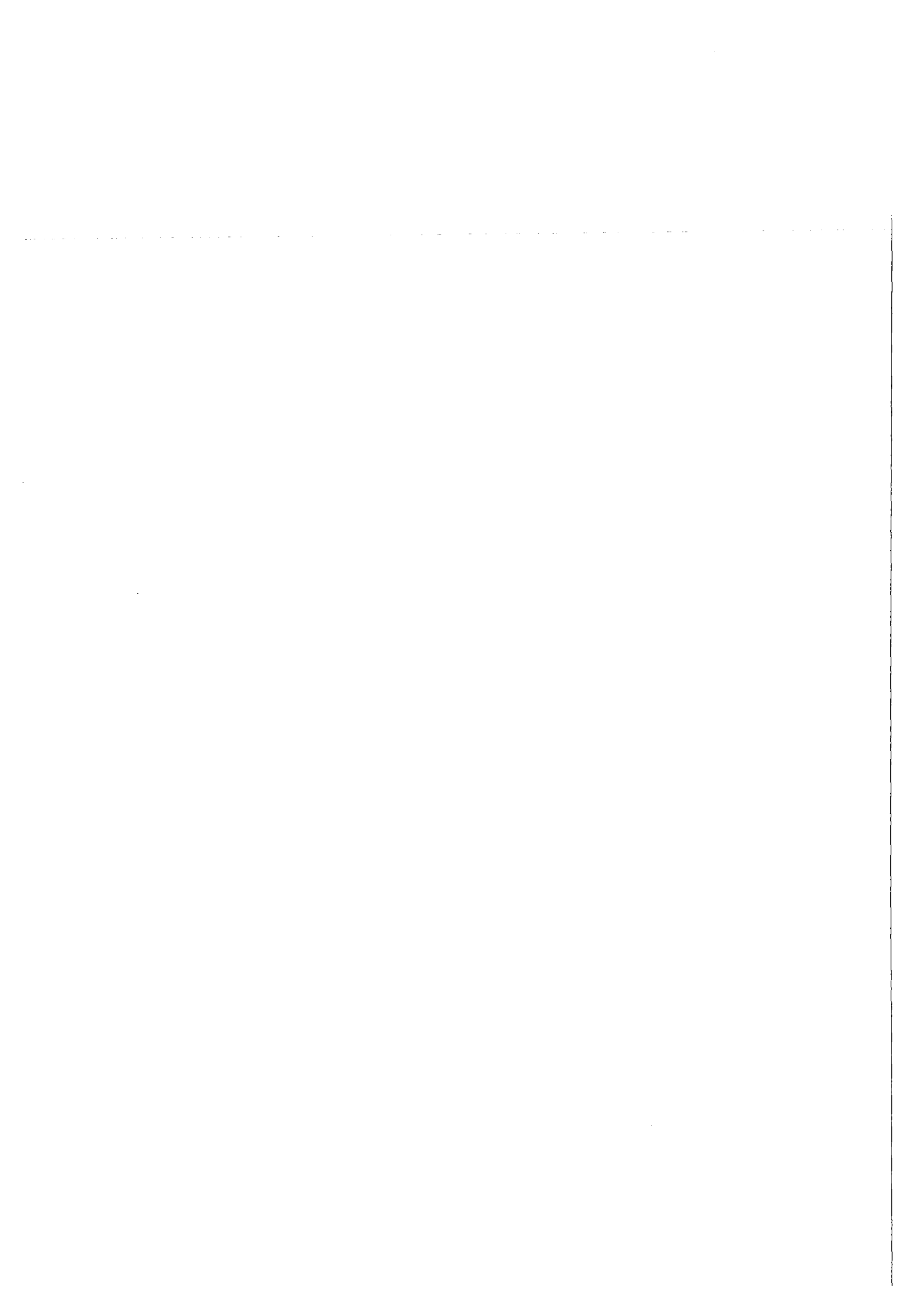
Part II: Large-scale Implementation of Nuclear Energy in the Federal Republic of Germany: Problems of Waste Management and Reprocessing

Abstract

For six different scenarios of the possible development of the nuclear capacity to be installed in the Federal Republic of Germany the quantitative balances arising in the different stages of waste management and reprocessing are determined. Main emphasis is placed on the problems of waste management and reprocessing originating from the fuel cycle of the light water reactor.

Among others, the quantities of spent nuclear fuel, the shipments of spent fuel elements from the reactors to the reprocessing plant, the storage facilities and reprocessing capacity required, the volume of radioactive wastes from the reprocessing of spent nuclear fuel, the production of plutonium from the LWR and the relative nuclear fuel savings arising from the recycling of plutonium and residual uranium in the LWRs are determined.

In the final chapter, the status, possible development trends and problems connected with the reprocessing technology, the technology for the conditioning and ultimate storage of radioactive wastes, as well as the problems arising from the dismantling of decommissioned nuclear power plants are discussed.



Die Studie "Konsequenzen des großtechnischen Einsatzes der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland" wurde im Auftrag der Arbeitsgemeinschaft der Großforschungseinrichtungen (AGF) erstellt.

Sie umfaßt die folgenden Teilstudien:

- Teil I: Anforderungen an die Versorgung mit Kernbrennstoffen und mögliche Versorgungsprobleme bei einem großtechnischen Einsatz der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland
- Teil II: Fragen der Brennstoffentsorgung bei einem großtechnischen Einsatz der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland
- Teil III: Wirtschaftliche Fragen des großtechnischen Einsatzes der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland
- Teil IV: Umweltauswirkungen von Kernkraftwerken und Anlagen des kerntechnischen Brennstoffkreislaufs
- Teil V: Die Akzeptanzproblematik der Kernenergie
- Teil VI: Kernmaterialüberwachung

Autoren (Teil II):

Kapitel 1:		P.M. Fischer ¹⁾
Kapitel 2:		P.M. Fischer ¹⁾ , R. Gasteiger ²⁾
Kapitel 3:	Abschnitt 1:	P.M. Fischer ¹⁾
	Abschnitt 2:	P.M. Fischer ¹⁾
	Abschnitt 3:	P.M. Fischer ¹⁾ , R. Gasteiger ²⁾
	Abschnitt 4:	P.M. Fischer ¹⁾
Kapitel 4:	Abschnitt 1:	F.-K. Pickert ¹⁾
	Abschnitt 2:	H.-J. Zech ¹⁾
	Abschnitt 3:	H.-J. Zech ¹⁾
	Abschnitt 4:	P.M. Fischer ¹⁾
	Abschnitt 5:	W. Buschmann ³⁾

Teile des verwendeten Programms wurden von Fräulein B. Fürniß¹⁾ und Fräulein M. Mäule¹⁾ erstellt, die auch die Rechenläufe durchführten.

-
- 1) Kernforschungszentrum Karlsruhe, Abteilung für Angewandte Systemanalyse (AFAS)
 - 2) Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK); die von R. Gasteiger mitverfaßten Beiträge entstanden während dessen Zugehörigkeit zum KfK
 - 3) Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK); W. Buschmann verfaßte den Abschnitt 5 während seiner Assistentenzeit an der Universität Bochum

Teil II:

Fragen der Brennstoffentsorgung bei einem großtechnischen Einsatz der
Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland

G l i e d e r u n g

Zusammenfassung

1. Einführung
 - 1.1 Problemstellung und Inhaltsübersicht
 - 1.2 Die Brennstoffkreisläufe

2. Jährlicher und kumulierter Anfall von abgebrannten Kernbrennstoffen
 - 2.1 Ausgangsdaten
 - 2.2 Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus den Reaktoren
 - 2.2.1 Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus LWR und SBR
 - 2.2.2 Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus HTR
 - 2.3 Plutoniumanfall aus den LWR
 - 2.4 Rezyklierung von Plutonium in LWR
 - 2.4.1 Plutoniumrezyklierung in SGR
 - 2.4.2 Plutoniumrezyklierung in Pu-Brennern

3. Bedarf an Entsorgungskapazität
 - 3.1 Lagerbeckenbedarf für abgebrannte LWR-Brennelemente
 - 3.1.1 Notwendige Lagerbeckenkapazität für abgebrannte LWR-Brennelemente bei planmäßiger Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage
 - 3.1.2 Notwendige Lagerbeckenkapazität für abgebrannte LWR-Brennelemente bei verzögerter Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage

- 3.2 Bedarf an Wiederaufarbeitungskapazität
 - 3.2.1 Wiederaufarbeitungskapazitätsbedarf für abgebrannten LWR-Kernbrennstoff
 - 3.2.1.1 Längerfristiger Abbau des gelagerten abgebrannten LWR-Kernbrennstoffs
 - 3.2.1.2 Mittelfristiger Abbau des gelagerten abgebrannten LWR-Kernbrennstoffs
 - 3.2.2 Bedarf an Wiederaufarbeitungskapazität für abgebrannten SBR-Kernbrennstoff
 - 3.2.3 Bedarf an Wiederaufarbeitungskapazität für abgebrannten HTR-Kernbrennstoff
- 3.3 Mengenanfall von radioaktivem Abfall aus der Wiederaufarbeitungsanlage
- 3.4 Transport bestrahlter Brennelemente
 - 3.4.1 Anforderungen an die Transportbehälter
 - 3.4.2 Alternative Transportwege
 - 3.4.3 Anzahl der Transporte zur Wiederaufarbeitungsanlage und der benötigten Transportbehälter
- 4. Gegebenheiten und Entwicklungstendenzen der Entsorgungstechnologien
 - 4.1 Die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren
 - 4.1.1 Einleitung
 - 4.1.2 Die Technik der Wiederaufarbeitung
 - 4.1.2.1 Der bestrahlte LWR-Brennstoff
 - 4.1.2.2 Das Aufarbeitsverfahren (Prinzip)
 - 4.1.2.3 Die heutige Praxis der Wiederaufarbeitung
 - 4.1.3 Praktische Erfahrungen und Konsequenzen
 - 4.1.4 Die künftige deutsche Großanlage
 - 4.2 Die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Schnellen Brutreaktoren
 - 4.2.1 Der SBR-Brennstoff
 - 4.2.2 Die Wiederaufarbeitung
 - 4.2.2.1 Zerschneiden der Brennelemente
 - 4.2.2.2 Auflösen des Brennstoffs

- 4.2.2.3 Natriumreinigung defekter Brennstäbe
- 4.2.2.4 Extraktion von Brüterbrennstoff
- 4.2.3 Stand der Technik
- 4.2.4 Refabrikation
- 4.2.5 Schlußfolgerungen

- 4.3 Die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Hochtemperaturreaktoren
 - 4.3.1 Der HTR-Brennstoff
 - 4.3.2 Die Wiederaufarbeitung von THTR-Kugeln
 - 4.3.2.1 Das Wiederaufarbeitungsverfahren
 - 4.3.2.2 Verfahrenstechnische Probleme
 - 4.3.3 Anlagenentwicklung
 - 4.3.4 Aktivitäten in den USA
 - 4.3.5 Schlußfolgerungen

- 4.4 Behandlung und Lagerung von radioaktiven Abfällen
 - 4.4.1 Einleitung
 - 4.4.2 Anfall von radioaktiven Abfällen bei der Entsorgung in der Kernindustrie
 - 4.4.3 Verfahren zur Behandlung von radioaktiven Stoffen
 - 4.4.3.1 Gasförmige Abfälle
 - 4.4.3.2 Behandlung flüssiger Abfälle
 - 4.4.3.3 Behandlung fester Abfälle
 - 4.4.4 Endlagerung radioaktiver Abfälle
 - 4.4.4.1 Lagerung in Salzformationen
 - 4.4.4.2 Endlagerung von Tritium
 - 4.4.4.3 Das Entsorgungskonzept der Bundesrepublik Deutschland für radioaktive Abfälle
 - 4.4.4.4 Alternativlösungen zur Lagerung und Beseitigung radioaktiver Abfälle

- 4.5 Behandlung von stillgelegten Kernkraftwerken am Beispiel des Druckwasserreaktors
 - 4.5.1 Alternativlösungen zur Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken
 - 4.5.1.1 Stehenlassen des ausgedienten Kernkraftwerkes
 - 4.5.1.2 Vollständige Beseitigung des ausgedienten Kernkraftwerkes
 - 4.5.1.3 Teilweise Beseitigung des ausgedienten Kernkraftwerkes

- 4.5.1.4 Befristetes Stehenlassen des ausgedienten Kernkraftwerkes
- 4.5.2 Situation vor Demontage eines Kernkraftwerkes
 - 4.5.2.1 Allgemeiner Stand der Anlage
 - 4.5.2.2 Ausgangsradioaktivität zum Zeitpunkt der Demontage
 - 4.5.2.3 Hilfsmittel für die Demontage
- 4.5.3 Demontage der radioaktiven Systeme innerhalb des Reaktorgebäudes
 - 4.5.3.1 Demontage von Hilfs- und Nebenschleifen
 - 4.5.3.2 Demontage kontaminierter kleinerer Anlagenteile
 - 4.5.3.3 Demontage von großen kontaminierten Behältern
 - 4.5.3.4 Demontage der Primärrohrleitungen
 - 4.5.3.5 Demontage der Hauptkomponenten
 - 4.5.3.6 Beseitigung des neutronenaktivierten Teiles des biologischen Schildes
- 4.5.4 Endgültige Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile
 - 4.5.4.1 Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenschleifen
 - 4.5.4.2 Ventile, Schieber, Pumpen, Wärmetauscher und kleinere Behälter
 - 4.5.4.3 Hauptkühlmittelleitung und Großkomponenten
 - 4.5.4.4 Reaktordruckgefäß mit Einbauten
 - 4.5.4.5 Neutronenaktivierter Teil des biologischen Schildes
- 4.5.5 Konsequenzen für den Bau zukünftiger Druckwasserreaktoren
 - 4.5.5.1 Demontagehilfsmittel
 - 4.5.5.2 Montagerichtlinien
 - 4.5.5.3 Konstruktionsrichtlinien

Anhang:

- 1) Abbildungen
- 2) Tabellen

Zusammenfassung

Hauptziel dieser Teilstudie ist es, einen Beitrag zur Ermittlung der Mengenströme bei den einzelnen Schritten der Entsorgung bestrahlten Kernbrennstoffs zu leisten. Ausgegangen wird von drei Szenarien über die mögliche Entwicklung der langfristig in der Bundesrepublik Deutschland zu erwartenden installierten Kernenergieleistung. Jedes dieser Szenarien wird nach dem Zeitpunkt des Einsatzes der sogenannten fortgeschrittenen Reaktoren SBR und HTR - Einsatz 1994/95 (früh) und Einsatz 2005/06 (spät) - unterteilt, so daß sich insgesamt sechs Szenarien als Ausgangsbasis ergeben.

Es wird angenommen, daß die durch die fortgeschrittenen Reaktoren insgesamt abzudeckende installierte Nuklearleistung zu gleichen Teilen auf Schnelle Brutreaktoren und Hochtemperaturreaktoren entfällt.

Im einzelnen werden für diese sechs Szenarien

- der Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus LWR, SBR und HTR
- der Plutoniumanfall aus LWR
- die Kernbrennstoffersparnis (Spaltstoffersparnis) bei Rezyklieren des spaltbaren Plutoniums und zurückgewonnenen Urans in LWR
- die Anzahl der Transporte abgebrannter Brennelemente zur WAA
- die Anzahl der benötigten Transportbehälter bei vorgegebener Behälterkapazität
- der Anfall von verfestigten radioaktiven Abfällen (HAW, MAW und LAW)
- die zu installierende WAA-Kapazität
- der Lagerbeckenbedarf für abgebrannte LWR-Brennelemente in Abhängigkeit vom Zeitpunkt des Arbeitseinsatzes der LWR-WAA

ermittelt.

Im folgenden werden die Ergebnisse der Analysen für das Szenarium B, das einen mittleren Entwicklungspfad der installierten Kernenergieleistung beschreibt (1985: 25 GWe, 2000: 84 GWe, 2020: 138 GWe, 2050: 175 GWe), bei angenommenem frühen Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren beispielhaft dargestellt.

- (1) Der Anfall von bestrahltem Kernbrennstoff aus den LWR beläuft sich im Jahre 1985 auf ca. 523 t SM, erreicht sein Maximum im Jahre 2006 mit ca. 1753 t SM und geht im Jahre 2020 auf ca. 1137 t SM und bis zum Jahre 2050 auf ca. 185 t SM zurück.

Der kumulierte Anfall von bestrahltem Kernbrennstoff, allein aus den LWR, beträgt

bis zum Jahre 1985	ca. 2900 t SM
bis zum Jahre 2000	ca. 20000 t SM
bis zum Jahre 2020	ca. 51000 t SM
und bis zum Jahre 2050	ca. 67000 t SM.

- (2) Von besonderem Interesse sind die Aussagen über den Mengenanfall von spaltbarem Plutonium (Pu_{fiss}) bei der Aufarbeitung von bestrahltem LWR-Kernbrennstoff, weil dieses Plutonium wiederum als Kernbrennstoff in Leichtwasserreaktoren und - ökonomisch sinnvoller - in Schnellen Brutreaktoren eingesetzt werden kann. Der jährliche Anfall von Pu_{fiss} erreicht sein Maximum im Jahre 2007 mit 11,1 t. Der kumulierte Anfall beträgt bis zum Jahre 2000 ca. 112 t und bis zum Jahre 2050 ca. 367 t.
- (3) Werden durch Wiederaufarbeitung des abgebrannten LWR-Kernbrennstoffs gewonnenes Plutonium und Resturan in den LWR rezykliert, so ist bis zum Jahre 2000 eine kumulierte Spaltstoffersparnis von ca. 25 % und bis zum Jahre 2050 eine solche von ca. 34 % zu erwarten.
- (4) Aus den Zahlenangaben über den kumulierten Anfall von bestrahltem LWR-Kernbrennstoff kann unmittelbar die Kapazität der Becken für die

Lagerung der abgebrannten Brennelemente, die bis zum Zeitpunkt des Arbeitseinsatzes der Wiederaufarbeitungsanlage (WAA) für bestrahlten LWR-Kernbrennstoff zur Verfügung zu stellen ist, entnommen werden. So muß bei Aufnahme des (Vollast-) Betriebes der WAA für LWR-Brennstoff im Jahre 1991 bis zum Jahre 1990 eine Lagerbeckenkapazität von ca. 6700 Tonnen (Schwermetall) zur Verfügung gestellt werden; bei einer Verzögerung des WAA Arbeitseinsatzes bis zum Jahre 1996 erhöht sich dieser Wert auf ca. 12 500 Tonnen.

- (5) Nimmt im Jahre 1991 die Anlage zur Aufarbeitung von LWR-Kernbrennstoff den (Vollast-) Betrieb auf, so werden bei einer zeitlich konstant gehaltenen Wiederaufarbeitungskapazität von 1400 t SM/a die zwischengelagerten bestrahlten Brennelemente im Jahre 2034/35 aufgearbeitet sein; die bereitzustellende Lagerbeckenkapazität erreicht hierbei ihr Maximum im Jahre 2015 mit ca. 10 000 t SM.

Soll bei zeitlicher Verzögerung des Betriebseinsatzes einer Wiederaufarbeitungsanlage von 1400 t SM/a bis zum Jahre 1996 die bereitzustellende Lagerbeckenkapazität die Größe von 10 000 t SM nicht wesentlich überschreiten, so muß eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage von 700 t SM/a im Jahre 2001 in Betrieb gehen; dennoch ergibt sich kurzzeitig ein Brennelementüberhang von ca. 13 200 t SM.

- (6) Sollen bei Betriebseinsatz einer Anlage zur Wiederaufarbeitung von bestrahltem LWR-Kernbrennstoff von 1400 t SM/a im Jahre 1991 bzw. 1996 die bis zu diesen Zeitpunkten gelagerten und weiterhin jährlich anfallenden Mengen an abgebranntem Brennelementen bis zum Jahre 2015 bzw. 2020 aufgearbeitet sein und soll ab diesem Zeitpunkt kein nennenswerter Überhang an aufzuarbeitendem Kernbrennstoff mehr entstehen, so ergibt sich die Notwendigkeit

- bei WAA-Arbeitseinsatz im Jahre 1991 des weiteren Zubaus an Wiederaufarbeitungskapazität von 700 t SM/a im Jahre 1996

- bei WAA-Arbeitseinsatz im Jahre 1996 des Zubaus einer weiteren Anlage von 1050 t SM/a schon nach 2 Jahren, d.h. im Jahre 1998.

- (7) Die Kapazitäten der zu installierenden Anlagen zur Wiederaufarbeitung von bestrahltem SBR- und HTR-Kernbrennstoff werden entsprechend den jährlich anfallenden Brennstoffmengen festgelegt, sodaß ein Brennelement-Überhang vermieden wird. Dabei wird vorausgesetzt, daß spätestens 2 Jahre nach der kommerziellen Einführung des SBR und des HTR die zugehörigen Wiederaufarbeitungsanlagen in Betrieb gehen.
- (8) Bei der Ermittlung der aufzubringenden Transportleistungen für abgebrannte Brennelemente wird der Einsatz von Transportbehältern mit folgender Kapazität angenommen:
- für den LWR: 5 t SM
 - für den SBR: 2 t SM
 - für den HTR: 3 t SM (niedriger Abbrand = 30 000 MWd/t)
0,6 t SM (hoher Abbrand = 90 000 MWd/t).

Der Transport abgebrannter Brennelemente soll per Bahn erfolgen, und zwar durch Einzelwaggons (je 1 Behälter) oder durch Sonderzüge (je 6 Waggons). Als Behälterumlaufzeit wurde für alle Reaktortypen eine Zeitspanne von 14 Tagen angenommen.

Die Anzahl der jährlichen Transporte zu den Wiederaufarbeitungsanlagen, welche in einem Entsorgungszentrum angeordnet sein sollen, belaufen sich für das betrachtete Szenarium bei Annahme eines frühen Einsatzes fortgeschrittener Reaktoren und eines hohen Abbrandes des HTR-Brennstoffs (90 000 MWd/t) insgesamt auf

- ca. 390 im Jahre 2000
- ca. 1020 im Jahre 2020
- ca. 1600 im Jahre 2050.

Die Zahl der jährlichen Transporte zur Wiederaufarbeitungsanlage nur für den bestrahlten LWR-Kernbrennstoff beläuft sich auf ca. 250 im Jahre 1995, erreicht ihr Maximum mit ca. 350 im Jahre 2007 und fällt auf ca. 43 Transporte im Jahre 2050.

Die Anzahl der Behälter, die allein für den Transport von abgebrannten LWR-Brennelementen benötigt werden, erreicht mit ca. 14 Stück im Jahre 2007 ihr Maximum.

Für die Entsorgung der Kernkraftwerke insgesamt werden

- ca. 15 Behälter im Jahre 2000
- ca. 40 Behälter im Jahre 2020
- ca. 62 Behälter im Jahre 2050

benötigt.

- (9) Bei der Berechnung des Mengenanfalls von radioaktivem Abfall (verfestigt) aus den Wiederaufarbeitungsanlagen werden für alle Reaktortypen folgende Daten pro Tonne Schwermetall angenommen:

- LAW $10 \text{ m}^3/\text{t SM}$ ($< 10^{-1} \text{ Ci/m}^3$)
- MAW $3,0 \text{ m}^3/\text{t SM}$. (10^{-1} bis 10^4 Ci/m^3)
- HAW $0,07 \text{ m}^3/\text{t SM}$ ($> 10^4 \text{ Ci/m}^3$).

Es ergeben sich für das betrachtete Szenarium und bei Annahme eines hohen Abbrandes des HTR-Brennstoffs folgende kumulierte Abfallmengen:

- LAW:
 - ca. $1,7 \times 10^5 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2000
 - ca. $5,7 \times 10^5 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2020
 - ca. $1,2 \times 10^6 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2050

- MAW:
 - ca. $5,1 \times 10^4 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2000
 - ca. $1,7 \times 10^5 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2020
 - ca. $3,5 \times 10^5 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2050

- HAW: ca. $8,8 \times 10^2 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2000
- ca. $3,6 \times 10^3 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2020
- ca. $7,7 \times 10^3 \text{ m}^3$ bis zum Jahre 2050.

(10) Für die Endlagerung des als Glaskokillen vorliegenden HAW in einem Salzstock mit Bohrlöchern von 50 m Tiefe und 20 cm Durchmesser, einem mittleren Bohrlochabstand von 10 m und Anordnung der Bohrlöcher in einer Ebene wird bis zum Jahre 2050 eine Fläche von ca. $427\ 000 \text{ m}^2$ (ca. 653 m x 653 m) für ca. 4930 Bohrlöcher benötigt.

Nach der Ermittlung der Mengenströme bei den einzelnen Entsorgungsschritten wird im letzten Kapitel dieser Teilstudie auf Stand, Entwicklungsmöglichkeiten und Probleme der Wiederaufarbeitungstechnik (für abgebrannte Brennelemente aus LWR, SBR und HTR) und der Technik der Behandlung und Lagerung von radioaktiven Abfällen sowie auf die Problematik der Beseitigung stillgelegter Kernkraftwerke eingegangen.

1. Einführung

1.1 Problemstellung und Inhaltsübersicht

Nach H. Mandel /MANDEL, H. (1976)/ werden unter dem Begriff "Entsorgung" im wesentlichen die folgenden Aktivitäten zusammengefaßt:

Brennstoffkreislauf

- die Abkühlung bestrahlter Brennelemente im Lagerbecken am Kraftwerk
- der Transport der Brennelemente zur Wiederaufarbeitungsanlage
- die Lagerung im Eingangsbecken der Wiederaufarbeitungsanlage
- die Wiederaufarbeitung
- die Konditionierung bzw. Zwischenlagerung von leicht-, mittel- und hochaktiven Abfällen
- die Endlagerung von radioaktiven Abfällen
- ggfs. Transporte von entsprechend konditionierten radioaktiven Abfällen, wiedergewonnenem Uran und Plutonium
- (- die Rekonversion von Uran und Plutonium und die Herstellung von Mischoxid-Brennelementen)

Kraftwerk

- die Beseitigung aktiver Kraftwerksabfälle wie Harze, Filter und aktivierte Anlagenteile, die ersetzt werden
- (- die endgültige Stilllegung von Kernkraftwerken).

Spielte noch vor wenigen Jahren die Entsorgung in der Kernenergie im Vergleich mit anderen Bereichen des Brennstoffkreislaufes eine untergeordnete Rolle, so hat sich dies heute grundlegend geändert. In der laufenden öffentlichen Diskussion über die Kernenergie nimmt die Entsorgung bereits eine besonders wichtige Stellung ein. Die Entsorgung wird von vielen wegen der anfallenden Mengen von Plutonium und Spaltprodukten als der kritischste, der sensitivste Teil des Brennstoffkreislaufs, ja der gesamten Kerntechnik angesehen.

In den nächsten Jahren werden zunächst die aus den Leichtwasserreaktoren (LWR) und deren Brennstoffkreislauf herrührenden Entsorgungsprobleme im Vordergrund stehen. Dies rührt daher, daß sich bis jetzt nur der LWR als kommerzieller Reaktortyp im Einsatz befindet; ebenso liegen nur für den bestrahlten LWR-Kernbrennstoff Erfahrungen hinsichtlich dessen Wiederaufbereitung im großtechnischen Maßstab vor. Die Überlegungen und Berechnungen in dieser Teilstudie beschränken sich aber nicht auf den Leichtwasserreaktor und seinen Kreislauf, sondern beziehen auch den Schnellen Brutreaktor (SBR) und den Hochtemperaturreaktor (HTR) mit ein.

Ein wesentliches Ziel dieser Teilstudie ist es, einen Beitrag zur Ermittlung der Mengenströme bei den einzelnen Entsorgungsschritten zu leisten. Ausgegangen wird dabei von Szenarien über die mögliche Entwicklung der langfristig in der Bundesrepublik Deutschland zu erwartenden installierten Kernenergieleistung ⁺⁾ . In Kapitel 2 "Jährlicher und kumulierter Anfall von abgebranntem Kernbrennstoffen" wird für sechs verschiedene Szenarien der Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus LWR, SBR und HTR errechnet, darüber hinaus der Plutoniumanfall aus den LWR sowie die Brennstoffersparnis, die sich bei Rückführen des bei der Wiederaufarbeitung des bestrahlten LWR-Kernbrennstoffs gewonnenen Plutoniums und des zurückgewonnenen Urans in Leichtwasserreaktoren ergibt.

In Kapitel 3 "Bedarf an Entsorgungskapazität" wird für die verschiedenen Szenarien in Abhängigkeit vom Zeitpunkt des Arbeitseinsatzes der Wiederauf-

+) siehe Teil I der Gesamtstudie

arbeitungsanlage (WAA) für ausgediente Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren sowie von der installierten Wiederaufarbeitungskapazität der notwendige Lagerbeckenbedarf für diese Brennelemente angegeben. Die notwendige zu installierende Wiederaufarbeitungskapazität für bestrahlten LWR-, SBR- und HTR-Kernbrennstoff wird ebenfalls ermittelt. Ferner werden der Anfall von radioaktivem Waste (HAW, MAW, LAW) aus den Wiederaufarbeitungsanlagen und die Anzahl der Transporte von abgebrannten Brennelementen von den Reaktoren (LWR, SBR, HTR) zu den Wiederaufarbeitungsanlagen in einem Entsorgungszentrum sowie die Anzahl der dazu benötigten Transportbehälter errechnet.

In Kapitel 4 "Gegebenheiten und Entwicklungstendenzen der Entsorgungstechnologien" wird zunächst auf Stand, Entwicklungsmöglichkeiten und Probleme der Technologien zur Aufarbeitung von bestrahlten Brennelementen aus LWR, SBR und HTR eingegangen. Anschließend werden der Stand der Technik bei der Behandlung und Lagerung von radioaktiven Abfällen - bevorzugt jene aus Wiederaufarbeitungsanlagen - sowie die Probleme und zu erwartenden Entwicklungen bei der Abfallendlagerung beschrieben. Obwohl nicht direkt zum Komplex der Brennstoffentsorgung gehörend, wird abschließend die Frage, was mit den stillgelegten Kernkraftwerken geschehen soll, am Beispiel des Druckwasserreaktors diskutiert; hierbei wird besonders eingehend die Möglichkeit der Reaktorbeseitigung abgehandelt.

1.2 Die Brennstoffkreisläufe

Als Kernbrennstoff werden im wesentlichen Uran 235 (U-235), Uran 233 (U-233) oder Plutonium 239 (Pu-239) verwendet. U-233 und Pu-239 werden in Konversionsprozessen aus Thorium 232 (Th-232) und Uran 238 (U-238) gewonnen.

Die Zweckmäßigkeit des Aufbaus z.B. eines LWR-Brennstoffkreislaufes (Brennstoffzyklus) ergibt sich aus den Besonderheiten der Energieerzeugung durch Kernspaltung: Aus physikalischen Gründen ist es nicht möglich, den im

Brennstab bzw. Brennelement vorhandenen Brennstoffinhalt bei einmaligem Einsatz im Reaktor voll auszunutzen. Zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion ist stets eine Mindestmenge an Kernspaltmaterial notwendig; außerdem absorbieren die während des Betriebes entstehenden Spaltprodukte Neutronen, die dadurch der Kettenreaktion verlorengehen. Der Brennstoff wird also bereits aus dem Reaktor entfernt, wenn noch beträchtliche Spaltstoffmengen, also noch zu verwertender Kernbrennstoff, in ihm enthalten sind. Zusätzlich bilden sich durch Neutroneneinfang auch andere wertvolle Produkte, besonders Plutonium, das seinerseits zur Kernspaltung herangezogen werden kann. Deshalb werden die bestrahlten und entladenen Brennelemente einer chemischen Wiederaufarbeitung zugeführt, aus der die für die Spaltung verwendbaren Stoffe, die Kernbrennstoffe, von den Spaltprodukten getrennt werden und daher wieder zurückgewonnen werden können. Der Kreislauf schließt sich dadurch, daß diese zurückgewonnenen Kernbrennstoffe wieder zu Brennelementen verarbeitet werden.

Der Brennstoffkreislauf ist charakterisiert durch die Bereitstellung des erforderlichen nuklearen Brennstoffes sowie die Entsorgung von den vorwiegend radioaktiven Abfallstoffen.

In Abb. 1.1 ist sowohl für den LWR als auch den HTR der Reaktor-brennstoff-kreislauf dargestellt. Er besteht aus folgenden Stationen /MERZ, E. (1977)/:

- der Gewinnung und Reinigung des Natururans und des Thoriums aus den in der Natur vorhandenen Lagerstätten;
- der Anreicherung des im Natururan nur zu 0,7 % vorhandenen Isotops mit der Massenzahl 235 auf ca. 3 % bis über 90 %, je nach Anforderung und Reaktorkonzept;
- der Herstellung des Brennstoffs und der Brennelemente für den Einsatz im Kernkraftwerk;
- den Transport- und Lagervorgängen verbrauchter Brennelemente;

- der Wiederaufarbeitung der bestrahlten Brennelemente einschließlich der Behandlung radioaktiver Abfälle;
- der Refabrikation neuer Brennelemente und der Rezyklierung des zurückgewonnenen spaltbaren Materials.

Der SBR nimmt eine Sonderstellung ein, weil er durch den Brutprozess - durch Umwandlung z.B. des nichtspaltbaren Uranisotops U-238 in das spaltbare Plutoniumisotop Pu-239 - mehr Kernspaltstoff (Pu) erzeugen kann, als er zur Energiegewinnung selbst verbraucht. Der Einsatz des SBR ist daher nur mit dem Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage für abgebrannte SBR-Brennelemente sinnvoll. Existiert eine funktionsfähige Wiederaufarbeitungsanlage für abgebrannten LWR-Kernbrennstoff vor Inbetriebgehen der Schnellen Brutreaktoren, so kann, da auch im LWR-Brennstoff Pu-239 erzeugt wird, schon in der Anlaufphase der ersten Schnellen Brutreaktoren deren Erstcore-Inventar durch das im LWR-Brennstoff entstandene Plutonium bereitgestellt werden. Abb. 1.2 zeigt bei einer solchen LWR-SBR-Kopplung das Fließbild des Plutoniums.

Eine mögliche Brennstoffkreislaufverkopplung des SBR mit dem HTR zeigt Abb. 1.3. Neben den spaltbaren Kernbrennstoffen wie z.B. U-235 und Pu-239 werden als Ausgangskernbrennstoff U-238 und Th-232 benötigt. Das Th-232 wird sowohl im HTR als auch im SBR zu U-233 konvertiert; das U-238 wird im SBR zu Pu-239 umgewandelt. Im SBR wird dessen erbrütetes Plutonium und im HTR das konvertierte U-233 rezykliert; darüber hinaus benötigt der HTR noch eine Zusatzmenge U-233, die er aus dem SBR erhält. Mit diesen speziellen Verkopplungen von SBR und HTR kann, von der Rohstoffseite her, der zukünftige Energiebedarf abgedeckt werden /SCHIKORR, M. (1974), SCHIKORR, M. (1977)/. Der SBR möge hierbei die notwendige Elektrizität, der HTR die Prozess-Wärme z.B. für die Erzeugung flüssiger und gasförmiger Sekundär-energeträger liefern.

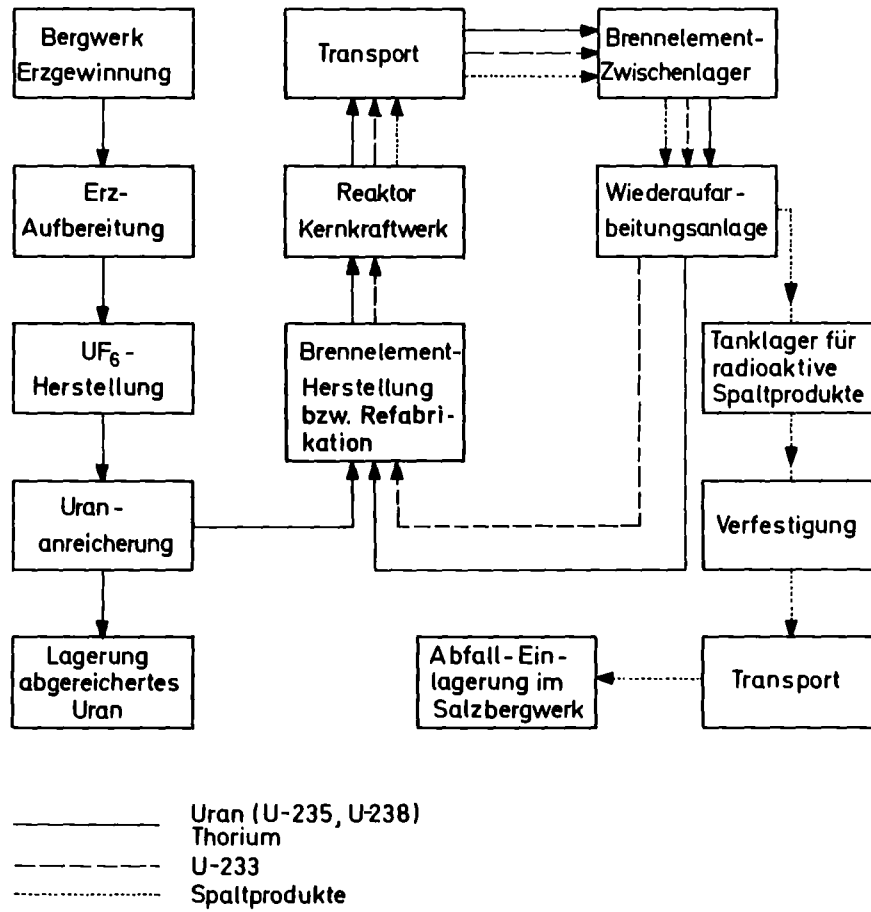


Abbildung 1.1: Der LWR/HTR-Brennstoffkreislauf nach Lit. /STOLL, W. (1977)/

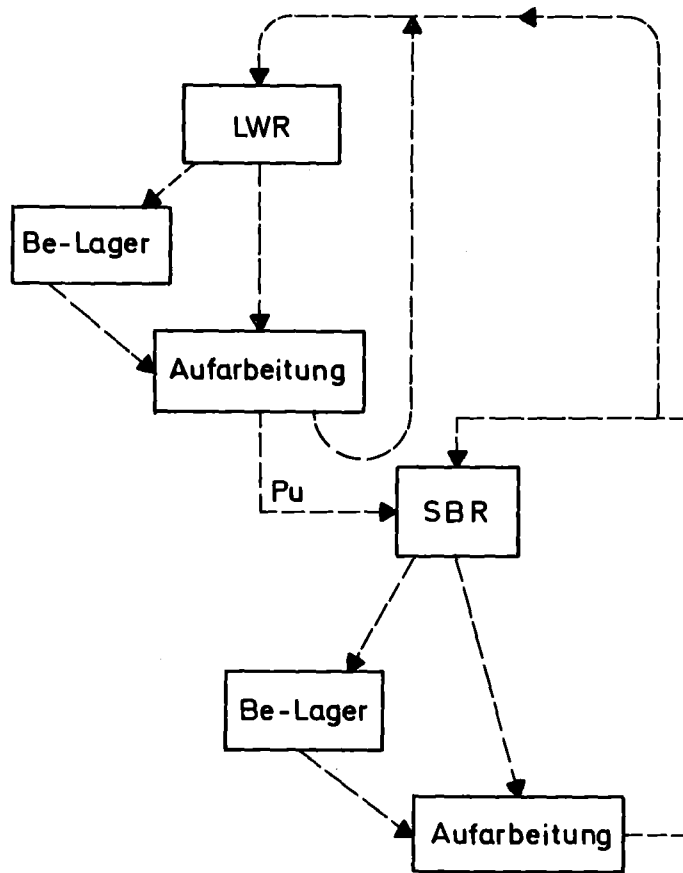


Abbildung 1.2: Fließbild Plutonium nach Lit. /STOLL, W. (1977)/

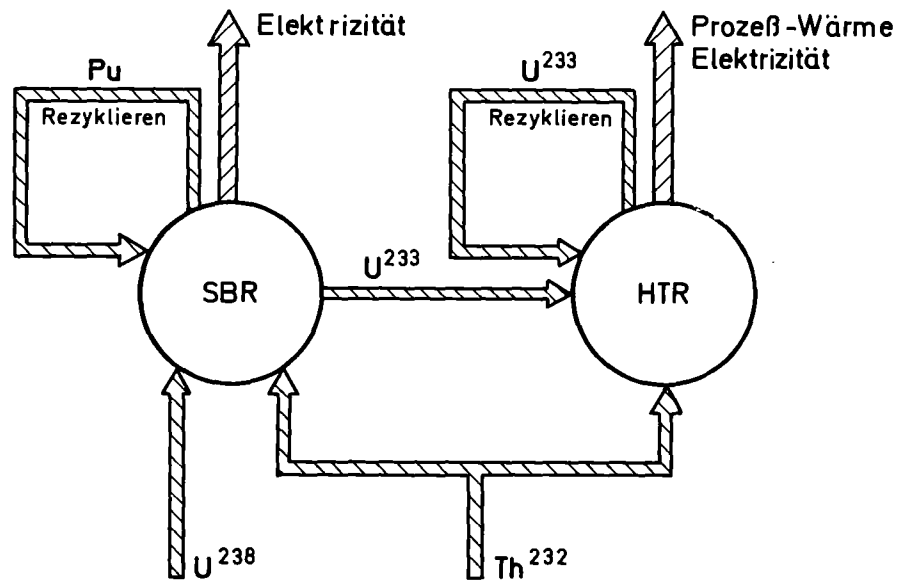


Abbildung 1.3: Gekoppelter Brennstoffkreislauf SBR-HTR nach Lit. /SCHIKORR, M. (1977)/

Literatur zu Kapitel 1:

MANDEL, H.

Die energiepolitische Bedeutung der Entsorgung
In: Entsorgung der Kerntechnik, Berichte des
Symposiums am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz
Herausgegeben vom Deutschen Atomforum e.V., Bonn

MERZ, E.

Brennstoffkreislauf beim gasgekühlten Hochtemperatur-
reaktor (HTR), Chemiker-Zeitung
Februar 1977, S. 81

SCHIKORR, M.

Reaktorstrategie zu einer autarken Primärenergie-
versorgung
Reaktortagung, Berlin 1974, S. 691

SCHIKORR, M.

Reaktorphysikalische und reaktorstrategische Unter-
suchungen zur Spaltstoffökonomie des Uran- und
Thoriumzyklus in Schnellen Brutreaktoren und Hoch-
temperaturreaktoren
Dissertation an der Universität Karlsruhe, 1977

STOLL, W.

Plutonium - Ziel und Problem des Kernbrennstoff-
kreislaufs, Chemiker Zeitung
Januar 1977, S. 1

2. Jährlicher und kumulierter Anfall von abgebrannten Kernbrennstoffen

In diesem Kapitel werden die Rechenergebnisse für den Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus LWR, SBR und HTR, der im abgebrannten LWR-Kernbrennstoff enthaltene Plutoniumanteil und die Brennstoffeinsparung bei Rezyklieren dieses durch Wiederaufarbeitung extrahierten Plutoniums im LWR dargestellt.

Die durchgeführten Rechnungen beziehen sich schwerpunktmäßig auf den Betrieb von Leichtwasserreaktoren, da sich nur dieser Reaktortyp in kommerziellem Einsatz befindet und daher entsprechende Betriebsdaten vorliegen. Hinsichtlich der Angaben für den Schnellen Brutreaktor sowie für den Hochtemperaturreaktor wurde, soweit wie möglich, auf heute bekannte Konzeptionen zurückgegriffen; ansonsten sind die Datenangaben aus den Leichtwasserreaktorangaben hergeleitete Schätzwerte, so z.B. die Angaben für den Anfall von radioaktiven Abfällen.

2.1 Ausgangsdaten

Leichtwasserreaktor /GASTEIGER, R. (1976)/

Leichtwassermoderierte und -gekühlte Reaktoren, also sowohl Druckwasserreaktoren als auch Siedewasserreaktoren, benötigen angereichertes Uran als Brennstoff mit einem U-235-Anteil von 3,2 - 3,5 %.

Die Ver- und Entsorgung von LWR wird in der Praxis so gehandhabt, daß ein Drittel des Inventars jährlich einmal ausgewechselt wird, meist während der ohnehin durchzuführenden Kontroll- und Wartungsarbeiten. Die verbrauchten Brennelemente werden zum Abklingen der Radioaktivität im dafür vorgesehenen Brennelementbecken des Reaktorgebäudes gelagert und dann kontinuierlich abtransportiert.

Daten:

Blockgröße	1300 MWe
Abbrand	36000 MWd/tSM
Lastfaktor	0,7
Wirkungsgrad	30 %
Standzeit der Brennelemente	1000 d
Brennstoffdurchsatz	30,75 tSM/a ⁺⁾
HAW (verfestigt)	0,07 m ³ /tSM
MAW (verfestigt)	3,0 m ³ /tSM
LAW (verfestigt)	10,0 m ³ /tSM
Transport:/BONNENBERG+DRESCHER (1975)/ Behälternutzlast	5 tSM
Behälterumlaufzeit	14 Tage

Schneller Brutreaktor /PAPP, R. (1977)/

Der schnelle Brutreaktor ist dadurch charakterisiert, daß er mehr Spaltstoff erzeugt als er verbraucht. Ein kernphysikalischer Zyklus, der echtes Brüten ermöglicht, ist der U-238-Pu-239-Zyklus, der schnelle Neutronen erfordert. Das Reaktorkühlmittel darf deshalb nicht oder nur wenig moderierend wirken und muß hohe Energiedichten aufnehmen können. Die Brutreaktoren verwenden deshalb flüssiges Natrium; als technische back-up-Lösung sind darüberhinaus auch heliumgekühlte Brüter im Gespräch.

Beim schnellen natriumgekühlten Brüter (SNR) enthalten die Brennelemente des Erstcore-Inventars bereits einen Anteil Plutonium-239, der zunächst aus den abgebrannten LWR-Brennelementen gewonnen wird. Der Reaktorkern wird von einem Brutmantel umgeben, der das sonst wertlose Uran-238 enthält, das in Plutonium umgewandelt wird und damit als Einsatzstoff wieder zur Verfügung steht.

+) Der Brennstoffdurchsatz ist von Wirkungsgrad und Abbrand abhängig. So ergibt sich der angegebene Wert für den Brennstoffdurchsatz z.B. auch für einen Abbrand von ca. 33 000 MWd/tSM und einem Wirkungsgrad von 33 %.

Daten:

Blockgröße		2000 MWe
Abbrand	Core	87 000 MWd/tSM
	axiales Blanket	6 200 MWd/tSM
	radiales Blanket	9 500 MWd/tSM
Lastfaktor		0,7
Wirkungsgrad		40 %
Brennstoffdurchsatz (Entladung)	Core + axiales Blanket	23,06 tSM/a
	radiales Blanket	4,59 tSM/a
HAW (verfestigt)		0,07 m ³ /tSM
MAW (verfestigt)		3,0 m ³ /tSM
LAW (verfestigt)		10,0 m ³ /tSM
Transport: /BONNENBERG + DRESCHER (1975)/ Behälternutzlast		2 tSM
Behälterumlaufzeit		14 Tage

Hochtemperaturreaktor

Für den HTR sind verschiedene Brennstoffkombinationen möglich /SCHIKORR, M. (1977)/, z.B. ein einfacher Brennstoffkreislauf mit niedrig (etwa 6-12 %) angereichertem Uran (U-235/U-238/Pu-Zyklus) oder ein Betrieb in einem Thorium-Uran-Zyklus (U-235/Th-232/U-233) mit Rückführung des erzeugten Uran-233.

Die Berechnungen zum HTR, z.B. die Berechnung des Mengenanfalls abgebrannter Brennelemente, wurden für den Thorium-Uran-Zyklus durchgeführt, und zwar für zwei Varianten des Abbrandes des HTR-Kernbrennstoffes, nämlich 30 000 MWd/tSM und 90 000 MWd/tSM. Der niedrigere Abbrand ist deshalb von Interesse, weil die Konversionsrate durch die Reduzierung des Abbrands deutlich ansteigt /SCHIKORR, M. (1977), JAEK, W. (1977)/.

Daten:

Blockgröße		1300 MWe (3250 MWth)
Abbrand	a)	30 000 MWd/tSM
	b)	90 000 MWd/tSM
Lastfaktor		0,7
Wirkungsgrad		40 %
Brennstoffdurchsatz	a)	27,68 tSM/a
	b)	9,23 tSM/a
HAW (verfestigt)		0,07 m ³ /tSM
MAW (verfestigt)		3,0 m ³ /tSM
LAW (verfestigt)		10,0 m ³ /tSM
Transport: Behälternutzlast	a)	3 tSM
	b)	0,6 tSM
Behälterumlaufzeit		14 Tage

Zeitlicher Ablauf der Brennstoffzyklusdienste

Beim Aufbau des Rechenprogrammes und bei der Durchführung der Rechnungen wurden für den zeitlichen Ablauf der Brennstoffzyklusdienste das in Abb. 2.1 dargestellte Zeitschema angewandt. Das Jahr "Null" ist das Referenzjahr, das Jahr mit Beginn des Reaktorbetriebes. Nach einem weiteren Jahr (Jahr "1") fällt der abgebrannte Brennstoff erstmalig an. Das Rechenprogramm ist so aufgebaut, daß es nur Ganzjahresschritte zuläßt, daher werden die einzelnen Zeitintervalle entsprechend auf- oder abgerundet. So erfolgt der Transport der abgebrannten Brennelemente vom Reaktor zur Wiederaufbereitungsanlage am Ende des zweiten Jahres (Jahr "2"), obwohl die Kühlzeit nach Entladung aus dem Reaktor z.B. nur 150 Tage beträgt. Jedoch erfolgt die Wiederaufarbeitung des abgebrannten Brennstoffes sowie die Herstellung von Plutonium-haltigen Brennelementen (zur Pu-Rezyklierung in LWR) ebenfalls schon am Ende des zweiten Jahres (bezogen auf das Referenz-

jahr). Die Rückführung der gefertigten Plutonium-haltigen Brennelemente (sogenannte MOX-Elemente, Mischoxid Brennelemente) in die LWR erfolgt im Jahr "3", ebenso die Verfestigung des MAW (Medium-Active-Waste) und des LAW (Low-Active-Waste) und damit die mögliche Endlagerung. Der Anfall von verfestigtem HAW (High-Active-Waste) liegt erst im Jahre "6" vor, 5 Jahre nach der Entladung der abgebrannten Brennelemente aus dem Reaktor.

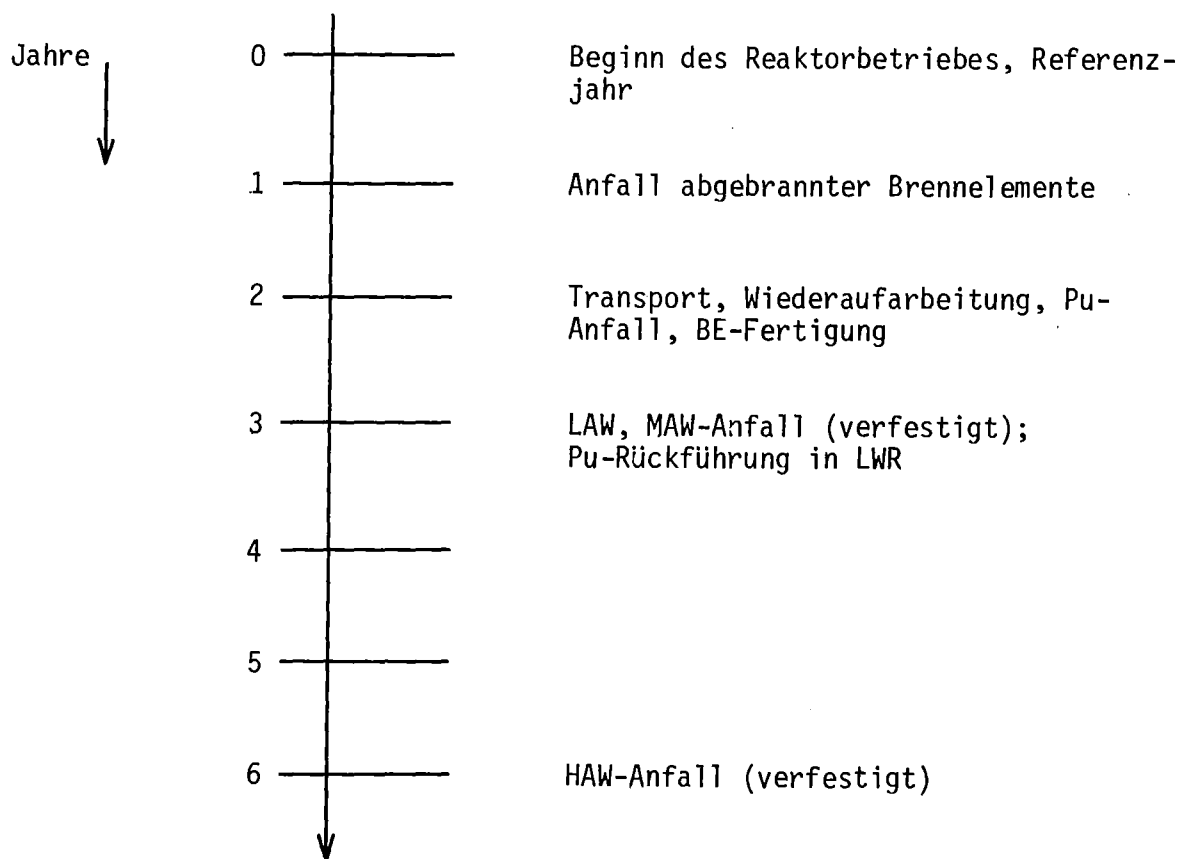


Abbildung 2.1: Programminterne Zeitskala für den zeitlichen Ablauf der Brennstoffzyklusdienste.

Szenarien

Grundlage der Aussagen dieser Teilstudie sind drei Szenarien über die mögliche Entwicklung der bis zum Jahre 2060 in der Bundesrepublik Deutschland

zu erwartenden installierten Kernenergieleistung. Hierbei wird von drei Modellentwicklungen des gesamten Primärenergieumsatzes ausgegangen, die sich im Pro-Kopf-Umsatz an Primärenergie im asymptotischen Bereich gemäß Tab. 2.1 unterscheiden ⁺). Jedes der drei Szenarien wird nochmals unterteilt, und zwar nach dem Zeitpunkt des Einsatzes der sogenannten fortgeschrittenen Reaktoren SBR und HTR: Einsatz im Jahre 1994/95 (früher Einsatz) und Einsatz im Jahre 2005/06 (später Einsatz). Damit ergeben sich insgesamt sechs Szenarien als Ausgangsbasis.

Tabelle 2.1: Pro-Kopf-Umsatz an Primärenergie in der Bundesrepublik Deutschland im asymptotischen Bereich der vorgegebenen Szenarien A, B und C

Modell	Pro- Kopf-Umsatz an Primärenergie (KWth/cap)
Hohes Szenarium (A)	20
Mittleres Szenarium (B)	15
Niederes Szenarium (C)	10
Vergleichszahl für 1977	5,6

Die Abbildungen 2.2 und 2.3 zeigen die diesen Szenarien jeweils entsprechende gesamte installierte Nuklearleistung in der Bundesrepublik Deutschland sowie den jedem Szenarium zugehörigen LWR-Anteil an der installierten Nuklearleistung.

Für jedes Szenarium wurde der Anteil der installierten Nuklearleistung, der durch die fortgeschrittenen Reaktoren abgedeckt wird, zu gleichen Teilen aufgespalten, d.h. in einen 50 % SBR-Anteil und einen 50 % HTR-Anteil.

⁺) siehe Teil I der Gesamtstudie

Abb. 2.4 zeigt für das mittlere Szenarium (Szenarium B) bei frühem Einsatz des SBR und des HTR die in der Bundesrepublik Deutschland installierte Nuklearleistung und ihre Aufteilung in den LWR-, SBR- und HTR-Anteil. In der Abbildung ist der SBR- bzw. HTR-Anteil an der Gesamtleistung durch den Streckenabstand in der Vertikalen zwischen den einzelnen Kurvenzügen gegeben, der LWR-Anteil durch den vertikalen Streckenabstand zwischen Abszisse und Kurvenzug. Zur Beschreibung und Erläuterung der in dieser Teilstudie durchgeführten Berechnungen und Überlegungen wird in den folgenden Kapiteln und Abschnitten mit Schwergewicht dieses Szenarium (früher Einsatz von SBR und HTR, mittlerer Entwicklungspfad der installierten Kernenergieleistung) herangezogen. Die im Text nicht angeführten Ergebnisse finden sich in den Tabellen und Abbildungen des Anhangs.

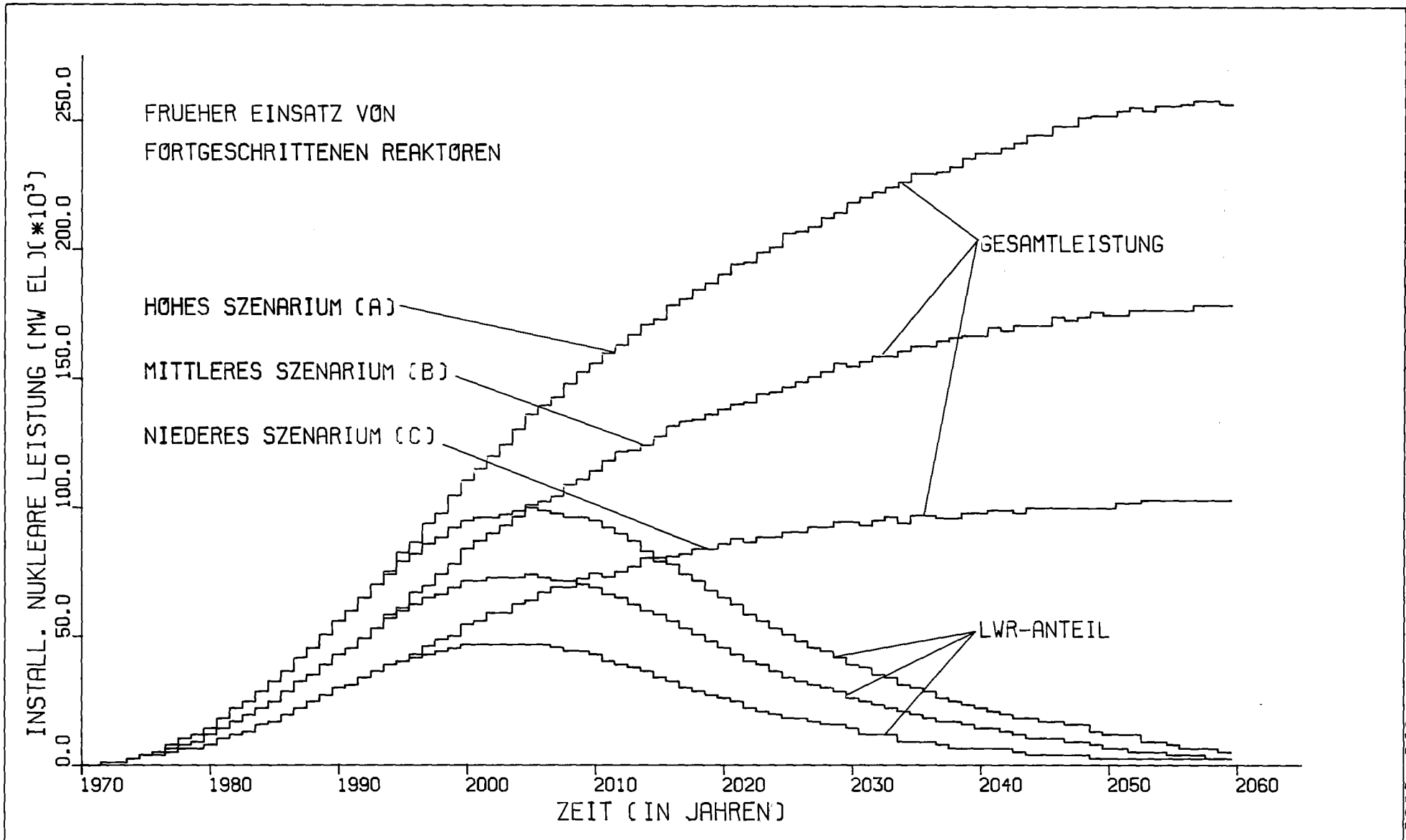
2.2 Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus den Reaktoren

Die Brennelemente eines Reaktors setzen sich zusammen aus dem Strukturmaterial und der Schwermetallverbindung. Die Mengenangaben bei den Abbildungen und Tabellen zum Brennstoffanfall sind jedoch der Einheitlichkeit wegen immer Angaben in Tonnen Schwermetall.

2.2.1 Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus LWR und SBR

Der jährliche und kumulierte Brennstoffanfall aus LWR für die Alternativszenarien A, B und C, bei frühem Einsatz von SBR und HTR ist aus Abb. 2.5, Tab. 2.2 und Tab. 2.3 zu entnehmen. Die Ausgangsgrößen für die Berechnungen liefern die Zuwächse an installierter Nuklearleistung gemäß Abbildung 2.2. Das Maximum des jährlichen Brennstoffanfalls aus LWR ist beispielsweise bei Szenarium B im Jahre 2006 mit ca. 1753 tSM zu erwarten.

Die entsprechenden Ergebnisse für die Schnellen Brutreaktoren sind in Abbildung 2.6 und in den Tabellen 2.4 und 2.5 dargestellt.

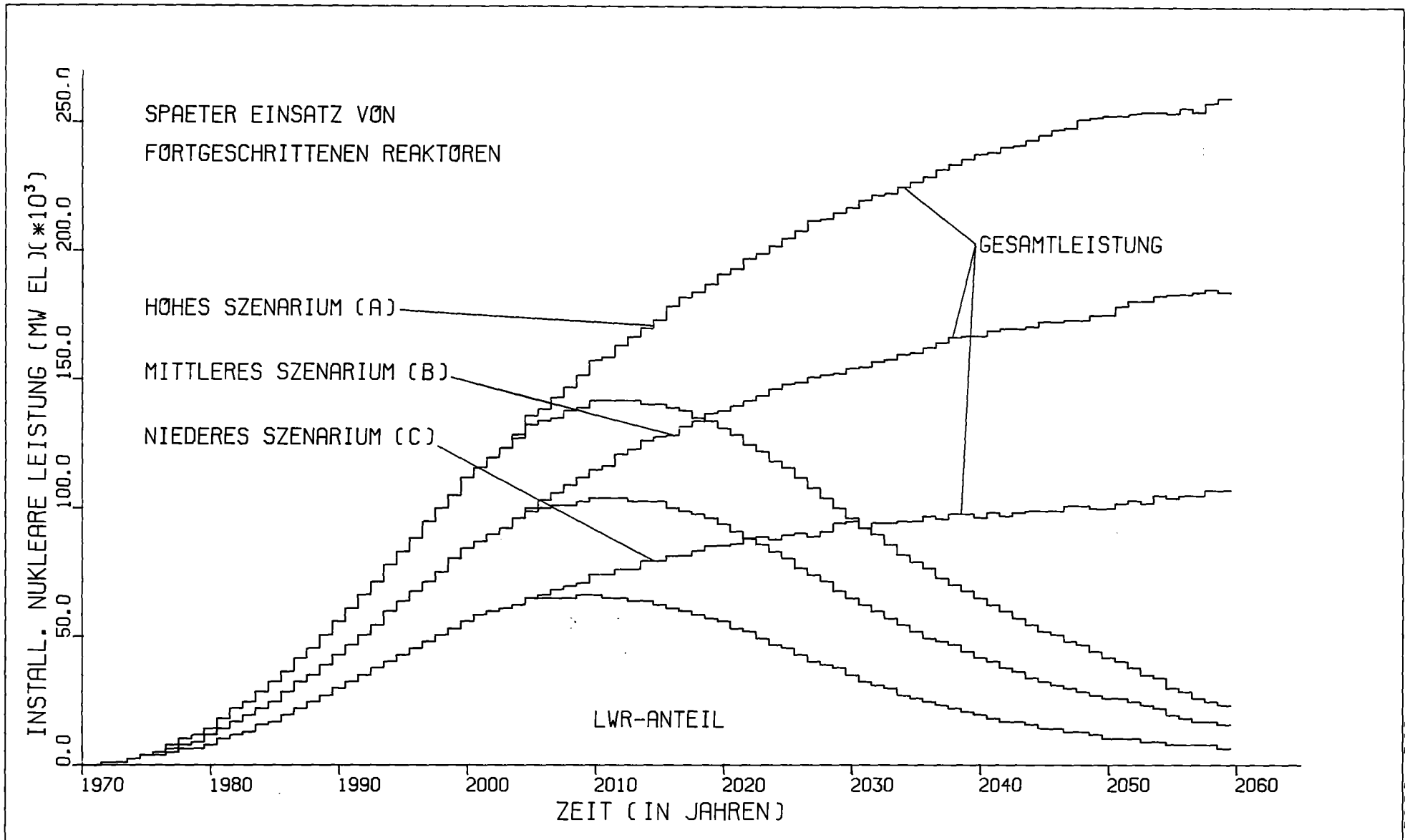


KFK

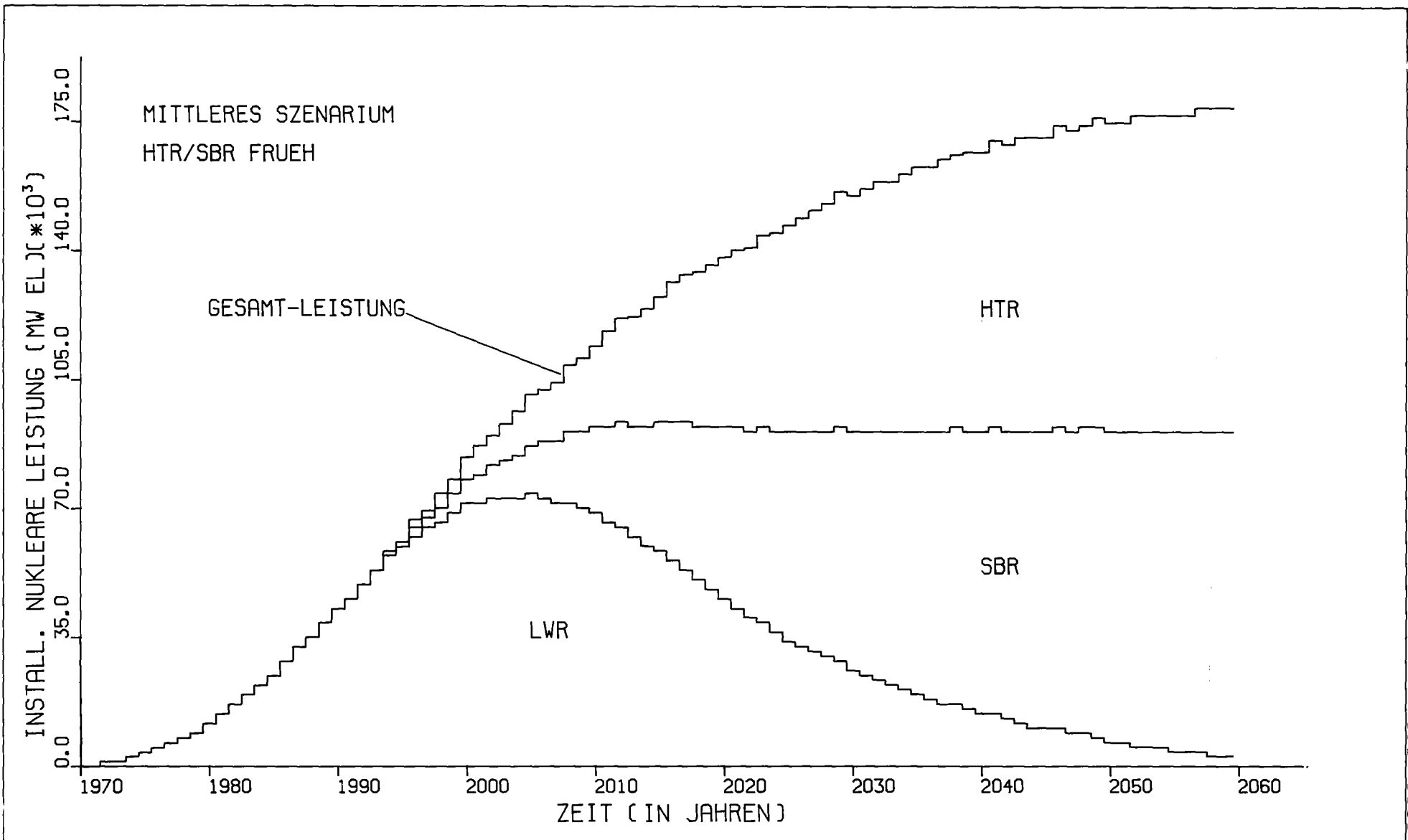
ABB. 2.2

AFAS
1978

- 17 -
3.1-1001-1978



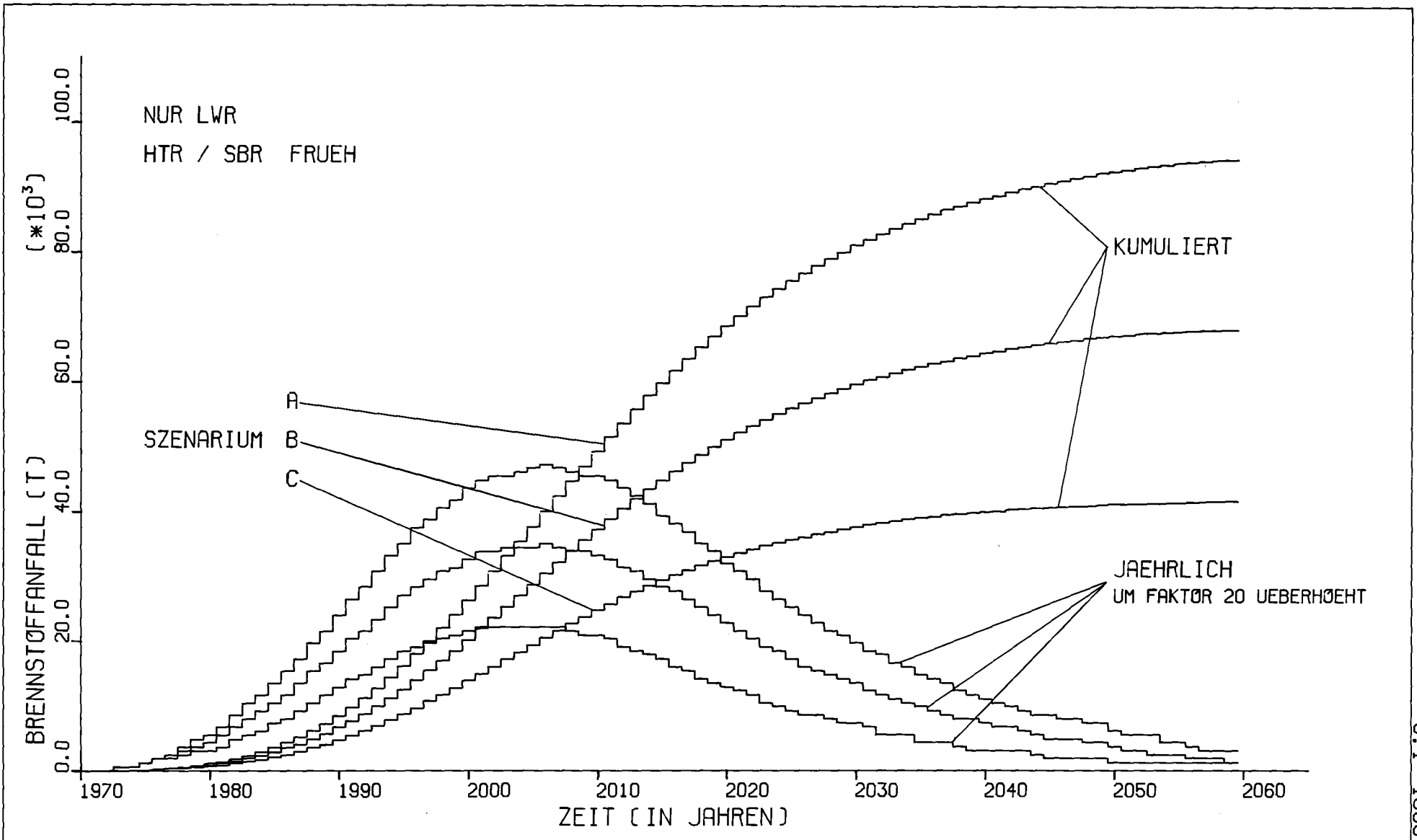
- 18 -
3.1-1001-1978



KFK

ABB. 2.4

AFAS
1978



- 20 -
3.1-1008-1978

KFK

ABB. 2.5

AFAS
1978

Tabelle 2.2:

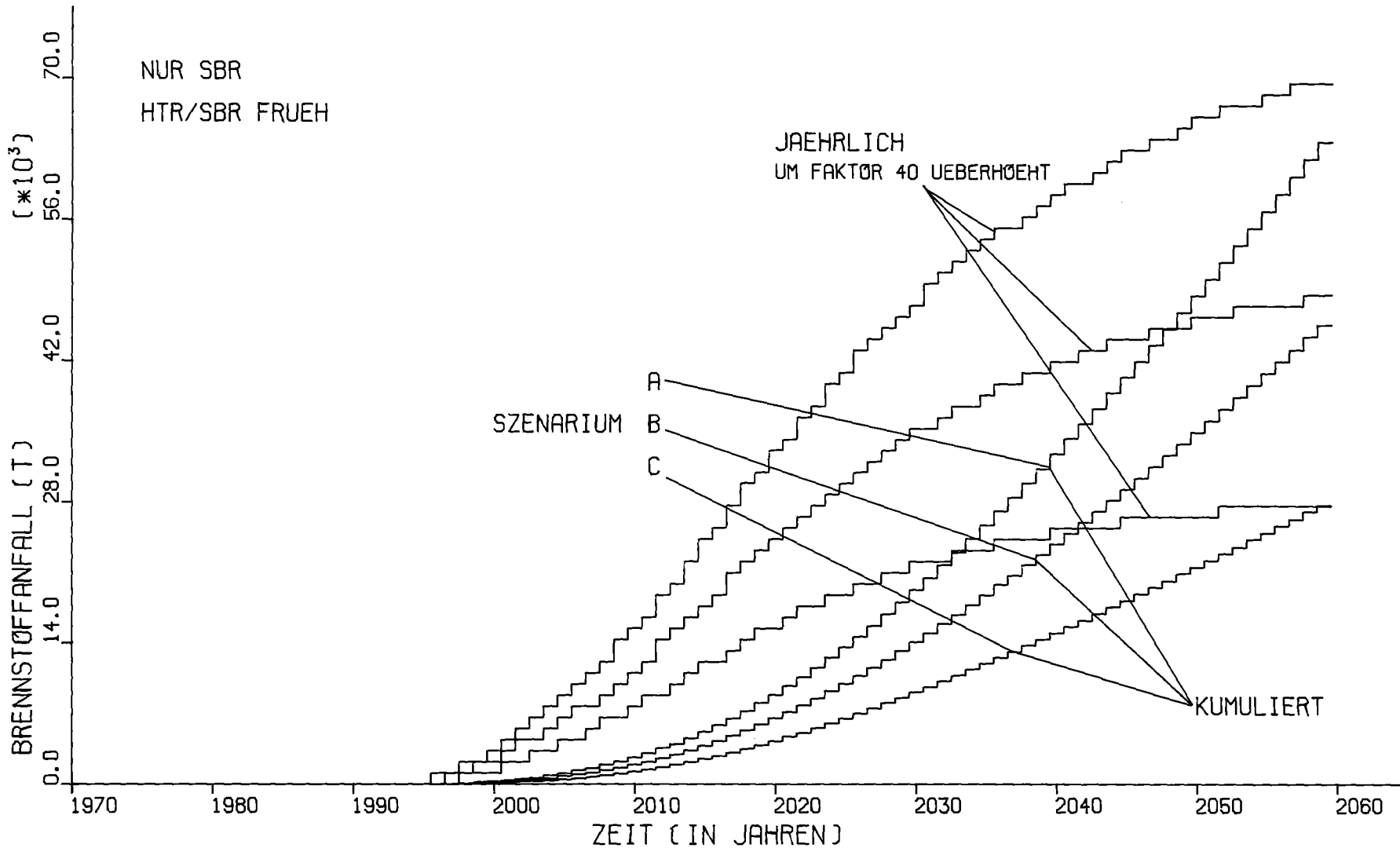
JAEHRLICHER LWR-BRENNSTOFFANFALL IN TONNEN ALS FUNKTION
DER ZEIT (IN JAHREN) BEI FRUEHEM EINSATZ VON
FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	61.5	61.5	61.5
1976	92.3	92.3	92.3
1977	123.0	123.0	92.3
1978	184.5	153.8	123.0
1979	246.0	184.5	153.8
1980	276.8	215.3	153.8
1981	338.3	276.8	184.5
1982	430.5	338.3	246.0
1983	522.8	399.8	276.8
1984	584.3	461.3	307.5
1985	676.5	522.8	369.0
1986	768.8	584.3	399.8
1987	861.0	676.5	461.3
1990	1199.3	922.5	645.8
1991	1322.3	1014.8	707.3
1992	1414.5	1076.3	738.0
1993	1537.5	1168.5	799.5
1994	1660.5	1260.8	861.0
1995	1752.8	1353.0	922.5
1996	1875.8	1414.5	953.3
1997	1937.3	1476.0	984.0
1998	2029.5	1537.5	1014.8
1999	2091.0	1568.3	1045.5
2000	2183.3	1629.8	1076.3
2005	2337.0	1722.0	1107.0
2010	2275.5	1660.5	1045.5
2015	1968.0	1414.5	861.0
2020	1599.0	1137.8	645.8
2030	984.0	676.5	369.0
2040	553.5	369.0	153.8
2050	307.5	184.5	61.5
2060	123.0	61.5	61.5

Tabelle 2.3:

KUMULIERTER LWR-BRENNSTOFFANFALL IN TONNEN ALS FUNKTION
DER ZEIT (IN JAHREN) BEI FRUEHEM EINSATZ VON
FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	123.0	123.0	123.0
1976	215.3	215.3	215.3
1977	338.3	338.3	307.5
1978	522.8	492.0	430.5
1979	768.8	676.5	584.3
1980	1045.5	891.8	738.0
1981	1383.8	1168.5	922.5
1982	1814.3	1506.8	1168.5
1983	2337.0	1906.5	1445.3
1984	2921.3	2367.8	1752.8
1985	3597.8	2890.5	2121.8
1986	4366.5	3474.8	2521.5
1987	5227.5	4151.3	2982.8
1990	8487.0	6672.8	4735.5
1991	9809.3	7687.5	5442.8
1992	11223.8	8763.8	6180.8
1993	12761.3	9932.3	6980.3
1994	14421.8	11193.0	7841.3
1995	16174.5	12546.0	8763.8
1996	18050.3	13960.5	9717.0
1997	19987.5	15436.5	10701.0
1998	22017.0	16974.0	11715.8
1999	24108.0	18542.3	12761.3
2000	26291.3	20172.0	13837.5
2005	37730.3	28720.5	19372.5
2010	49292.3	37238.3	24753.8
2015	59870.3	44864.3	29397.0
2020	68664.8	51168.0	32994.8
2030	81087.8	59685.8	37668.8
2040	88406.3	64513.5	39975.0
2050	92588.3	67127.3	41082.0
2060	94617.8	68203.5	41697.0



KFK

ABB. 2.6

AFAS
1978

Tabelle 2.4:

JAEHRLICHER SBR-BRENNSTOFFANFALL (CORE+BLANKET)
 IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1995	0.0	0.0	0.0
2000	82.9	55.3	27.6
2005	221.2	165.9	110.6
2010	387.1	276.5	193.5
2015	608.3	442.4	304.1
2020	829.5	608.3	387.1
2025	1023.0	746.5	470.0
2030	1188.9	884.8	553.0
2035	1354.8	967.7	580.6
2040	1465.4	1050.7	635.9
2045	1576.0	1106.0	663.6
2050	1659.0	1161.3	663.6
2055	1714.3	1188.9	691.2
2060	1741.9	1216.6	691.2

Tabelle 2.5:

KUMULIERTER SBR-BRENNSTOFFANFALL (CORE+BLANKET)
 IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1995	0.0	0.0	0.0
2000	248.8	165.9	82.9
2005	1078.3	774.2	470.0
2010	2654.4	1907.8	1244.2
2015	5198.2	3815.7	2516.1
2020	8875.6	6553.0	4285.7
2025	13603.8	10009.3	6525.4
2030	19272.0	14156.8	9124.5
2035	25769.7	18801.9	11972.4
2040	32848.1	23889.5	15041.5
2045	40479.5	29308.9	18248.9
2050	48553.3	34977.2	21566.9
2055	56986.5	40866.6	24995.5
2060	65668.6	46894.3	28451.7

2.2.2 Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus HTR

Die Berechnungen für den Anfall von abgebranntem Kernbrennstoff aus Hochtemperaturreaktoren wurden - ausgehend von den in Abschnitt 2.1 erläuterten Szenarien - für zwei Abbrandvarianten durchgeführt, nämlich für 90 000 MWd/t und für 30 000 MWd/t.

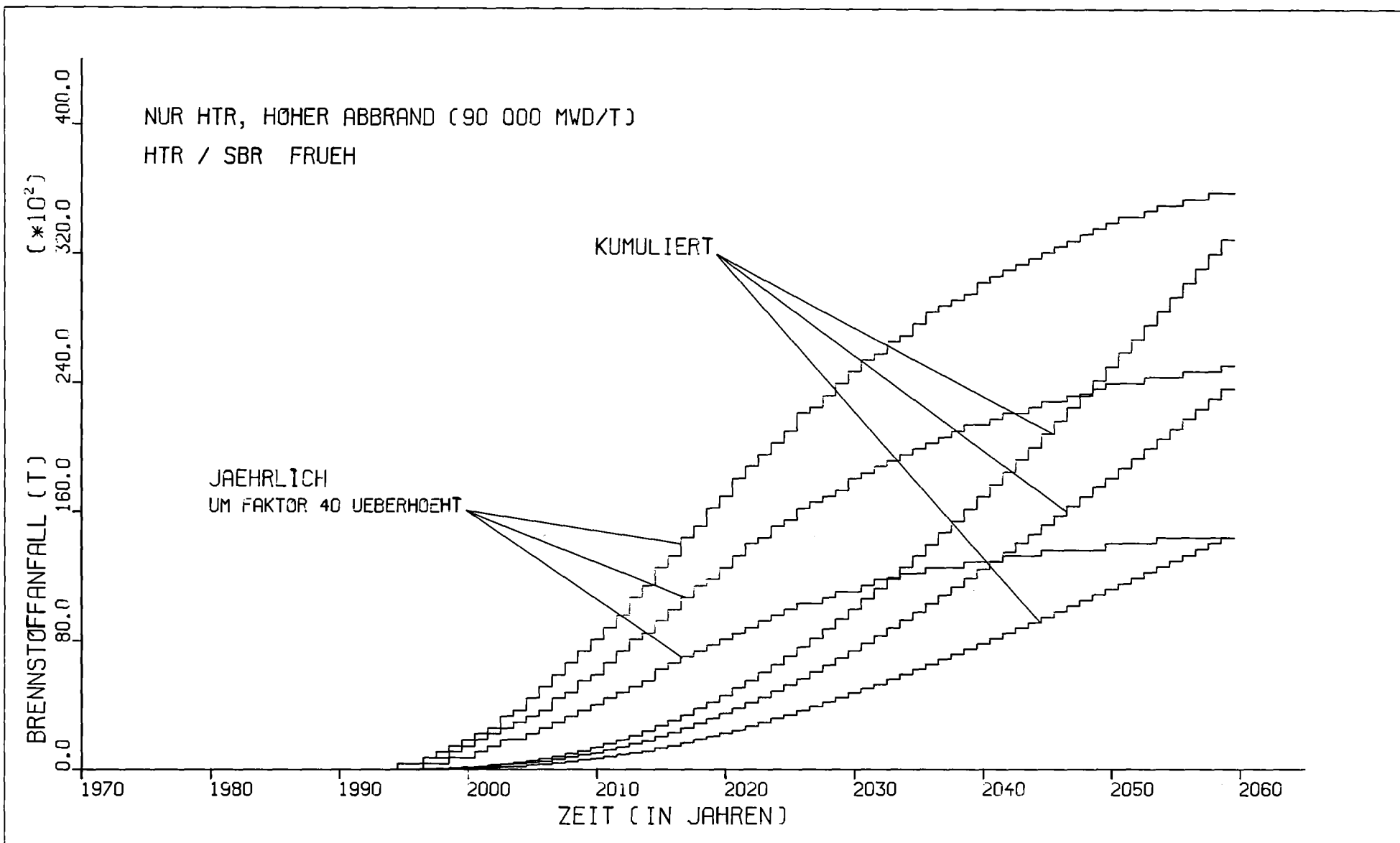
Für die Variante "hoher Abbrand" und die Szenarien A, B und C bei frühem Einsatz von SBR und HTR zeigen Abbildung 2.7 und die Tabellen 2.6 und 2.7 den jährlichen und den kumulierten Brennstoffanfall.

Die entsprechenden Angaben für die Variante "niederer Abbrand" können der Abbildung 2.8 und den Tabellen 2.8 und 2.9 entnommen werden.

2.3 Plutoniumanfall aus den LWR

Das in thermischen Reaktoren gebildete Plutonium setzt sich im wesentlichen aus den spaltbaren Isotopen Pu-239 und Pu-241 und den durch thermische Neutronen nicht spaltbaren Isotopen Pu-238, Pu-240 und Pu-242 zusammen. Die prozentuale Zusammensetzung der Isotope hängt von dem Maße des Abbrandes ab. Während des Abbrandes erhöht sich die Konzentration der Pu-Isotope im abbrennenden Kernbrennstoff, so daß die spaltbaren Pu-Isotope Pu-239 und Pu-241 immer stärker zu Wärmelieferanten werden und gegen Ende des Abbrandes im LWR mehr als 33 % der Spaltenergie erzeugen. Die aus dem Reaktor entladene Brennelemente, der abgebrannte Kernbrennstoff, enthalten also neben den Spaltprodukten noch U-235 und Plutonium sowie andere Aktiniden.

Der Wert des Plutoniums als spaltbarer Kernbrennstoff liegt im wesentlichen in den spaltbaren Isotopen 239 und 241 begründet. Eine gewisse Rolle spielt noch das Isotop Pu-240, das im thermischen Reaktor zu spaltbarem Pu-241 aufgebaut wird.



- 26 -
3.1 - 1004 - 1978

Tabelle 2.6:

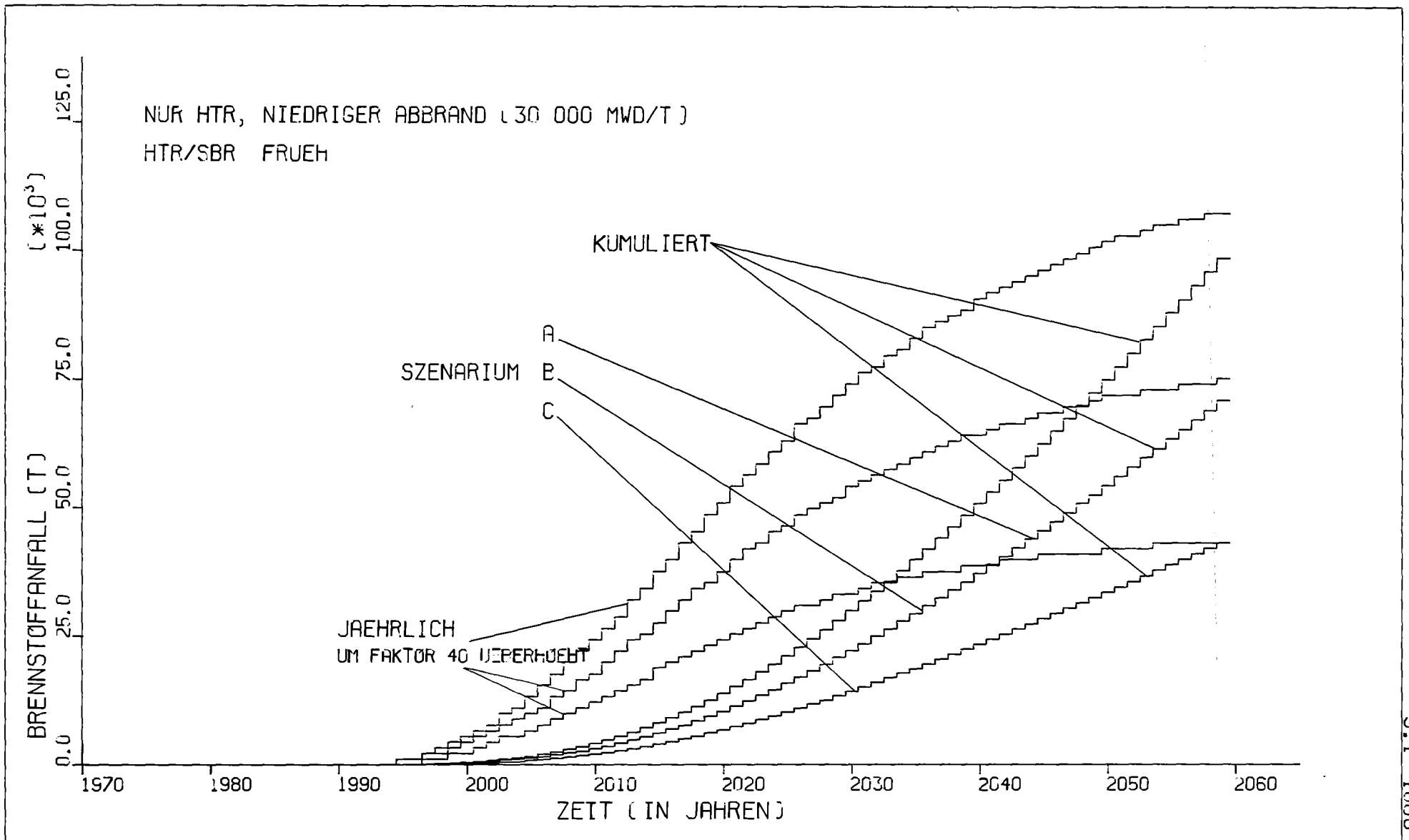
JAERLICHER HTR-BRENNSTOFFANFALL (HOHER ABBRAND,
90 000MW/T) IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1995	9.2	9.2	0.0
2000	46.1	36.9	18.5
2005	110.8	83.1	55.4
2010	203.1	147.7	101.5
2015	313.8	230.7	156.9
2020	424.6	313.8	203.1
2025	526.1	387.7	249.2
2030	618.4	452.3	276.9
2035	692.2	498.4	304.6
2040	756.9	535.3	323.0
2045	803.0	572.3	341.5
2050	849.2	599.9	350.7
2055	876.8	609.2	360.0
2060	895.3	627.6	360.0

Tabelle 2.7:

KUMULIERTER HTR-BRENNSTOFFANFALL (HOHER ABBRAND,
90 000MW/T) IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1995	9.2	9.2	0.0
2000	147.7	120.0	55.4
2005	553.8	443.0	267.7
2010	1384.5	1052.2	683.0
2015	2713.6	2049.1	1338.3
2020	4615.0	3461.2	2261.3
2025	7060.9	5270.3	3415.1
2030	9977.6	7402.4	4753.4
2035	13291.2	9802.2	6239.5
2040	16946.2	12423.5	7827.0
2045	20869.0	15211.0	9488.4
2050	25022.5	18136.9	11205.2
2055	29360.5	21164.3	12977.3
2060	33818.6	24274.8	14777.2



KFK

ABB. 2.8

AFAS
1978

Tabelle 2.8:

JAEHRLICHER HTR-BRENNSTOFFANFALL (NIEDR. ABBRAND,
30 000MW/T) IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1995	27.7	27.7	0.0
2000	138.4	110.7	55.4
2005	332.2	249.1	166.1
2010	609.0	442.9	304.5
2015	941.1	692.0	470.6
2020	1273.3	941.1	609.0
2025	1577.8	1162.6	747.4
2030	1854.6	1356.3	830.4
2035	2076.0	1494.7	913.4
2040	2269.8	1605.4	968.8
2045	2408.2	1716.2	1024.2
2050	2546.6	1799.2	1051.8
2055	2629.6	1826.9	1079.5
2060	2685.0	1882.2	1079.5

Tabelle 2.9:

KUMULIERTER HTR-BRENNSTOFFANFALL (NIEDR. ABBRAND,
30 000MW/T) IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1995	27.7	27.7	0.0
2000	442.9	359.8	166.1
2005	1660.8	1328.6	802.7
2010	4152.0	3155.5	2048.3
2015	8137.9	6144.9	4013.6
2020	13840.0	10380.0	6781.6
2025	21175.2	15805.2	10241.6
2030	29922.0	22199.3	14255.2
2035	39859.1	29396.1	18711.6
2040	50820.4	37257.2	23472.6
2045	62584.4	45616.6	28455.0
2050	75040.3	54391.1	33603.4
2055	88049.6	63470.1	38918.0
2060	101418.9	72798.1	44315.6

Tab. 2.10 zeigt die Zusammensetzung der Plutonium-Isotope von bestrahltem Kernbrennstoff aus dem für diese Arbeit herangezogenen Referenz-LWR. Diese Daten wurden den nachfolgenden Berechnungen zugrunde gelegt.

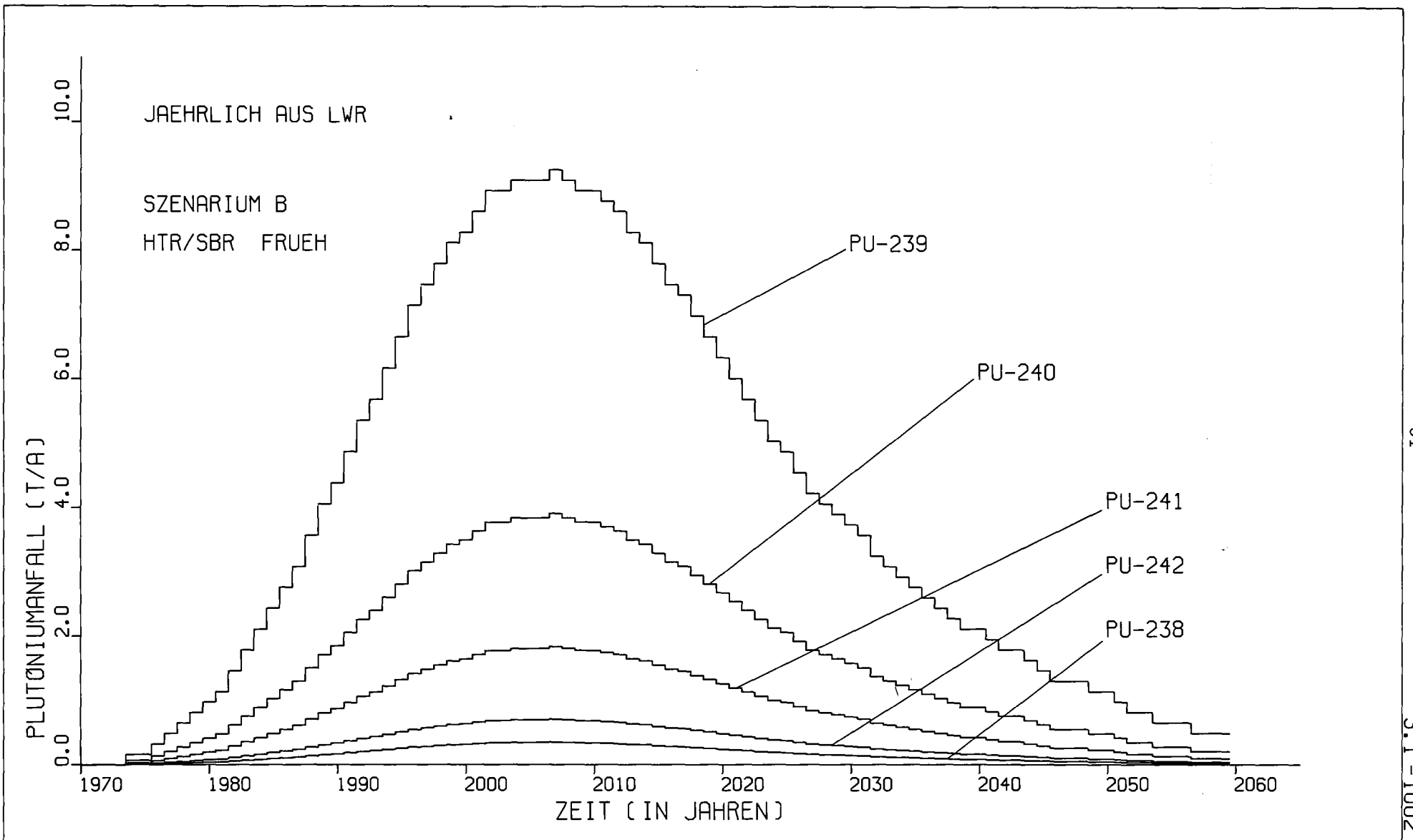
Tabelle 2.10: Plutonium-Vektor des bestrahlten Kernbrennstoffs aus dem Referenz-LWR (Angaben in kg pro Tonne entladene Kernbrennstoff)

Pu-238	0,200	kg/t
Pu-239	5,280	kg/t
Pu-240	2,230	kg/t
Pu-241	1,050	kg/t
Pu-242	0,404	kg/t

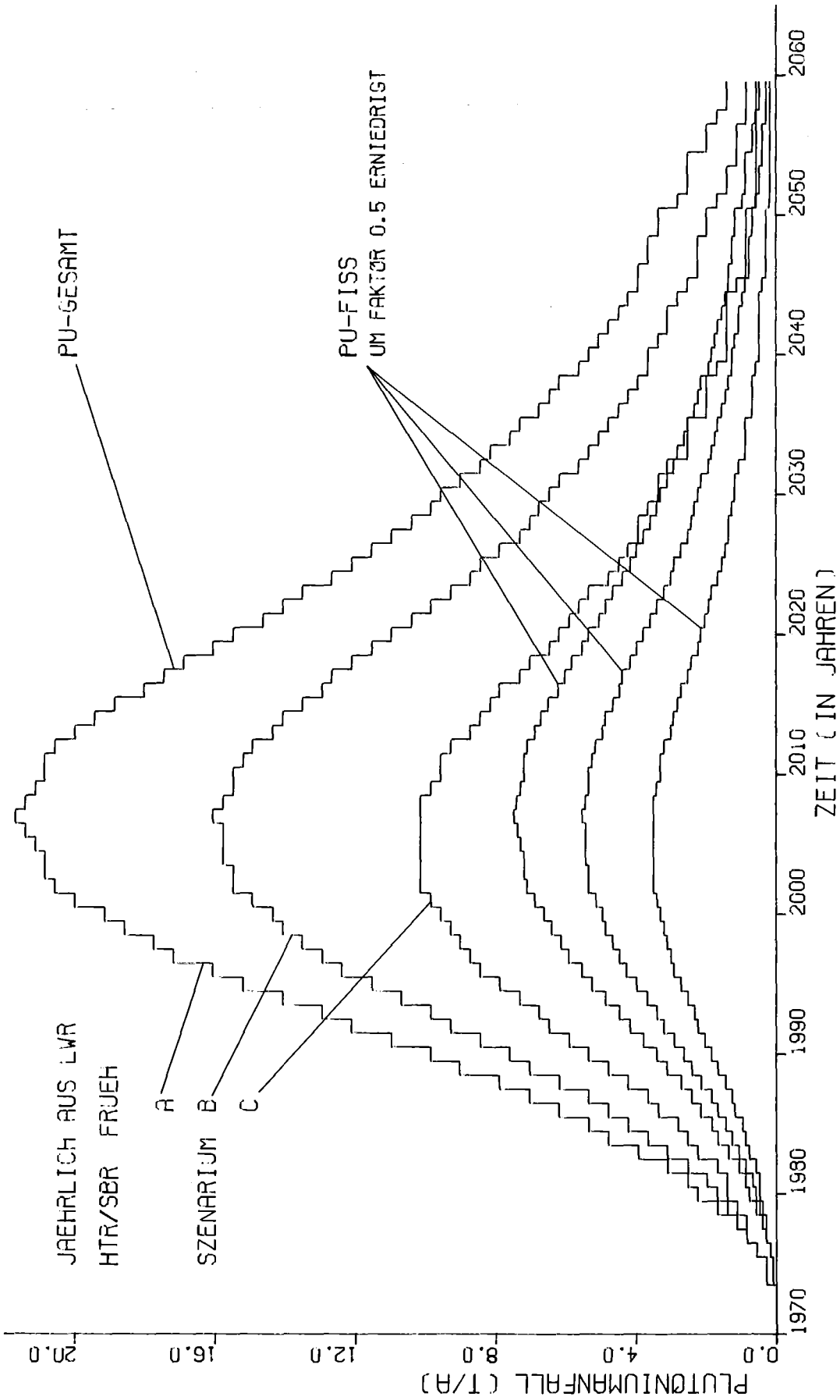
Für die Berechnung des jährlichen und des kumulierten Plutoniumanfalls aus den Leichtwasserreaktoren waren die in Abschnitt 2.1 aufgeführten Szenarien zur Entwicklung der Kernenergie die Grundlage; ferner wurde angenommen, daß das Plutonium am Ende des "Jahres 2" (bezogen auf das Referenzjahr) anfällt (Abb. 2.1) und kein Pu in LWR rezykliert wird.

Jährlicher Plutoniumanfall aus den LWR

Der jährliche Anfall der Plutoniumisotope Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, die im abgebrannten Kernbrennstoff vorliegen und bei der Wiederaufarbeitung anfallen, ist für das Szenarium B mit frühem Einsatz von SBR und HTR der Abb. 2.9 zu entnehmen. Die Kurven verlaufen analog denen des jährlichen Brennstoffanfalls aus LWR nach Abb. 2.5.



- 31 -
 3.1 - 1002 - 1978



KFK

ABB. 2.10

AFAS
1978

Tabelle 2.11:

JAEHRLICHER ANFALL VON SPALTBAREM PLUTONIUM IM LWR-
BRENNSTOFF IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	0.2	0.2	0.2
1976	0.4	0.4	0.4
1977	0.6	0.6	0.6
1978	0.8	0.8	0.6
1979	1.2	1.0	0.8
1980	1.6	1.2	1.0
1981	1.8	1.4	1.0
1982	2.1	1.8	1.2
1983	2.7	2.1	1.6
1984	3.3	2.5	1.8
1985	3.7	2.9	1.9
1986	4.3	3.3	2.3
1987	4.9	3.7	2.5
1990	6.8	5.3	3.7
1991	7.6	5.8	4.1
1992	8.4	6.4	4.5
1993	9.0	6.8	4.7
1994	9.7	7.4	5.1
1995	10.5	8.0	5.5
1996	11.1	8.6	5.8
1997	11.9	9.0	6.0
1998	12.3	9.3	6.2
1999	12.8	9.7	6.4
2000	13.2	9.9	6.6
2005	14.6	10.9	7.0
2010	14.4	10.7	6.6
2015	13.0	9.3	5.6
2020	10.7	7.6	4.3
2030	6.6	4.5	2.3
2040	3.7	2.5	1.0
2050	2.3	1.4	0.6
2060	1.0	0.4	0.4

Von besonderem Interesse sind die spaltbaren Isotope des Plutoniums, weil diese wiederum als Kernbrennstoff in Leichtwasserreaktoren und (ökonomisch sinnvoller) in Schnellen Brutreaktoren eingesetzt werden können. Aus Abb. 2.10 und aus Tab. 2.11 können die Zahlenwerte des jährlichen Anfalls von spaltbarem Plutonium für die Szenarien A, B und C mit frühem Einsatz von SBR und HTR abgelesen werden. Für das mittlere Szenarium erreicht der jährliche Anfall von Pu_{fiss} im Jahre 2007 mit 11,1 t sein Maximum.

Kumulierter Plutoniumanfall aus den LWR

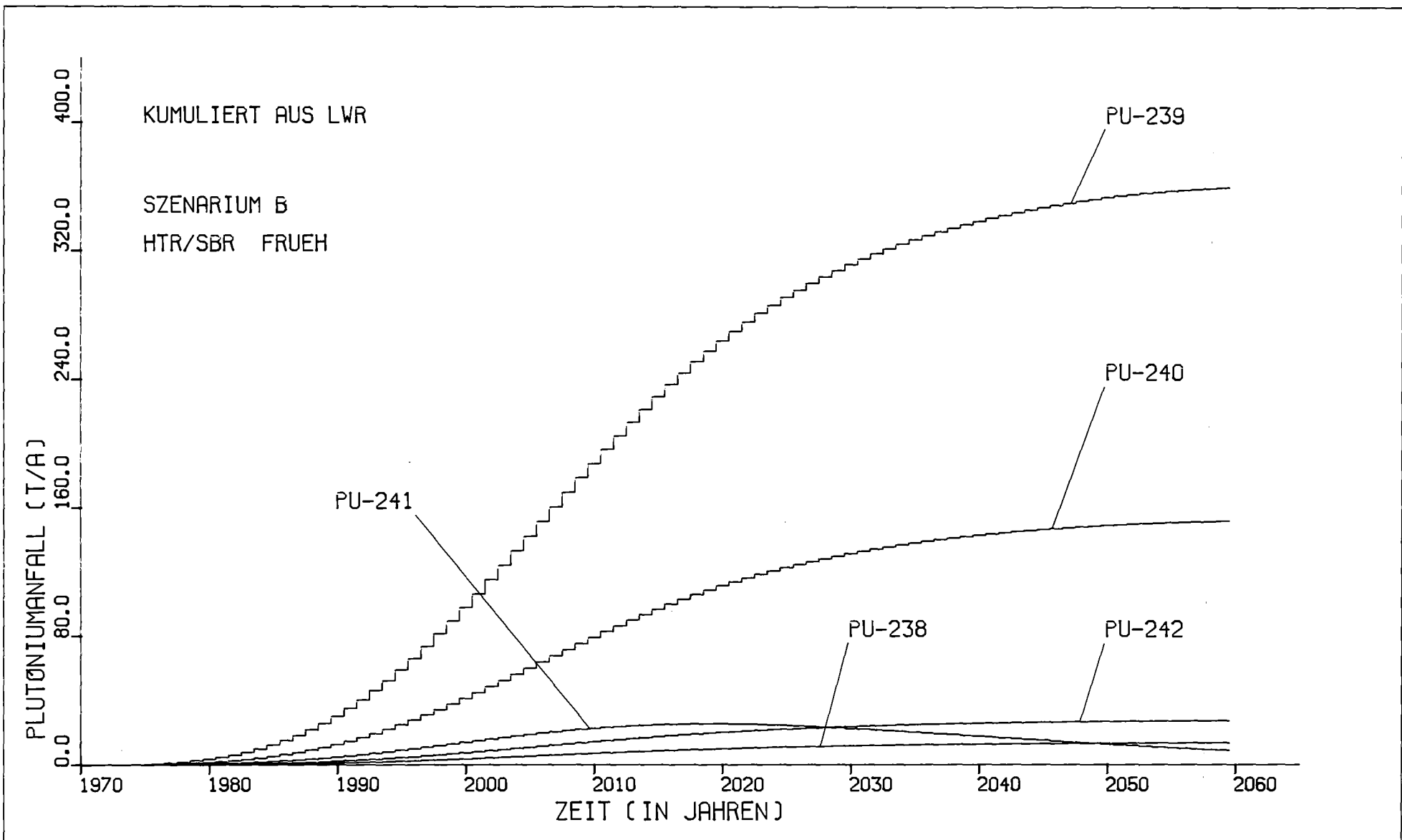
Für Überlegungen hinsichtlich des Einsatzes von Plutonium z.B. als Erstcore-Ausstattung für Schnelle Brutreaktoren sind Informationen über den kumulierten Anfall der Plutoniumisotope besonders wichtig.

Für das mittlere Szenarium ist der kumulierte Anfall der Plutoniumisotope Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 und Pu-242 aus Abb. 2.11 zu ersehen. Der kumulierte Anfall des spaltbaren Plutoniums ist für die Szenarien A, B und C aus Abb. 2.12 und aus Tab. 2.12 zu entnehmen. Für das mittlere Szenarium beläuft sich das bis zum Jahre 2040 angefallene spaltbare Plutonium auf ca. 356 Tonnen; das entspricht bei einem spezifischen Zyklusinventar von 6 Tonnen pro GWe der Versorgung von ca. 60 GWe SBR. Nach Abb. 2.4 verbleibt eine SBR-Versorgungslücke von 16 GWe, die anderweitig (z.B. durch Plutonium-Import) abgedeckt werden müßte. Wird jedoch ein mögliches spezifisches Zyklusinventar von ca. 4,7 Tonnen pro GWe zu Grunde gelegt, dann ist die Versorgung der zu diesem Zeitpunkt installierten SBR sichergestellt.

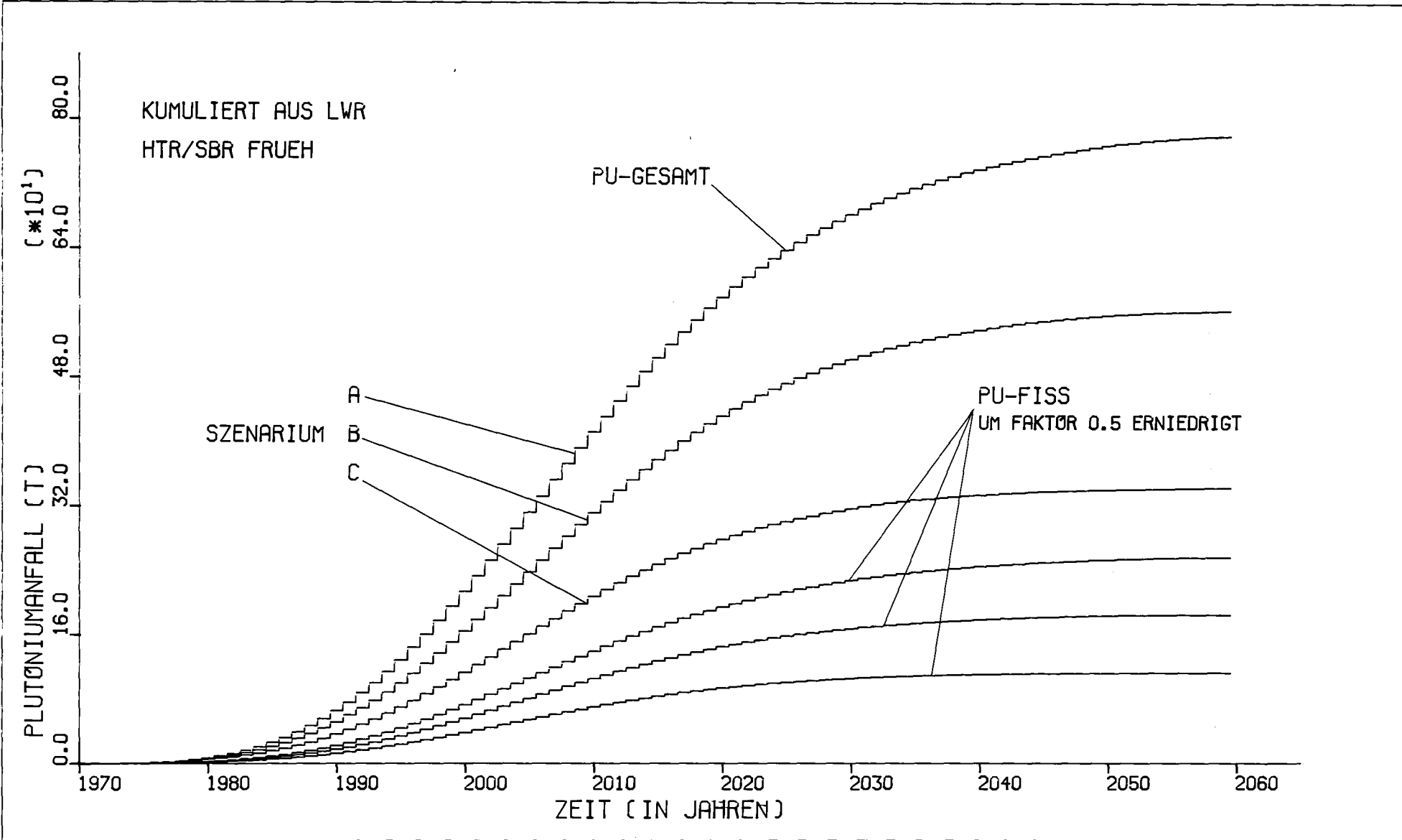
Für das anfallende Plutonium gibt es folgende Verwendungsalternativen:

- Rückführung in die thermischen Leichtwasserreaktoren
- Lagerung des Plutoniums für einen späteren Einsatz im Schnellen Brutreaktor.

Im folgenden Abschnitt wird ausschließlich die Verwendung des Plutoniums in LWR abgehandelt.



- 35 -
3.1-1001-1978



KFK

ABB. 2.12

AFAS
1978

Tabelle 2.12:

KUMULIERTER ANFALL VON SPALTBAREM PLUTONIUM IM LWR-
BRENNSTOFF IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI FRUEHEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	0.4	0.4	0.4
1976	0.8	0.8	0.8
1977	1.4	1.4	1.4
1978	2.1	2.1	1.9
1979	3.3	3.1	2.7
1980	4.8	4.2	3.6
1981	6.5	5.6	4.6
1982	8.6	7.3	5.7
1983	11.3	9.3	7.2
1984	14.5	11.8	8.9
1985	18.1	14.6	10.8
1986	22.2	17.8	13.1
1987	26.9	21.4	15.5
1990	44.7	35.3	25.0
1991	52.0	40.9	29.0
1992	60.0	47.0	33.2
1993	68.6	53.5	37.7
1994	77.8	60.5	42.5
1995	87.8	68.1	47.7
1996	98.3	76.2	53.2
1997	109.6	84.7	58.9
1998	121.1	93.5	64.7
1999	133.2	102.6	70.7
2000	145.6	111.9	76.9
2005	211.8	161.4	109.1
2010	278.5	210.6	140.1
2015	339.5	254.5	166.8
2020	388.9	289.8	186.9
2030	454.5	334.3	210.6
2040	489.1	356.5	220.5
2050	506.0	366.4	223.7
2060	512.0	368.5	224.6

2.4 Rezyklierung von Plutonium in LWR

Für die Rückführung des Plutoniums in LWR sollen zwei Varianten betrachtet werden:

- Plutonium-Rückführung im Umfang der Eigenerzeugung

Das beim normalen Reaktorbetrieb anfallende Plutonium wird vollständig in denselben Reaktor zurückgeführt (Self-Generated-Recycle Light-Water Reactor = SGR). Nach etwa 5 Rezyklierungen stellt sich im Reaktor ein Plutoniumgleichgewichtsisotopenvektor ein. Der notwendige Bedarf an angereichertem Uran reduziert sich über die gesamte Betriebszeit des Reaktors um ca. 31 %.

- Plutonium-Rückführung, die den Umfang der Eigenerzeugung übersteigt

Hier wird das in mehreren, ausschließlich mit Uran beladenen LWR anfallende Plutonium in einen speziellen LWR, den sogenannten Plutoniumbrenner (Pu-Brenner), zurückgeführt. Die für den Pu-Brenner notwendige Plutoniummenge wird von etwa 3 Uranreaktoren gleicher Kapazität geliefert.

2.4.1 Plutoniumrezyklierung in SGR

Bei der Rückführung von Plutonium in LWR wird das Plutonium mit Uran gemischt. Dieses Mischoxid (MOX) wird zu Brennstäben und dann zu Brennelementen verarbeitet: MOX-Brennelemente. Für die Mischoxidelemente gibt es zwei Auslegungskonzepte:

- Das Allstabkonzept: Jeder Stab des MOX-Brennelementes enthält Plutonium. Dieses Konzept wird in Siedewasser- und Druckwasserreaktoren angewendet.

- Das Inselkonzept: Die plutoniumhaltigen Brennstäbe befinden sich im Zentrum des Brennelementes und sind von Uranstäben umgeben; dieses Konzept findet nur bei Siedewasserreaktoren Anwendung /REHN, H. u.a. (1975)/.

Bei der Rezyklierung wird davon ausgegangen, daß das in der Reaktorbetriebsphase entstehende Plutonium zum nächstmöglichen Betriebszyklus nach Abzug der Verluste bei Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung (ca. 3 %) rezykliert wird. Für die Phase "Abkühlen, Wiederaufarbeiten und Brennelementfertigung" wurde eine Zeitspanne von 2 Jahren (Excore-Zeit) angenommen (Abb. 2.1).

Es wurden fünf aufeinanderfolgende unterschiedliche Pu-Rezyklierungen gerechnet; jede der fünf Pu-Rezyklierungen umfaßt fünf Belade- bzw. Entladezyklen, für welche die Brennelemente nach Anzahl und Art, d.h. nach Menge und Isotopenzusammensetzung des einzuladenden Plutoniums, konstant gehalten wurden. Insgesamt ergeben sich somit 25 Jahre Pu-Rezyklierungszeit und - zusammen mit den Uran-Zyklen über 3 Jahre - eine angenommene Betriebszeit der LWR-Kernkraftwerke von 28 Jahren /GASTEIGER, R. (1977)/.

Mit der Rückführung von Plutonium und Resturan in die LWR wird eine bessere Ausnutzung des verfügbaren spaltbaren Materials vorgenommen. Es ist daher von Interesse, wie hoch die Einsparung an Natururan durch die Rezyklierung von Plutonium- und Resturan ist.

Für den diesem Bericht zugrundegelegten Referenzleichtwasserreaktor nach Abschnitt 2.1 ergibt sich bei einem jährlichen Brennstoffbedarf von 30,75 tSM und bei einer Anreicherung von 3,5 % U-235 ein

U-235-Bedarf von 1,08 t/a.

Bei Entladung enthält dieser Brennstoff noch /GASTEIGER, R. (1977)/

Pu _{fiss}	:	6,33 kg/t	(laut Tab. 2.10)
U-235	:	7,61 kg/t.	

Bei Annahme von 3 % Verlusten bei der Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung ergibt dies:

$$\begin{array}{lcl} \text{Pu}_{\text{fiss}} & : & 188,8 \text{ kg/a} \\ \text{U-235} & : & 227,0 \text{ kg/a.} \end{array}$$

Zur Berechnung der Spaltstoffersparnis wird das Pu_{fiss} in ein U-235-Äquivalent umgerechnet. Dabei wird für eine Anreicherung von 3,5 % U-235 als Plutoniumäquivalent ein Gehalt von 3,3 % Pu_{fiss} im Natururan angenommen /GASTEIGER, R. (1977)/:

$$188,8 \text{ kg Pu}_{\text{fiss}} \text{ (mit Natururan)} \hat{=} 200,24 \text{ kg U-235-Äquivalent.}$$

Für das Resturan muß angenommen werden, daß das zurückgewonnene U-235 wegen der notwendigerweise zwischenschaltenden Anreicherungsstufe nur zu 75 % ausgenutzt werden kann:

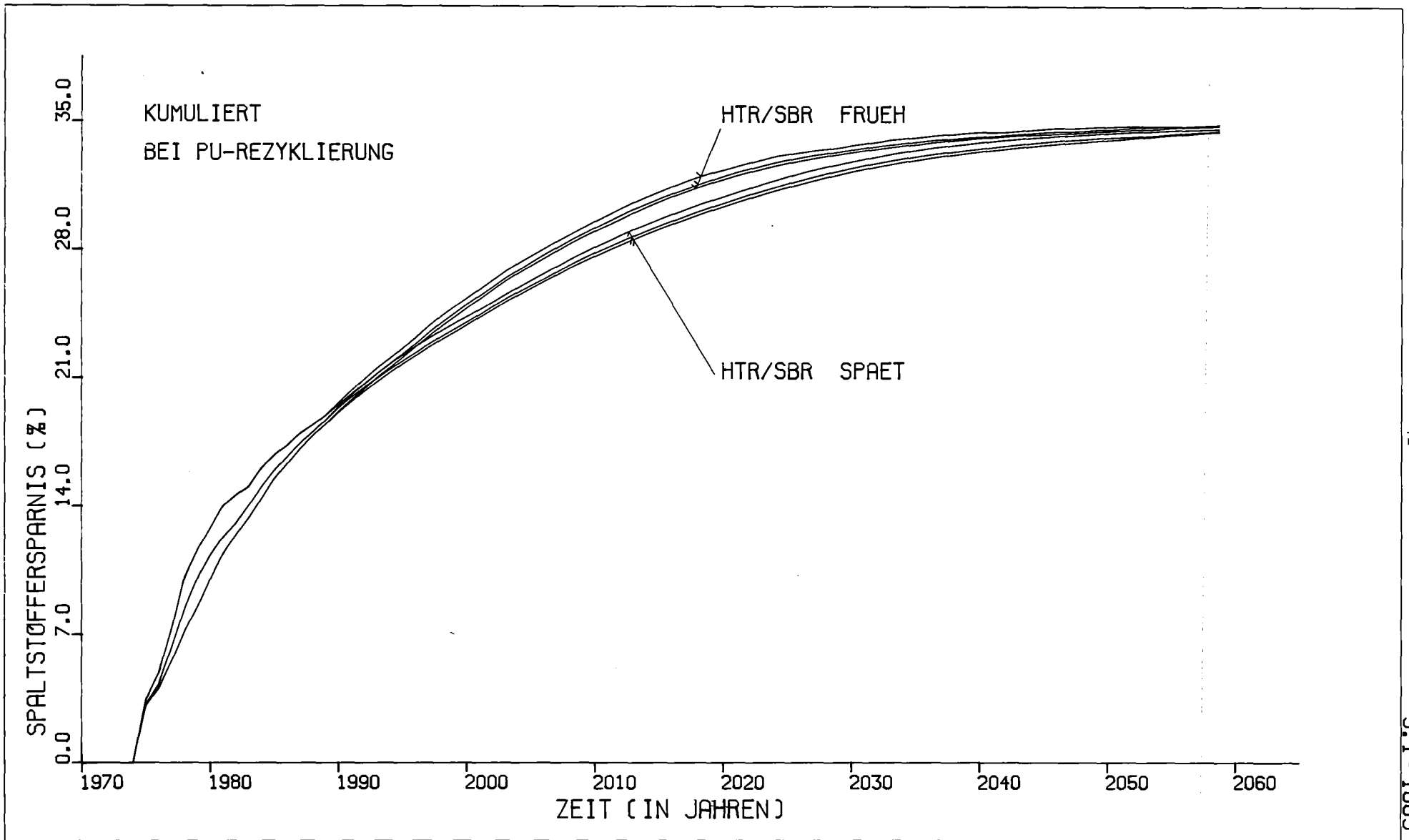
$$227,0 \text{ kg U-235}_{\text{Entl.}} \hat{=} 170,25 \text{ U-235}_{\text{Belad.}}$$

Damit ergibt sich für die 1. Pu-Rezyklierung beim Referenzreaktor ein
370,5 kg/a U-235-Äquivalent.

Dividiert man diese Zahl durch den Wert des U-235-Bedarfs ohne Pu-Rezyklierung, so ergibt sich die relative Spaltstoffersparnis; somit erhält man für die 1. Pu-Rezyklierung (mit Resturan-Rezyklierung) eine
Spaltstoffersparnis von 34,3 %.

Bei mehrfacher Pu-Rezyklierung ergibt sich nach Lit. /GASTEIGER, R. (1977)/ über die gesamte Betriebszeit des Reaktors eine Spaltstoffersparnis von 31,1 %.

In Abb. 2.13 ist für alle in Abschnitt 2.1 definierten Szenarien das Rechenergebnis der kumulierten relativen Spaltstoffersparnis bei der Pu- und Resturan-Rezyklierung dargestellt. Aus der Darstellung ist ersichtlich, daß bis zum Jahre 2000 eine Spaltstoffersparnis von ca. 25 % und bis zum Jahre 2050 eine Spaltstoffersparnis von ca. 34 % zu erwarten ist.



KFK

ABB. 2.13

AFAS
1978

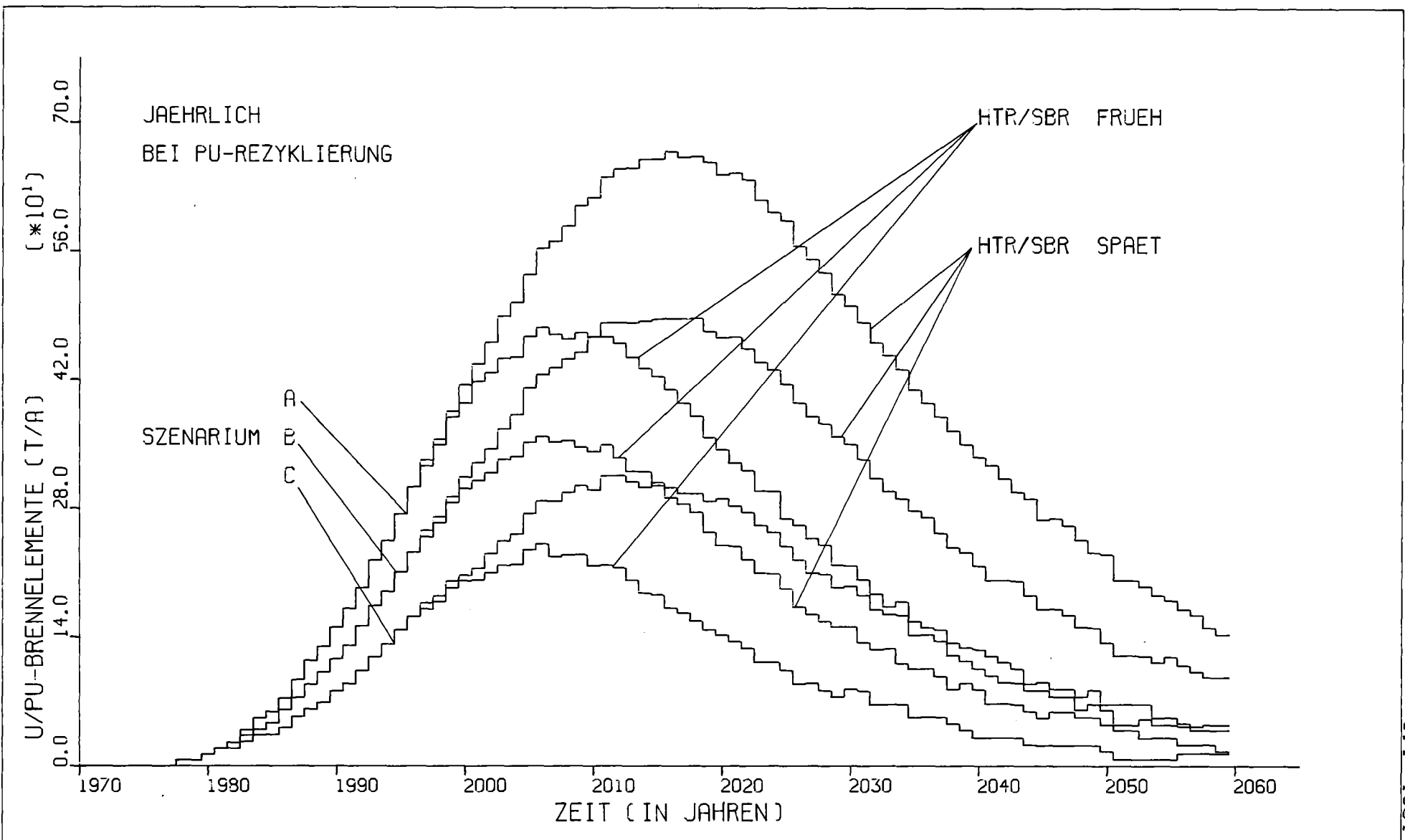
In Abb. 2.14 ist für alle Szenarien für den Fall der Plutonium- und Resturan-Rezyklierung der jährliche Anfall von abgebrannten U/Pu-Brennelementen (MOX-Brennelemente) angegeben. Diese Brennelemente sind in der LWR-Wiederaufbereitungsanlage aufzuarbeiten. Um dies zu ermöglichen, ist z.B. bei der 1400-jato-KEWA-Anlage ein separates, viertes Head-End vorgesehen.

2.4.2 Plutonium-Rezyklierung in Pu-Brennern

Bei den in Abschnitt 2.4.1 genannten Rezyklierungsmöglichkeiten des Plutoniums in LWR (SGR) wird das Plutonium nicht optimal verwendet. Das Brennstabgitter im LWR ist für U-235 optimiert und nicht für Plutonium; als Folge der größeren Absorptionsquerschnitte der Pu-Isotope sind Urangitter beim Einsatz von Plutonium untermoderiert, d.h. das Moderator/Brennstoffverhältnis ist nicht optimal, sondern zu klein. Beim sogenannten Plutoniumbrenner werden nun Maßnahmen getroffen, um das Brennstabgitter für den Einsatz von Plutonium zu optimieren. Der Pu-Brenner ist ein spezieller LWR, der ausschließlich mit U/Pu-(MOX-) Brennelementen beschickt wird, wobei als Spaltstoff im wesentlichen nur Pu_{fiss} zum Einsatz gelangt. In erster Linie muß dabei das Moderator/Brennstoff-Verhältnis - z.B. durch Reduktion des Brennstabdurchmessers - vergrößert werden /REHN, H. u.a. (1975)/. Für die Brennelementfertigung hat der Pu-Brenner den Vorteil, daß große einheitliche Fertigungschargen anfallen.

In Tab. 2.13 sind nach Lit. /GENERAL ELECTRIC COMPANY (1975)/ die typischen Kenndaten des Pu-Brenners zusammengestellt. Ein Pu-Brenner als Druckleichtwasserreaktor mit einer Leistung von 1,3 GWe und einem Lastfaktor von 0,7 benötigt danach eine jährliche zusätzliche Zuladung von ca. 497 kg Pu_{fiss} ; nach Abschnitt 2.4.1 beträgt der jährliche Pu_{fiss} -Ausstoß des 1,3 GWe-Referenz-LWR 188,8 kg, so daß also ca. 3 Referenz-LWR einen Pu-Brenner mit dem jährlich benötigten Plutonium versorgen können.

Den Plutoniumbrennern fällt deswegen eine größere Bedeutung zu, weil mit ihnen die Plutoniumhandhabung konzentriert und damit hinsichtlich des



KFK

ABB. 2.14

AFAS
1978

Tabelle 2.13: Plutonium-Brenner-Kenndaten für 1300 MWe
 Lastfaktor 0,7, Uran-Tail-Assay 0,25 % / GENERAL ELECTRIC COMPANY (1975)/

Reaktortyp	S W R	D W R
Erstladungsbedarf		
Schwermetall /t/	144 (U)	104 (U)
Spaltmaterial /kg/	3749 Pu _{fiss}	2912 Pu _{fiss}
U ₃ O ₈ /t/	+) -	-
Trennarbeit /t UTA/	keine	keine
Jährlicher Bedarf		
Schwermetall /t/	35	32
Spaltstoff rezykliert /kg/	821 Pu _{fiss}	865 Pu _{fiss}
Spaltstoff Zuladung (Make-up) /kg/	397 Pu _{fiss}	497 Pu _{fiss}
U ₃ O ₈ /t/	kein	kein
Trennarbeit /t UTA/	keine	keine

(SWR = Siedewasserreaktor, DWR = Druckwasserreaktor)

+) Es wird abgereichertes Uran bzw. Natururan eingesetzt

Sicherheitsaspektes vereinfacht werden kann, weil die Transporte der U/Pu-Brennelemente in Anzahl und Entfernung drastisch gesenkt werden können. Dies soll am Konzept des Entsorgungszentrums der Bundesrepublik Deutschland näher erläutert werden.

In dem geplanten Entsorgungszentrum in der Bundesrepublik Deutschland ist die Errichtung folgender technischer Anlagen vorgesehen (DWK 1977)/:

- Empfang und Lagerung der abgebrannten Brennelemente
- Aufarbeitung der abgebrannten Brennelemente
- Abfall - Zwischenlagerung
- Uran-Lagerung und -Weiterverarbeitung
- Plutonium-Lagerung und MOX-Brennelement-Herstellung
- Abfall-Konditionierung
- Abfall-Endlagerung (LAW und MAW).

Aus dieser Aufzählung der kerntechnischen Anlagen in dem Entsorgungszentrum ist ersichtlich, daß der Transport von Plutonium in erster Linie auf dem Gelände des Entsorgungszentrums selbst stattfindet, so z.B. von der Wiederaufbereitungsanlage zur MOX-Brennelementfertigungsanlage. Von dort erfolgt der Transport der U/Pu-Brennelemente zu den im allgemeinen gestreut angeordneten SGR-Leichtwasserreaktoren.

Da ein Pu-Brenner hinsichtlich des jährlichen Plutonium Einsatzes drei Referenz-SGR-Leichtwasserreaktoren ersetzen kann, bedeutet die Verwendung von Pu-Brennern schon bei gestreuter Anordnung von der Transportseite her betrachtet eine Konzentrierung der Plutoniumhandhabung und damit eine bessere Sicherheitskontrolle des Plutoniums.

Eine weitere Konzentrierung der Plutoniumtransporte kann durch räumliche Ballung der SGR-Leichtwasserreaktoren bzw. der Pu-Brenner erreicht werden. Da jedoch in einem SGR eine geringere Plutoniummenge zum Einsatz kommt als in einem Pu-Brenner, bringt die Ballung letzterer noch größere Vorteile,

z.B. hinsichtlich der Vereinfachung, Kompaktierung und Überwachung der Plutoniumhandhabung.

Die Lokalisierung der Plutonium-Brenner kann dann auf zweierlei Art erfolgen:

- (1) Die Plutonium-Brenner werden geballt an einem einzigen geographischen Ort außerhalb des Entsorgungszentrums errichtet.

Hier erfolgt der Transport der abgebrannten und frischen MOX-Brennelemente vom Reaktor (Pu-Brenner) zur Wiederaufarbeitungsanlage auf einer Strecke, womit die aus Sicherheitsgründen notwendige Spaltstoff-Weg-Kontrolle erleichtert wird gegenüber einer Situation mit gestreuter Lokalisierung der Pu-Brenner.

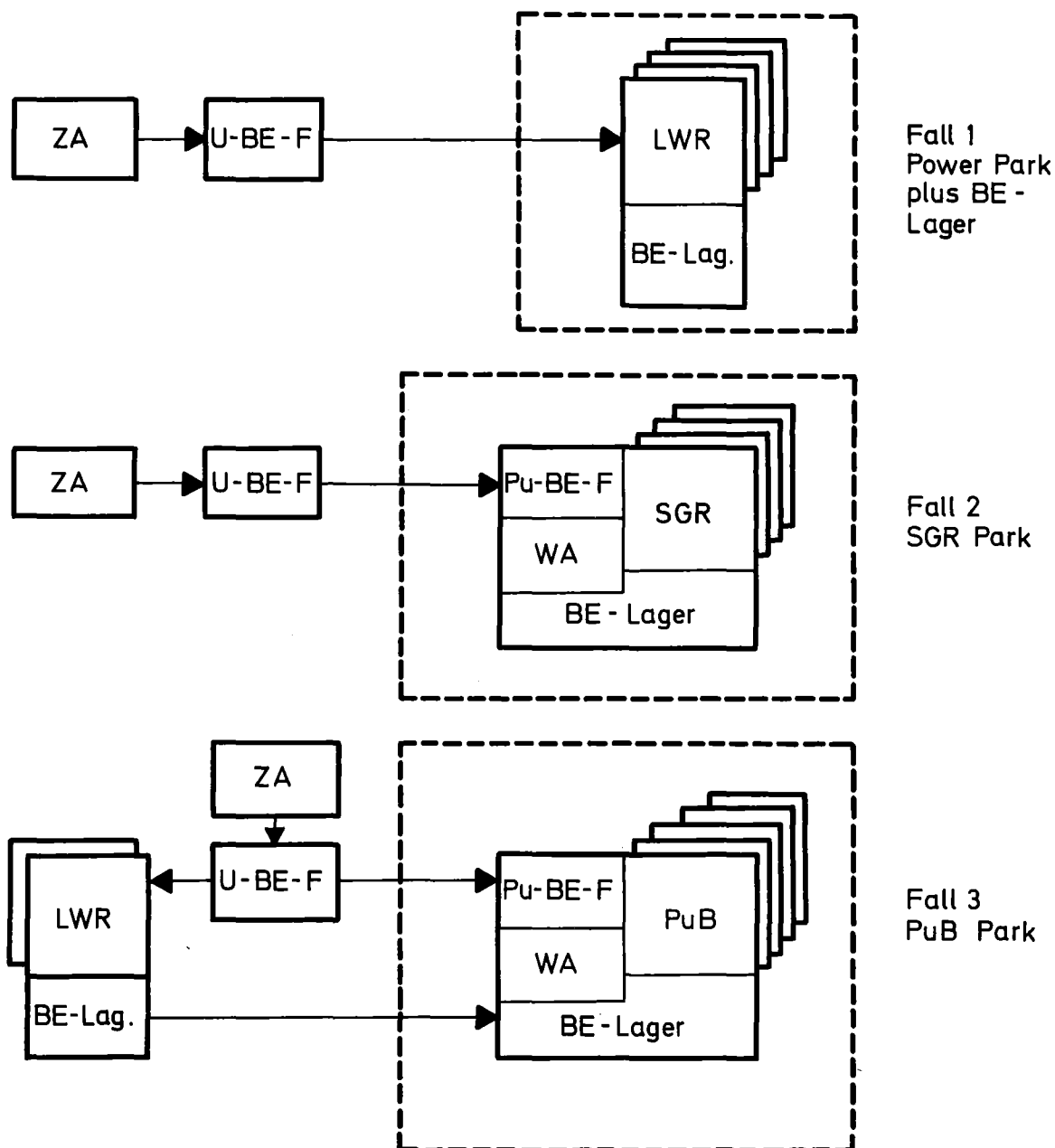
- (2) Die Pu-Brenner werden geballt auf dem Gelände des Entsorgungszentrums selbst errichtet.

Mit diesem Konzept hinsichtlich des Plutoniums als einzusetzendem Spaltstoff in LWR wird erreicht, daß alle Plutonium-verarbeitenden Anlagen sich an einem geographischen Ort befinden, so daß dem Sicherheitsbedürfnis, z.B. hinsichtlich des Mißbrauches von Plutonium, besser Rechnung getragen wird.

Die Zusammenfassung von mehreren Nuklearanlagen an einem Ort bezeichnet man als Nuklear-Zentren; enthalten solche Nuklear-Zentren auch Kernreaktoren, so spricht man von Nuklear-Energie-Zentren oder auch von Energie-Parks (bzw. Nuklear-Parks) /FISCHER, P.M. (1976)/.

Anhand von Abb. 2.15 sollen im Hinblick auf die Plutoniumhandhabung einige mögliche Realisationsformen von derartigen Energie-Parks erläutert werden.

Fall 1 ist ein sogenannter Power-Park mit einem Brennelementlager. Unter Power-Park versteht man die Ballung von Reaktoren zur Energieerzeugung; die typische Größenordnung solcher Power-Parks liegt zwischen 5 GWe und 20 GWe. Die Anreicherungsanlage und die U-Brennelement-Fertigungsanlage befinden



LWR Leichtwasserreaktor (ohne U/Pu-Brennelemente)
 SGR Self-Generated-Recycle Leichtwasserreaktor
 PuB Plutoniumbrenner Leichtwasserreaktor
 U-BE-F Uran-Brennelement-Fertigungsanlage
 Pu-BE-F Plutonium (MOX)-Brennelement-Fertigungsanlage
 WA Wiederaufarbeitungsanlage
 ZA Zentrifugen-Anreicherungsanlage
 BE-Lag. Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente

Abbildung 2.15: Möglicher Aufbau von Energie-Parks am Beispiel von Leichtwasser-Reaktorinstallationen /GENERAL ELECTRIC COMPANY (1975)/

sich - wie in den folgenden Fällen - außerhalb des Power-Parks. Eine eventuelle Rezyklierung von Plutonium würde bei diesem Konzept in gestreut außerhalb des Parks angeordneten Leichtwasserreaktoren (SGR-LWR) stattzufinden haben. Eine solche Konfiguration wäre hinsichtlich der Plutoniumhandhabung denkbar ungünstig.

Bei Fall 2 (SGR-Park) wird das Plutonium-Handling an einem geographischen Ort vorgenommen. Die Fertigungsanlage für Plutonium-Brennelemente (MOX-Brennelemente), die Wiederaufarbeitungsanlage und auch die SGR-Reaktoren, in denen die Plutonium-Brennelemente eingesetzt werden, sind in einem Nuklear-Energie-Zentrum untergebracht. Die Plutonium-Transporte finden ausschließlich auf dem Gelände des Zentrums statt. Die Anzahl der SGR, also der Reaktoren zur Plutoniumrezyklierung, ist relativ hoch gegenüber dem Einsatz von Pu-Brennern.

In Fall 3 (PuB-Park), der hier besonders interessiert, werden Pu-Brenner eingesetzt. Der PuB-Park besteht aus einem Entsorgungszentrum und den auf dem Gelände des Entsorgungszentrums errichteten Plutonium-Brennern. Auch hier finden - wie bei Fall 2 - Transport, Verarbeitung und Wiederverwendung von Plutonium an ein und demselben geographischen Ort statt.

Die vorstehenden Betrachtungen gelten im wesentlichen für den ausschließlichen Einsatz von Leichtwasserreaktoren. Beim Einsatz von Schnellen Brutreaktoren können auch diese, z.B. aus Gründen der Befriedigung des Sicherheitsbedürfnisses hinsichtlich des Mißbrauches von Plutonium, geballt - etwa in einem Entsorgungszentrum - angeordnet werden.

Literatur zu Kapitel 2:

BONNENBERG + DRESCHER

Zukünftige Transportkapazität von radioaktivem Material
Studie im Auftrag des Bundesministeriums für Forschung
und Technologie
Januar 1975

DWK

Bericht über das in der Bundesrepublik Deutschland ge-
plante Entsorgungszentrum für ausgediente Brennelemente
aus Kernkraftwerken
2. ergänzte und vollständig überarbeitete Auflage
DWK, September 1977

FISCHER, P.M.

Ballung von Nuklear-Anlagen in der Bundesrepublik
Deutschland? Konsequenzen für Anzahl und Aufbau von
Nuklear-Zentren sowie deren Emissionen von Radionukliden
(Juni 1976) unveröffentlicht

GASTEIGER, R.

Abbrandrechnungen für LWR-Brennstoff als Datenbasis
zur Auslegung von Wiederaufarbeitungsanlagen
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 2373, November 1976

GASTEIGER, R.

Plutonium-Rezyklierung in Leichtwasserreaktoren
Abbrandrechnungen zur Auslegung von Wiederaufbe-
reitungsanlagen und Rückwirkungen auf den Uran-Bedarf
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 2417, 1977

GENERAL ELECTRIC COMPANY

Assessment of Energy Parks vs Dispersed Electric Power
Generating Facilities. Final Report, Volume 1. Supported
by: National Science Foundation Grant OEP 74-22625 A01
Submitted by: Center of the Energy Systems, General
Electric Company
Washington, D.C., May 1975

JAEK, W.

Der Uran-Thorium-Kreislauf mit dem Hochtemperaturreaktor (HTR)
Teil der Studie E1-2: "Nuklear Primärenergieträger"
(Teil I,4), Kernforschungsanlage Jülich, Oktober 1977

PAPP, R.

Brennstoffmengen, Aktivitätsinventare und radioaktive
Freisetzung bei der Energieerzeugung auf der Basis von
Leichtwasserreaktoren und Schnellen Natrium-Brütern
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 2453, 1977

REHN, H. u.a.

Technischer und wirtschaftlicher Stand sowie Aussichten
der Kernenergie in der Kraftwirtschaft der Bundesrepublik
Deutschland. Studie im Auftrag des Bundesministeriums für
Forschung und Technologie
Die Brennelementindustrie, Ergänzung zum Teil III
Der nukleare Brennstoffkreislauf, Nuklear-Ingenieur-
Service GmbH
Hanau/Main, Januar 1975

SCHIKORR, M.

Untersuchungen zur Spaltstoff- und Neutronenökonomie
des Hochtemperaturreaktors
Reaktortagung, Mannheim 1977

3. Bedarf an Entsorgungskapazität

3.1 Lagerbeckenbedarf für abgebrannte LWR-Brennelemente

Es wird angenommen, daß die abgebrannten Brennelemente zu einem Entsorgungszentrum angeliefert werden. Dort werden die abgebrannten, d.h. ausgedienten Brennelemente in einem Brennelementlager bis zur Aufarbeitung zwischengelagert. Das Brennelementlager befindet sich in einem speziellen flugzeugabsturz sicheren Gebäude und gliedert sich aus Gründen der betrieblichen Verfügbarkeit in mehrere Lagerbecken, die untereinander durch Schleusen verbunden sind. Im geplanten Entsorgungszentrum der Bundesrepublik Deutschland soll das Brennelementlager ein Fassungsvermögen von ca. 3000 t Uran (Schwermetall) haben und sich aufgliedern in:

- 4 Entladebecken für die Entladung der Transportbehälter
- 2 Eingangs- und Prüfbecken für die Kontrolle der angelieferten Brennelemente
- 6 Lagerbecken zur Zwischenlagerung der Brennelemente
- 4 Übergabebecken zur Aufarbeitung.

Die Auslegungsdaten des 3000 t SM Brennelementlagers können aus Tabelle 3.1 entnommen werden.

Die Erstellung von Lagerbecken größerer Kapazität als nominell 3000 t SM ist nicht vorgesehen; bei einem höheren Bedarf an Brennelementlagerbeckenkapazität soll ein weiteres Lagerbecken errichtet werden.

Nach Lit. /IAEA (1977)/ soll das Lagerbecken insgesamt etwa die doppelte Kapazität der zu versorgenden Wiederaufarbeitungsanlage-Jahreskapazität aufweisen, zuzüglich einer Reserve der halben Wiederaufarbeitungsanlage-Jahreskapazität, bei einer 1400 t/a-Wiederaufarbeitungsanlage also insgesamt ca. 3500 t SM Lagerkapazität. Wie aus Tab. 3.1 hervorgeht, ist diese Bedingung erfüllt: 6 Becken à 500 t SM zuzüglich 2 Reservebecken à 250 t SM ergeben 3500 t SM Lagerkapazität.

Tabelle 3.1: Technische Auslegungsdaten des Brennelementlagers
Quelle: /DWK (1977)/

Lagerkapazität	3000 t U
Gesamte Wasserbeladung	19 300 t
Entladebecken	4
Reserve- und Prüfbecken	2
Kapazität je Reserve- und Prüfbecken	250 t U
Anzahl der Lagerbecken	6
Kapazität je Lagerbecken	500 t U
Aufteilung der DWR-/SWR-Brennelemente	60/40 Gew. %
Mittlerer Durchsatz	1400 t U/a
Mittlere Empfangskapazität (Behälter)	1-2/d
Maximale Empfangskapazität (Behälter)	4/d
Mindestabklingzeit bei Einlagerung	180 d
Mittlere Abklingzeit der Brennelemente für das gesamte Lager	485 d
Mittlere Abklingzeit der Brennelemente für eine Untereinheit (Becken)	240 d
Kühlauslegung für endliche Bestrahlungszeit der Brennelemente gemäß ANS 5.1:	
Kühlwasserbedarf	$1,226 \cdot 10^6 \text{ m}^3/\text{a}$
Kühlwasserabschlämme	$0,25 \cdot 10^6 \text{ m}^3/\text{a}$

3.1.1 Notwendige Lagerbeckenkapazität für abgebrannte LWR-Brennelemente bei planmäßiger Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage

Nach Mandel /MANDEL, H. (1976)/ ist nicht die Inbetriebnahme einer Wiederaufarbeitungsanlage zum Zeitpunkt des Anfalls bestrahlter Brennele-

mente energie- und wirtschaftspolitisch entscheidend, sondern die rechtzeitige Planung und Bereitstellung von Lagerkapazität für bestrahlte Brennelemente.

Für den Bau eines zentralen Brennelementlagers mit z.B. einer Kapazität von 3000 t SM - bzw. die Erweiterung eines vorhandenen Lagers auf diese Größenordnung - muß ein Zeitraum von 2,5 bis 3 Jahren angesetzt werden. Drei Jahre vor der geplanten Inbetriebnahme, nach Abschnitt 3.2 6 Jahre vor Aufnahme der vollen Kapazität der Wiederaufarbeitungsanlage, muß daher mit ausreichender Sicherheit abzusehen sein, ob und mit welchen Verzögerungen gegebenenfalls zu rechnen und welche Erweiterung der Lagerkapazität gegebenenfalls notwendig ist /MANDEL, H. (1976)/.

Aus Tab. 2.3 und Tab. A 2.2.-2⁺⁾ kann die bis zum Zeitpunkt vor Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage bereitzustellende Lagerbeckenkapazität direkt abgelesen werden, wenn man die vor Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage vorgenommene (sicher relativ geringfügige) Wiederaufarbeitung von Brennelementen außer Betracht läßt; denn in diesem Fall ist die Angabe des kumulierten LWR-Brennstoffanfalls das Maß für die Lagerbeckenkapazität. Diese bereitzustellende Lagerbeckenmenge für abgebrannte Brennelemente setzt sich zusammen aus dem Lagerbeckenangebot am Ort der Reaktoren selbst (in der Regel hat das dortige Lagerbecken die Kapazität der doppelten jährlichen Brennstoffentnahme, also beim 1300 MWe-Referenz-LWR ca. 62 t SM) sowie dem zu erstellenden Lagerbecken im Entsorgungszentrum.

Es wird zunächst nach DWK /DWK (1977)/ angenommen, daß die 1400 jato-Anlage zur Aufarbeitung von abgebranntem LWR-Kernbrennstoff im Jahre 1991 mit ihrem vollen Jahresnettodurchsatz in Betrieb geht; die vor diesem Zeitpunkt im In- und Ausland vorgenommene Wiederaufarbeitung von bestrahltem Kernbrennstoff wird nicht berücksichtigt. Dann ergibt sich die in Tab. 3.2 aufgeführte, bis zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage bereitzustellende Kapazität für die Lagerbecken abgebrannter LWR-Brennelemente.

+) Die mit dem Buchstaben A versehenen Hinweise beziehen sich auf Abbildungen und Tabellen im Anhang.

Tabelle 3.2: Notwendige Kapazität an Lagerbecken für abgebrannte LWR-Brennelemente (bei frühem oder spätem Einsatz von fortschrittenen Reaktoren) bei Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage im Jahre 1991

Jahr	Lagerbeckenkapazität /t SM/		
	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1990	~ 8500	~ 6700	~ 4800

Die Frage einer nach 1990 eventuell noch zusätzlich bereitzustellenden Kapazität an Lagerbecken wird in Abschnitt 3.2 behandelt.

3.1.2 Notwendige Lagerbeckenkapazität für abgebrannte LWR-Brennelemente bei verzögerter Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage

Tritt eine Verzögerung der Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage ein, so ergibt sich die Notwendigkeit, die Lagerbeckenkapazität zu erhöhen. Es wird angenommen, daß die Verzögerung gegenüber der planmäßigen Inbetriebnahme 5 Jahre betrage: die 1400-jährige Wiederaufarbeitungsanlage nähme also ihren Vollastbetrieb im Jahre 1996 auf.

Läßt man wieder die vor diesem Zeitpunkt vorgenommenen^{*} Aufarbeitungsaktivitäten unberücksichtigt, so ergeben sich aus Tab. 2.3 und Tab. A 2.2-2 die in Tab. 3.3 angeführten, bis 1995 bereitzustellenden Lagerbeckenkapazitäten für abgebrannte LWR-Brennelemente.

Tabelle 3.3: Notwendige Kapazität an Lagerbecken für abgebrannte LWR-Brennelemente (bei frühem oder spätem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren) bei Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage im Jahre 1996

Jahr	Lagerbeckenkapazität /t SM/		
	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1995	~16 000	~12 500	~8800

Bei einer Verzögerung des Wiederaufarbeitungsanlage-Arbeitseinsatzes bis zum Jahre 1996 ergeben sich hinsichtlich der bereitzustellenden Lagerkapazität für den bestrahlten Kernbrennstoff noch keine wesentlichen Unterschiede für frühen oder späten Einsatz der fortgeschrittenen Reaktoren. Bei einem späteren Zeitpunkt des Inbetriebgehens der Wiederaufarbeitungsanlage für bestrahlten LWR-Kernbrennstoff müssen jedoch je nach Szenarium der Anfall von bestrahltem Brüter-Kernbrennstoff und bestrahltem HTR-Kernbrennstoff sowie die dafür bereitzustellende Lagerbeckenkapazität mit berücksichtigt werden.

Die Notwendigkeit, für die Jahre nach 1995 eventuell zusätzliche Lagerbeckenkapazität bereitstellen zu müssen, wird in Abschnitt 3.2 diskutiert.

Die Option, keine Lagerbecken dieser Größenordnung zu errichten und bis zum Zeitpunkt des Inbetriebgehens der Wiederaufarbeitungsanlage die abgebrannten LWR-Brennelemente gleich endzulagern - vorausgesetzt dies sei technologisch verantwortbar möglich -, wird nicht diskutiert.

3.2 Bedarf an Wiederaufarbeitungskapazität

3.2.1 Wiederaufarbeitungskapazitätsbedarf für abgebrannten LWR-Kernbrennstoff

Tab. 3.4 zeigt den Zeitplan für die Erstellung einer Wiederaufarbeitungsanlage von den Vorüberlegungen bis zur Aufnahme des "heißen" Betriebes, das heißt dem Beginn der Verarbeitung von radioaktivem Material.

Tabelle 3.4: Zeitplan der Errichtung einer Wiederaufarbeitungsanlage
Quelle: /IAEA (1977)/

Phasen	Jahre											Inbetriebnahme, heiß
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	
Vorplanung	-----											
Planung, Konstruktion	-----											
Errichtung	-----											
Personalbeschaffung und -ausbildung	-----											
Inbetriebnahme, kalt	-----											

Im allgemeinen muß eine Zeitspanne von 3 Jahren angesetzt werden vom Zeitpunkt der Aufnahme des "heißen" Betriebes bis zur Erreichung des vollen Jahresnettodurchsatzes; die Kapazitätsverteilung ist folgende /IAEA (1977)/:

J a h r	% N e n n l e i s t u n g
1	30
2	60
3	100

Es vergehen also insgesamt 14 Jahre vom Zeitpunkt der Vorplanung für die Errichtung einer Wiederaufarbeitungsanlage bis zur Aufnahme des Vollleistungsbetriebes.

Wiederaufarbeitungsanlagen für abgebrannten LWR-Kernbrennstoff werden nach Lit. /IAEA (1977)/ in folgenden Kapazitätsgrößen erstellt:

350	t SM/a
700	t SM/a
1050	t SM/a
1400	t SM/a.

Anlagen größer Kapazität als 1400 t SM/a werden nicht gebaut. So besteht z.B. eine Anlage von 2800 t SM/a aus zwei räumlich getrennten Anlagen von je 1400 t SM/a.

3.2.1.1 Längerfristiger Abbau des gelagerten abgebrannten LWR-Kernbrennstoffs

(1) Wiederaufarbeitungsanlage-Betriebseinsatz 1991

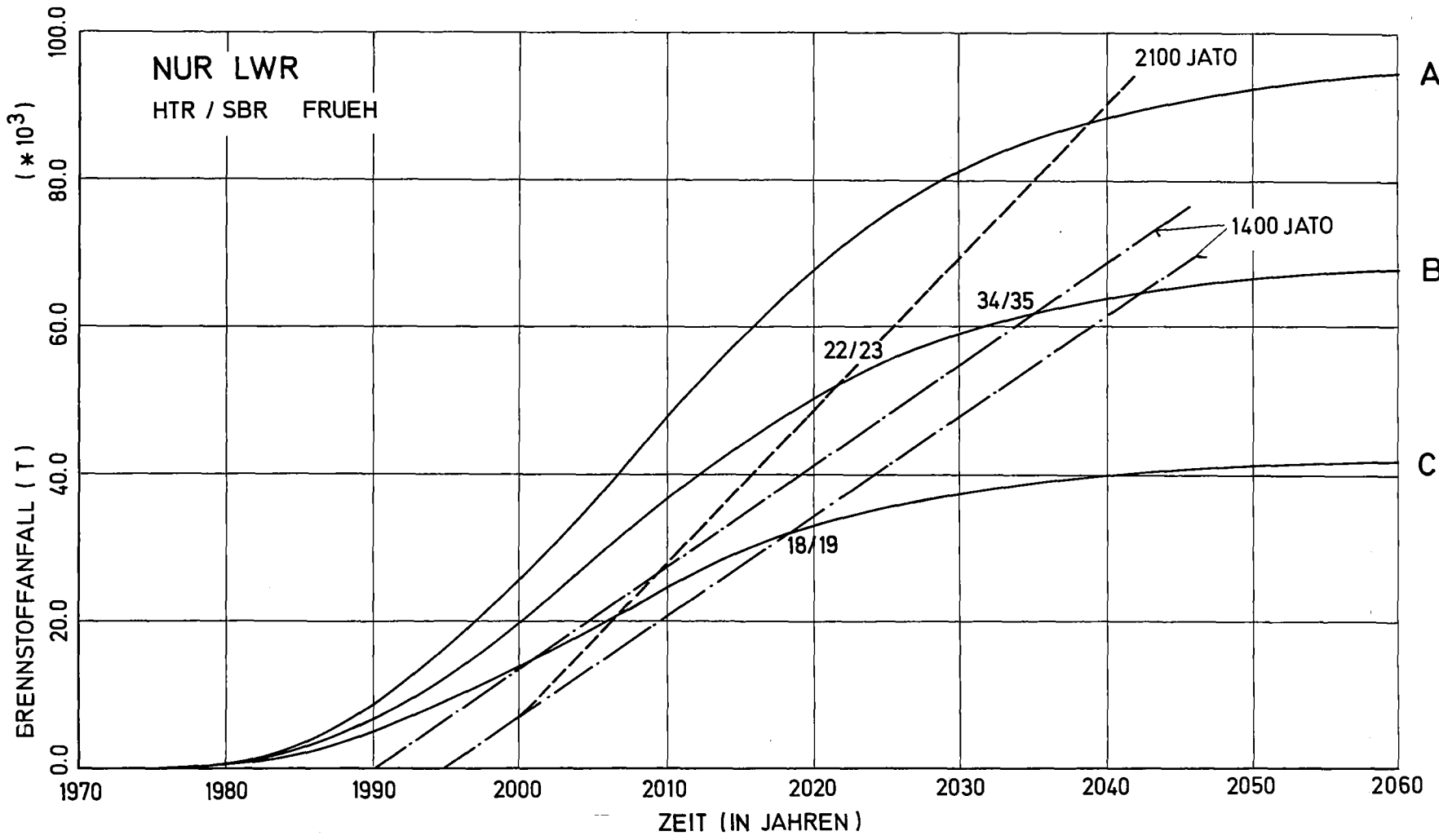
Für die Entsorgung des abgebrannten LWR-Kernbrennstoffes wird angenommen, daß die im Entsorgungszentrum der Bundesrepublik Deutschland errichtete Wiederaufarbeitungsanlage mit Beginn des Jahres 1991 mit 100 % ihres möglichen Nettojahresdurchsatzes von 1400 t SM in Betrieb geht; die vor diesem Zeitpunkt im In- und Ausland vorgenommene Wiederaufarbeitung von bestrahlten Brennelementen bleibe im folgenden unberücksichtigt.

Es wird ferner zunächst davon ausgegangen, daß außer der 1991 in Betrieb gehenden Wiederaufarbeitungsanlage zur Entsorgung des bestrahlten LWR-Kernbrennstoffes keine weitere Kapazität an Wiederaufarbeitung bis zum Jahre 2060 zur Verfügung gestellt werde.

Tab. 3.5 zeigt für das mittlere Szenarium mit frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren den unter den genannten Annahmen entstehenden LWR-Brennelementüberhang, das ist diejenige Menge von bestrahltem LWR-Kernbrennstoff, die in Lagerbecken bis zur jeweiligen Aufarbeitung zwischengelagert werden muß. Es errechnet sich und ist auch aus Abb. 3.1 ersichtlich, daß in den Jahren 2034/35 die gelagerten Brennelemente aufgearbeitet sein würden und daß, wie aus Tab. 3.5 erkennbar, ab diesem Zeitpunkt eine Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 1400 t SM/a nicht mehr benötigt würde; der Nettojahresdurchsatz der Wiederaufarbeitungsanlage werde dem jährlichen Anfall von bestrahltem LWR-Kernbrennstoff angepaßt. Im Jahre 2040 würde der Anfall abgebrannter Brennelemente z.B. nur noch 369 t SM betragen. Aus Tab. 3.5 ist jedoch auch abzulesen, daß unter diesen Gegebenheiten hinsichtlich bereitgestellter Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität die Lagerbeckenkapazität von ca. 6700 t SM im Jahre 1990 auf ca. 10 000 t SM im Jahre 2015 erhöht werden müßte, diese Kapazitätsdifferenz müßte durch rechtzeitigen Zubau gedeckt werden.

Tab. A 3.2-1 veranschaulicht die Verhältnisse für das niedere Szenarium mit frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren. Aus der Tabelle wie auch aus Abb. 3.1 ist zu entnehmen, daß im Jahre 1999/2000 sämtliche gelagerten, ausgedienten Brennelemente aufgearbeitet sein würden, die Kapazität der Wiederaufarbeitungsanlage von 1400 t SM/a herabgesetzt werden könnte und die ursprünglich bereitgestellte Lagerbeckenkapazität von ca. 4800 t SM/a im betrachteten Zeitraum nicht erhöht werden müßte.

Es ist jedoch aus Abb. 3.1 auch erkennbar, daß für das hohe Szenarium mit frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren der Einsatz einer Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 1400 t SM/a über den gesamten



KFK

ABB. 3.1 KUMULIERTER BRENNSTOFFANFALL AUS DEN LWR SOWIE KUMULIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITÄT

AFAS
1977

Tabelle 3.5: MITTLERES SZENARIOUM, SBR/HTR FRUEH,
WAA-EINSATZ 1991:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET
VON 1400 T SM/JAHR

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	922.5	6672.8	0.0	6672.8
1991	1014.8	7687.5	1400.0	6287.5
1992	1076.3	8763.8	1400.0	5963.8
1993	1168.5	9932.3	1400.0	5732.3
1994	1260.8	11193.0	1400.0	5593.0
1995	1353.0	12546.0	1400.0	5546.0
1996	1414.5	13960.5	1400.0	5560.5
1997	1476.0	15436.5	1400.0	5636.5
1998	1537.5	16974.0	1400.0	5774.0
1999	1568.3	18542.3	1400.0	5942.3
2000	1629.8	20172.0	1400.0	6172.0
2005	1722.0	28720.5	1400.0	7720.5
2010	1660.5	37238.3	1400.0	9238.3
2015	1414.5	44864.3	1400.0	9864.3
2020	1137.8	51168.0	1400.0	9168.0
2030	676.5	59685.8	1400.0	3685.8
2040	369.0	64513.5	1400.0	0.0
2050	184.5	67127.3	1400.0	0.0
2060	61.5	68203.5	1400.0	0.0

betrachteten Zeitraum bis zum Jahre 2060 zu einem nicht vertretbaren Ausbau der Lagerbeckenkapazität führen würde. Für diesen Fall müßte für eine rechtzeitige Erhöhung der Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität gesorgt werden.

Anders gestalten sich die Verhältnisse in den Szenarien für den Fall des späten Einsatzes der fortgeschrittenen Reaktoren.

Beim mittleren Szenarium erfordert das Bereitstellen einer Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von nur 1400 t SM/a über den betrachteten Zeitraum von 1999 bis 2060 den Aufbau einer Lagerbeckenkapazität für abgebrannte Brennelemente von einigen 10 000 t SM, wie aus Abb. A 3.2-1 ersichtlich wird. Um einen so hohen Überhang an unaufgearbeiteten Brennelementen zu vermeiden, werde daher davon ausgegangen, daß im Jahre 2001 eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 700 t SM/a in Betrieb gehe, so daß von diesem Zeitpunkt an 2100 t SM/a installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität vorhanden seien. Aus Abb. A 3.2-1 und Tab. A 3.2-2 ist ersichtlich, daß dann im Falle des mittleren Szenariums im Jahre 2041/42 der gesamte gelagerte abgebrannte Kernbrennstoff aufgearbeitet sein würde und von diesem Zeitpunkt an die installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität entsprechend dem jährlichen Anfall von abgebrannten LWR-Brennelementen abgebaut werden könnte. Aus Tab. A 3.2-2 ist jedoch auch abzulesen, daß die bis zum Jahre 1991 bereitgestellte Lagerbeckenkapazität von ursprünglich ca. 6700 t SM kurzzeitig auf ca. 12 000 t SM aufgestockt werden müßte.

Für das niedere Szenarium mit spätem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren geht aus Abb. A 3.2-1 hervor, daß eine Wiederaufarbeitungsanlage für abgebrannten LWR-Kernbrennstoff mit einer Kapazität von 1400 t SM/a für den betrachteten Zeitraum ausreichend wäre. Im Jahre 2027/28 wäre der gelagerte bestrahlte Kernbrennstoff aufgearbeitet. Wie aus Tab. A 3.2-3 hervorgeht, müßte die bis zum Jahre 1991 bereitgestellte Lagerbeckenkapazität für die ausgedienten Brennelemente nicht erhöht werden, und die Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität könnte von diesem Zeitpunkt

an entsprechend dem jährlich anfallenden aufzuarbeitenden Kernbrennstoff herabgesetzt werden.

Für den Fall des hohen Szenariums müßte rechtzeitig eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage mit ausreichender Kapazität in Betrieb gehen, um einen zu hohen Brennelementüberhang zu vermeiden; eine Möglichkeit wäre der Einsatz einer weiteren Wiederaufarbeitungsanlage mit einem Durchsatz von 1400 t SM/a im Jahre 2001, so daß ab diesem Zeitpunkt insgesamt 2800 t SM/a Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität installiert sein würden.

(2) Wiederaufarbeitungsanlage-Betriebseinsatz 1996

Es sei angenommen, daß sich der Einsatz der Wiederaufarbeitungsanlage um 5 Jahre verschiebe, so daß erst ab dem Jahre 1996 die Wiederaufarbeitungsanlage mit 1400 t SM/a Nettodurchsatz in Betrieb ist.

Für das mittlere Szenarium mit frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren ist bis zu diesem Zeitpunkt nach Tab. 3.3 und Tab. 3.6 eine Lagerbeckenkapazität von ca. 12 500 t SM bereitzustellen. Es zeigt sich, daß der Einsatz nur einer Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 1400 t SM/a über den betrachteten Zeitraum zu einem nicht vertretbaren Lagerbeckenbedarf führen würde, so daß angenommen wird, daß im Jahre 2001 eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage mit einem Jahresdurchsatz von 700 t SM in Betrieb geht; ab diesem Zeitpunkt wären damit insgesamt 2100 t SM/a Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität installiert. Dennoch ergibt sich laut Tab. 3.6 kurzzeitig ein Brennelementüberhang von ca. 13 200 t SM. Aus Abb. 3.1 ist zu sehen, daß die Aufarbeitung der gelagerten Brennelemente im Jahre 2022/23 abgeschlossen sein würde und von diesem Zeitpunkt an die Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität entsprechend den jährlich anfallenden abgebrannten Brennelementen reduziert werden könnte.

Bei dem niederen Szenarium mit frühem Einsatz der fortgeschrittenen Reaktoren wäre unter den gemachten Annahmen eine Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Jahreskapazität von 1400 t SM ausreichend; aus Tab. A 3.2-4 ist zu entnehmen, daß die ursprünglich bereitgestellte Kapazität an Brennelementlagerbecken von ca. 8800 t SM nicht erweitert werden müßte. Laut

Tabelle 3.6: MITTLERES SZENARIO, SBR/HTR FRUEH,
WAA-EINSATZ 1996:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET VON
1400 T SM/JAHR AB 1996 UND 2100 T SM/JAHR AB 2001

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	1353.0	12546.0	0.0	12546.0
1996	1414.5	13960.5	1400.0	12560.5
1997	1476.0	15436.5	1400.0	12636.5
1998	1537.5	16974.0	1400.0	12774.0
1999	1568.3	18542.3	1400.0	12942.3
2000	1629.8	20172.0	1400.0	13172.0
2001	1691.3	21863.3	2100.0	12763.3
2005	1722.0	28720.5	2100.0	11220.5
2010	1660.5	37238.3	2100.0	9238.3
2015	1414.5	44864.3	2100.0	6364.3
2020	1137.8	51168.0	2100.0	2168.0
2030	676.5	59685.8	2100.0	0.0
2040	369.0	64513.5	2100.0	0.0
2050	184.5	67127.3	2100.0	0.0
2060	61.5	68203.5	2100.0	0.0

Abb. 3.1 wäre die Aufarbeitung des zwischenzeitlich gelagerten bestrahlten Kernbrennstoffs im Jahre 2018/19 abgeschlossen und ab diesem Zeitpunkt könnte die Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität entsprechend der jährlich anfallenden Menge abgebrannter Brennelemente herabgesetzt werden.

Es sollen nun die Verhältnisse für die Szenarien bei spätem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren untersucht werden.

Für das mittlere Szenarium müßte laut Tab. 3.3 bis zum Inbetriebgehen der Wiederaufarbeitungsanlage im Jahre 1996 eine Lagerbeckenkapazität von ca. 12 500 t SM installiert sein. Damit überhaupt noch in der betrachteten Zeitspanne bis zum Jahre 2060 der gelagerte Brennstoff aufgearbeitet werden kann und ferner die Brennelementzwischenlager nicht die Größenordnung von einigen 10 000 t SM erreichen, müßte rechtzeitig eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage in Betrieb gehen. Deshalb wird für dieses Szenarium angenommen, daß ab dem Jahre 2001 eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 1400 t SM/a zum Einsatz kommt, so daß insgesamt 2800 t SM/a Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität ab diesem Zeitpunkt installiert sein würde. Wie aus Abb. A 3.2-1 und Tab. A 3.2-5 hervorgeht, wäre dann die Wiederaufarbeitung des zwischengelagerten bestrahlten Kernbrennstoffs im Jahre 2026/2027 abgeschlossen; die Lagerbeckenkapazität müßte bis zu diesem Zeitpunkt kurzzeitig auf ca. 14 200 t SM erhöht werden und die Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität könnte ab diesem Zeitpunkt der Menge der jährlich anfallenden abgebrannten Brennelemente angepaßt werden.

Für das niedere Szenarium wäre für den betrachteten Zeitraum eine Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von 1400 t SM/a ausreichend. Aus Abb. A 3.2-1 und Tab. A 3.2-6 ist zu entnehmen, daß die Aufarbeitung des zwischenzeitlich gelagerten Kernbrennstoffs im Jahre 2038/39 abgeschlossen wäre; die bis zum Jahre 1996 errichtete Lagerbeckenkapazität müßte kurzzeitig auf ca. 9100 t SM aufgestockt werden, und ab dem Jahre 2038/39 könnte die installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität entsprechend den Mengen des jährlich anfallenden bestrahlten Kernbrennstoffs reduziert werden.

Da bei Rezyklieren des bei der Aufarbeitung wiedergewonnenen Urans und des gewonnenen Plutoniums in den LWR erhebliche Einsparungen an Kernbrennstoff erzielt werden und das bei der Aufarbeitung von bestrahltem LWR-

Kernbrennstoff gewonnene Plutonium den Schnellen Brütern als Brennstoff dienen kann, soll im folgenden Abschnitt untersucht werden, welche Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazitäten zu installieren wären, wenn der zwischengelagerte LWR-Kernbrennstoff mittelfristig, d.h. bis etwa zum Jahre 2015, aufgearbeitet sein soll.

3.2.1.2 Mittelfristiger Abbau des gelagerten abgebrannten LWR-Kernbrennstoffs

Da das aus der Aufarbeitung des LWR-Kernbrennstoffs gewonnene spaltbare Plutonium ökonomisch besonders sinnvoll zur Erstcore-Ausrüstung der Schnellen Brüter eingesetzt werden kann, wird angenommen, daß etwa bis zum Jahre 2015 - für den Fall des frühen Einsatzes der fortgeschrittenen Reaktoren - bzw. etwa bis zum Jahre 2020 - für den Fall des späten Einsatzes von fortgeschrittenen Reaktoren - der bis dahin anfallende und zwischengelagerte bestrahlte LWR-Kernbrennstoff insgesamt aufgearbeitet sein soll. Diese Annahme erscheint schon deshalb zweckmäßig, weil etwa zu diesen Zeitpunkten ein verstärkter Zubau von Schnellen Brütern erfolgen soll.

Es werden wiederum zwei Fälle untersucht: Die Wiederaufarbeitungsanlage im Entsorgungszentrum gehe (1) 1991, (2) 1996 in Betrieb.

Es wird ferner angenommen, daß

- nach dem Jahre 2015 bzw. 2020 die jährlich anfallenden Mengen an abgebrannten Brennelementen sofort aufgearbeitet werden, so daß ab diesem Zeitpunkt kein nennenswerter Überhang von aufzuarbeitendem Kernbrennstoff bestehe,
- die im Jahre 1991 bzw. 1996 zum Arbeitseinsatz gelangende Wiederaufarbeitungsanlage eine Kapazität von 1400 t SM/Jahr aufweise,

- die kleinste Wiederaufarbeitungsanlage-Zubaueinheit 350 t SM/Jahr sei (für den asymptotischen Bereich des Brennstoffanfalls werden jedoch 175 t SM/Jahr zugelassen),
- die Anlagenlebensdauer 25 Jahre betrage.

(1) Wiederaufarbeitungsanlage-Betriebseinsatz 1991

Geht im Falle des mittleren Szenariums mit frühem Einsatz fortgeschrittener Reaktoren die Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Jahreskapazität von 1400 t SM im Jahre 1991 in Betrieb (vor diesem Zeitpunkt liegende Aufarbeitungsaktivitäten sollen unberücksichtigt bleiben), so errechnet sich aus Tab. 2.3 eine durchschnittliche Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität bis zum Jahre 2015 von ca. 1780 t SM/Jahr, damit der angefallene und zwischengelagerte bestrahlte LWR-Kernbrennstoff bis zum Jahre 2015 aufgearbeitet ist. Dies bedeutet, daß nach Start des Betriebes der 1400-tato-Wiederaufarbeitungsanlage im Jahre 1991 rechtzeitig eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage in Betrieb gehen muß. Es wird daher angenommen, daß im Jahre 1996 eine weitere Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von 700 t SM/a installiert sei, so daß ab 1996 eine Gesamtwiederaufarbeitungskapazität von 2100 t SM/a zur Verfügung stehen würde. In Tab. 3.7 ist für das betrachtete Szenarium der jährliche und kumulierte Brennstoffanfall angegeben sowie die installierte LWR-Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität (siehe auch Tab. 3.9) und der sich jeweils ergebende Überhang an abgebrannten Brennelementen. Die Aufarbeitung des gesamten zwischengelagerten bestrahlten LWR-Kernbrennstoffs würde in den Jahren 2005/2006 erreicht sein. Der Brennelementüberhang nach diesem Zeitpunkt wird nicht betrachtet, da die weiterhin installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität so bemessen ist, daß der jährlich anfallende bestrahlte LWR-Kernbrennstoff unmittelbar aufgearbeitet wird. Die im Jahre 2051 installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität soll als Maximalforderung gelten, die entsprechend dem jährlich anfallenden bestrahlten LWR-Kernbrennstoff reduziert werden kann.

Tab. A 3.2-7 zeigt die Verhältnisse für das mittlere Szenarium bei spätem Einsatz von SBR und HTR. In diesem Fall wäre die Aufarbeitung des zwischengelagerten LWR-Kernbrennstoffs in den Jahren 2014/2015 abgeschlossen.

Tabelle 3.7: MITTLERES SZENARIO, SBR/HTR FRUEH,
WAA-EINSATZ 1991:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	922.5	6672.8	0.0	6672.8
1991	1014.8	7687.5	1400.0	6287.5
1992	1076.3	8763.8	1400.0	5963.8
1993	1168.5	9932.3	1400.0	5732.3
1994	1260.8	11193.0	1400.0	5593.0
1995	1353.0	12546.0	1400.0	5546.0
1996	1414.5	13960.5	2100.0	4860.5
1997	1476.0	15436.5	2100.0	4236.5
1998	1537.5	16974.0	2100.0	3674.0
1999	1568.3	18542.3	2100.0	3142.3
2000	1629.8	20172.0	2100.0	2672.0
2005	1722.0	28720.5	2100.0	720.5
2010	1660.5	37238.3	2100.0	0.0
2015	1414.5	44864.3	2100.0	0.0
2016	1383.8	46248.0	1400.0	0.0
2020	1137.8	51168.0	1400.0	0.0
2021	1076.3	52244.3	1050.0	26.3
2026	799.5	56795.3	700.0	99.5
2030	676.5	59685.8	700.0	190.0
2040	369.0	64513.5	700.0	0.0
2041	338.3	64851.8	350.0	0.0
2050	184.5	67127.3	350.0	0.0
2051	153.8	67281.0	175.0	0.0
2060	61.5	68203.5	175.0	0.0

Für das hohe Szenarium wäre im Fall eines frühen Einsatzes von SBR/HTR der Brennelementüberhang in den Jahren 2010/11 (Tab. A 3.2-8) und im Fall eines späten Einsatzes von SBR/HTR in den Jahren 2004/5 (Tab. A 3.2-9) beseitigt.

Beim niederen Szenarium wäre der Brennelementüberhang bei frühem SBR/HTR-Einsatz in den Jahren 1999/2000 (Tab. A 3.2-10) und bei spätem Einsatz solcher Reaktoren in den Jahren 2007/08 (Tab. A 3.2-11) beseitigt.

(2) Wiederaufarbeitungsanlage-Betriebseinsatz 1996

Es wird angenommen, daß sich der Betriebseinsatz der Anlage zur Wiederaufarbeitung von bestrahltem Kernbrennstoff mit einem Nettojahresdurchsatz von 1400 t SM um 5 Jahre verzögere, der Einsatz also erst im Jahre 1996 erfolgt.

Dann errechnet sich aus Tab. 2.3 für das mittlere Szenarium mit frühem Einsatz fortgeschrittener Reaktoren für die Aufarbeitung der zwischengelagerten bestrahlten Brennelemente bis zum Jahre 2020 eine notwendige durchschnittliche Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von ca. 2050 t SM/Jahr. Es muß infolgedessen sehr bald nach Einsatz der ersten Wiederaufarbeitungsanlage eine weitere Anlage in Betrieb gehen. Gemäß Tab. 3.8 wird davon ausgegangen, daß 1998 weitere Wiederaufarbeitungskapazität von 1050 t SM/a in Betrieb sein wird, so daß insgesamt 2450 t SM/a Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität installiert wären. Der Brennelementüberhang wäre in diesem Fall im Jahre 2012/13 beseitigt. Die im Jahre 2051 zu installierende Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von 175 t SM kann entsprechend dem jährlich anfallenden bestrahlten LWR-Kernbrennstoff reduziert werden.

Die Verhältnisse für das mittlere Szenarium bei spätem Einsatz von SBR und HTR zeigt Tab. A 3.2-12. Der Brennelementüberhang wäre bei diesem Szenarium in den Jahren 2020/21 abgearbeitet.

Die installierten Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazitäten für das hohe Szenarium zeigen Tab. A 3.2-13 (SBR/HTR früh) und Tab. A 3.2-14 (SBR/HTR spät). Die Beseitigung des Brennelementüberhanges würde im ersten

Tabelle 3.8: MITTLERES SZENARIOUM, SBR/HTR FRUEH,
WAA-EINSATZ 1996:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	1353.0	12546.0	0.0	12546.0
1996	1414.5	13960.5	1400.0	12560.5
1997	1476.0	15436.5	1400.0	12636.5
1998	1537.5	16974.0	2450.0	11724.0
1999	1568.3	18542.3	2450.0	10842.3
2000	1629.8	20172.0	2450.0	10022.0
2005	1722.0	28720.5	2450.0	6320.5
2010	1660.5	37238.3	2450.0	2588.3
2015	1414.5	44864.3	2450.0	0.0
2020	1137.8	51168.0	2450.0	0.0
2021	1076.3	52244.3	1050.0	26.3
2023	953.3	54212.3	1050.0	0.0
2030	676.5	59685.8	1050.0	0.0
2031	615.0	60300.8	700.0	0.0
2040	369.0	64513.5	700.0	0.0
2041	338.3	64851.8	350.0	0.0
2050	184.5	67127.3	350.0	0.0
2051	153.8	67281.0	175.0	0.0
2060	61.5	68203.5	175.0	0.0

Fall erst im Jahre 2034/2035 erreicht; jedoch wäre der Brennelementüberhang ab dem Jahre 2020 relativ gering. Im zweiten Fall wäre der Brennelementüberhang in den Jahren 2019/2020 aufgearbeitet.

Die Ergebnisse für das niedrigere Szenarium sind in den Tabelle A 3.2-15 und A 3.2-16 aufgeführt. Der Brennelementüberhang wäre in den Jahren 2017/18 bzw. 2023 beseitigt.

In Tab. 3.9 sind für das mittlere Szenarium mit frühem SBR/HTR-Einsatz nochmals die installierten Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazitäten sowie der in dem Zeitraum von 1991 bis 2060 vorzunehmende Zubau an Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität für die gewählten Zeitpunkte des Arbeitseinsatzes der ersten Wiederaufarbeitungsanlage (1991, 1996) zusammengestellt worden.

Tabelle 3.9: Mittleres Szenarium, SBR/HTR-früh: Zuzubauende und installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität zur Aufarbeitung des abgebrannten LWR-Kernbrennstoffes

J a h r	Wiederaufarbeitungsanlage-Arbeitseinsatz 1991		Wiederaufarbeitungsanlage-Arbeitseinsatz 1996	
	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität Zubau t SM/a	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität installiert t SM/a	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität Zubau t SM/a	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität installiert t SM/a
1991	1400	1400	0	0
1996	700	2100	1400	1400
1998	-	2100	1050	2450
2016	1050	1750	-	2450
2021	-	1050	-	1050
2023	-	1050	1050	1050
2026	-	700	-	1050
2031	-	700	-	700
2041	350	350	-	350
2047	-	350	-	175
2048	-	350	175	175
2051	-	175	-	175

3.2.2 Bedarf an Wiederaufarbeitungskapazität für abgebrannten SBR-Kernbrennstoff

Für die Aufarbeitung der abgebrannten Brennelemente aus Schnellen Brutreaktoren wird angenommen, daß die Aufarbeitung direkt nach der Entladung aus dem Reaktor und entsprechender Kühlzeit vorgenommen wird; es soll also keine längerfristige Lagerung der Brennelemente stattfinden. Dies bedeutet, daß die Bereitstellung der Kapazität an Wiederaufarbeitung für die SBR-Brennelemente sich unmittelbar aus den Kurven des bei den verschiedenen Szenarien anfallenden SBR-Brennstoffs ergibt (Abbildungen 2.6 bzw. A 2.2-2 und Tabellen 2.4 bzw. A 2.2-3).

Für die SBR-Wiederaufarbeitungsanlagen werden folgende Jahresnettodurchsätze als Anlagengrößen angenommen:

	175	t SM/a
	350	t SM/a
	700	t SM/a
	1050	t SM/a
und	1400	t SM/a.

Die maximale Anlagengröße betrage also 1400 t SM/a. Falls höhere Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazitäten erforderlich sind, müssen mehrere Anlagen erstellt werden; so setzt sich z.B. eine geforderte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von 1750 t SM/a aus einer 1400-t-Anlage und einer 350-t-Anlage zusammen.

Für das mittlere Szenarium ergibt sich aus Tab. 2.4 und Tab. A 2.2.-3 die in Tab. 3.10 aufgeführte Kapazität an Anlagen zur Aufarbeitung von ausgedienten Brennelementen aus Schnellen Brutreaktoren für den Zeitraum bis 2060.

Die Ergebnisse für das hohe und das niedere Szenarium können den Tabellen A 3.2-18 bzw. A 3.2-19 entnommen werden.

Tabelle 3.10: Mittleres Szenarium/Zu installierende Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität für bestrahlten SBR-Brennstoff

J a h r	Installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität (t SM/a)	
	SBR/HTR-früh	SBR/HTR-spät
1997	175	-
2000	175	-
2005	175	-
2010	350	175
2015	700	175
2020	700	350
2025	1050	700
2030	1050	700
2035	1050	1050
2040	1050	1050
2045	1225	1050
2050	1225	1050
2055	1225	1225
2060	1225	1225

3.2.3 Bedarf an Wiederaufarbeitungskapazität für abgebrannten HTR-Kernbrennstoff

Wie in Abschnitt 3.2.2 wird auch hier angenommen, daß die aus dem Reaktor entladenen abgebrannten Brennelemente nach entsprechender Kühlzeit aufgearbeitet werden. Eine längerfristige Lagerung der Brennelemente ist nicht vorgesehen, so daß sich auch hier die zu installierende Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität unmittelbar aus dem zeitlichen Verlauf des jährlich anfallenden Kernbrennstoffs ergibt (Hoher Abbrand: Abb. 2.7 und Abb. A 2.2.3,

Tab. 2.6 und Tab. A 2.2.5. Niederer Abbrand: Abb. 2.8 und Abb. A 2.2.4, Tab. 2.8 und Tab. A 2.2.7).

Es werden hierbei zwei Fälle unterschieden: (1) Abbrand von 90 000 MWd/t und (2) Abbrand von 30 000 MWd/t.

(1) Abbrand von 90 000 MWd/t

Für die zu errichtenden HTR-Wiederaufarbeitungskapazitäten werden die folgenden Nettojahresdurchsätze als Anlagengrößen angenommen:

90 t SM/a
180 t SM/a
365 t SM/a.

Für das mittlere Szenarium ergeben sich aus den Tabellen 2.6 und A 2.2-5 die in Tab. 3.11 niedergelegten Werte für die zu installierende Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität für bestrahlte HTR-Brennelemente mit hohem Abbrand (90 000 MWd/t) für den Zeitraum bis zum Jahre 2060.

Tabelle 3.11: Mittleres Szenarium/Zu installierende Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität für bestrahlten HTR-Kernbrennstoff, hoher Abbrand

J a h r	Installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität (t SM/a)	
	SBR/HTR-früh	SBR/HTR-spät
1995	90	-
2000	90	-
2005	90	-
2010	180	90
2015	270	90
2020	365	180
2025	455	270
2030	455	365
2035	545	455
2040	545	455
2045	635	545
2050	635	545
2055	635	635
2060	635	635

(2) Abbrand von 30 000 MWd/t

Für den Fall des niederen Abbrandes des HTR-Kernbrennstoffes wird angenommen, daß die größtmögliche Jahreskapazität einer einzigen Wiederaufarbeitungsanlage 1400 t SM betrage. Wie bei den LWR-Anlagen wird von folgenden, nach Jahresdurchsatz geordneten Anlagengrößen ausgegangen:

- 350 t SM/a
- 700 t SM/a
- 1050 t SM/a
- 1400 t SM/a.

Zusätzlich wird für die Startphase eine Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von 175 t SM/a zugelassen.

Für das mittlere Szenarium ergeben sich aus den Tabellen 2.8 und A 2.2-7 die in Tab. 3.12 niedergelegten Werte für die bereitzustellende Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität für bestrahlten HTR-Kernbrennstoff mit niedrigem Abbrand (30 000 MWd/t).

Tabelle 3.12: Mittleres Szenarium / Zu installierende Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität für bestrahlten HTR-Kernbrennstoff, niedriger Abbrand

J a h r	Installierte Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität (t SM/a)	
	SBR/HTR-früh	SBR/HTR-spät
1995	175	-
2000	175	-
2005	350	-
2010	700	175
2015	700	350
2020	1050	700
2025	1400	700
2030	1400	1050
2035	1750	1400
2040	1750	1400
2045	1750	1750
2050	2100	1750
2055	2100	1750
2060	2100	2100

3.3 Mengenanfall von radioaktivem Abfall aus der Wiederaufarbeitungsanlage

Für alle Reaktortypen werden für den verfestigten radioaktiven Abfall (Waste) pro Tonne Schwermetall (SM) folgende Daten angenommen:

HAW (High-Active-Waste, hoch-(radio)aktiver Abfall): $0,07 \text{ m}^3/\text{t SM}$

MAW (Medium-Active-Waste, mittel-(radio)aktiver Abfall): $3,0 \text{ m}^3/\text{t SM}$

LAW (Low-Active-Waste, schwach-(radio)aktiver Abfall): $10 \text{ m}^3/\text{t SM}$.

Hinsichtlich der spezifischen Aktivität gelten für die aufgeführten Abfallkategorien (flüssige Phase) folgende Vereinbarungen:

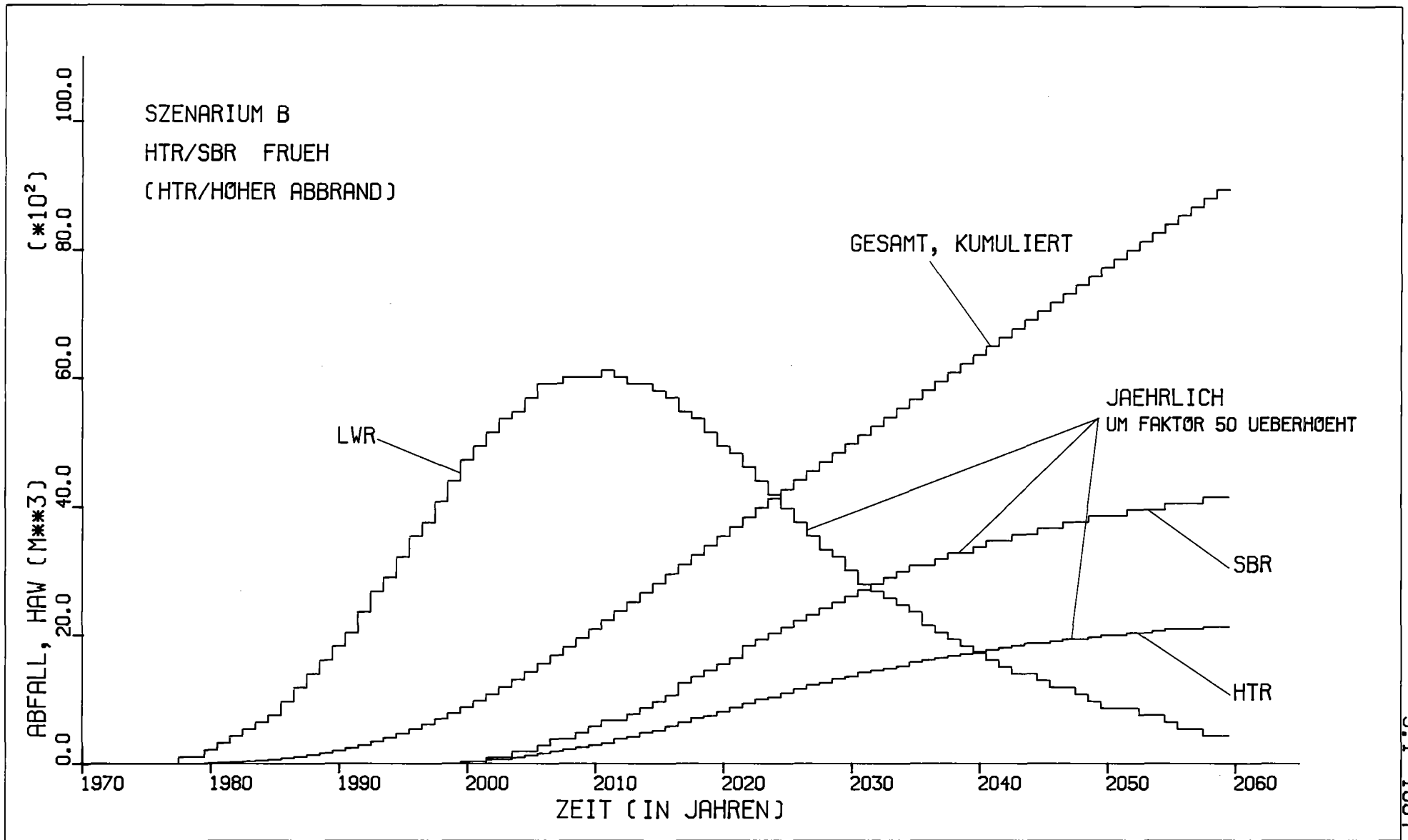
- HAW: $>10^4 \text{ Ci/m}^3$
- MAW: 10^{-1} bis 10^4 Ci/m^3
- LAW: $<10^{-1} \text{ Ci/m}^3$.

Für das mittlere Szenarium mit frühem Einsatz der fortgeschrittenen Reaktoren und hohem HTR-Abbrand (90 000 MWd/t) ist der HAW-Anfall in Abb. 3.2, der MAW-Anfall in Abb. 3.3 und der LAW-Anfall in Abb. 3.4 dargestellt worden.

Es wird davon ausgegangen, daß entsprechend dem Zeitplan nach Abb. 2.1 die Wiederaufarbeitung jeweils zwei Jahre nach Anfall des abgebrannten Kernbrennstoffes durchgeführt sein wird. Durch die tatsächlichen Gegebenheiten der Wiederaufarbeitung wird der zeitliche Verlauf des Anfalls von radioaktivem Abfall sich zwar anders gestalten; jedoch bleiben die über den betrachteten Zeitraum insgesamt anfallenden Mengen gleich.

Die Endlagerung der anfallenden Mengen von MAW und LAW in einem Salzstock wird nach derzeitigem Kenntnisstand keine grundlegenden Schwierigkeiten mit sich bringen. Schwieriger gestaltet sich die Endlagerungsfrage beim HAW.

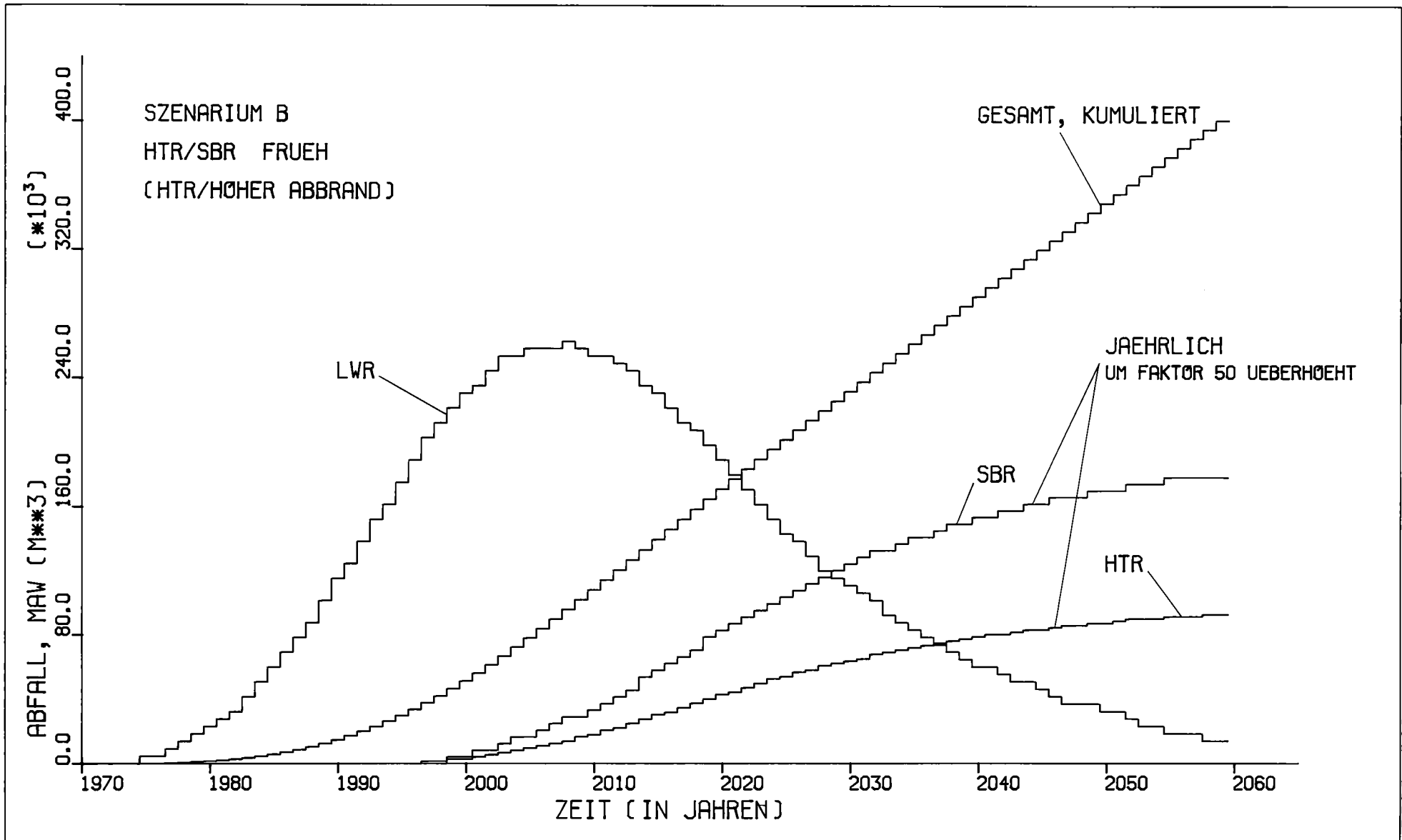
Der HAW soll verfestigt als Glaszylinder von 20 cm Durchmesser und 1 m Höhe vorliegen, entsprechend einem Volumen von ca. $0,032 \text{ m}^3$. Ein Bohrloch



KFK

ABB. 3.2

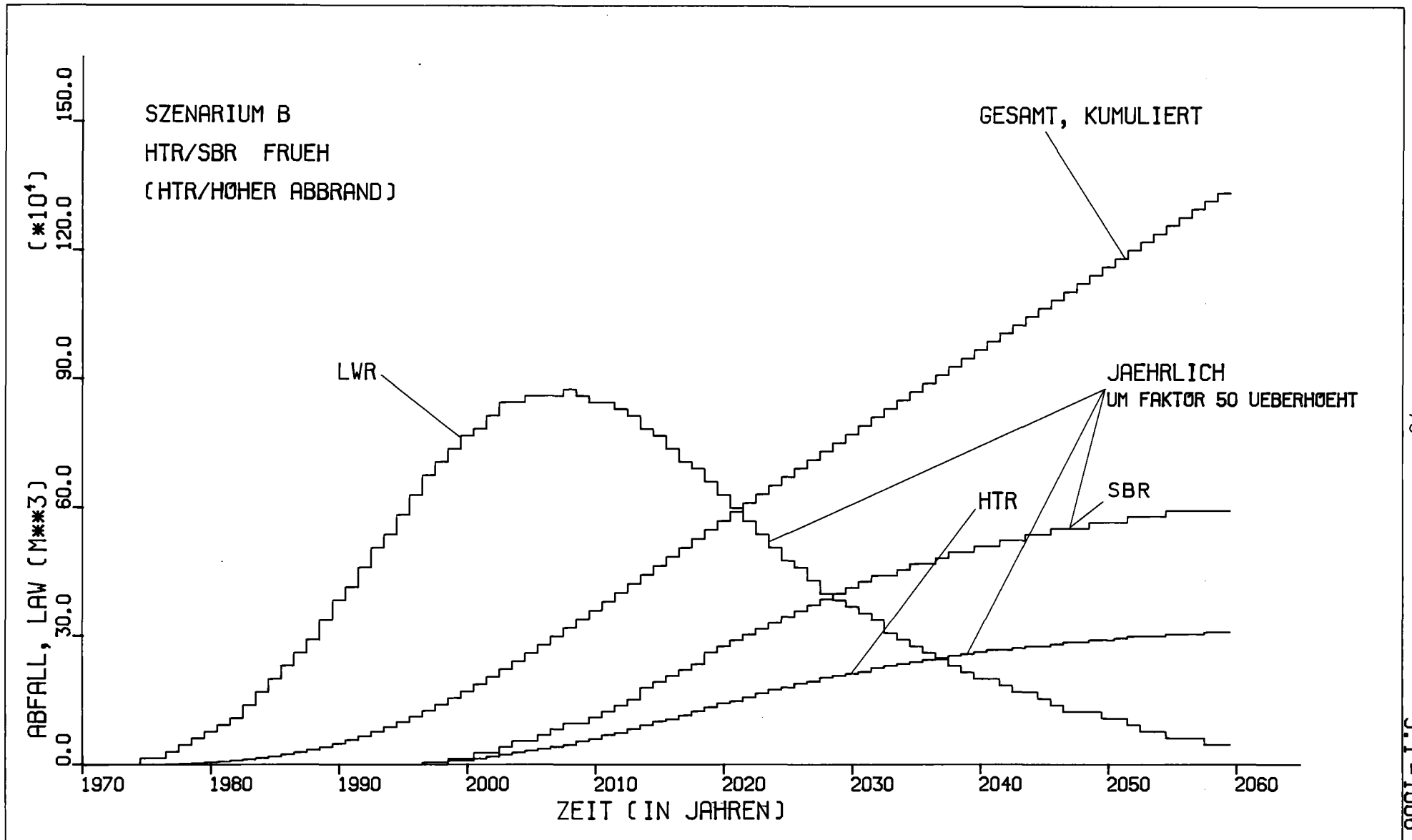
AFAS
1978



KFK

ABB. 3.3

AFAS
1978



KFK

ABB. 3.4

AFAS
1978

von 50 m Tiefe im Salzstock kann damit das Volumen von ca. $1,57 \text{ m}^3$ HAW, verfestigt, aufnehmen.

Der kumulierte Anfall des gesamten HAW aus LWR, SBR und HTR bei frühem Einsatz der fortgeschrittenen Reaktoren und hohem HTR-Brennstoffabbau (90 000 MWd/t) für das betrachtete mittlere Szenarium kann der Tab. 3.13 entnommen werden. (Tab. 3.14 zeigt den allein aus der Aufarbeitung des abgebrannten LWR-Kernbrennstoffes jährlich anfallenden verfestigten HAW.)⁺⁾ Aus den Angaben in Tab. 3.13 läßt sich die Anzahl der notwendigen Bohrlöcher von 50 m Tiefe und 20 cm Durchmesser errechnen:

- 560 bis zum Jahre 2000 (für 879 m^3 HAW verfestigt)
- 1792 bis zum Jahre 2015 (für 2814 m^3 HAW verfestigt)
- 4926 bis zum Jahre 2050 (für 7738 m^3 HAW verfestigt).

Je nach spezifischer Aktivität und Alter des HAW sind Abstände zwischen den Bohrlöchern von 5 m bis 18 m erforderlich. Bei einem mittleren Abstand von 10 m ergibt sich bei Anordnung der Bohrlöcher in einer Ebene folgender Flächenbedarf:

- für 560 Bohrlöcher ca. $48\,500 \text{ m}^2$ entsprechend ca. 220 m x 220 m
- für 1792 Bohrlöcher ca. $155\,000 \text{ m}^2$ entsprechend 390 m x 390 m
- für 4926 Bohrlöcher ca. $427\,000 \text{ m}^2$ entsprechend ca. 653 m x 653 m.

3.4 Transport bestrahlter Brennelemente

3.4.1 Anforderungen an die Transportbehälter

Bei Realisierung eines Entsorgungszentrums, welches das Lager für abgebrannte Brennelemente, die Wiederaufarbeitungsanlage, die Abfallbehandlungsanlagen,

⁺⁾ Die entsprechenden Ergebnisse für LAW und MAW sind in den Tab. 3.15-3.18 dargestellt.

Tabelle 3.13: Kumulierter Anfall von HAW gesamt (LWR/SBR/HTR und HTR/Hoher Abbrand), verfestigt, in m³ als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

JAHR	HOHES SZENARIO	MITTLERES SZENARIO	NIEDERES SZENARIO
1975	0.0	0.0	0.0
1980	8.6	8.6	8.6
1985	73.2	62.4	51.7
1990	251.8	202.3	148.5
1995	594.1	467.1	331.5
2000	1132.9	878.9	613.5
2005	1868.1	1432.0	978.3
2010	2755.4	2095.6	1407.7
2015	3733.2	2813.9	1867.7
2020	4744.7	3551.0	2327.6
2025	5750.8	4282.7	2767.9
2030	6741.6	4989.2	3192.7
2035	7723.5	5687.1	3608.3
2040	8703.0	6373.9	4008.5
2045	9673.9	7057.7	4399.0
2050	10646.2	7737.7	4787.2
2055	11631.2	8416.7	5169.7
2060	12613.5	9088.2	5555.3

Tabelle 3.14: Jährlicher Anfall von HAW (nur LWR), verfestigt, in m³ als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	0.0	0.0	0.0
1980	4.3	4.3	4.3
1985	19.4	15.1	10.8
1990	47.4	36.6	25.8
1995	83.9	64.6	45.2
2000	122.7	94.7	64.6
2005	152.8	114.1	75.3
2010	163.6	120.5	77.5
2015	159.3	116.2	73.2
2020	137.8	99.0	60.3
2025	111.9	79.6	45.2
2030	88.3	60.3	32.3
2035	68.9	47.4	25.8
2040	51.7	34.4	15.1
2045	38.7	25.8	10.8
2050	30.1	17.2	6.5
2055	21.5	12.9	4.3
2060	15.1	8.6	4.3

Tabelle 3.15: Kumulierter Anfall von LAW gesamt (LWR/SBR/HTR und HTR/Hoher Abbrand), verfestigt, in m³ als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

JAHR	HOHES SZENARIO	MITTLERES SZENARIO	NIEDERES SZENARIO
1975	307.5	307.5	307.5
1980	5227.5	4920.0	4305.0
1985	23370.0	19065.0	14452.5
1990	62115.0	49200.0	35055.0
1995	127612.5	99322.5	69802.5
2000	221921.7	170846.5	117618.4
2005	341012.6	260326.0	176010.7
2010	476458.1	360349.6	240366.2
2015	619923.9	465381.4	306225.7
2020	764305.2	570469.4	370482.9
2025	906742.6	672600.6	432276.9
2030	1047389.9	772329.0	491762.4
2035	1187440.0	871469.2	550015.8
2040	1326626.0	969130.7	606453.8
2045	1465069.0	1066696.0	661998.8
2050	1605047.0	1163546.0	716805.0
2055	1746068.0	1259903.0	771364.7
2060	1885488.0	1355584.0	827000.4

Tabelle 3.16: Kumulierter Anfall von MAW gesamt (LWR/SBR/HTR und HTR/Hoher Abbrand), verfestigt, in m³ als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

Jahr	HOHES SZENARIO	MITTLERES SZENARIO	NIEDERES SZENARIO
1975	92.3	92.3	92.3
1980	1568.2	1476.0	1291.5
1985	7011.0	5719.5	4335.7
1990	18634.5	14760.0	10516.5
1995	38283.7	29796.7	20940.7
2000	66576.6	51254.0	35285.6
2005	102303.7	78097.8	52803.4
2010	142937.1	108104.7	72110.1
2015	185976.6	139614.0	91867.7
2020	229290.8	171140.2	111144.7
2025	272021.8	201779.4	129682.6
2030	314215.9	231697.6	147528.1
2035	356233.0	261439.5	165004.0
2040	397990.6	290737.9	181935.3
2045	439525.7	320007.8	198598.7
2050	481521.2	349064.9	215040.3
2055	523829.5	377974.1	231407.9
2060	565657.6	406679.9	248098.2

Tabelle 3.17: Jährlicher Anfall von LAW (nur LWR), verfestigt, in m³ als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

JAHR	HOHES SZENARIO	MITTLERES SZENARIO	NIEDERES SZENARIO
1975	307.5	307.5	307.5
1980	1845.0	1537.5	1230.0
1985	5227.5	3997.5	2767.5
1990	9840.0	7687.5	5227.5
1995	15375.0	11685.0	7995.0
2000	20295.0	15375.0	10147.5
2005	22755.0	17220.0	11070.0
2010	23062.5	16912.5	10762.5
2015	21217.5	15375.0	9225.0
2020	17527.5	12607.5	7072.5
2025	13837.5	9532.5	5227.5
2030	10762.5	7380.0	3997.5
2035	8302.5	5535.0	2767.5
2040	6150.0	3997.5	1845.0
2045	4612.5	3075.0	1537.5
2050	3690.0	2152.5	922.5
2055	2767.5	1230.0	615.0
2060	1537.5	922.5	615.0

Tabelle 3.18: Jährlicher Anfall von MAW (nur LWR), verfestigt, in m³ als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	92.3	92.3	92.3
1980	553.5	461.2	369.0
1985	1568.2	1199.2	830.2
1990	2952.0	2306.2	1568.2
1995	4612.5	3505.5	2398.5
2000	6088.5	4612.5	3044.2
2005	6826.5	5166.0	3321.0
2010	6918.7	5073.7	3228.7
2015	6365.2	4612.5	2767.5
2020	5258.2	3782.2	2121.7
2025	4151.2	2859.7	1568.2
2030	3228.7	2214.0	1199.2
2035	2490.7	1660.5	830.2
2040	1845.0	1199.2	553.5
2045	1383.7	922.5	461.2
2050	1107.0	645.7	276.7
2055	830.2	369.0	184.5
2060	461.2	276.7	184.5

die Plutonium-Brennelementfertigungsanlagen und das Endlager für radioaktive Abfälle umfaßt, fallen an externen Transporten im wesentlichen nur

- der Antransport der abgebrannten Brennelemente vom Kernkraftwerk zum zentralen Brennelementlager und
- der Abtransport der neugefertigten Brennelemente

an /BUNDESREGIERUNG (1977)/.

Der Transport bestrahlter Brennelemente ist technisch und finanziell der bei weitem aufwendigste Transportschritt des gesamten Brennstoffkreislaufs. Das liegt daran, daß man es hier mit Stoffen zu tun hat, die wegen ihres Gefährdungspotentials für die Umwelt erheblichen technischen Aufwand zum sicheren Transport erfordern. Ihre Gefährdung ergibt sich aus

- der Radioaktivität der Zerfallsprodukte,
- der damit verbundenen Zerfallswärme,
- der Radiotoxizität des Materials,
- der Spaltbarkeit des Materials, die zu kritischen Anordnungen führen könnte /KEESE, H. (1976)/.

Aufgrund dieser Eigenschaften der zu transportierenden Stoffe sind Maßnahmen zu ergreifen, die in erster Linie die Konstruktion der Transportbehälter betreffen. Dies sind Spezialbehälter, die ausschließlich für den Transport von Brennelementen eingesetzt werden. Sie werden nach internationalen Vorschriften ausgelegt und gebaut und erhalten eine amtliche Zulassung. Da der Umgang mit radioaktiven Stoffen strengen Vorschriften unterliegt, müssen diese Behälter so sicher ausgebildet sein, daß auch bei extremen Verhältnissen eine Gefährdung der Umwelt nicht eintreten kann. Auch bei Unfällen soll der radioaktive Inhalt sicher abgeschirmt und dicht umschlossen bleiben /BUNDESREGIERUNG (1977)/.

Für den Transport der abgebrannten Brennelemente auf der Straße, auf der Schiene, auf dem Wasser und in der Luft hat die IAEA (Internationale

Atomenergieorganisation) in Wien verbindliche Richtlinien erlassen.

Der Transportbehälter besteht je nach spezieller Anforderung im allgemeinen aus:

- einem Einsatzkorb, der meistens aus gut wärmeleitendem Material gefertigt und mit Neutronengift versehen ist, zur Aufnahme einer bestimmten Zahl von Elementen;
- einer starken Gamma-Abschirmung aus Schwermetall wie z.B. Blei oder abgereichertes Uran;
- einer Neutronenabschirmung gegen die Neutronenstrahlung, die sich aus dem Aufbau der Transuranisotope Curium-242 und -244 ergibt;
- verschiedenartigen Rippen auf der Behälteroberfläche zur Wärmeabfuhr (kann auch durch ein Zwangskühlsystem ersetzt werden);
- Stoßkappen, die die Deckelzone und Behälteröffnungen bei Unfall schützen sollen /KEESE, H. (1976)/.

Die Behälter für bestrahlte Brennelemente (sog. Typ "B"-Behälter) müssen schwersten denkbaren Unfällen und Belastungen widerstehen und werden daher folgenden Testkriterien unterworfen:

- freier Fall aus 9 m Höhe auf eine unnachgiebige Oberfläche (ein mit einer Stahlplatte armiertes Betonfundament),
- freier Fall aus 1,2 m Höhe auf einen Dorn,
- halbstündiges Feuer bei einer Temperatur von 800 °C im Anschluß an die Fallversuche,
- Untertauchen in Wasser während 8 Stunden in einer Wassertiefe von über 90 cm /BUNDESREGIERUNG (1977), KEESE, H. (1976)/.

Die Behälter müssen im Anschluß an diese harten Tests dichtbleiben, d.h. kein radioaktives Material darf entweichen ⁺⁾ .

Tab. 3.19 gibt einen Überblick über die zur Zeit in der Bundesrepublik Deutschland eingesetzten bzw. konzipierten Transportbehälter. Aus der Tabelle kann entnommen werden, daß zur Zeit mit Behältergewichten zwischen 32 t und 70 t je Transport jeweils 1,1 t bis 2,3 t bestrahltes Schwermetall

+) Zur Frage der Behandlung der Behälter im Entsorgungszentrum wird in Lit. /DWK (1977)/ folgendes ausgeführt: "Die Transportbehälter werden im Entsorgungszentrum durch die Empfangsstation des Brennelementlagers eingeschleust und bei Bedarf gereinigt. Danach werden die Behälter mit den ausgedienten Brennelementen an die Kühleinrichtungen angeschlossen und gespült. Das Kühlwasser wird mit Hilfe von besonderen Einrichtungen von Schwebstoffen, gelösten Verunreinigungen und Gasen gereinigt.

Die ausgedienten Brennelemente werden aus den Transportbehältern naß entladen. Dabei werden die Behälter in ein Entladebecken eingetaucht und unter Wasser geöffnet. Danach können die Brennelemente ohne weitere Abschirmungsmaßnahmen unter Wasser aus den Transportbehältern herausgenommen und in die Lagerbeckengestelle abgesetzt werden.

Aus den geleerten Transportbehältern werden grobe Verunreinigungen und noch vorhandenes Wasser entfernt. Die Transportbehälter werden anschließend verschlossen und in einer Dekontstation außen gesäubert. Danach werden sie entweder in einem Lager abgestellt oder auf die entsprechenden Straßen- oder Schienenfahrzeuge verladen. An ihrer Außenseite nur schwer dekontaminierbare Transportbehälter oder solche, die repariert werden müssen, werden in eine "Heiße Werkstatt" gebracht, die unmittelbar an das Brennelementlagerbeckengebäude angrenzt".

Tabelle 3.19: Transportbehälter für bestrahlte Brennelemente in der Bundesrepublik Deutschland
Quelle: / IAEA (1977)/

Behälterbezeichnung	NTL 2	NTL 3	NTL 4	NTL 5	NTL 8	NTL 9	NTL 10	NTL 11	NTL 12	NTL 14
Kapazität (Anzahl der Brennelemente)										
DWR	4	7	7	7	3	-	12	7	12	5
SWR	9	-	19	12	-	7	-	17	30	-
Wärmekapazität (kW)	15	30	35	35	35	25	100	42	100	50
Gesamtgewicht beladen (t)	32	52	65	69	36	34	104	75	95	82
Transportkapazität (t Uran)	1,1	2,0	2,3	2,3	1,4	1,4	6,2	3,3	5,7	2,7
Aufnahmebehälterlänge (mm)	3875	3380	4370	4675	4280	4520	5050	4630	4580	5160
Aufnahmebehälterdurchmesser (mm)	440	864	864	864	3x230	474	1220	914	1220	914
Kühlmittel	Luft	Wasser	Wasser	Wasser	Luft	Luft	Luft (Wasser)	Wasser	Luft (Wasser)	Wasser
Transportweg	Strasse	Schiene	Schiene	Schiene	Strasse	Strasse	Schiene	Schiene	Schiene	Schiene
Behälter im Einsatz	2	3	1	1	2	2	-	-	-	-
Behälter unter Konstruktion oder angefordert	-	1	-	-	-	-	1	2	1	2

abgefertigt werden. Die Auslegungsdaten der Brennelemente aus den neuen 1100/1300 MWe-Reaktoren zwingen zu immer größeren Behältern. Zur Zeit sind Behälter mit bis zu etwa 100 t Gesamtgewicht und einer Kapazität bis 6 t Uran im Bau. Derartige Behälter weisen ein günstigeres Verhältnis Nutzlast/Gesamtgewicht auf als kleinere Transportbehälter; man stößt bei diesen Dimensionen hinsichtlich Beherrschung der Wärmeabfuhr, Handhabbarkeit und Transportierbarkeit aber an die Grenzen dessen, was heute und in absehbarer Zukunft noch sinnvoll bewältigt werden kann /KEESE, H. (1976)/.

3.4.2 Alternative Transportwege

Brennelementbehälter mit einem Gesamtgewicht bis 40 t können mit Spezialaufliegern per Straße transportiert werden. Da man in Zukunft davon ausgehen muß, daß solche Brennstofftransporte möglichst routinemäßig abgewickelt werden, bleibt zukünftig - nicht zuletzt für die Behälter von ca. 100 t Gesamtgewicht - nur noch der Transport dieser Behälter auf Spezialwaggons per Schiene bzw. per Schiff.

Die Transportmittel Eisenbahnwaggon und Spezialauflieger weisen folgende Kenndaten auf /DWK (1977)/:

- Spezial-Eisenbahnwaggon : - Länge maximal 25 m
- Gewicht maximal 60 t
- Spezialauflieger für Straße : - Länge maximal 25 m
- Gewicht maximal 30 t.

Auf der Schiene werden bereits Sondertransporte bis zu einem Gesamtgewicht von 700 t durchgeführt. Waggonen mit Gewichten bis ca. 120 t können routinemäßig im normalen Güterfernverkehr abgewickelt werden.

Für Transporte von bestrahltem Kernbrennstoff müssen die Hauptverkehrsstrecken benutzt werden, weil viele Nebenstrecken wegen ihrer Trassierung

oder aus betriebstechnischen Gründen Gewichtsrestriktionen haben und somit für eine Entlastung der Hauptstrecken (auch für den normalen Zugverkehr) nicht geeignet sind. Es ist auch möglich, beispielsweise gesamte Reaktorladungen in Sonderzügen zu transportieren. Eine Voraussetzung für den Bahntransport auf diesen Routen sowohl für Sonderzüge als auch für angekoppelte Behälter ist die Anpassung an den Verkehrsfluß. Die Güterfernverkehrszüge fahren auf den verschiedenen Netzen der Bundesbahn mit Spitzengeschwindigkeiten zwischen 90 und 120 km/h. Eine starke Unterschreitung dieser Geschwindigkeit wäre auf den infrage kommenden Strecken mit einer erheblichen Behinderung des routinemäßigen Güterfernverkehrs verbunden und muß deshalb vermieden werden. Die derzeitigen routinemäßigen Spitzengeschwindigkeiten im Bahnbetrieb liegen bei ca. 160 km/h; nach 1985 sollen sie auf 200 km/h gesteigert werden /BONNENBERG & DRESCHER (1975)/.

Der Transport von Kernbrennstoffen auf den Wasserwegen ist eine denkbare Variante, insbesondere da die meisten Reaktorstandorte aus Kühlungsgründen und wegen des Antransports der Großkomponenten an Flüssen oder Kanälen liegen. Für den Wassertransport ist in absehbarer Zukunft kein Kapazitätsproblem in bezug auf das erforderliche Behältergewicht und die Umlademöglichkeiten zu erwarten. Trotzdem kommt ein Transport auf den Binnenschiffahrtswegen in Zukunft aus mehreren Gründen kaum in Betracht. Einmal sind die Klasse "B"-Behälter nur für ein kurzzeitiges Eintauchen in Wasser ausgelegt; weiterhin würde bei Störfällen eine Bergung der Behälter sehr erschwert werden; und schließlich wäre die Gefährdung bei Freisetzung größerer Aktivitätsmengen in den Binnengewässern ungleich größer als bei Aktivitätsfreisetzung auf dem Lande /BLOMEKE, J.O., et al. (1975)/.

3.4.3 Anzahl der Transporte zur Wiederaufarbeitungsanlage und der benötigten Transportbehälter

Da in dieser Studie nur standardisierte Reaktoren gleicher Leistung betrachtet werden, wird der Einsatz von Standard-Transportbehältern mit folgender Behältertransportkapazität angenommen /BLOMEKE, J.O., et al. (1975)/:

- für den LWR: 5 t SM
- für den SBR: 2 t SM
- für den HTR: 3 t SM (niederer Abbrand)
0,6 t SM (hoher Abbrand).

Der Transport abgebrannter Brennelemente soll per Bahn erfolgen, und zwar durch Einzelwaggons (je 1 Behälter) oder durch Sonderzüge (je 6 Waggons).

Abb. 3.5 zeigt die Zusammensetzung der gesamten Umlaufzeit eines Transportbehälters für diese beiden Varianten unter der Annahme, daß NTL12-Behälter transportiert werden. Die Ergebnisse gelten auch für andere Behälterttypen.

Wie aus Abb. 3.5 hervorgeht, erreichen die beiden gewählten Varianten eine gleich lange Umlaufzeit von etwa 8,5 Tagen. Berücksichtigt man, daß die Transportbehälter einschließlich ihrer Spezialwaggons nur 60 % der Zeit zur Verfügung stehen, der Rest für Wartung, Reparatur und zur Anpassung an neue Sicherheitsvorschriften benötigt wird, so beträgt die realistische durchschnittliche Umlaufzeit 14 Tage /BONNENBERG & DRESCHER (1975)/.

Für die folgenden Ausführungen wird als Behälterumlaufzeit für alle Reaktortypen eine Zeitspanne von 14 Tagen angenommen.

In Abb. 3.6 wird für das mittlere Szenarium mit frühem SBR/HTR-Einsatz die Anzahl der Transporte je eines Behälters zur Wiederaufarbeitungsanlage angegeben (LWR, SBR, HTR, gesamt). Das Maximum der jährlich zu erwartenden Transporte von den Leichtwasserreaktoren zur Wiederaufarbeitungsanlage wird im Jahr 2007 erreicht.

Die Tabellen 3.20-22 zeigen für das hohe, das mittlere und das niedere Szenarium, jeweils bei frühem Einsatz fortgeschrittener Reaktoren, die Zahl der Transporte im betrachteten Zeitraum nur von den LWR zur Wiederaufarbeitungsanlage (3.20) und insgesamt bei hohem (3.21) und niederem (3.22) Abbrand des HTR-Brennstoffs.

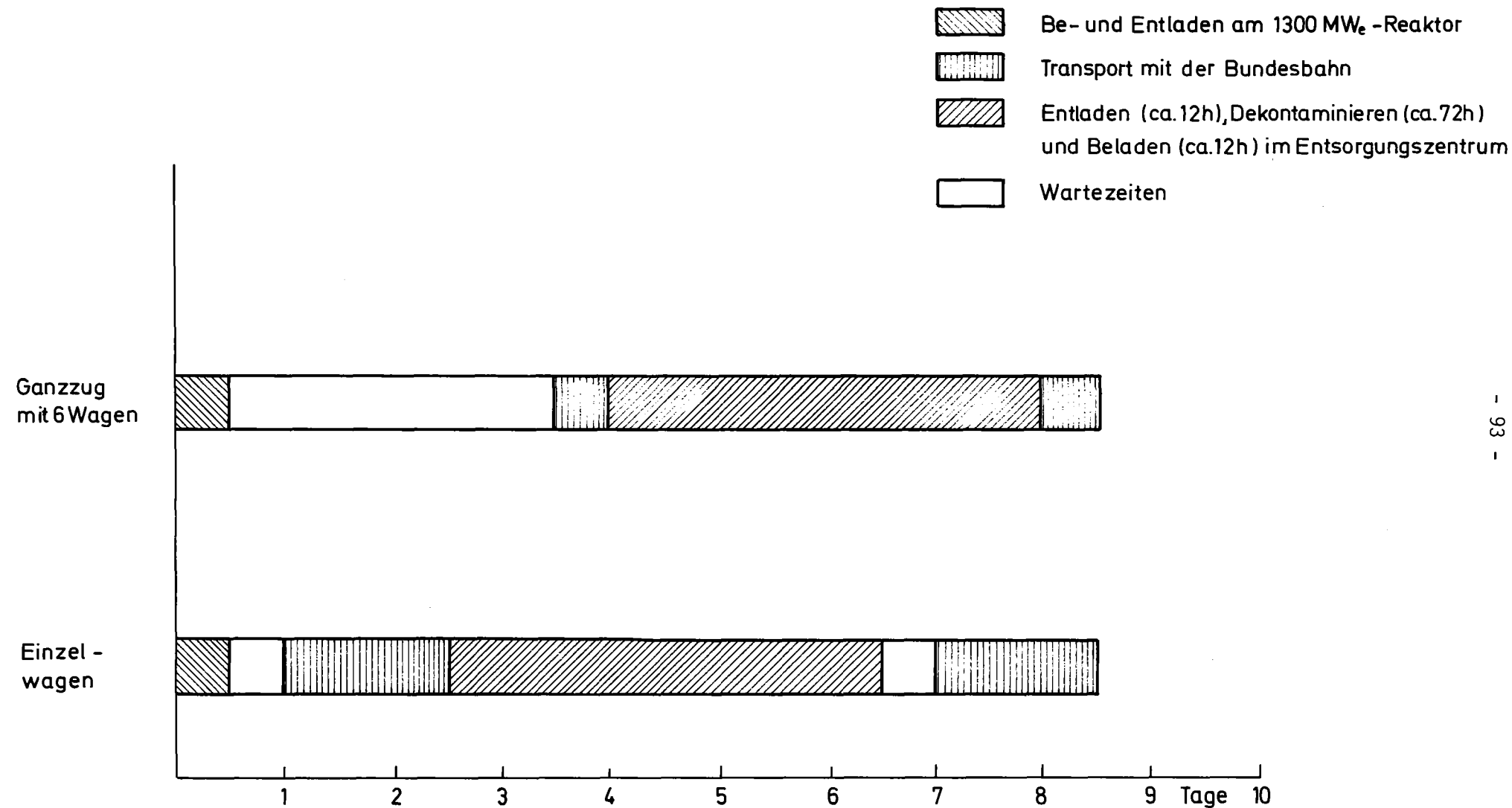
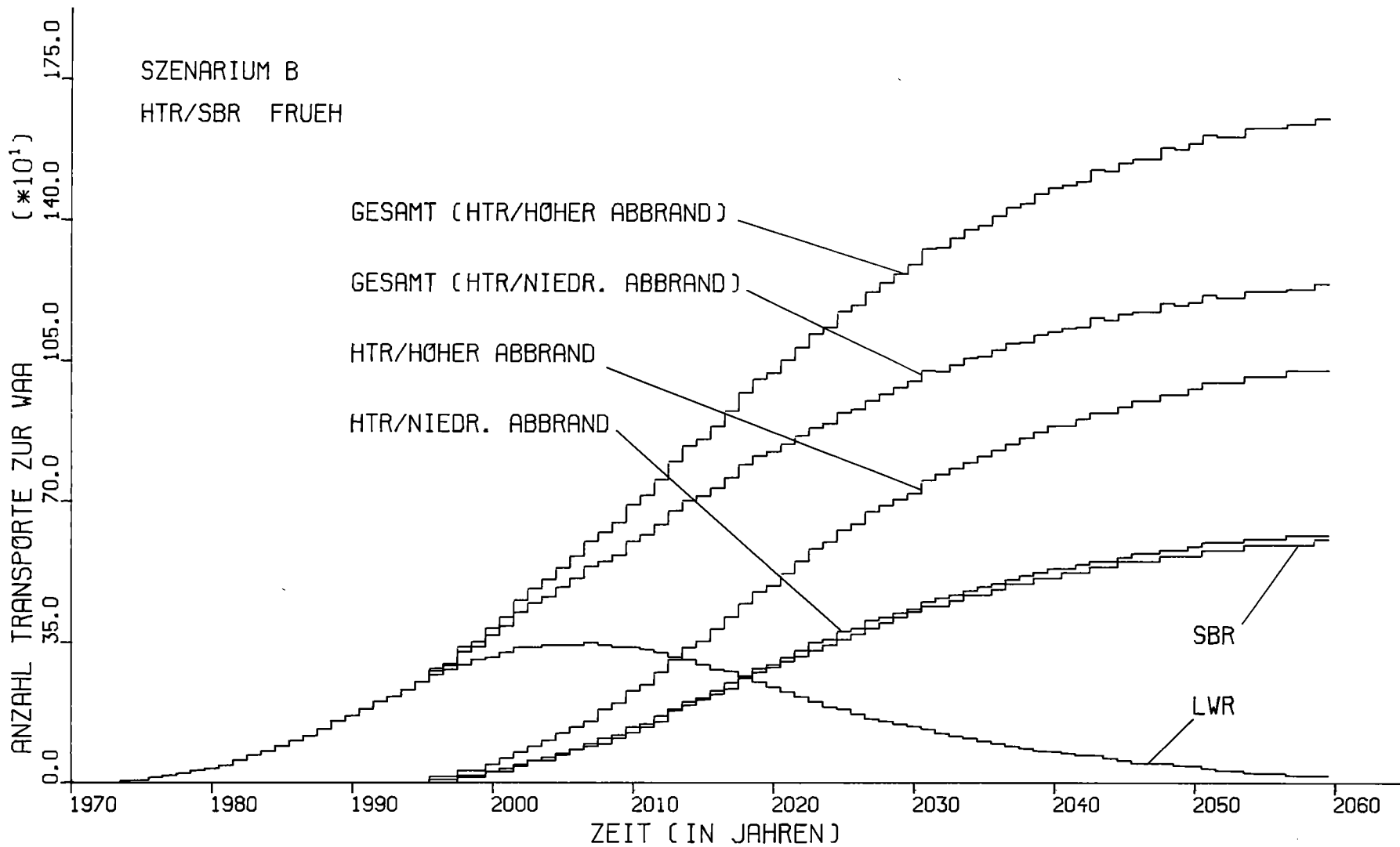


Abbildung 3.5: Balkendiagramm zur Bestimmung der Umlaufhäufigkeit eines NTL12-Behälters
 Quelle: Nach /BONNENBERG & DRESCHER (1975)/



KFK

ABB. 3.6

AFAS
1978

Tabelle 3.20: Anzahl der Transporte nur LWR zur Wiederaufarbeitungsanlage als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

JAHR	HOHES SZENARIO	MITTLERES SZENARIO	NIEDERES SZENARIO
1975	6.1	6.1	6.1
1980	49.2	36.9	30.8
1985	116.8	92.3	61.5
1990	215.2	166.0	116.8
1995	332.1	252.1	172.2
2000	418.2	313.6	209.1
2005	461.2	344.4	221.4
2010	455.1	338.2	209.1
2015	412.0	295.2	178.3
2020	338.2	239.8	135.3
2025	264.4	184.5	98.4
2030	209.1	141.4	73.8
2035	159.9	104.5	55.3
2040	116.8	79.9	30.8
2045	86.1	55.3	24.6
2050	73.8	43.0	18.4
2055	43.0	24.6	12.3
2060	30.8	12.3	12.3

Tabelle 3.21: Anzahl der Transporte gesamt (HTR/hoher Abbrand) zur Wiederaufarbeitungsanlage als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

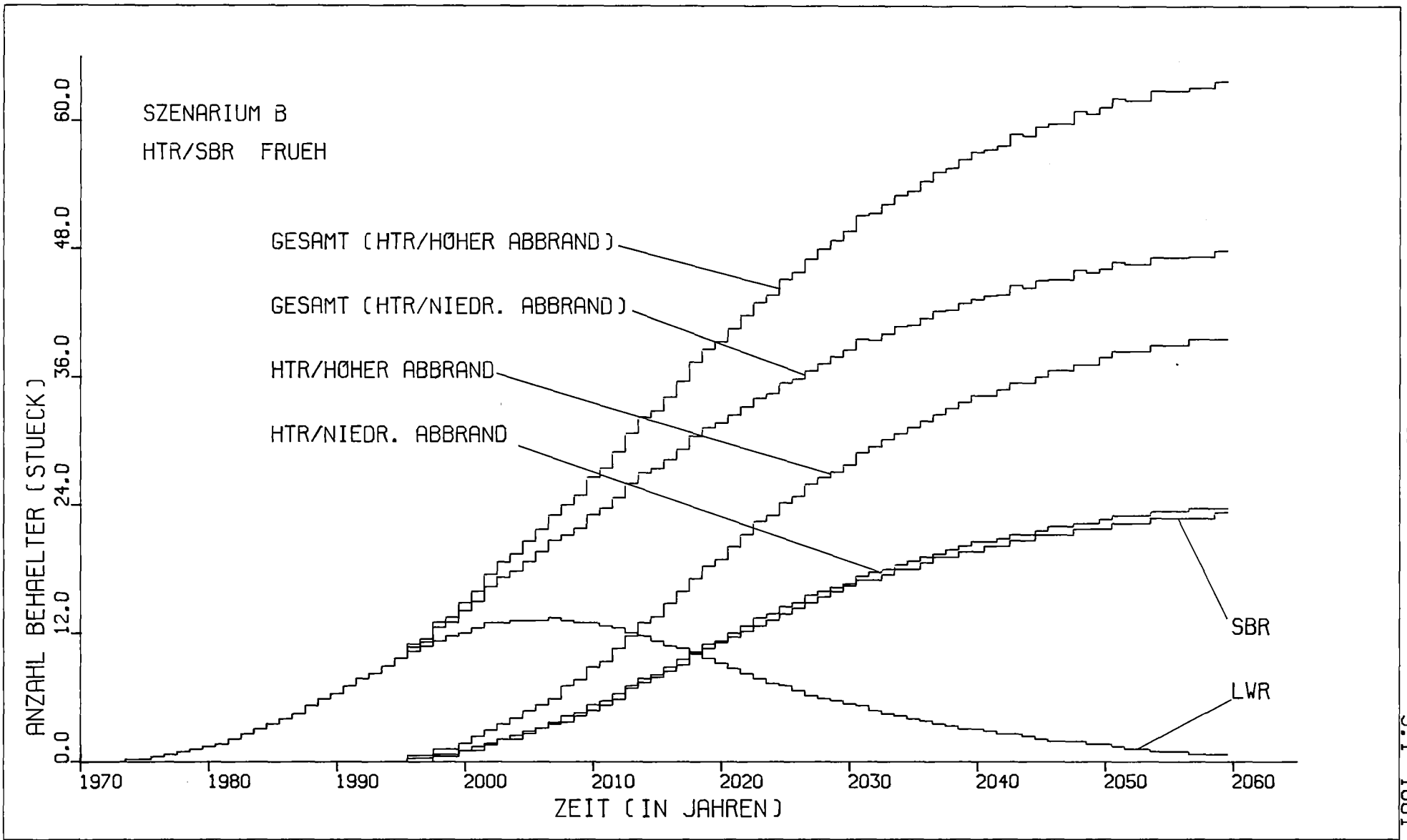
JAHK	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	6.1	6.1	6.1
1980	49.2	36.9	30.8
1985	116.8	92.3	61.5
1990	215.2	166.0	116.8
1995	332.1	252.1	172.2
2000	507.4	387.4	253.7
2005	711.9	536.6	339.8
2010	942.5	693.4	445.9
2015	1165.4	856.4	547.3
2020	1402.2	1022.4	651.9
2025	1608.2	1174.7	733.4
2030	1789.7	1293.0	798.0
2035	1946.5	1389.9	853.3
2040	2066.4	1483.7	873.3
2045	2183.3	1546.7	896.4
2050	2289.4	1594.4	919.4
2055	2347.8	1634.4	957.9
2060	2393.9	1666.7	957.9

Tabelle 3.22: Anzahl der Transporte gesamt (HTR/niedriger Abbrand) zur Wiederaufarbeitungsanlage als Funktion der Zeit (in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	6.1	6.1	6.1
1980	49.2	36.9	30.8
1985	116.8	92.3	61.5
1990	215.2	166.0	116.8
1995	332.1	252.1	172.2
2000	482.8	369.0	241.4
2005	650.3	487.3	309.0
2010	819.4	601.1	384.3
2015	974.6	714.8	455.0
2020	1131.3	825.4	522.6
2025	1269.6	922.2	573.3
2030	1389.5	1003.7	613.3
2035	1497.0	1063.6	650.2
2040	1573.9	1126.6	657.8
2045	1653.8	1171.2	674.7
2050	1729.1	1200.4	691.6
2055	1762.9	1228.0	717.8
2060	1796.7	1248.0	717.8

Aus Tab. 3.21 kann z.B. abgelesen werden, daß sich die Anzahl der Transporte im Falle des mittleren Szenariums innerhalb des Zeitraumes von 2005 bis 2050 um den Faktor 3 erhöhen würde. Unter der Annahme des Transports in Eisenbahnzügen à 6 Waggons würde dies eine Transportkapazität von ca. 90 Zügen im Jahre 2005 und ca. 266 Züge im Jahre 2050 erfordern.

Die Anzahl der benötigten Behälter für den Transport von Brennelementen ist für das mittlere Szenarium mit frühem Einsatz fortgeschrittener Reaktoren in Abb. 3.7 graphisch dargestellt. Aus Tab. 3.23 kann für dieses (sowie für das hohe und das niedere) Szenarium die Zahl der Behälter, die für die Entsorgung der LWR allein benötigt werden, abgelesen werden. Die Tabelle zeigt, daß die zur Verfügung zu stellende maximale Behälterzahl für den Abtransport der abgebrannten LWR-Brennelemente zur Wiederaufarbeitungsanlage z.B. im Falle des mittleren Szenariums (bei einer Behälterumlaufzeit von 14 Tagen und 5 Tonnen Schwermetall Fassungsvermögen pro Behälter) 14 Stück betragen und im Jahre 2007 erreicht würde.



- 99 -
3.1 - 1001 - 1978

KFK

ABB. 3.7

AFAS
1978

Tabelle 3.23: Anzahl der benötigten Transportbehälter nur LWR als Funktion der Zeit
(in Jahren) bei frühem Einsatz von fortgeschrittenen Reaktoren

Jahr	HOHES SZENARIO	MITTLERES SZENARIO	NIEDERES SZENARIO
1975	0.2	0.2	0.2
1980	1.9	1.4	1.2
1985	4.5	3.5	2.4
1990	8.3	6.4	4.5
1995	12.8	9.7	6.6
2000	16.1	12.1	8.0
2005	17.7	13.2	8.5
2010	17.5	13.0	8.0
2015	15.8	11.4	6.9
2020	13.0	9.2	5.2
2025	10.2	7.1	3.8
2030	8.0	5.4	2.8
2035	6.1	4.0	2.1
2040	4.5	3.1	1.2
2045	3.3	2.1	0.9
2050	2.8	1.7	0.7
2055	1.7	0.9	0.5
2060	1.2	0.5	0.5

Literatur zu Kapitel 3:

BLOMEKE, J.O., KEE, C.W., SALMON, R.

Shipments in the Nuclear Fuel Cycle
Projected to the Year 2000
Nuclear News, June 1975, S. 62

BONNENBERG + DRESCHER

Zukünftige Transportkapazität von radioaktivem
Material und mögliche Konsequenzen
Studie im Auftrag des BMFT, Januar 1975

BUNDESREGIERUNG

Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie
Eine Dokumentation der Bundesregierung
Bonn 1977

DWK

Bericht über das in der Bundesrepublik Deutschland
geplante Entsorgungszentrum für ausgediente Brennelemente aus Kernkraftwerken (2. Auflage), Stand
September 1977
Herausgeber: Deutsche Gesellschaft für Wiederauf-
arbeitung von Kernbrennstoffen (DWK), Hannover

IAEA (International Atomic Energy Agency)

Regional Nuclear Fuel Cycle Center, Vol. II
Basic Studies 1977, Report of the IAEA Study
Projekt, IAEA, Wien 1977

KEESE, H.

Transporte bei der Entsorgung nuklearer Anlagen
In: Entsorgung der Kerntechnik, Berichte des Symposiums
am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz,
Herausgegeben vom Deutschen Atomforum e.V., Bonn

MANDEL, H.

Die energiepolitische Bedeutung der Entsorgung
In: Entsorgung der Kerntechnik, Berichte des Symposiums
am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz
Herausgegeben vom Deutschen Atomforum e.V., Bonn

4. Gegebenheiten und Entwicklungstendenzen der Entsorgungstechnologien

4.1 Die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren

4.1.1 Einleitung

Aus reaktorphysikalischen Gründen, die mit dem Begriff "Selbstvergiftung des Brennstoffs" umschrieben werden können, läßt sich die insgesamt mögliche Energieausbeute nicht in einem Reaktordurchgang erreichen. Daher wurde schon sehr früh daran gedacht, den noch nicht genutzten Brennstoff (Uran und entstandenes Plutonium) zu "reinigen", wieder aufzuarbeiten und danach in den Reaktor zu rezyklieren.

Etwa seit 1972 wird zunehmend deutlich, daß die Wiederaufarbeitung von bestrahltem Leichtwasserreaktorbrennstoff zum Engpaß im Brennstoffkreislauf zu werden droht.

Die seit jüngerer Zeit international geführte Diskussion der Frage, ob der bestrahlte Brennstoff dieser Reaktoren aufgearbeitet werden soll oder nicht, wurde für die Bundesrepublik Deutschland mit dem von der Bundesregierung ausgearbeiteten Entsorgungskonzept positiv entschieden /SCHMIDT-KÜSTER, W.-J. (1974)/. Nach derzeitigem Wissensstand überwiegen zumindest für die Bundesrepublik Deutschland die Vorteile im Bereich der Versorgung und Entsorgung gegenüber den Nachteilen, die sich insbesondere unter dem Gesichtspunkt des möglichen Plutoniummißbrauchs ergeben. Eine eingehendere Darstellung der Argumente für und wider die Aufarbeitung, auf die hier nicht näher eingegangen werden soll, findet sich in /BÖHM, H. (1977)/.

Der Brennstoffzyklus der Leichtwasserreaktoren ist erst dann geschlossen, wenn es gelingt, die in den erschöpften bestrahlten Brennelementen noch enthaltenen oder aufgebauten Wertstoffe Uran (U) bzw. Plutonium (Pu) von den Abfallstoffen, den radioaktiven Spaltprodukten, zu trennen und sie nach Durchlaufen der notwendigen Verarbeitungsschritte wieder in den Reaktor zur weiteren Nutzung zurückzuführen. Dies ist sowohl für Natururanbrennstoff als auch für angereicherten Brennstoff im industriellen Maßstab demonstriert worden.

Die erste Verarbeitungsstation, die der abgebrannte Brennstoff auf dem Weg zurück zum Reaktor durchlaufen muß, ist die Wiederaufarbeitungsanlage, in der die Rückgewinnung der Wertstoffe und deren Abtrennung von den Abfallstoffen erfolgt. Bei der Reinigung oder Dekontamination der Wertstoffe müssen diese von den mit ihnen innig vermengten Abfallstoffen abgetrennt werden. Diese radioaktiven Abfallstoffe müssen in einer Form anfallen, die deren spätere Verarbeitung in ein endlagerfähiges Produkt ermöglicht. Hier wird die zweite wichtige Funktion der Wiederaufarbeitung, die Entsorgung radioaktiver Abfallstoffe, angesprochen.

Eine über den LWR-Zyklus hinausgehende Bedeutung einer funktionierenden Wiederaufarbeitung besteht in zweifacher Hinsicht:

- Das für den Start eines Schnellen Brutreaktors erforderliche Plutonium kann nur über den Weg der Wiederaufarbeitung bestrahlter LWR-Brennelemente gewonnen werden.
- Die Rückführung des im SBR erbrüteten Plutoniums ist unabdingbar für den wirtschaftlich sinnvollen Einsatz dieser fortgeschrittenen Reaktorgeneration. Da die Aufarbeitungstechnologie des Brüterzyklus im Prinzip die gleiche sein wird wie die des LWR, werden die Betriebserfahrungen mit der großtechnischen Aufarbeitung von LWR-Brennstoffen, insbesondere auch von plutoniumhaltigem Recycle-Brennstoff, erheblich zur Ertüchtigung der SBR-Wiederaufarbeitung beitragen können.

4.1.2 Die Technik der Wiederaufarbeitung

Das Brennelement ist nach Ablauf seiner Einsatzzeit noch in der ursprünglichen Form erhalten, das Gemisch aus restlichem Uran, Plutonium und Abfallstoffen noch im Hüllmaterial gasdicht eingeschlossen. Der erste Schritt der Aufarbeitung muß daher der mechanische Aufschluß des aufzuarbeitenden Gutes sein.

Das nach dieser Operation teilweise freigelegte Gemisch aus Wert- und Abfallstoffen wird in einem weiteren Schritt chemisch aus dem Hüllmaterial herausgelöst. Das Aufarbeitungsgut muß nun in einer Form anfallen, die

- die Trennung der Wertstoffe von den Abfallstoffen,
- die Trennung des Urans vom Plutonium,
- deren jeweilige Endreinigung und
- die Konzentrierung und Minimierung der Abfallströme

erlaubt.

4.1.2.1 Der bestrahlte LWR-Brennstoff

Der Kernbrennstoff der Leichtwasserreaktoren hat die chemische Form von Uranoxid (UO_2) und Plutoniumoxid (PuO_2) und wird von dünnwandigen, gasdichten, etwa 4-5 m langen Hüllrohren umschlossen. Ein solches mit Brennstoff gefülltes Rohr wird Brennstab genannt. Eine jeweils bestimmte Anzahl von Brennstäben wird zu einem Stabbündel mit in der Regel quadratischem Grundriß zusammengefügt. Die erforderliche geometrische Stabilität wird durch die Verwendung von Strukturteilen (Abstandshaltern, Regelstabführungsrohren, Kopf- und Fußstücken) erreicht. Das so aufgebaute Brennstabbündel wird als Brennelement bezeichnet.

Die Brennelemente moderner Leichtwasserreaktoren haben die folgenden technischen Daten:

Tabelle 4.1-1: Technische Daten von LWR-Brennelementen

		Siedewasserreaktor (SWR) ⁺	Druckwasserreaktor (DWR) ⁺⁺
Gesamtlänge	mm	4500	5000
Kantenlänge	mm	140	230
Brennstabdurchmesser	mm	14	11
Zahl der Brennstäbe/BE		49	235
Uran/BE	kg	195	519
Gesamtgewicht/BE	kg	275	750
Hüllrohrwerkstoff		Zr-2	Zr-4

+) KKW Phillipsburg

++) KKW Biblis

Neben den vorgenannten Daten für Abmessungen und Gewichte sind für die Auslegung und Konzeption der Wiederaufarbeitungsanlage insbesondere die Charakteristika des bestrahlten Brennstoffs, also Abbranddaten, Urangehalt, dessen Isotopenzusammensetzung, Plutoniumgehalt, Spaltproduktmengen u.ä., von Bedeutung. In Tab. 4.1-2 werden die wichtigsten Durchschnittswerte für frischen und abgebrannten Brennstoff angegeben.

Tabelle 4.1-2: Zusammensetzung des Kernbrennstoffs vor und nach Einsatz im Reaktor für den Gleichgewichtszustand eines 1000 MWe-Kernkraftwerks /ZECH, H.-J., PICKERT, F.-K. (1977)/

	S W R		D W R	
	(g/kg U)	(Gew.-%)	(g/kg U)	(Gew.-%)
<u>Eingesetzter Brennstoff</u>				
U-235	25,6	2,6	33,0	3,3
Uran gesamt	1000	100	1000	100
<u>Abgebrannter Brennstoff</u>				
Abbrand	25 000 MWd/t ⁺)		33 000 MWd/t ⁺)	
Zusammensetzung:				
Uran: U-235	6,2	0,6	8,4	0,9
U-236	3,3	0,3	4,2	0,4
U-238	953,0	99,1	945,0	98,7
	962,5	100,0	957,6	100,0
Plutonium: Pu-239	4,6	57,5	5,3	57,0
Pu-240	2,1	26,3	2,4	25,8
Pu-241	0,9	11,2	1,2	12,9
Pu-242	0,4	5,0	0,4	4,3
Pu gesamt	8,0	100,0	9,3	100,0
Pu spaltbar	5,5	68,7	6,5	69,9
Spaltprodukte u. Aktiniden (Np, Am, Cm)	28,0		32,5	

+) MWd/t = Megawatt-Tage pro t (Einheit der spezifischen Wärmefreisetzung bei nuklearen Brennstoffen)

Die für die Aufarbeitung wichtige spezifische Nachwärmeleistung und Radioaktivität des bestrahlten Brennstoffs zeigt die Abbildung 4.1-1.

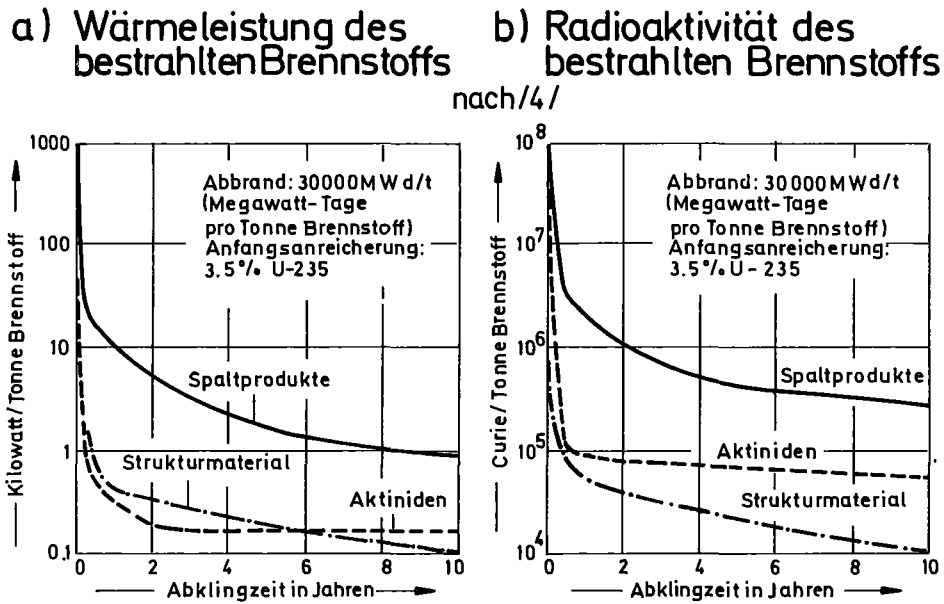


Abbildung 4.1-1: Wärmeleistung und Aktivität des bestrahlten Brennstoffs

Für die Konzeption der deutschen großtechnischen Wiederaufarbeitungsanlage würde ein Standardbrennstoff mit folgenden Werten zugrundegelegt /ISSEL, W., KOCH, W. (1975)/:

Zielabbrand	40 000 MWd/t U
Mindestkühlzeit vor Beginn der Aufarbeitung	1 Jahr
Pu-Gehalt	ca. 0,8 %
spezifische Spaltproduktaktivität	$2,3 \cdot 10^6$ Ci/t
davon Tritium	700 Ci/t
Krypton 85	12 000 Ci/t
Jod 129	0,04 Ci/t

4.1.2.2 Das Aufarbeitsverfahren (Prinzip)

Von einer Vielzahl in der Vergangenheit entwickelter Verfahren hat sich das Purex-Verfahren⁺⁾ für die großtechnische Aufarbeitung von LWR-Brennstoffen weltweit durchgesetzt.

Im Prinzip beruht das Purex-Verfahren auf der in der chemischen Industrie vielfach angewandten Lösungsmittelgegenstromextraktion, auch als Flüssigflüssig-Extraktion bekannt. Die spezielle Form des Purex-Verfahrens beruht darauf, daß die bei der Auflösung des bestrahlten Brennstoffs in Salpetersäure entstandenen Nitrate des Urans und Plutoniums bei Gegenwart von Salpetersäure von organischen Lösungsmitteln leicht extrahiert werden, während die Salze der Spaltprodukte zu über 99 % in der wässrigen Phase verbleiben /HUPPERT, K.-L. (1968)/. Als organisches Lösungsmittel hat sich Tributylphosphat (TBP) bewährt, welches normalerweise auf 20 - 30 % mit Kerosin verdünnt wird. Am Beispiel des in Abb. 4.1.-2 gezeigten Blockschemas der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) wird auf die einzelnen Verfahrensschritte in den folgenden Abschnitten näher eingegangen werden.

4.1.2.3 Die heutige Praxis der Wiederaufarbeitung

Der bestrahlte Brennstoff durchläuft in der Wiederaufarbeitungsanlage im wesentlichen 5 Stationen ⁺⁺⁾:

- BE-Annahme und -Lagerung
- Mechanischer und chemischer Aufschluß
- 1. Extraktionszyklus mit U/Pu-Trennung
- 2. und 3. Extraktionszyklen für Uran bzw. Plutonium
- Endreinigung und Konditionierung der Wertstoffe U und Pu.

+) Purex = Plutonium-Uranium Recovery by Extraction

++) siehe Abb. 4.1.-2

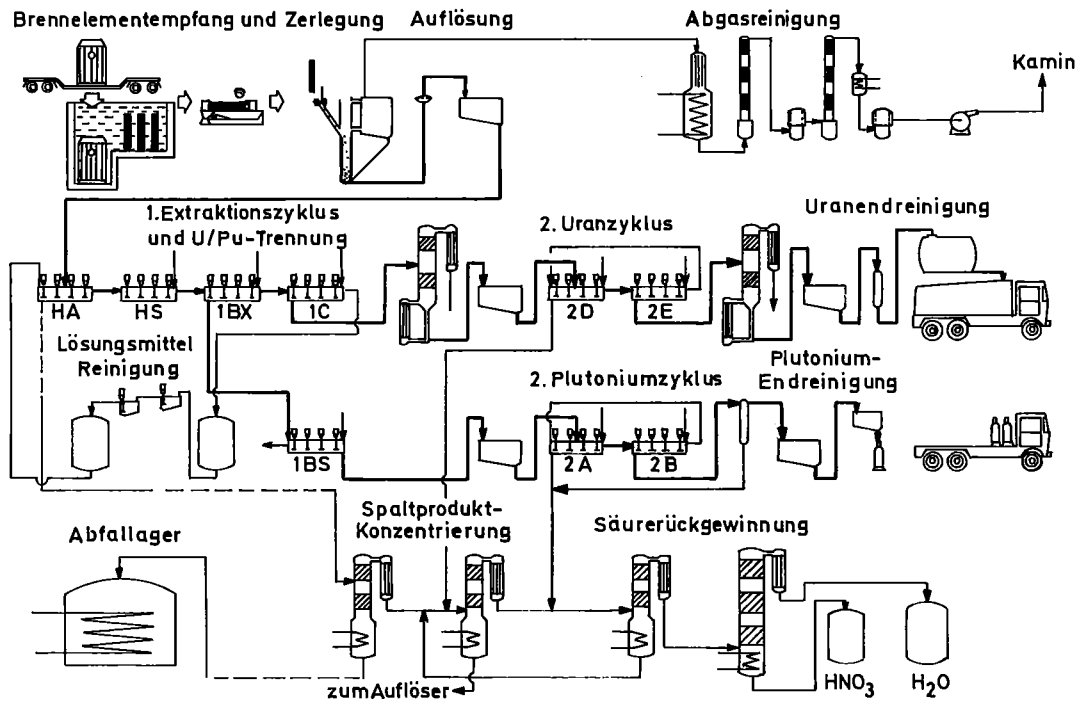


Abbildung 4.1-2: Vereinfachtes Verfahrensschema der WAK

Brennelementannahme und Lagerung

Der Antransport der im allgemeinen stark strahlenden abgebrannten Brennelemente erfolgt in abgeschirmten Transportbehältern über Straße oder Schiene. Die Behälter werden durch die Hebezeuge der Annahmestation angenommen, in das Entladebecken überführt und unter Wasser entladen. Die entladenen Brennelemente werden ihrerseits in das Lagerbecken verbracht und dort in kritisch sicheren Gestellen bis zur weiteren Verarbeitung gelagert.

Die maschinelle und apparative Ausrüstung dieses Traktes besteht im wesentlichen aus den Einrichtungen zur Manipulation und Entladung der Behälter,

aus den Einrichtungen zum innerbetrieblichen Transport und zur Einlagerung der Brennelemente. Das vollentsalzte Wasser des Lagerbeckens wird kontinuierlich über eine Wasserreinigungsanlage umgewälzt und gleichzeitig gekühlt. Das Aktivitätsniveau des Wassers kann so bei 10^{-8} Ci/l gehalten werden. Arbeitstäglich werden 1-3 Ci/d entfernt. In der Hauptsache handelt es sich um Cs-134 und 137, sowie um geringe Mengen von Co-60 und Mn-54 /SCHÖLLER, W. u.a. (1975)/.

Aus Abb. 4.1.-1 geht hervor, daß innerhalb der ersten zwei Jahre nach Entladung Wärmeentwicklung und Strahlungsintensität des bestrahlten Brennstoffs um mehrere Zehnerpotenzen absinken. Nach 180-200 Tagen können daher bestrahlte Brennelemente transportiert werden, nach insgesamt rd. einem Jahr Mindestkühlzeit kann mit deren Aufarbeitung begonnen werden.

Mechanischer und chemischer Aufschluß

Die eigentliche Aufarbeitung der Elemente beginnt nach deren Entnahme aus dem Lagerbecken im sogenannten "Head-end" mit dem mechanischen Aufschluß des Brennstoffs. In der WAK erfolgt der mechanische Aufschluß in zwei Schritten:

- (1) Absägen der Endstücke und Vereinzeln der Stäbe
- (2) Zerschneiden der einzelnen Brennstäbe in kurze Stücke (ca. 5 cm) durch eine Stabschere.

Die Brennstababschnitte gelangen unmittelbar nach dem Zerschneiden in die Salpetersäure des Auflösers. Hier gehen Uran, Plutonium und die nicht flüchtigen Spaltprodukte in Lösung, während das Hüllmaterial Zirkaloy (oder Edelstahl) ungelöst zurückbleiben.

Die Kombination von mechanischem und chemischem Aufschluß des Brennstoffs wird auch "Chop-and-Leach-Prozeß" genannt. Bereits beim Zerschneiden, hauptsächlich jedoch beim Auflöseprozeß, entweichen die gasförmigen Spaltprodukte, die mit dem Scherenspülgas in die Abgasstrecke getrieben werden.

Im Head-end fallen somit an:

- Feste Abfälle: Hülsen, BE-Strukturmaterial, Feedklärschlamm
- Brennstofflösung: Uran, Plutonium und Spaltprodukte in salpetersaurer Lösung
- Abgas: nitrose Gase, Krypton, Tritium, Jod, Aerosole und Scherenspülgas.

Die festen Abfälle werden auf restlichen Spaltstoffgehalt geprüft (Spaltstoffbilanzierung) und in das Zwischenlager ausgeschleust. Hierfür eignen sich Silos (für Zirkaloy-Abfälle unter Wasser). Für die Endlagerung werden die festen Abfälle mit Beton fixiert.

Besondere Bedeutung kommt der Abgasreinigung zu:

- Die nitrosen Gase werden unter Einwirkung von Luft und verdünnter Salpetersäure zu HNO_3 rekombiniert und ausgewaschen /KOCH, G. (1977)/.
- Jod wird zur Zeit aus der Lösesäure durch Adestillation quantitativ in den Abgasstrom getrieben und aus diesem durch Filter aus silberimprägniertem anorganischem Trägermaterial abgeschieden.

(Mit den in der WAK eingesetzten Jodfiltern wurden Abscheidungswerte von über 99 % erzielt.)

- Das freigesetzte Radiokrypton wird z. Zt. vollständig über den Kamin abgegeben. Rückhalteeinrichtungen befinden sich noch in Entwicklung bzw. Erprobung.
- Die Abscheidung von Aerosolen wird mit Hilfe von hochwirksamen Schwebstoff-Filtern und vorgeschalteten Naßabscheidern vorgenommen.

- Da nur knapp 1 % des durch ternäre Spaltung entstandenen Tritiums gasförmig nach der Auflösung frei wird, kann es mit dem gereinigten Abgas in die Atmosphäre abgegeben werden. Für die zukünftige Großanlage sind Tritiumrückhalteeinrichtungen vorgesehen.

Die Produktlösung enthält das Uran in Form von Uranyl Nitrat ($UO_2(NO_3)_2$), das Plutonium in Form von Plutonium IV Nitrat ($Pu(NO_3)_4$) sowie die Nitrate von etwa 50 verschiedenen Spaltprodukten und Aktiniden. Nach Durchlaufen einer Reinigungsstufe, in der mitgeführte Feststoffe aus der Lösung entfernt werden, erfolgt die Homogenisierung der Charge und die Bilanzierung der Spaltstoffe. Hiernach wird die Lösung an ein Pufferlager abgegeben, wo sie auf etwa 1 Mol/l U und 1,5 - 3 Mol/l HNO_3 eingestellt wird /KOCH, G. (1977)/. Von hier aus erfolgt die Einspeisung in den 1. Extraktionszyklus.

Der gesamte Verfahrensablauf des Brennstoffaufschlusses muß wegen der hohen Radioaktivität des Verarbeitungsgutes fernbedient in heißen Zellen durchgeführt werden.

Der erste Extraktionszyklus und die U/Pu-Trennung

Wie bereits ausgeführt, erfolgt die Trennung der Wertstoffe Uran und Plutonium von den Spaltprodukten beim PUREX-Verfahren dadurch, daß die Produktlösung in engen Kontakt mit dem organischen Lösungsmittel Tributylphosphat (TBP)⁺ gebracht wird. Praktisch erfolgt dies im Gegenstrom; daher werden diese Verfahren auch Gegenstromextraktionsverfahren genannt.

In der WAK werden für die Extraktion Mischabsetzer (Mixer Settler) verwendet. Neben diesen kommen als weitere Extraktionsapparate die Kolonne in Form der gepulsten Siebbodenkolonne, und die Zentrifugalextraktoren in Frage. Hinsichtlich näherer technischer Einzelheiten siehe Lit. /KOCH, G. (1977)/.

+) 30 Vol. % TBP und 70 Vol. % Kerosin ("TBP 30")

Allen gebräuchlichen Extraktionsapparaten gemeinsam sind zwei Funktionen:

- die innige Vermengung der organischen und der wässrigen Phase durch mechanische oder hydraulische Verwirbelung und
- die nachfolgende Entmischung in Zonen geringer Turbulenz.

Während die mit den Nitraten der Spaltprodukte beladene wässrige Lösung der Spaltproduktkonzentrierung zugeführt wird, gelangt die mit Uran und Plutonium beladene organische Phase in die nächste Mixersettler-Batterie, in der durch Zugabe von Salpetersäure weitere Spaltprodukte ausgewaschen werden.

In einer dritten Extraktionsstufe werden Uran und Plutonium voneinander getrennt: Durch Zugabe eines Reduktionsmittels wird das in der organischen Phase gelöste 4- bzw. 6-wertige Pu zu 3-wertigem Pu reduziert. Da dieses praktisch in TBP unlöslich ist, kehrt es in die wässrige Phase zurück und wird dadurch von dem in der organischen Phase verbleibenden Uran abgetrennt.

In einem weiteren Extraktionsschritt werden Uranreste aus der Plutoniumlösung durch Zugabe von TBP-30 entfernt. Die gereinigte wässrige Pu-Lösung wird dem 2. Plutoniumzyklus zugeführt.

Das in der organischen Phase verbliebene Uran wird durch Zugabe von verdünnter Salpetersäure rückextrahiert, in einem Verdampfer aufkonzentriert, in Behältern gesammelt, analysiert und in den 2. Uranzyklus eingespeist.

Der Dekontaminationsfaktor (DF)^{+))} liegt am Ende des ersten Extraktionszyklus bei 10^3 .

Der zweite Extraktionszyklus für Uran bzw. Plutonium

Da die im ersten Extraktionszyklus erreichbaren Dekontaminationsfaktoren noch nicht ausreichen, müssen sowohl Uran- als auch Plutoniumlösungen

+)
DF = $\frac{\text{Kontamination des Produkts vor Reinigung}}{\text{Kontamination des Produkts nach Reinigung}}$

weiteren Reinigungsschritten unterworfen werden. Im Prinzip wird hier die im vorangegangenen Abschnitt beschriebene Gegenstromextraktion mit den Schritten Extraktion (durch TBP-30) und Rückextraktion durch verdünnte HNO_3 wiederholt.

Da die spezifische Spaltproduktaktivität in den zweiten Zyklen wesentlich geringer ist, treten hier einige verfahrenstechnische Schwierigkeiten des ersten Zyklus, auf die in Abschnitt 4.1.3 noch einzugehen ist, nicht mehr auf.

Während die vom ersten Zyklus übernommene wässrige Pu-Lösung ohne weiteres in die nachfolgenden Mischabsetzerbatterien eingespeist werden kann, muß das Plutonium vor Eintritt in den 2. Pu-Zyklus aufoxidiert werden; die dann folgenden Schritte sind:

- Extraktion mit TBP-30 und Wäsche mit verdünnter Salpetersäure
- Reduktion durch ein Oxidationsmittel (Uran IV-Nitrat oder Hydroxylamin).

Die Endreinigung des Urans und des Plutoniums

Nach Durchlaufen des 2. Uran-Zyklus wird die wässrige Uranlösung in einem Verdampfer aufkonzentriert. Geringfügige Restverunreinigungen, insbesondere Zirkon, werden in Silikagelkolonnen abgetrennt.

Der insgesamt in der WA zu erreichende Dekontaminationsfaktor muß beim heutigen LWR-Brennstoff die Größenordnung von $DF = 10^7$ erreichen; damit wird die β - und γ -Aktivität des wiedergewonnenen Urans mit der Aktivität des Natururans (U-Metall $3,2 \cdot 10^{-7}$ Ci/g) vergleichbar.

Das Uran verläßt die WA als wässrige Uranylinitrat-Lösung mit einer Konzentration von 400 - 450 g U/l und ist dank des hohen Dekontaminationsgrades praktisch wie Natururan, d.h. ohne Abschirmung, handhabbar.

Das Plutonium fällt gleichfalls nach dem Durchlaufen des 2. Plutonium-Zyklus als Plutoniumnitrat-Lösung an, deren Endreinigung durch Adsorption und Resorption an Ionenaustauschern vorgenommen wird. Die endgereinigte Lösung wird durch Eindampfen auf eine Konzentration von etwa 30 g Pu/l gebracht /HUPPERT, K.-L. (1968)/.

4.1.3 Praktische Erfahrungen und Konsequenzen

Weiter oben wurde bereits gesagt, daß sich das PUREX-Verfahren für die Aufarbeitung von LWR-Brennstoff weltweit durchgesetzt hat.

Die seit der Aufnahme des aktiven Betriebes der WAK im Herbst 1971 gemachten Erfahrungen mit dem PUREX-Prozeß und vorausgehendem mechanischen und chemischen Aufschluß (Chop and Leach Head-end) des Brennstoffs haben dies grundsätzlich bestätigt /SCHÜLLER, W. u.a. (1975)/.

Das technisch-apparative Konzept und die Logistik der als Pilotanlage für einen Durchsatz von 40 t/jato Uranoxid und Abbränden bis zu 40 000 MWd/t U ausgelegten WAK kann mit entsprechenden Scale-up-Faktoren und Anpassung der Logistik auf die geplante deutsche Großanlage mit ihrem fast 40-fach höheren Durchsatz übertragen werden.

Darüber hinaus müssen in einigen Prozeßschritten redundante Verfahrenseinheiten vorgesehen werden, um die Verfügbarkeit der Gesamtanlage zu erhöhen.

Schließlich müssen unabhängig von der Größe der geplanten Anlage die zwischenzeitlich wesentlich verschärften Auflagen hinsichtlich des Umweltschutzes, der Anlagensicherheit gegen äußere Einflüsse und der Spaltstoffsicherung berücksichtigt werden.

Im folgenden sollen wesentliche Erfahrungen und daraus zu ziehende Konsequenzen in den Hauptschritten der Wiederaufarbeitung aufgezeigt werden.

Brennelementannahme und Lagerung brachten keine technischen Schwierigkeiten. Auch die modernen Großbehälter mit Bruttogewichten bis über 100 t werfen keine Probleme für die Großanlage auf. Entgegen früheren Plänen wird an der Naßentladung der Behälter in der Annahmestation festgehalten werden /DWK (1977)/. Die innerbetrieblichen Transporteinrichtungen müssen dem höheren Arbeitsanfall angepaßt werden.

Die für den mechanischen Aufschluß des Brennstoffs gewählte Methode, Zerlegung des Brennelements mit anschließendem Zerschneiden der Einzelstäbe, hat sich in der WAK bewährt. Die Messersätze der Stabschere erweisen sich mit Leistungen bis zu 170 000 Schnitten als sehr standfest /SCHÜLLER, W. u.a. (1975)/. Dieser Scherentyp könnte gegebenenfalls auch bei den wesentlich höheren Durchsätzen der Großanlage verwendet werden. Für die Großanlage sind jedoch Bündelscheren vorgesehen, für die noch praktische Erfahrung im heißen Betrieb gesammelt werden muß. Neben der zu fordernden hohen Standzeit der Werkzeuge wird zu untersuchen sein, wie das Zuquetschen der Hüllrohrabschnitte verhindert werden kann.

Auch die nachfolgende chemische Auflösung des Brennstoffs brachte in der WAK keine wesentlichen verfahrenstechnischen Schwierigkeiten. Bei der Großanlage muß jedoch beachtet werden, daß die Auflöser bei Chargen zwischen 1 und 2 Tonnen Brennstoff nicht mehr geometrisch sicher ausgelegt werden können. Zur Zeit werden zwei Alternativen zur Lösung untersucht:

- (1) Die homogene "Vergiftung" der Charge durch Zusatz von Gadolinium in die Lösesäure. Hierbei ist insbesondere zu klären ob und inwieweit Gadolinium langfristig und preiswert zur Verfügung steht, da dieses Element nicht rezykliert wird, sondern im hochaktiven Waste verloren geht.
- (2) Die heterogene "Vergiftung" des Konstruktionsmaterials der Auflöser-einheit z.B. durch Hafnium. Für diese Lösung muß untersucht und sichergestellt werden, daß die mechanischen Eigenschaften und die Korrosionsbeständigkeit des neuen Konstruktionsmaterials den Anforderungen genügen.

Schwierigkeiten haben sich bei der Auflösung von Mischoxidbrennstoffen (UO_2/PuO_2) ergeben. Im Gegensatz zu UO_2 löst sich PuO_2 auch in siedender HNO_3 nur schlecht. Erst wenn es mit UO_2 Mischkristalle bildet, ist das Lösungsverhalten hinreichend gut. Dies Problem trifft nur zu für Recycle-Elemente mit ursprünglich etwa 3 % Pu und für Brüterelemente der Corezone mit bis zu 25 % Pu.

Das durch die Chargengröße auftretende Kritikalitätsrisiko kann durch das unterschiedliche Lösungsverhalten der beiden Brennstoffbestandteile verschärft werden. Entscheidend für das Auflösungsverhalten ist die Herstell- und Abbrandgeschichte des Brennstoffs. Allgemein scheint nach heutiger Erkenntnis zu gelten, daß das Auflösungsverhalten mit steigenden Anteilen an Mischkristallen und steigendem Abbrand besser wird. Pu-haltige Brennstoffe, die durch gemeinsame Fällung (Kopräzipitation) hergestellt werden, zeigen gutes Lösungsverhalten. Bei mechanischen Gemengen von UO_2 und PuO_2 ist das Pu in unbestrahltem Zustand nur schlecht löslich, verbessert sich jedoch mit zunehmendem Abbrand im Schnellen Brüter. Ob dies auch für Rezyklierbrennstoff im LWR zutrifft, ist noch nicht sicher bekannt /KOCH, G. (1977)/.

Durch Zusatz von Flußsäure zur Lösesäure wird die Löslichkeit des Pu verbessert, jedoch ist die Verwendung von HF wegen ihrer stark korrosiven Wirkung ein technisch hoch nicht gelöstes Problem auch im Hinblick auf die Behandlung des hochaktiven Abfalls. Hier wird noch auf die Ergebnisse eines gemeinsam vom Brennstoffhersteller und Wiederaufarbeiter getragenen Forschungsprogramms mit dem Ziel eines besseren Lösungsverhaltens dieser Brennstoffe gewartet.

Spaltgase und Aerosole

Bei der Auflösung der bestrahlten Brennstoffe werden der größte Teil der Spaltedelgase (Krypton und Xenon) sowie des flüchtigen Spalt-Jods und ein geringer Teil des Tritiums freigesetzt.

Während das Krypton bei der WAK noch an die Atmosphäre abgegeben werden kann, wird bei der Großanlage eine Rückhaltung geplant. Vorgesehen ist das gemeinsame Ausfrieren von Krypton und Xenon und deren nachfolgende Trennung durch fraktionierte Destillation. Eine inaktive Versuchsanlage ist im Kernforschungszentrum Karlsruhe bereits in Betrieb gegangen. Sie soll in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe heiß erprobt werden. Parallel hierzu laufen bei der Kernforschungsanlage Jülich Arbeiten zur Abtrennung von Krypton aus dem Auflösergas (Kryosep I und II).

Hinsichtlich des Jod 129 werden z. Zt. Möglichkeiten untersucht, dieses praktisch quantitativ während der Brennstoffauflösung in den Abgasstrom zu treiben, um seine Verschleppung über die Gesamtanlage zu unterbinden. Bisher wurden Austreibungs faktoren von über 99 % erreicht. In der Abgasreinigung der WAK wurde bereits der Einsatz von silberimprägnierten Filtermaterialien mit Dekontaminationsfaktoren von über 1000 im aktiven Betrieb erprobt. Derzeit laufen Untersuchungen zur Lokalisierung und Abscheidung des in die Anlage gelangten Jodrestanteils von weniger als 0,5 %.

Der Großteil des Tritiums (30-60 %) ist wahrscheinlich in Form von Zirkonhydrid im Hüllmaterial gebunden und gelangt mit diesem in den festen Abfall ⁺⁾ . Der Rest fällt in Form von tritiumhaltigem Wasser an, ein ganz geringer Teil liegt gasförmig vor. Letzteres wird ebenfalls zu Tritiumwasser oxidiert. Ein Forschungsvorhaben hat zum Ziel, tritiumhaltige Prozeßwässer so lange zu rezyklieren, bis eine Konzentration von 200 Ci/m³ erreicht ist. Danach sollen diese Wässer ausgeschleust und mit Hilfe geeigneter Bindemittel in eine feste Form gebracht.

Bei der extraktiven Aufarbeitung des gelösten bestrahlten Brennstoffs traten in der Vergangenheit Störungen auf, die auf die radiolytische Zersetzung des organischen Lösungsmittels TBP zurückgeführt werden konnten.

+) /SCHÖLLER, W. u.a. (1975)/

Als Folge bildeten sich schlammartige Niederschläge von Zirkondibutylphosphat, die zu hydraulischen Störungen und Verstopfungen in den Mischabsetzerbatterien des ersten (hochaktiven) Extraktionszyklus führten /SCHÖLLER, W. u.a. (1975)/.

Die Tendenz zur Bildung dieser Niederschläge (crud) wird begünstigt durch erhöhten Abbrand des Kernbrennstoffs, durch strömungsarme Zonen und durch lange Kontaktzeiten des TBP mit der hochaktiven Spaltproduktlösung. Die Schwierigkeiten konnten jedoch durch einen verbesserten Extraktortyp behoben werden.

Da in der Zukunft mit steigenden Abbränden gerechnet wird, werden für die apparative Ausstattung des ersten Extraktionszyklus der deutschen Großanlage anstelle der Mischabsetzer gepulste Siebbodenkolonnen gewählt werden, in denen die Kontaktzeiten geringer sind und strömungsarme Zonen weitgehend vermieden werden /PROJEKTGESELLSCHAFT WIEDERAUFARBEITUNG VON KERNBRENNSTOFFEN (1976)/. Weitere Gründe für die Wahl dieses Apparatetyps sind die bessere Beherrschung höherer Durchsätze und die gleichzeitige höhere Kritikalitätssicherheit.

Das als Reduktionsmittel verwendete Uran-IV-Nitrat erfährt bei Anwesenheit von Schwermetallen und nitrosen Gasen eine erneute Afoxidierung, die eine schlechtere Plutoniumabtrennung bewirkt. Schlechtere Pu-Ausbeute und zu hohe unerwünschte Pu-Anteile im Uranprodukt sind die Folgen. Durch möglichst restlose Entfernung der nitrosen Gase läßt sich dieser Vorgang beherrschen /SCHÖLLER, W. u.a. (1975)/.

Ein weiterer Nachteil dieses Reduktionsverfahrens ist die Ballastwirkung der relativ großen zuzusetzenden Mengen von U-IV-Nitrat. Die mögliche Verwendung anderer Reduktionsmittel verursacht eine unerwünschte Volumenvergrößerung beim Waste.

Die hier angedeuteten Nachteile führten zu einem Forschungsprogramm, in dem die Möglichkeiten der elektrolytischen Reduktion und Oxidation untersucht werden, die insbesondere bei der Aufarbeitung von Schnellbrüterbrennstoffen zum Tragen kommen werden.

In den nachfolgenden Uran- bzw. Plutoniumzyklen treten wegen des erheblich niedrigeren Strahlenpegels die auf Radiolyse beruhenden Probleme nicht mehr auf. Daher können in der geplanten Großanlage für den 2. und 3. Uranzyklus Mischabsetzer, für die Plutoniumreinigungszyklen Pulskolonnen verwendet werden.

Die Endreinigung des Produktes von Zirkonresten wird, wie schon in der WAK, durch Einsatz von Silicagel-Kolonnen erfolgen. Die Endreinigung des Plutoniums durch Ionenaustauscher, die wegen geringer Durchsätze und der Erhöhung der Wastemengen für die Großanlage nicht in Betracht gezogen wurde, ist nach Durchlaufen des 3. Pu-Zyklus nicht mehr erforderlich.

Die in der WAK fehlenden Anlagen zur Konversion der in wässriger Lösung anfallenden Wertstoffe Uran und Plutonium zwingen zu Transporten von Produktlösungen. Dies ist im Hinblick auf den Objektschutz insbesondere bei Plutonium nicht erwünscht. Die Großanlage wird daher in unmittelbarer Nachbarschaft Betriebe zur Weiterbearbeitung der Endprodukte haben. Die Endprodukte der Aufarbeitung sind dann Uranoxid bzw. Plutoniumoxid.

Von erheblicher Bedeutung für die Verfügbarkeit, Wirtschaftlichkeit und Sicherheit der Wiederaufarbeitung ist die Automatisierung der Prozeßüberwachung und der Routineanalysen. Vorbedingung hierfür ist die Entwicklung und Erprobung von In-line-Meßgeräten. Die ersten Schritte in dieser Richtung wurden bereits vor einigen Jahren z.B. in der Eurochemic-Anlage (Mol, Belgien) und in der WAK unternommen /SCHÖLLER, W. u.a. (1975)/ und werden derzeit z.B. im Rahmen von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben des Kernforschungszentrums Karlsruhe vorangetrieben. Ziele dieser Arbeiten sind neben der Prozeßüberwachung die Verbesserung der Anlagenverfügbarkeit und die kritisch sichere Führung der Prozesse.

4.1.4. Die künftige deutsche Großanlage

Die Wiederaufarbeitungsanlage ist das Kernstück eines Entsorgungszentrums, welches im Endausbau auch alle nachgeschalteten Funktionen der Brennstoff-

rückführung und Abfallbehandlung in sich vereinen wird.

Neben den wirtschaftlich-technischen Vorteilen waren es insbesondere sicherheitstechnische Aspekte, die zu diesem Konzept der räumlichen und funktional integrierten Entsorgung führten.

Aus dem möglichen Einsatzzeitpunkt, der geplanten Zubaurate von Kernkraftwerken und aus technisch-wirtschaftlichen Überlegungen heraus wurde die Wiederaufarbeitungsanlage für einen mittleren Jahresdurchsatz von 1400 t Uran geplant. Diese Kapazität reicht aus für die Entsorgung von ca. 60 GWe Kernkraftwerksleistung.

Primäre Forderungen bei der Erarbeitung des Grundkonzeptes waren

- hohe Verfügbarkeit,
- ein hohes Maß an Wartungsfreundlichkeit, verbunden mit
- größtmöglicher Anlagensicherheit und
- geringstmöglicher Umweltbelastung.

Wirtschaftliche Überlegungen mit dem Ziel eines möglichst geringen Aufarbeitungspreises standen erst an zweiter Stelle.

In die technische Auslegung der Aufarbeitungsanlage fließen neben den Ergebnissen der Forschungs- und Entwicklungsprogramme des Kernforschungszentrums Karlsruhe die Betriebserfahrungen mit der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) und der Eurochemic-Anlage ein. Darüber hinaus können die in Frankreich und England mit größeren Aufarbeitungsanlagen (Cap la Hague, Windscale) gewonnenen Erfahrungen berücksichtigt werden.

Im Spätjahr 1976 ⁺⁾ wurde durch die Projektgesellschaft Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (PWK) ein allgemein zugänglicher Bericht über den derzeitigen Planungsstand des nuklearen Entsorgungszentrums (NEZ) vorge-

+) Neuauflage September 1977 /DWK (1977)/

legt. Hiernach soll die als Herzstück des NEZ anzusehende Wiederaufarbeitungsanlage Ende 1990 ihren Vollastbetrieb aufnehmen /PROJEKTGESELLSCHAFT WIEDERAUFARBEITUNG VON KERNBRENNSTOFFEN (1976)/.

Als Aufarbeitsverfahren wurde ein dreizyklischer PUREX-Prozeß gewählt mit vorausgehendem mechanisch-chemischen Aufschluß des Brennstoffs (Chop and Leach-Head-End). Die mechanische Zerlegung soll mit Hilfe einer hydraulisch angetriebenen Bündelschere erfolgen.

Für die erste Ausbaustufe sind zwei parallele, voneinander unabhängige Head-End-Zellen mit einem Durchsatz von je 4 t pro Tag geplant. Zwei weitere Zellen sind bauseitig vorgesehen, um nötigenfalls schnell weitere Reserven für die Aufbereitung von Uranelementen und Mischoxidelementen einrichten zu können.

Der die Head-End-Zellen verlassende Produktstrom kann wahlweise in zwei ebenfalls voneinander unabhängige parallele Extraktionszyklen mit je 4 Tagestonnen Urandurchsatz eingespeist werden.

Diese Extraktionszyklen sind mit je 5 Siebbodenkolonnen und Tritiumwäscher ausgestattet. Die weitere Dekontamination der zwischenzeitlich noch aufkonzentrierten Uranlösung erfolgt im 2. und 3. Uranzyklus. Die Uranextraktionszyklen arbeiten mit Mischabsetzerbatterien. Dieser Apparatetyp läßt hohe Verfügbarkeiten erwarten und hat genügend Flexibilität, um betriebliche Schwankungen der vorausgehenden Prozeßschritte auszugleichen.

Die beim Einsatz dieses Apparatetyps im ersten Zyklus beobachtete Gefahr der Crudbildung fällt hier nicht mehr ins Gewicht. Der Tagesdurchsatz der beiden Uranextraktionszyklen wird 4 t Uran betragen. Bauliche Vorkehrungen für die Einrichtung einer weiteren Uranlinie sind vorgesehen. Eine zusätzliche Endreinigung über Silikagel-Kolonnen wird vorgesehen, um möglicherweise mitgeführtes Zirkonium zurückzuhalten / DWK (1977)/.

Das in wässriger Lösung aus dem 1. Extraktionszyklus anfallende Plutonium muß vor Eintritt in den zweiten Plutoniumzyklus oxydiert werden. Dies ge-

schiebt durch Gegenstromkontakt der Lösung mit gasförmigem Stickstoffdioxid (NO_2) in einer Oxydationskolonne des Füllkörpertyps. In einer weiteren Füllkörperkolonne wird der Überschuß an NO_2 durch Zugabe von Luft entfernt.

Die eigentliche Pu-Extraktionslinie besteht aus drei Pulskolonnen mit den Funktionen

- Extraktion mit TBP
- Rückextraktion und Reduktion durch U-IV-Nitrat
- Waschen.

Nach erfolgter Rückoxydation wird die wässrige Pu-Lösung in einen identischen dritten Plutoniumzyklus eingespeist. Die bei älteren Wiederaufarbeitungsanlagen mit Hilfe von Ionenaustauschern vorgenommene Endreinigung kann hier entfallen.

Wegen des hohen Durchsatzes der geplanten Anlage von 4 t Brennstoff pro Tag (entsprechend rd. 25 kg Pu spaltbar pro Tag) ist aus Kapazitätsgründen die rein geometrische Kritikalitätssicherheit der Kolonnen der Pu-Zyklen nicht realisierbar. Als Abhilfe bieten sich an die homogene Vergiftung der Pu-Lösung mit Gadoliniumnitrat oder die heterogene Vergiftung durch Zusatz von Hafnium zum Konstruktionsmaterial der Apparate. Die Entscheidung, welche der beiden Methoden gewählt wird, ist derzeit noch nicht gefallen.

Der Nenndurchsatz der zwei vorgesehenen parallelen Pu-Linien wird mit je 40 kg Pu/d angegeben /ISSEL, W. (1976)/.

Aus den eingangs dieses Abschnitts erwähnten Gründen werden die in Lösung anfallenden Produkte in feste Verbindungen überführt. Das gereinigte Uran verläßt die Aufarbeitungsanlage als UranylNitratlösung mit einer Konzentration von 400 - 450 gr. U/l und wird nach dem von der Nukem entwickelten AUC⁺⁾ -Verfahren zu sinterfähigem Urandioxid-Pulver konvertiert. Der Durchsatz der Urankonversionsanlage wird 3500 m³ Lösung entsprechend 1400 t Uran betragen.

+) AUC = Ammoniumuranylcarbonat

Das in wässriger Lösung anfallende Plutoniumnitrat wird durch Ausfällen mit Oxalsäure, Abfilterung des Pu-Oxalats und anschließende Kalzinierung zu Plutoniumdioxid konvertiert. Dieses Verfahren wird seit einigen Jahren bei der Firma Alkem in technischem Maßstab praktiziert. Bei der Festlegung der Gesamtkonzeption der Anlagen wurde davon ausgegangen, daß reines Plutoniumoxid nur kurzfristig vorliegt und keinesfalls Transporte reiner Pu-Verbindungen über öffentliche Verkehrswege vorgenommen werden müssen. Aus diesem Grunde wurden Anlagen für die Herstellung von PuO_2 - UO_2 -Brennstoff als integraler Teil des Entsorgungszentrums vorgesehen. Die Kapazität dieser Anlage soll auf die Verarbeitung von jährlich 14 t Plutonium ausgelegt werden.

Datenliste der Wiederaufarbeitung (nach /PROJEKTGESELLSCHAFT WIEDERAUF-
ARBEITUNG VON KERNBRENNSTOFFEN (1976)/)

Verfahren:	Chop-and-Leach-Verfahren für Aufschluß der Brennelemente 3-zyklischer PUREX-Prozeß für Dekontamination und Uran/Plutoniumtrennung Silicagel-Endreinigung für Uran		
Extraktoren:	Gepulste Siebbodenkolonnen (1. Extraktionszyklus) Mischabsetzer (1. und 2. Uranzyklus) Gepulste Siebbodenkolonnen (1. und 2. Plutoniumzyklus)		
Endprodukte:	Urandioxid, Plutoniumdioxid		
Anlagenkapazität:	Mittlerer Jahresdurchsatz		1400 t Uran
	Nennleistung		4 t U/Tag
	Spitzenleistung		8 t U/Tag
	Pu-Durchsatz		14 t Pu/Jahr
	Durchschnittl. Gesamtverfügbarkeit		50 % der Spitzenleistung
Arbeitsweise:	Kontinuierlicher Schichtbetrieb		365 Tage/Jahr
Brennstoff:	LWR-Brennstoff Urandioxid mit max. 4 % Anfangsanreicherung		
	BE-Gesamtlänge		max. 5500 mm
	BE-Kantenlänge	DWR	max. 240 mm
		SWR	max. 150 mm
	mittlerer Abbrand		36 000 MWd/t
	mittlere Abklingzeit		365 Tage

Geplanter Vollastbetrieb: ab Ende 1990

4.2 Die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Schnellen Brutreaktoren

4.2.1 Der SBR-Brennstoff

Die Brennelemente in schnellen Brutreaktoren unterscheiden sich im Aufbau und Brennstoff von denen der Leichtwasserreaktoren. Die Unterschiede, die sich bei der Wiederaufarbeitung auswirken, sollen hier zusammenfassend dargestellt werden.

- Der Brennstoff des SBR weist einen höheren Plutoniumanteil als der des LWR auf. Je nach Brutreaktortyp und Corezone liegt er zwischen 10 und 30 %, während beim LWR-Brennstoff sich Pu-Gehalte von weniger als 1 % aufbauen und beim LWR-Rezyklierbrennstoff der Pu-Gehalt bei etwa 3 % liegt.
- Der Hüllenwerkstoff der SBR-Brennelemente ist austenitischer Stahl, der wesentlich härter ist als das Zircaloy-Hüllmaterial der LWR-Brennelemente.
- Aus neutronenphysikalischen Gründen kann der Zielabbrand bei Brüterbrennstoff bis zu 100 000 MWd/t betragen und damit wesentlich höher sein als für Leichtwasserbrennstoff. Aus wirtschaftlichen Gründen wird man versuchen, diesen Spielraum möglichst weitgehend auszunutzen. Der erhöhte Abbrand bedeutet erhöhte spezifische Radioaktivität des Materials, das wiederaufgearbeitet werden soll /ZECH, H.J. (1978)/.
- Die Brennelemente werden von Natrium gekühlt. Bei defekten Brennstäben kann Natrium in den Stab eingedrungen sein. Das kann bei der Auflösung des Brennstoffs in Salpetersäure störend wirken.

- Die Kühlzeiten der Brennelemente nach dem Entladen aus dem Reaktor bis zur Wiederaufarbeitung sollen bei Brutreaktor-Brennelementen möglichst kurz sein. Die sog. Ex-core-Zeit (d.h. die Zeit, während der der Brennstoff außerhalb des Reaktorkerns ist und somit nicht genutzt wird) hat beim Brutreaktor eine größere Bedeutung als beim Leichtwasserreaktor: Einmal ist der Wert der SBR-Brennelemente höher als der der LWR-Brennelemente, und damit sind die Kapitalkosten im Vergleich zum LWR-Brennstoff höher. Zum zweiten binden lange Ex-core-Zeiten Plutonium im Brennstoffkreislauf, das sonst zur Erstausrüstung neuer Brüterkernkraftwerke dienen könnte.

Diese Unterschiede haben direkte Auswirkungen auf die Technik der Wiederaufarbeitung.

4.2.2 Die Wiederaufarbeitung

Die oben angegebenen Unterschiede zwischen SBR- und LWR-Brennstoff haben Änderungen bzw. Neuentwicklungen notwendig gemacht. Es muß aber klar gesehen werden, daß zur Zeit für die Wiederaufarbeitung von SBR-Brennstoff nur das Purex-Verfahren (Extraktion mit Tributylphosphat) in Betracht kommt, wobei natürlich, wie oben angesprochen und im weiteren näher ausgeführt, Adaptionen des Prozesses an den SBR-Brennstoff vorgenommen werden müssen. Es bleibt jedoch festzuhalten, daß man beim Aufbau einer Wiederaufarbeitungstechnik für SBR-Brennstoff weitgehend auf Erfahrungen und Entwicklungen bei der jetzt bekannten Wiederaufarbeitungstechnik für LWR-Brennelemente zurückgreifen kann.

4.2.2.1 Zerschneiden der Brennelemente

Um den Brennstoff chemisch auflösen zu können, müssen die abgebrannten SBR-Brennelemente zunächst mechanisch zerkleinert werden. Man kann entweder

das Brennelementbündel erst von Kopf- und Fußstück trennen, das Bündel in die einzelnen Brennstäbe zerlegen und diese dann in 5 cm lange Stücke zerschneiden oder gleich das ganze Brennelementbündel mit einer sog. "Bündelschere" zerschneiden. Beim Zerlegen des Bündels in die einzelnen Stäbe kommt es besonders auf den Abstandshalter an: Werden die Brennstäbe durch Wendeldrähte auf Abstand gehalten, so ist das Zerlegen des Bündels einfach. Werden die einzelnen Brennstäbe jedoch durch gitterförmige Abstandshalter zum Bündel zusammengehalten, so müssen die Brennstäbe aus den Abstandshaltern herausgezogen werden. Für LWR-Brennelemente sind Scheren mit etwa 100 t Kraft gebaut worden, die ganze LWR-Brennelementbündel zerschneiden können. Das wesentlich härtere Stahlhüllmaterial der SBR-Brennstäbe erschwert das Zerschneiden ganzer Bündel. Jedoch werden Neuentwicklungen für Bündelscheren, die auch SBR-Brennelementbündel schneiden können, in den USA vorangetrieben. Weiter erschweren die hohe Wärmeentwicklung, die starke Gasentwicklung und das eventuell in defekte Stäbe eingedrungene Natrium die Zerkleinerung von SBR-Brennelementen. Hinsichtlich spezieller Probleme, wie sie z.B. bei Zwischenlagerung und Transport der abgebrannten Brennelemente auftreten, siehe die ausführlichen Darstellungen in Literatur /ZECH, H.J. (1978)/.

4.2.2.2 Auflösen des Brennstoffs

Mischkristallbildung und Auflöseverhalten

Beim Auflösen der UO_2 - PuO_2 -Sinterkörper in Salpetersäure ist das Auflöseverhalten von dem Grad der Mischkristallbildung abhängig. Die Löslichkeit der Mischkristalle in Salpetersäure ist durchaus zufriedenstellend /BÄHR, W., DIPPEL, TH. (1967)/. Reines PuO_2 löst sich dagegen nur in kochender 10 bis 12 molarer Salpetersäure unter Zugabe von 0,02 molarer Flußsäure /REACTOR HANDBOOK (1961)/. Um die Verwendung der stark korrosiven Flußsäure zu umgehen, ist es von großer Wichtigkeit, daß der Brennstoff in Form von Mischkristallen vorliegt. Im Reaktor, bei den dort herrschenden Temperaturen und unter Einfluß der Strahlung, wird der Brennstoff bis zum Erreichen des Zielabbrands vollständig zu Mischkristallen umgewandelt. Werden Brennstäbe jedoch vorzeitig, d.h. vor Erreichen des normalen Ziel-

abbrandes, zur Wiederaufarbeitung gebracht, so ist mit nur unvollständiger Auflösung zu rechnen. Untersuchungen zeigten, daß Rückstände von etwa 10 % des eingesetzten PuO_2 im Lösekessel bleiben /FLECK, C.M. (1975)/, falls keine Mischkristallbildung stattgefunden hat.

Voloxidation

Die Voloxidation (volatile oxydation, d.h. Verflüchtigung von Stoffen während der Oxidation) hat die Abtrennung der gasförmigen Spaltprodukte, vornehmlich des Tritiums und des Krypton 85 (Kr-85), vor der Lösung in Salpetersäure zum Ziel. Dazu werden die zerkleinerten Brennelementteile vorbeiströmender Luft von 400 - 600 °C etwa fünf Stunden lang ausgesetzt /SARI, C. (1973)/.

Dabei oxidiert UO_2 zu U_3O_8 , wechselt damit von kubischer zur orthorhombischen Gitterstruktur, was ein Aufbrechen des Sinterkörpers in Pulver zur Folge hat.

Über die Anwendung der Voloxidation bei der Wiederaufarbeitung von SBR-Brennstoff ist noch nicht entschieden. Den Vorteilen dieses Verfahrensschrittes:

- praktisch vollständige (etwa 99,5 %) Freisetzung des Tritiums /YARBRO, O.O. et al. (1974)/ und des Kr-85 bei geringem Abgasvolumen,
- Aufbrechen der Sinterkörper und damit verbesserte Löslichkeit des Brennstoffs /UNGER, W.E. et al. (1974)/,
- Oxidieren von eingedrungenem Natrium in defekten Stäben und damit Verhindern einer Na- HNO_3 -Reaktion beim späteren Lösevorgang

stehen folgende Nachteile gegenüber:

- bei Erhitzen über 650 °C werden die gut löslichen (U-Pu)-O₂-Mischkristalle zerstört;
- bei Pu-Gehalten von über 25 % behält das Oxidationsprodukt seine kubische Struktur /SCHULZ, W.W. (1966)/, der gewünschte Effekt der Strukturänderung mit Aufbrechen des Sinterkörpers und Freisetzen gasförmiger Spaltprodukte findet nicht statt.

4.2.2.3 Natriumreinigung defekter Brennstäbe

Eine Reinigung der SBR-Brennelemente von anhaftendem Natrium ist einfach und wird beim Verlassen des Kraftwerks bzw., falls der Transport zur Wiederaufarbeitungsanlage unter Natrium durchgeführt wird, bei der Annahme der Brennelemente in der Wiederaufarbeitungsanlage routinemäßig durchgeführt.

Bei defekten Brennstabhüllen kann jedoch Natrium in das Hüllrohr eintreten. Dieses Natrium wird durch den oben erwähnten üblichen Reinigungsprozess nicht entfernt. Bei der Lösung des Brennstoffs in Salpetersäure in der Auflöseinheit der Wiederaufarbeitungsanlage kann dann diese Natriumverunreinigung zu Explosionen führen, was unbedingt zu vermeiden ist. Abhilfe bringt ein Oxidieren dieser Na-Verunreinigungen durch Voloxidation oder eine Wasserdampfbehandlung vor dem Lösevorgang.

4.2.2.4 Extraktion von Brüterbrennstoff

Radiolyse von TBP

Die hohe spezifische Aktivität des abgebrannten Brüterbrennstoffs wird zunächst durch Mischen (Verschneiden) mit Brut-Blanket-Material verringert. Dennoch verursacht die hohe verbleibende Aktivität des verarbeiteten Mate-

rials radiolytische Zersetzung des organischen Lösungsmittels TBP. Dies führt zur Verminderung des Trennfaktors (Dekontaminationsfaktors) /DETILLEUX, E. et al. (1967)/. Es bilden sich schlammige Massen (sog. "Crud"), die zur Verstopfung in den Anlagen insbesondere des ersten Extraktionszyklus führen. Ursache der Crud-Bildung sind Reaktionen zwischen den Zersetzungsprodukten des TBP mit Spaltprodukten - insbesondere mit Zirkon -. Dies führt zum Ausfallen feinschlammiger Niederschläge /KOCH, G. u.a. (1975)/. Auch die Gegenwart nichtgelöster Feststoffpartikel kann zur Crud-Bildung beitragen /BOUDRY, J.C., MIQUEL, P. (1974)/.

Die Crud-Bildung kann vor allem bei Mischabsetzern im ersten Extraktionszyklus zu Schwierigkeiten (Verstopfung, Niveauhaltung) führen. Wesentlich günstiger verhalten sich in dieser Beziehung die gepulsten Siebboden-Kolonnen. Erfahrungen mit LWR-Brennstoff mit Abbrandwerten bis zu 26 000 MWd/t in der Eurochemic-Anlage in Mol zeigten, daß dieser Brennstoff mit Siebbodenkolonnen ohne Schwierigkeiten verarbeitet werden konnte. In Anlagen mit Mischabsetzern dagegen traten bereits bei Abbrandwerten zwischen 15 000 und 20 000 MWd/t Störungen durch Crud-Bildung auf /KOCH, G. u.a. (1975)/.

Als Abhilfe gegen das Crud-Problem gibt es einmal den Vorschlag, Flußsäure zuzugeben, um so durch Komplexbildung Reaktionen zwischen Zirkon und TBP-Zersetzungsprodukten zu verhindern. Dies bringt auch wesentliche Vorteile bei der Auflösung des Brennstoffs. Dagegen spricht jedoch die korrosive Wirkung der Flußsäure.

Zum anderen zeigten Untersuchungen am Institut für Heiße Chemie im Kernforschungszentrum Karlsruhe /KOCH, G. u.a. (1975)/, daß man auch ohne Zusatz von Fremdsubstanzen durch die Abwandlung bestimmter Parameter im Fließschema des Prozesses die Crud-Bildung wesentlich verringern kann.

Ein weiterer Vorschlag zur Lösung des Crud-Problems hat die starke Reduzierung der Kontaktzeit, und damit eine kürzere Bestrahlungszeit des organischen Lösungsmittels, zum Ziel. Zentrifugalextraktoren setzen die schnelle und intensive Durchmischung der beiden Lösungsmittel in einer

Turbine und die nachfolgende Trennung der Lösungsmittel durch Zentrifugalkraft kombiniert ein. Dadurch wird die Bestrahlungszeit des organischen Lösungsmittels auf nur wenige Prozente der Zeitdauer in Mischabsetzern oder Siebbodenkolonnen herabgesetzt, entsprechend wird auch die Radiolysewirkung verringert.

Zentrifugalextraktoren sind mit ihren großen Durchsätzen bei kleinen Abmessungen auch vom Standpunkt der Sicherheit gegenüber Kritikalitätsunfällen besonders günstig. Da es sich um eine Neuentwicklung handelt, sind diese Apparate im technischen Einsatz allerdings noch nicht genügend erprobt.

Verluste und Dekontaminationsfaktoren

Gegenwärtig betragen die Plutonium-Verluste bei der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff um 1 % / DWK (1977)/. Langfristig müssen die Werte weiter verringert werden, schon aus Gründen des Umweltschutzes, aber natürlich ebenso aus ökonomischen Gründen. Schließlich könnten hohe Pu-Verluste, die sich ja prozentual auf die gesamten durchgesetzten Mengen beziehen, das ganze Brüterkonzept in Frage stellen, da nur der effektive Netto-Plutonium-Überschuß zur relativ hohen Plutonium-Erstausstattung der folgenden Reaktoren zur Verfügung steht.

Die Anforderungen an den Dekontaminationsfaktor wachsen, wenn man von der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff zur der von SBR-Brennstoff übergeht. Die Spaltausbeuten einer Reihe "unangenehmer" Nuklide steigen an: So gilt für Ruthen $\chi_{th}(U) = 0,38\%$ für die thermische Spaltung von U-235, jedoch $\chi_f(Pu) = 6,35\%$ für die schnelle Spaltung von Plutonium Pu-239. Um gleiche Produktreinheit erreichen zu können, muß notwendig mehr Aufwand getrieben werden.

Der Vorschlag, SBR-Brennstoff für die Wiederaufarbeitung mit größeren Mengen von LWR-Brennstoff zu verschneiden, kann zwar hier Abhilfe bringen, gleichzeitig würde dadurch der mittlere Abbrandwert verringert werden wie auch

die Plutoniumkonzentration. Dies alles erleichtert die Wiederaufarbeitung, löst aber nicht das oben angesprochene Problem der Plutoniumverluste.

Untersuchungen über den Einfluß der hohen Plutoniumkonzentration des SBR-Brennstoffs und der erhöhten Radiolyse auf die Pu-Verluste beim Wiederaufarbeiten von SBR-Brennstoff sind am Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt worden /OCHSENFELD, W. u.a. (1970)/. Diese Untersuchungen zeigten, daß es durch geeignete sorgfältige Einstellung der Prozessparameter möglich ist, zufriedenstellend geringe Plutoniumverluste zu erreichen.

4.2.3 Stand der Technik

Zur Zeit gibt es keine Erfahrungen mit der Aufarbeitung von Brüterbrennstoff im technischen Maßstab. Die Wiederaufarbeitung konzentriert sich vielmehr auf die Verarbeitung von LWR-Brennstoff.

Die erste Prototypanlage für die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus schnellen Brutreaktoren mit einem Jahresdurchsatz von rund 10 t geht z.Zt. (Anfang 1978) in Dounreay (Schottland) in Betrieb /PUGH, O. (1978)/. Die Kühlzeit der Brennelemente vor der Wiederaufarbeitung soll 180 Tage betragen. Die gesamte Zeit für Kühlung, Wiederaufarbeitung und Refabrikation soll etwa 1 Jahr betragen /ALLERDICE, R.H. et al. (1977)/.

In Frankreich arbeitet im Wiederaufarbeitungs-komplex Cap La Hague neben der Anlage UP2 unter anderem auch die Anlage AT 1, eine Pilot-Anlage zur Wiederaufarbeitung der Brennelemente des schnellen Brutreaktors Rhapsodie. Diese Anlage besitzt eine Kapazität, die für die Wiederaufarbeitung eines Rhapsodie-Cores pro Jahr ausreicht (1 kg SM/Tag bzw. 150 kg SM/Jahr) wobei in AT 1 nur die Core-Brennelemente verarbeitet werden. Elemente des Brutmantels können wegen ihrer geringeren Aktivität in anderen Anlagen wiederaufgearbeitet werden /AMAURY, P., TALMONT, X./ Brennstoff mit 25 % PuO₂ mit einem Abbrand bis zu 60 000 MWd/t wurde nach nur 90-tägiger Kühlzeit in der AT 1-Anlage verarbeitet /COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE (1970)/. Die Anlage AT 1 ist seit 1966 in Betrieb.

Die Pilot-Anlage SAP (Service de l'Atelier Pilote) in Marcoule ist mit zwei Strängen ausgerüstet, einem 50 kg/Tag-Strang für LWR- und SBR-Brennelemente sowie einem 1 - 2 kg /Tag-Strang für hoch angereichertes Material /NIEZBORALA, F. (1974)/. Die Brennelemente des Rhapsodie-Fortissimo mit Abbränden bis zu 90 000 MWd/t sind hier aufgearbeitet worden.

In Deutschland werden Untersuchungen zur Wiederaufarbeitung an der Testanlage MILLI im Kernforschungszentrum Karlsruhe vorgenommen. Grundsätzlich wäre es nach entsprechenden Modifikationen später möglich, Brennelemente des SNR-300 in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe zu verarbeiten.

4.2.4 Refabrikation

Das eigentliche Schließen des Brennstoffkreislaufs geschieht mit der Refabrikation des wiederaufgearbeiteten Brennstoffs zu neuen Brennelementen.

Während sich bei der Fabrikation von Brüterbrennstoff aus "jungfräulichem" Plutonium keine Einschränkung von der Strahlenbelastung des Personals her ergibt, kann die Verwendung von LWR- oder Brüter-Plutonium im sog. Gleichgewichtszustand (d.h. nach mehrmaligem Einsatz im Reaktor, wenn die Konzentrationsverhältnisse annähernd ein Gleichgewicht erreicht haben) neue Formen der Technologie bei der Refabrikation bedingen.

Nach mehrmaligem Durchlauf durch den Brennstoffkreislauf zeigt das Plutonium eine Isotopenzusammensetzung, die - infolge der Spontanspaltung von Pu-238, Pu-240, Pu-242 - nennenswerte Neutronenstrahlung hervorbringt. Daneben ist die starke Gammastrahlung vom Americium Am-241, einem Zerfallsprodukt des Pu-241, zu beachten.

Da Americium mit chemischen Verfahren vom Plutonium getrennt werden kann, kann man durch Abtrennen des Americium kurz vor der Refabrikation zwar die Gammastrahlung herabsetzen, nicht aber die Neutronenstrahlung, die direkt

von den Plutoniumisotopen herrührt. Trotz der Abtrennung des Americium ist auch mit Gammastrahlung zu rechnen, da sich staubförmige Ablagerungen an den Innenwänden der Refabrikationsanlage bilden, die Pu-241 enthalten, welches sich durch Betazerfall (15 Jahre Halbwertszeit) in Am-241 umwandelt.

Wegen der Radiotoxizität des Plutoniums einerseits und im Interesse gleichbleibender Qualität bei hohen Tablettenstückzahlen andererseits strebt man bei der Plutoniumverarbeitung ohnehin eine weitgehende Automatisierung der Brennelementfertigung an.

Ob in Hinblick auf die oben erwähnte Aktivität des Brennstoffmaterials und in Verbindung mit den Tendenzen zur Automatisierung für die Refabrikation ein Heißzellenkonzept mit Fernbedienung in Betracht zu ziehen ist, hängt letztlich von den Dosiswerten für Neutronen- und Gammastrahlung ab.

Alle Anforderungen zusammengenommen könnten zu einem geschlossenen integrierten Brennstoffkreislauf führen, in dem bei kleinstem Plutoniuminventar die kürzest mögliche Zyklusdauer aus Gründen der Strahlenbelastung angestrebt wird.

4.2.5 Schlußfolgerungen

Beim Aufbau der Technik für die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Schnellen Brutreaktoren kann in vielen Teilbereichen auf die Erfahrungen und Entwicklungen bei der Wiederaufarbeitung von LWR-Brennstoff zurückgegriffen werden. Die Forschungseinrichtungen vieler Länder arbeiten bei der Vervollkommnung und Verbesserung dieser neuen Technik zusammen. Diese Zusammenarbeit ist die Voraussetzung für das angestrebte Ziel, rechtzeitig mit der Einführung der Brutreaktoren eine sichere, ausgereifte Wiederaufarbeitungstechnik zur Verfügung zu haben.

4.3 Die Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus Hochtemperaturreaktoren

4.3.1 Der HTR-Brennstoff

Der HTR-Brennstoff ist den hohen Betriebstemperaturen im Hochtemperaturreaktor angepaßt. Eine metallische Umhüllung ist nicht mehr möglich. Man verwendet deswegen sog. beschichtete Brennstoffpartikel (coated particles). Kerne aus Uran- bzw. Thoriumoxid oder -monokarbid mit Durchmessern von 200-500 μm werden hergestellt, die mit mehreren dünnen Graphit- (evtl. auch Siliciumkarbid-) schichten umhüllt werden^{†)}. Diese Schichten halten radioaktive Spaltprodukte zurück, ähnlich den metallischen Brennstabhüllen des LWR-Brennelements. Die beschichteten Teilchen werden in Brennelementen aus Graphit zusammengehalten.

Die Entwicklung der Brennelemente verläuft zur Zeit in zwei Linien: Nach dem Konzept der General Atomic Company besteht der Reaktorkern aus großen prismatischen Brennelementblöcken, die fest aufeinander geschichtet werden. Diese Graphitblöcke mit hexagonalem Querschnitt tragen in mehreren ca. 2 cm weiten paraxialen Bohrungen den Brennstoff, die oben erwähnten coated particles, die mit Graphitfüller und einem Bindemittel verklebt sind. Das Kühlgas, Helium, strömt durch andere, enge Bohrungen. Die mit den beschichteten Teilchen beladenen Graphitblöcke, die zum Reaktorkern zusammengesetzt werden, wirken also als Brennelement, Moderators substanz, Wärmeleiter und Strukturmaterial in einem.

Das andere, z.B. in der Bundesrepublik Deutschland verfolgte Konzept des Kugelhaufenreaktors verwendet eine Vielzahl kleiner (6 cm Durchmesser) kugelförmiger Brennelemente, die in loser Schüttung aufeinander liegen. Diese Brennelementkugeln bestehen ebenfalls aus Graphit, enthalten im Inneren beschichtete Teilchen in einer Graphitmatrix, die äußere Schale (ca. 5 mm stark) ist frei von Brennstoff. Das Kühlgas Helium strömt zwischen den Kugeln hindurch.

Diesen sehr verschiedenen Brennelementen gemeinsam ist die Verwendung der oben beschriebenen coated particles, die den Kernbrennstoff enthalten. Wie

†) Die Schichten werden durch Spaltung von Kohlenwasserstoffen zu Pyrokohlenstoff bzw. von flüchtigen Siliciumverbindungen zu Siliciumkarbid bei hohen Temperaturen auf die Kerne aufgebracht.

bereits erwähnt, liegt er als Oxid oder Karbid vor. Brennstoff besteht im allgemeinen aus Spaltstoff und Brutstoff. Für Hochtemperaturreaktoren sind die Spaltstoff/Brutstoff-Kombinationen U-235/Th-232 (sog. Thoriumzyklus) oder U-235/U-238 (sog. niedrig angereicherter Brennstoffzyklus) möglich, daneben aber auch noch die Verwendung von Plutonium als Spaltstoff.

Weiter ist es möglich, Brennstoff und Brutstoff zusammen in e i n e m coated particle unterzubringen (Einpartikelkonzept) oder getrennte Partikel für Brennstoff und Brutstoff zu verwenden, die dann auch verschiedene Beschichtungen - entsprechend der unterschiedlichen Belastung - erhalten können.

Dies eröffnet zwar eine Fülle von Kombinationsmöglichkeiten, in Deutschland liegt z. Zt. aber das Schwergewicht eindeutig auf dem Thoriumzyklus in Verbindung mit kugelförmigen Brennelementen für den Kugelhaufenreaktor. Die Firma Hochtemperatur-Reaktor-Brennelemente (HOBEG) hat bis 1977 bereits etwa 800 000 dieser kugelförmigen Brennelemente gefertigt /HOBEG (1977)/. Die Zusammensetzung frischer und abgebrannter Brennelemente dieses Typs zeigt Tab. 4.3.-1.

Tabelle 4.3.-1: Zusammensetzung frischer und abgebrannter Brennelemente des THTR-300
Quelle: nach /KAISER, G., MERZ, E. (1975) und BRANDES (1977)/.

	frisches Element /g/	abgebranntes Element 12 % fima /g/
Graphit	ca. 190	ca. 190
Th-232	9,62	9,25
U-233	-	0,237
U-235	0,96	0,028
U-236	-	0,178
U-238	0,075	0,056
Np-237	-	0,026
Pu-Isotope (Pu-238, Pu-242)	-	0,013
Spaltprodukte	-	1,20

4.3.2 Die Wiederaufarbeitung kugelförmiger THTR-Brennelemente

Aufgabe der Wiederaufarbeitung ist die Zerlegung des Vielelementgemisches, das die bestrahlten THTR-Brennelemente darstellen, in drei Fraktionen: Spaltstoff, Brutstoff und radioaktive Abfallstoffe, die dann für die Verarbeitung geeignet, d.h. rein genug sind. Die Forderungen an das Wiederaufbereitungsverfahren sind dabei:

- Mindestens 98-99 %-ige Rückgewinnung der Wertstoffe (U-233, U-235);
- dabei nur geringe Verunreinigung der Wertstoffe durch radioaktive Spaltprodukte; Trennfaktor mindestens 10^6 ;
- zuverlässige und möglichst wartungsfreie Prozessführung.

4.3.2.1 Das Wiederaufbereitungsverfahren

Nach einer Lagerzeit von wenigstens 200 Tagen, in der über 99 % des Pa-233 zu U-233 zerfallen ist und die Spaltproduktaktivität soweit abgeklungen ist, daß sich die Radiolyse im nachfolgenden THOREX-Prozess ^{+) in Grenzen hält, gelangen die abgebrannten Brennelementkugeln zur Wiederaufarbeitung. Um an die Metalloxidkerne der "coated particles" heranzukommen, muß zunächst der Graphit der Brennelemente, des Matrixmaterials und der Partikelbeschichtungen abgetrennt werden.}

+) Thorium-Uranium-Recovery by Extraction

Dazu werden die Brennelemente in einer Mühle zerkleinert, das Mahlgut wird in einen Wirbelschichtofen gebracht, in dem der Kohlenstoff (Graphit) bei 750-800 °C mit reinem Sauerstoff verbrennt. Dabei entsteht ein Gasgemisch (CO_2 , CO , O_2), das nicht frei von radioaktiver Kontamination ist und deswegen erst nach entsprechender Filterung an die Atmosphäre abgegeben werden kann. Nach der Verbrennung bleiben kohlenstofffreie Schwermetallkerne übrig, die mit siedendem Thorexlösungsmittel (13 m HNO_3 , 0,1 m $\text{Al}(\text{NO}_3)_3$, 0,05 m HF) gelöst werden. Nach Einstellen der richtigen Säure- und Schwermetallionenkonzentration finden die eigentliche Abtrennung der Spaltprodukte und die Aufteilung der Wertstoffe durch Solvent-Extraktion mit Hilfe von Tributylphosphat (TBP) statt, ähnlich wie beim Purex-Prozess. Die Verwendung von Flußsäure als Zusatz beim Lösungsmittel kann Korrosionsprobleme aufwerfen; der Purex-Prozess kommt gewöhnlich ohne Flußsäurebeigaben aus.

4.3.2.2 Verfahrenstechnische Probleme

Die verfahrenstechnischen Probleme, die bei der Entwicklung bis zur technischen Reife noch zu lösen sind, ergeben sich aus dem oben skizzierten Prozessablauf.

Zerkleinerung

Die bestrahlten Brennelemente müssen für die nachfolgende Verbrennung zu einem Produkt zermahlen werden, dessen Kerngröße unter 5 mm liegt. Für Kugelbrennelemente wird dies mit kommerziellen Hammermühlen oder Brechern erreicht /KAISER, G. et al. (1977)/.

Verbrennen des Graphits

Zum Verbrennen des Graphits wurde der Einsatz von Festbett- und Wirbelschichtöfen untersucht. Seit 1973 konzentrieren sich aufgrund des Votums einer Expertenkommission die Untersuchungen jedoch auf das Wirbelschichtverbrennungsverfahren. Die bei der Kernforschungsanlage Jülich (KFA) durchgeführten Arbeiten /BÖHNERT, R. (1974)/ auf diesem Gebiet führten schließlich zur Planung des Verbrennungsofens in der Eingangsstufe der JUPITER-Anlage ⁺⁾ . Diese Stufe ist auf einen Durchsatz von $4 \text{ g C/cm}^2 \text{ h}$ ausgelegt, während technische Anlagen einen mehr als zehnfachen Durchsatz erreichen müssen.

Trennung der Schwermetallkerne

Bei Verfolgung des Zwei-Partikel-Konzepts, wenn also Spaltstoff und Brutstoff in getrennten Partikeln evtl. auch mit unterschiedlicher Beschichtung vorliegen, müssen diese Kerne möglichst vollständig vor dem chemischen Prozess sortiert werden. Verschiedene Trennmethode wurden erprobt; ein pneumatisches Verfahren scheint am besten geeignet und soll weiterentwickelt werden.

Chemischer Aufschluß

Kerne ohne SiC-Schicht, wie die (U, Th) O₂-Partikel des THTR, eignen sich für einen kontinuierlichen Lösungsprozess. Ein Auflöseapparat für die Anlage JUPITER mit einem maximalen Durchsatz von 0,35 kg/h ist im kalten Betrieb erfolgreich für 400 h erprobt worden. Für Kerne mit SiC-Schicht konnte wegen der unlöslichen SiC-Rückstände bis jetzt kein kontinuierlicher Lösungsprozess gefunden werden.

+) JUPITER = "JUelicher Pilotanlage für Thorium Element Reprocessing".

Solvent Extraktion

Bei der Wiederaufarbeitung von kugelförmigen Brennelementen des AVR-Reaktors (Jülich) mit einem Abbrand von 55 000 MWd/t nach dem normalen THOREX-Prozess ergaben sich Schwierigkeiten /KÜCHLER, L. u.a. (1970a)/, die aber überwunden werden können. Der für die Anlage JUPITER entwickelte Prozess wird für höhere Abbrände geeignet sein und Dekontaminationsfaktoren von 10^5 bis 10^6 erreichen /KÜCHLER, L. u.a. (1970b)/.

Das Prinzip des THOREX-Prozesses ist bekannt, Der Prozess ist jedoch bis jetzt noch nicht im großtechnischen Maßstab eingesetzt worden, deswegen muß hier der Schwerpunkt weiterer Entwicklungsarbeiten liegen. Im folgenden Kapitel wird darauf näher eingegangen.

4.3.3 Anlagenentwicklung

Um die Wiederaufarbeitung von HTR-Brennstoff zu demonstrieren, wird, wie erwähnt, bei der Kernforschungsanlage Jülich die Versuchsanlage JUPITER gebaut /MERZ, E. (1977)/. Die Planung dieser Anlage, die für einen Durchsatz von 2 kg SM/Tag ausgelegt ist, begann 1970; sie soll 1981 den Betrieb aufnehmen, und schließlich AVR-Kugeln mit einem Abbrand von maximal 100 000 MWd/t verarbeiten.

Die Anlage besteht im wesentlichen aus:

- Eingangszelle mit Vorrichtungen zur Annahme, Zählung und Bunkerung der Brennelemente. Dieser Teil ist fertig installiert, die TÜV-Abnahme ist bereits erfolgt.
- Verbrennungszelle zum Verbrennen von Matrixgraphit und Pyrokohlenstoffpartikelbeschichtungen. Auch dieser Teil ist fertig installiert. Die einzelnen Komponenten werden getestet. Der Beginn eines kalten Probetriebs ist für 1978 vorgesehen.

- Naßchemische Prozeßzellen mit Einrichtungen zum Auflösen und zur Rückgewinnung von Brenn- und Brutstoffen durch Flüssig-Extraktion. Dies ist der komplizierteste Teil der Anlage. Er ist in einer heißen Zelle von 8 x 3 x 3,50 m Abmessung einzubauen. Die Fertigstellung wird für Mitte 1980 erwartet.

Die Anlage VENUS ist das unabgeschirmte 1:1 Modell einer Eingangszelle einer Wiederaufarbeitungsanlage für Zwei-Partikel-Brennstoff. Die Planung dieses Modells wird von der Kernforschungsanlage und Nukem gemeinsam durchgeführt und soll 1978 abgeschlossen sein. Die Anlage wird für einen Durchsatz von 100 kg C/h ausgelegt und umfaßt folgende Einrichtungen:

- Vorrichtung zur Zerkleinerung der Brennelemente,
- erste Verbrennungsstufe zum Verbrennen des Moderatorgraphits und der äußeren Partikelschichten,
- Vorrichtung zur Trennung der Brennstoff- und Brutstoffkerne aufgrund des Dichteunterschieds,
- Aufbrechen der SiC-Schicht der Abbrand-Partikel,
- zweite Verbrennungsstufe zur Verbrennung der inneren Partikelbeschichtung sowie von restlichen Graphitanteilen, die in der ersten Verbrennungsstufe nicht beseitigt wurden.

In einer Studie /HOMANN, H.H. u.a. (1976)/ ist theoretisch untersucht worden, welche Abänderungen erforderlich wären, um die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) zur Wiederaufarbeitung von HTR-Brennstoff umzurüsten. Die wesentlichen Ergebnisse dieser ARTHUR-Studie sind:

- Die WAK-Gebäude, insbesondere die heißen Zellen, sind groß genug, um die Apparaturen des THOREX-Prozesses aufnehmen zu können.

- Die erhöhte Radioaktivität des zu verarbeitenden Materials macht eine Verstärkung der Abschirmung wenigstens eines Teils der heißen Zellen erforderlich.
- Die Apparaturen des Purex-Prozesses können nicht verwendet werden. Dekontamination und Abbau sind erforderlich.

Damit ergibt sich, daß ein Umbau der WAK zwar möglich wäre, der Bau einer entsprechenden HTR-Wiederaufarbeitungsanlage jedoch effizienter sein dürfte.

4.3.4 Aktivitäten in den USA

In den USA führt die US-ERDA ein Programm durch, dessen Ziel es ist, daß der Bau einer kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlage für HTR-Brennelemente ein tragbares Risiko für private Investoren wird. Dieses Programm wird unter der Führung des Oak Ridge National Laboratory und mit Beteiligung der Firmen General Atomic Company und Allied Chemical Corporation durchgeführt /LOTTIS, A.L. et al. (1977)/.

Mit Ausnahme der Abgasbehandlung sind die einzelnen Verfahrensschritte alle "kalt" im Labormaßstab bereits erprobt worden, an der "heißen" Laborerprobung wird gearbeitet. Ebenso ist die Erprobung im technischen Maßstab (engineering) "kalt" durchgeführt worden (bis auf das Solvent-Extraktions-Verfahren), an der "heißen" Erprobung wird auch hier noch gearbeitet. Für alle Verfahrensschritte steht die "kalte" Prototypentwicklung und erst recht die Demonstration noch aus.

4.3.5 Schlußfolgerungen

Allgemein ist zu bemerken, daß der THOREX-Prozess im Labormaßstab erprobt ist. Es ist jedoch noch erheblicher Aufwand erforderlich bis zur Reali-

sierung des großtechnischen Verfahrens. Außerdem muß dieser Verfahrensschritt in das System der Brennstoffversorgung- und -entsorgung von Hochtemperaturreaktoren richtig eingepaßt werden, da von den anderen Verfahrensschritten gewisse Rückwirkungen zu erwarten sind.

So werden noch beide Partikelkonzepte verfolgt: das Mischpartikelkonzept, bei dem der Brutstoff Thorium und hoch angereichertes Uran als Spaltstoff in einem Partikel zusammen enthalten sind, wie auch das Zweipartikelkonzept (Feed-Breed-Konzept), bei dem die eine Partikelart nur den Brutstoff Thorium, die andere Partikelart nur den Spaltstoff Uran enthält. Eine Entscheidung zugunsten des einen oder anderen Konzepts hätte aber nicht nur Auswirkungen auf die Technik der Brennstofffertigung, sondern würde sich auch auf die Wiederaufarbeitungstechnik auswirken. So könnte man bei einer Entscheidung zugunsten des Zweipartikelkonzepts an eine Änderung des Mischungsverhältnisses Feed-Partikel zu Breed-Partikel bei der Wiederaufarbeitung denken, je nach den dann vorliegenden wirtschaftlichen Gesichtspunkten.

Zur Schließung des Brennstoffkreislaufs muß auch die Refabrikation neuer Brennelemente mit dem rückgewonnenen U-233 als Spaltstoff durchgeführt werden. Wegen der Aktivität dieses rückgewonnenen Spaltstoffs werden jedoch Modifikationen bei der Brennelementfertigung notwendig werden.

Zusammenfassend ist zu sagen, daß die Durchführbarkeit der Wiederaufarbeitung von HTR-Brennelementen gesichert erscheint, jedoch - ähnlich der Wiederaufarbeitung von SBR-Brennelementen - noch viel Entwicklungsarbeit zu leisten ist, um die Schwelle der großtechnischen Einführung zu überwinden und ihre richtige Einpassung in das Gesamtsystem der Brennstoffversorgung und -entsorgung von Hochtemperaturreaktoren zu vollziehen.

4.4 Behandlung und Lagerung von radioaktiven Abfällen

4.4.1 Einleitung

Radioaktive Abfälle fallen in allen Stufen des Kernbrennstoffkreislaufs und überall dort an, wo radioaktive Stoffe verarbeitet oder benutzt werden. Da bei der Wiederaufarbeitungsanlage (WAA) alle Arten von Abfällen vorkommen, die auch bei anderen Prozessen des Brennstoffkreislaufes auftreten - wenn auch in anderen Mengen und anderer Zusammensetzung und mit anderer spezifischer Aktivität -, sollen nur die anfallenden radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitungsanlage, und zwar speziell der Wiederaufarbeitungsanlage für abgebrannten Brennstoff aus LWR, behandelt werden. Zusätzlich kommt eine für die Wiederaufarbeitungsanlage kennzeichnende Abfallart, die hochaktive Abfalllösung, hinzu, welche praktisch alle nichtflüchtigen Spaltprodukte und die Transuranelemente mit Ausnahme von Plutonium (abgesehen von geringen Uran- und Plutoniumanteilen, die sich nicht wirtschaftlich zurückgewinnen lassen) enthalten.

Das Problem der radioaktiven Abfälle ist dann gelöst, wenn es gelingt, dafür zu sorgen, daß Radionuklide nicht in gefährlichen Mengen oder Konzentrationen in die Biosphäre des Menschen eindringen, so daß der Mensch keine gefährlichen Dosen ionisierender Strahlung durch innere oder äußere Einwirkung erhält.

Um dieses Ziel zu erreichen, lassen sich drei grundsätzliche Möglichkeiten der Entsorgung radioaktiver Abfälle vorsehen, die charakterisiert sind durch

- Verdünnung und Verteilung
- (Zwischen-) Lagerung und Zerfall
- Konzentration und Einschluß.

Die Verdünnung und Verteilung wird besonders bei radioaktiven Abgasen und in Ausnahmefällen bei Abwässern angewandt, und zwar in dem Umfange, der den

allgemeinen Vorschriften und Gesetzen entspricht, ergänzt durch jeweilige örtliche Einschränkungen.

Die Lagerung bis zum Abklingen der Radioaktivität wird bei dem Abfall, der nur kurzlebige Radioisotope enthält, angewandt. Die Konzentrierung und der Einschluß findet bei festen, flüssigen und gasförmigen Abfällen mittlerer und hoher Radioaktivität Anwendung.

Die Behandlung radioaktiver Abfälle hat schwerpunktmäßig das Ziel, die bei der Wiederaufarbeitung des bestrahlten Kernbrennstoffes und die aus weiteren kerntechnischen Anlagen anfallenden verschiedenartigen radioaktiven Rohabfälle zu konzentrieren und in ein stabiles, endlagergerechtes Produkt zu überführen.

Die Abfallströme werden nach ihrem Aggregatzustand gegliedert in

- gasförmige Abfälle
- flüssige Abfälle (wäßrig und organisch)
- feste Abfälle (brennbar und nicht brennbar).

Je nach spezifischer Aktivität werden die radioaktiven Abfälle in drei Kategorien unterteilt:

Bei flüssigen Abfällen

- schwachaktive Abfälle (LAW) mit weniger als $0,1 \text{ Ci/m}^3$
- mittelaktive Abfälle (MAW) mit $0,1 - 10^4 \text{ Ci/m}^3$
- hochaktive Abfälle (HAW) mit mehr als 10^4 Ci/m^3 .

Bei festen Abfällen (Hier wird die Dosisleistung an der verpackten Abfalloberfläche gemessen)

- schwachaktive Abfälle (LAW) $\leq 0,2 \text{ R/h}$
- mittelaktive Abfälle (MAW) $0,2 - 2 \text{ R/h}$
- hochaktive Abfälle (HAW) $\geq 2 \text{ R/h}$.

Tabelle 4.4-1: Art und Behandlungsverfahren der in den kerntechnischen Anlagen des Brennstoffzyklus auftretenden Schadstoffe
Quelle: /IAEA (1977)/

Radioaktiver Abfall	Schadstoff	Typische Verfahren
Uranabbau und -aufarbeitung Abluft aus Bergwerken Abluft aus den Fabriken Grubenabwässer Produktionsabwässer Feste Abfälle	Radon Radon, Erzstaub Radium, Uran, Schwermetalle Radium, Uran, Säure, anorganische Salze, Schwermetalle, Sulfat, usw.	Verdünnung und Ableitung in die Atmosphäre Filterung/Reinigung und Ableitung in die Atmosphäre In der Fabrik verwendet, Rest verdünnt und abgeleitet Neutralisierung mit Kalk; Fällungsprodukte in Schlammteiche, gereinigte Flüssigkeit wieder in Fabrik; Rest natürlich verdampft Neutralisierung mit Kalk, ständige Lagerung in Schlammteiche, schliesslich stabilisiert und begrünt
Erzeugung von Uranhexafluorid Abgase und Abluft Produktionsabwässer Schwachaktiver fester Abfall	Uran, Fluoride, Stickstoffoxide Uran, Säure, anorganische Salze, Fluoride, Nitrate, usw.	Filterung/Reinigung und Ableitung in die Atmosphäre Neutralisierung mit Kalk; Fällungsprodukte in Schlammteiche oder vergraben, gereinigte Flüssigkeit in Teiche oder freigesetzt und verdünnt Einschluss zum Vergraben
Isotopenanreicherung Abgase und Abluft Schwachaktive Abwässer Schwachaktiver fester Abfall	Uran, Fluoride, Fluor Spuren von Uran, Fluoride, Nitrate, usw.	Ableitung in die Atmosphäre Neutralisierung mit Kalk; Fällungsprodukte in Schlammteiche oder vergraben, gereinigte Flüssigkeit in Teiche oder freigesetzt und verdünnt. Vergraben
Brennstoffherzeugung Abgase und Abluft Schwachaktive Abwässer Schwachaktiver fester Abfall	Uran, Stickstoffoxyde, Ammoniak Uran, Nitrate, Ammoniak	Filterung/Reinigung; Ableitung in die Atmosphäre Neutralisierung mit Kalk; Fällungsprodukte in Schlammteiche oder vergraben, gereinigte Flüssigkeit in Teiche oder freigesetzt und verdünnt. Vergraben
Reaktorbetrieb Abgase Kondens- oder Leckwasser Chemische Abwässer Mittelaktiver fester Abfall Schwachaktiver fester Abfall	Edelgase als Spaltprodukte (z.B. Krypton, Xenon), Jodisotope, aktivierter Stickstoff, usw. Spaltprodukte, Korrosions- und Aktivierungsprodukte, Tritium Spaltprodukte, Aktivierungsprodukte, anorganische Salze Aufgebrauchte Ionenaustauscherharze, Schlamm von Abfallbehandlung	Filterung (absolut), Adsorption auf Aktivkohle, Verdünnung und Ableitung in die Atmosphäre Filterung, Reinigung durch Ionenaustausch, Wiederverwendung/Verdünnung und Freisetzung Verdampfung, Behandlung durch Flockung-Fällung oder Ionenaustausch Integration in Bitumen/Zement, anschliessend Lagerung/Vergraben Vergraben
Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennstoffe Abgase Hochaktive Abwässer Mittelaktive Abwässer Schwachaktive Abwässer Hochaktiver fester Abfall (z.B. verfestigtes hochaktives Abwasser, zerkleinerte Brennstoff-Hülsen) Mittelaktiver fester Abfall Schwachaktiver fester Abfall	Edelgase als Spaltprodukte (z.B. Krypton, Xenon), Radiojod, Tritium Spaltprodukte, Uran, Plutonium, andere Actinide, Nitrate Spaltprodukte, Actinide, Nitrate, Karbonate, organische Stoffe Spaltprodukte, anorganische Salze, organische Stoffe Spaltprodukte, Actinide, aktivierte Hülsenmaterialien Ähnlich wie bei Reaktorbetrieb	Abtrennung der Jodisotope, Filterung (absolut), Verdünnung und Freisetzung Verdampfung, vorübergehende Lagerung in Tanks, Verfestigung Verdampfung, Konzentrat behandelt wie hochaktive Abwässer, Kondensat wie schwachaktive Abwässer Behandlung durch Ionenaustausch oder Flockung-Fällung, Schlamm, Harze, usw. behandelt wie fester Abfall, gereinigtes Wasser wiederverwendet/freigesetzt Vorläufige Lagerung in Speziallagern, endgültige Lagerung/Beseitigung wird noch bestimmt Integration in Zement/Bitumen, Vergraben Vergraben

4.4.2 Anfall von radioaktiven Abfällen bei der Entsorgung in der Kernindustrie

In Tab. 4.4-1 sind Anfallart, Schadstoffart und typische Verfahren zur Behandlung der Schadstoffarten aufgeführt.

Abb. 4.4-1 zeigt in einem Prinzipblockschaltbild das Arbeitsschema einer LWR-Wiederaufarbeitungsanlage und die dabei auftretenden Abfallarten.

Der spezifische Anfall der verschiedenen Abfallarten ist in Tab. 4.4-2 angegeben. Die Mengenangaben sind breit gestreut, da vergleichbare Ergebnisse aus kommerziell betriebenen Wiederaufarbeitungsanlagen nicht vorliegen.

Tabelle 4.4-2: Spezifischer Anfall der verschiedenen Abfallarten (LWR, Abbrand 33 000 MWd/t) bei der Wiederaufarbeitung
Quelle: /ESCHRICH, H. (1976)/

Abfallart	Abfallmenge (m ³ /t Brennstoff)	Spezifische Aktivität (Ci/m ³ Abfall)
<u>Gase</u>	Abhängig von der Entlüftung	Abhängig von der Entlüftung
<u>Flüssigkeiten</u> (+ nach Konzentration)		
Hochaktiv ⁺ (>10 ⁴ Ci/m ³)	1	3·10 ⁶ - 3·10 ⁵
Mittelaktiv ⁺ (10 ⁻¹ -10 ⁴ Ci/m ³)	1 - 4	10 ¹ - 10 ³
Schwachaktiv (< 10 ⁻¹ Ci/m ³)	40 - 100	10 ⁻¹
Organisches Lösungsmittel	0,5	10 ¹ - 10 ²
<u>Feststoffe</u> (vor der Behandlung)		
Brennstoffhüllen	0,5	> 10 ³
Brennbar	4	< 10 ⁰
Unbrennbar	1	10 ⁻¹ - 10 ³

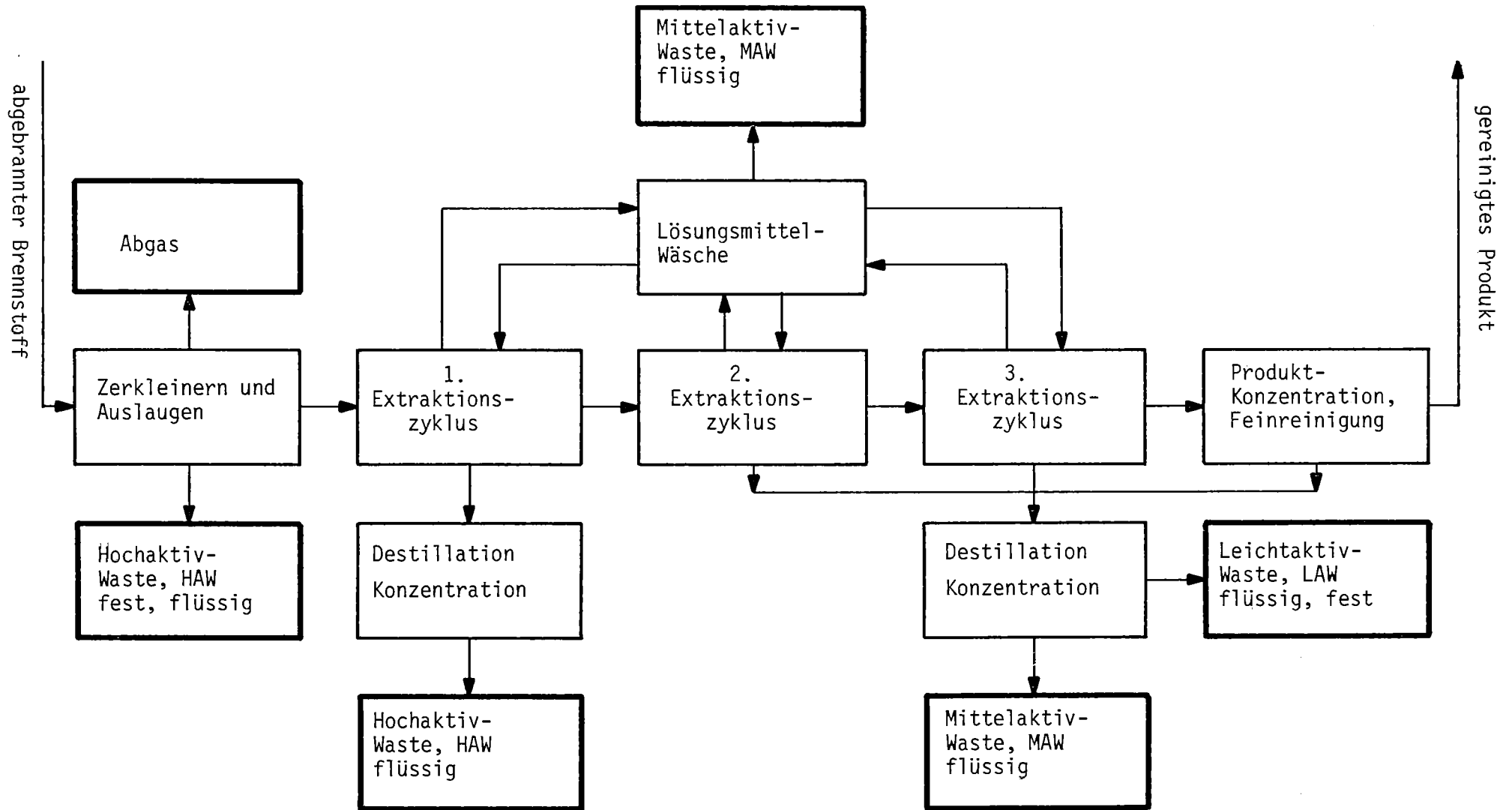


Abbildung 4.4-1: Art der Entstehung von radioaktiven Abfällen bei der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen
 Quelle: /GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G. (1975)/

4.4.3 Verfahren zur Behandlung von radioaktiven Stoffen

4.4.3.1 Gasförmige Abfälle

In der Wiederaufbereitungsanlage treten Spaltprodukte in Gas- oder Dampf- form fast ausschließlich im Abgasstrom der Eingangsstufe auf, entstehen also bei den Arbeitsgängen "Zerkleinern" und "Auslaugen". Die wichtigsten in Betracht zu ziehenden Bestandteile des Abgasstromes sind Krypton 85, Jod 129 und Jod 131, Tritium sowie Aerosole. Zur Reinigung der Abgase und Abluft von kerntechnischen Anlagen werden neben Waschkolonnen, in denen die Abgase mit chemischen Lösungen gewaschen werden, die verschiedensten Grob- und Feinfilter verwendet. Durch sie wird auf chemische und mechanische Weise die in Abgasen an feinsten Teilchen transportierte Aktivität abgeschieden.

Krypton

Für die Rückhaltung von Krypton 85 (Kr-85) ist ein Tieftemperaturverfahren ähnlich der großtechnisch betriebenen Luftverflüssigung vorgesehen. Kr-85 soll in der Regel allein, aber auch zusammen mit Xenon in Stahlflaschen mit ca. 50 Liter Fassungsvermögen bei einem Druck von ca. 150 -200 kg/cm² gelagert werden. Bei einer Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 1400 t Brennstoff/Jahr fallen jährlich etwa 15 Flaschen Krypton an; jede Flasche enthält etwa eine Million Ci Kr-85 /ESCHRICH, H. (1976)/. Die Flaschen werden zunächst am Ort der Wiederaufbereitung gelagert.

Jod

In den Abgasen der Brennstoffwiederaufarbeitungsanlagen sind nur das langlebige Jod 129 (Halbwertszeit $1,7 \cdot 10^7$ Jahre) und das kurzlebige

Jod 131 (Halbwertszeit 8,05 Tage) - und letzteres nur bei der Wiederaufarbeitung von kurz gelagerten Brennstoffen - von Bedeutung. Je länger der Brennstoff gelagert wird, d.h. je länger man diesen "abklingen" läßt, desto geringer sind die Schwierigkeiten beim Abscheiden von Jod 131. So verringert sich die Menge an Jod 131 um den Faktor 10^6 bei einer Erhöhung der Abklingzeit von 150 auf 300 Tage./ESCHRICH, H. (1976)/.

Zur Entfernung des Jods aus den Abgasen können die in letzter Zeit entwickelten, mit einer Silbernitratimprägnierung versehenen Feststoff-Filter eingesetzt werden, mit denen bei der technischen Erprobung ein Rückhaltegrad von nahezu 100 % erzielt wurde. Die erschöpften Jodfilter können nach eventuellem Überbetonieren direkt im Endlager gelagert werden. Die Menge des bei einer Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität von 1400 t U/Jahr abgeschiedenen Jods (LWR-Brennstoff, 45 000 MWd/t) beträgt 536 kg (inaktives J-127, J-129 mit einer Aktivität von 75 Ci); der Gewichtsanteil von Jod 131 ist vernachlässigbar klein, jedoch nicht dessen Aktivität bei einer kurzen Abklingzeit.

Tritium

Bei Oxid-Brennelementen aus Leichtwasserreaktoren sind - je nach Abbrand - ca. 70 % bis 40 % des Tritiums im Brennstoff und 30 % bis 60 % hauptsächlich in Form von Zirkonhydrid im Hüllmaterial gebunden /KOCH, G. (1977)/. Etwa 1 % des im Brennstoff enthaltenen Tritiums fällt bei der Aufarbeitung im Abgasstrom aus dem Auflöser an. Das bei den weiteren Wiederaufarbeitungsschritten und bei der Behandlung des HAW anfallende Tritium liegt als tritiiertes Wasser in den mittelaktiven und schwachaktiven Kondensaten sowie in der hochaktiven Spaltproduktlösung vor. Es ist beabsichtigt, die gesammelten tritiumhaltigen Destillate in isolierte, poröse Schichten des tiefen Untergrundes oder erschöpfte Erdöllagerstätten zu bringen ⁺⁾ .

+) siehe Abschnitt 4.4.4.2

4.4.3.2 Behandlung flüssiger Abfälle

Abb. 4.4.2 zeigt das Fließschema für die Behandlung flüssiger Abfälle aus der Wiederaufbereitung. In den nachfolgenden Abschnitten wird der derzeitige und zukünftige Stand der Behandlungstechnik der verschiedenen Abfallkategorien nur überschlagsmäßig angeben; für die eingehendere Befassung mit diesem Thema wird auf die aufgeführten einschlägigen Veröffentlichungen verwiesen.

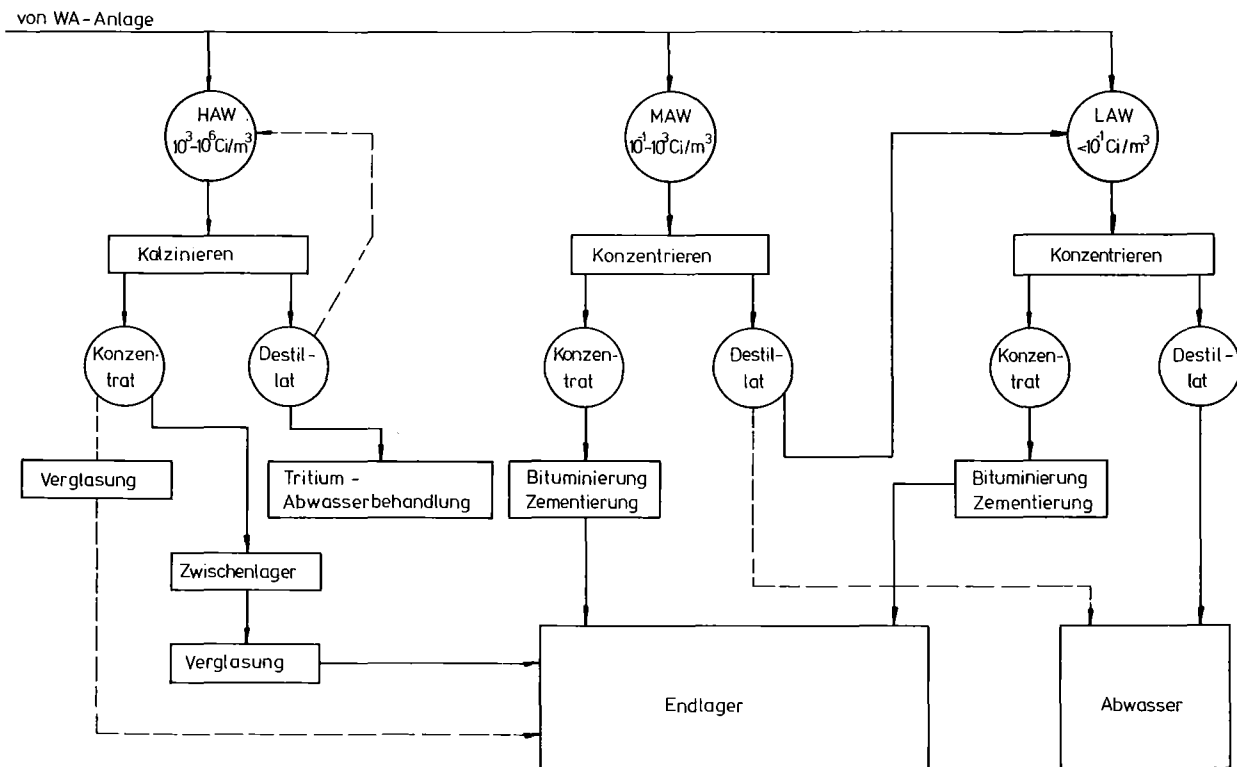


Abbildung 4.4-2: Fließschema für die Behandlung flüssiger Abfälle aus der Wiederaufarbeitung

Quelle: Nach /GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G. (1975)/

Flüssiger schwachaktiver Abfall (LAW)

Der flüssige LAW aus der Wiederaufarbeitungsanlage setzt sich zusammen aus dem bei der Aufkonzentrierung des flüssigen MAW entstehenden Destillat und den Abwässern der Dekontaminationseinrichtungen sowie denen der aktiven Labors und aktiven Werkstatt. Die beiden letzteren Abwässer unterscheiden sich chemisch nicht sehr von natürlichem Wasser. Die in diesen Abfällen in geringen Mengen auftretenden Radionuklide von größerer Bedeutung sind Tritium, Ruthenium 106 (Ru-106), Cäsium 137 (Cs-137) und Strontium 90 (Sr-90).

Die Behandlung von Tritium, das im gewissen Sinne eine Sonderstellung einnimmt, wurde schon in Abschnitt 4.4.3.1 beschrieben.

Der LAW fällt in großen Mengen an; er kann in Ausnahmefällen und bei geringen Mengen bei geeigneter Verdünnung in dem Umfang, der den nationalen und regionalen Gesetzen und Vorschriften entspricht, in die Umwelt eingeleitet werden. In der Regel werden die schwachaktiven Abfalllösungen jedoch weiter konzentriert. Dabei entstehen Destillate mit weniger als 0,001 % der ursprünglichen Aktivität. Es werden auch Kofällungsprozesse angewandt; die dabei entstehenden festen Rückstände werden nach Abtrennung durch Filtrierung in Zement oder Bitumen eingebracht (Die Wasserreinigung der Lagerbecken erfolgt durch Ionenaustauscher). Von allen bekannten Verfahren ist die Destillation das wirksamste, aber auch teuerste Verfahren.

Die Verfestigung der schwachaktiven Verdampferkonzentrate erfolgt im allgemeinen durch die kontinuierliche Einbettung in heißes Bitumen, wobei gleichzeitig das im Konzentrat enthaltene Wasser verdampft wird. In selbstreinigenden Extrudermaschinen werden Bitumenprodukte von durchschnittlich 50 Gew. % Salz hergestellt; dabei erhält man 1,5 m³ Bitumenprodukt entsprechend 7 Fässern für 1 Tonne Salz im Konzentrat.

Ein weiteres Verfahren ist die Fixierung im Zement. Das erzielte Rückstandsvolumen an Zementprodukten ist um den Faktor 3 bis 5 größer als das der Bitumenprodukte /ESCHRICH, H. (1976), GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G. (1975), HEPP, H. (1970), KRAUSE, H., STARCK, M. (1977), KÖHN, K. (1976b)/.

Flüssiger mittelaktiver Abfall (MAW)

Die kennzeichnenden Eigenschaften des flüssigen MAW sind das große Volumen, der hohe Salpetersäure- bzw. Nitratgehalt und die Anwesenheit einer organischen Phase, nämlich eines Kerosin-TBP(Tributylphosphat)-Gemischs. Letzteres erfordert eine gesonderte Behandlung.

Die wichtigsten im MAW vorkommenden Radionuklide sind Zr/Nb-95, Ru-106 und geringe Mengen anderer Spaltprodukte sowie Uran und Plutonium. Die Radionuklide werden je nach Aktivität und chemischer Zusammensetzung der Lösungen nach unterschiedlichen Verfahren konzentriert. Als eine der häufigsten Methoden wird die Verdampfung angewandt. Der Verdampfung kann als Vorbehandlung eine chemische Fällung vorausgehen bzw. es kann sich ein Ionenaustausch anschließen.

Die Radioaktivität liegt im Verdampferkonzentrat, in den Fällprodukten und im Ionenaustauschmaterial in konzentrierter Form vor. Die Konzentrate werden, wie bei der Behandlung des LAW, bituminiert oder zementiert. Das MAW-Bitumenprodukt setzt sich in den Gewichtsanteilen zusammen aus ca. 55 % Bitumen, ca. 45 % Salzen und weniger als 0,5 % Wasser. Die spezifische Aktivität des Bitumenproduktes ist kleiner als 1 Ci/l /ESCHRICH, H. (1976)/.

Für die Beseitigung der mittelaktiven organischen Abfälle hat sich die Verbrennung nicht durchgesetzt; die Veraschung führt zur Korrosion, Verschmutzung und zu Schwierigkeiten mit der Abgasreinigung. Die zukünftige Behandlung dürfte im Zusatz von 85 % iger Phosphorsäure bestehen: Das in Kerosin gelöste TBP bildet dann eine schwere Phase, die sich gemeinsam mit den Spaltprodukten vom Kerosin abtrennen läßt. Dieses kann nach einem weiteren Reinigungsschritt wiederverwendet werden, während das TBP zur Lagerung z.B. in Kunststoffen verfestigt wird /ESCHRICH, H. (1976), GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G. (1975), HEPP, H. (1970), KRAUSE, H., STARCK, M. (1977), BÄHR, W., HILD, W. (1976)/.

Die zukünftige Behandlung von LAW und MAW in einem Entsorgungszentrum

Befindet sich die Endlagerstätte für den MAW und LAW sowie die Wiederaufbereitungsanlage an demselben geographischen Ort, so erübrigen sich die Transporte von verfestigtem LAW und MAW und somit das Argument der Volumenreduktion. In diesem Falle sollen die schwach- und mittelaktiven Rückstandskonzentrate nach dem Vermischen mit Zement in fließfähiger Form in Kavernen der Salzformation eingepumpt werden, wo diese Mischung anschließend erstarrt und die Kaverne voll ausfüllt. Zur Erprobung dieses sogenannten "In-Situ-Verfestigungsverfahrens" werden umfangreiche Entwicklungsarbeiten durchgeführt.

Wenn dieses Verfahren als technologisch durchführbar und sicherheitstechnisch akzeptabel bestätigt wird, dann steht eine attraktive und kostengünstige Variante zur Endlagerung schwach- und mittelaktiver Abfälle zur Verfügung /HEPP, H. (1970)/.

Flüssiger hochaktiver Abfall (HAW)

Der hochaktive Abfall erfordert eine im Vergleich zum LAW und MAW umfangreiche Behandlung. Er muß gegenüber der Biosphäre langfristig isoliert, d.h. in ein beständiges Endprodukt verfestigt und anschließend in einer geologischen Formation gelagert werden.

Verfestigungsverfahren für hochaktive Abfallösungen sind heute in den meisten Ländern mit Kernenergieerzeugung in Entwicklung. In Tab. 4.4-3 ist die in den verschiedenen Ländern derzeit geübte und in Planung befindliche Praxis bei der Behandlung des HAW aufgeführt.

Der flüssige HAW enthält über 99 % der gelösten nicht-flüchtigen Spaltprodukte und praktisch den ganzen Aktinidgehalt des bestrahlten Brennstoffs mit Ausnahme von Uran, Neptunium und Plutonium. Der Anteil von Uran und Plutonium im HAW liegt, durch unvermeidbare Prozessverluste bedingt, zwischen 0,1 und 1 % /ESCHRICH, H. (1976)/.

Tabelle 4.4-3: Entsorgung von hochaktiven Abfällen

Quelle: /IAEA (1977)/

Land	Derzeitige Praxis	In Planung
USA	<p style="text-align: center;">Abfälle aus staatlichen Anlagen</p> <p><i>Hanford, Washington</i> – Abwässer werden alkalisiert und in Tanks aus besonderem Stahl gelagert. Caesium-137 und Strontium-90 werden aus hitzerzeugenden Abfällen chemisch abgetrennt, mit Hülsen umgeben und in wassergekühlten Becken gelagert. Abwässer werden durch Verdampfung allmählich zu einer Salzmasse verfestigt, die in Tanks gelagert wird.</p> <p><i>Savannah River, South Carolina</i> – Abwässer werden alkalisiert und in Tanks aus besonderem Stahl gelagert. Ein Programm für Verdampfung und Kühlung von Abwässern mit anschließender Eindickung zu einer Salzmasse ist in Ausarbeitung. Gesättigte Salzlösungen werden in Tanks gelagert.</p> <p><i>National Reactor Testing Station, Idaho</i> – Saure Abwasserlösungen werden in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert, anschließend in einer Kalzinierungsanlage kalziniert und in Behältern aus rostfreiem Stahl vorläufig gelagert.</p> <p style="text-align: center;">Abfälle aus kommerziellen Wiederaufarbeitungsanlagen</p> <p>Derzeit ist keine kommerzielle Anlage in Betrieb. Die Anlage Nuclear Fuel Services in New York wurde 1966–1972 vom Staat betrieben, ist aber jetzt geschlossen. Die meisten hochaktiven Abfälle dieser Anlage wurden alkalisiert und sind in einem Tank aus besonderem Stahl gelagert, geringe Mengen besonderer Abfälle sind in einem Tank aus rostfreiem Stahl gelagert.</p>	<p>Alle hochaktiven Abfälle sollen sobald wie möglich verfestigt werden. Langfristig stehen zur Debatte: Lagerung in schon bestehenden Tanks oder Kammern. Lagerung an Ort und Stelle in unterirdischen Höhlen, oder Transport zu einem Entsorgungszentrum für die gesamten Vereinigten Staaten.</p> <p>Die Anlage Barnwell in South Carolina wird voraussichtlich 1978 den Betrieb aufnehmen. Nach der Wiederaufarbeitung sollen alle hochaktiven Abwässer binnen fünf Jahren in eine feste Form übergeführt werden und müssen binnen zehn Jahren in ein staatliches Entsorgungszentrum gebracht werden. Durch den Betrieb einer Versuchsanlage für Abfallverfestigung 1966–72 in Hanford wurden die technischen Voraussetzungen geschaffen. Möglichkeiten für eine zeitweilige bzw. endgültige Lagerung werden derzeit geprüft.</p>
UdSSR	Abwässer werden in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert. Verfestigungsprozesse zur Erzeugung von Phosphatgläsern wurden mit radioaktiven Abfällen im Laboratorium und mit nicht radioaktiven simulierten Abfällen in einer Versuchsanlage untersucht.	Eine Anlage zur Einschmelzung von Abfällen in Glas in industriellem Masstab wird voraussichtlich in den Achtzigerjahren den Betrieb aufnehmen. Die Einführung von Flüssigkeiten in tiefliegenden geologischen Formationen wird ebenfalls in Betracht gezogen.
Grossbritannien	Flüssige Abfälle werden in den Aufarbeitungsanlagen Windscale und Dounreay als saure Lösungen in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert.	Die Lagerung der Abfälle in flüssiger Form über einen kurzen Zeitraum wird als ungefährlich betrachtet. Das FINCAL-Verfahren zur Verfestigung der Abfälle zu Borsilikatglas wurde von 1958–68 geprüft. Ein verbessertes Glaserzeugungsverfahren (HARVEST) wird entwickelt, und es ist geplant, mit der Verfestigung der Abfälle Mitte der Achtzigerjahre zu beginnen. Lagerungsmethoden, die eine spätere Wiedergewinnung des festen Abfalls ermöglichen, werden bevorzugt.
Frankreich	Abwässer werden in den Wiederaufarbeitungsanlagen Marcoule und La Hague als saure Lösungen in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert. Die Versuchsanlage PIVER für Verfestigung von Abfällen zu Borsilikatglas arbeitet seit 1969.	Eine neue Verfestigungsanlage, die Abfälle vor allem aus einer Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von ca. 800 Tonnen zu Glas verarbeiten kann, wurde in Marcoule gebaut.
Belgien	Die Abwässer der Eurochemic Wiederaufarbeitungsanlage werden in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert.	Kalziniierungs- und Verglasungsverfahren werden für die Verfestigung der Abfälle in Betracht gezogen.
Bundesrep. Deutschland	Abwässer aus der WAK-Versuchsanlage für Wiederaufarbeitung werden in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert. Studien über Verfestigung von Abfällen zu Borsilikat- und Phosphatglas sind im Gange.	Hochaktive
Indien	Abwässer werden als saure Lösungen in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert.	Abwässer sollen nach einer drei- bis fünfjährigen Abklingzeit zu Glasverbindungen verarbeitet werden. Salzformationen ähnlich Asse werden in Hinblick auf eine endgültige Beseitigung untersucht.
Indien	Abwässer werden als saure Lösungen in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert.	Eine Anlage, die nach einem Topfverglasungsverfahren arbeitet, wird voraussichtlich 1977 den Betrieb aufnehmen. Die verfestigten Abfälle sollen in luftgekühlten Kammern gelagert werden.
Italien	Die EUROX-Versuchsanlage für Wiederaufarbeitung ist seit 1970 in Betrieb. Geringe Abwassermengen werden in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert.	Topfverglasung mit Borsilikat- oder Phosphatgläsern wird in Betracht gezogen. Die Beseitigung festen radioaktiven Abfalls in schwach durchlässigen Lehmformationen wird studiert.
Japan	Hochaktiver Abfall wurde nicht in wesentlichen Mengen erzeugt.	Eine Wiederaufarbeitungsanlage ist im Bau. Saure Abwässer sollen bis zu fünf Jahren in Tanks aus rostfreiem Stahl gelagert werden. Eine Versuchsanlage für Verfestigung soll bis 1981 gebaut werden.
Kanada	Speziallagerung bestrahlter Brennstoffelemente	Die Lagerung von Brennstoff ohne Wiederaufarbeitung in wasser- oder luftgekühlten Kammern auf mindestens 75 Jahre wird als ausreichend betrachtet. Sollte es ökonomisch erscheinen, soll der Brennstoff später wiederaufgearbeitet werden.

Der aus der Aufarbeitung von abgebranntem Kernbrennstoff aus der jährlichen Entladung eines 1300 MWe-LWR (ca. 30 t Brennstoff) anfallende HAW enthält ungefähr 1 t Spaltprodukte, 1,5 kg Plutonium und 28 kg an anderen Transuranisotopen (einschließlich Neptunium) /ESCHRICH, H. (1976)/.

Der HAW wird heute noch weltweit in zugänglichen und überwachten Einfach- oder Doppelwandelstahlbehältern gelagert. Diese Behälter sind in dickwandige Betonzellen eingelassen. Die Temperatur der HAW-Lösung wird zur Verringerung der Korrosionsanfälligkeit unter 65 °C gehalten /ESCHRICH, H. (1976)/. Obwohl die Lagerung von flüssigen HAW in entsprechend ausgerüsteten Edelstahlbehältern als sicher gilt, kommt sie nur als Übergangslösung in Frage. Wegen der erforderlichen Langzeitisolation dürfte die Umwandlung der HAW-Lösung in ein beständiges festes Produkt die einzige sinnvolle Lösung sein.

Die Verfestigung der HAW hat nach /ESCHRICH, H. (1976)/ folgende Zielsetzung:

- "- Verringerung der Mobilität und des zu lagernden Volumens sowie
- Optimierung der physikalischen und chemischen Eigenschaften des festen Produkts im Hinblick auf seine Lagerstätte oder den Beseitigungsort zur dauerhaften Fernhaltung gefährlicher Radionuklidmengen von der Biosphäre".

Nach demselben Autor sollte das ideale endgültige Verfestigungsprodukt folgende Eigenschaften aufweisen:

- "- unlöslich in Wasser (Meerwasser, Regenwasser und Trinkwasser)
- durch die Luft nicht zu verteilen (Wind)
- wärmebeständig
- beständig gegen Strahlen aller Art (bis zu einer Gesamtdosis von 10^{12} rad)
- gute Wärmeleitfähigkeit

- strukturbeständig
- mechanisch fest
- gegenüber der Lagerungsumwelt chemisch nicht reagierend
- nicht brennbar".

Besonders geeignet scheinen Verfestigungsverfahren zu sein, die auf der Grundlage der Kalzinierung und der Verglasung beruhen. Die Verglasung wird als sicherste Technik der Konditionierung der hochradioaktiven flüssigen Abfälle angesehen, da das Glas den oben gestellten Anforderungen an das Verfestigungsprodukt am nächsten kommt. Die Verglasung der hochradioaktiven Abfälle soll nach 5 jähriger Lagerung nach der Aufarbeitung erfolgen; bis zu diesem Zeitpunkt ist die Radioaktivität auf 0,4 % des ursprünglichen Wertes gefallen; anschließend erfolgt bis zur Endlagerung eine Zwischenlagerung der Glaszylinder in einem Glasblocklager.

Die Verglasung (Borsilikatglas, Phosphatglas oder dergleichen) des aus einer Tonne abgebrannten LWR-Brennstoffs herrührenden HAW führt zu einem Glasendvolumen von 70-100 l; für eine jährliche Brennstoffentladung von ca. 30 t SM aus einem 1300 MWe-Reaktor also zu etwa 2-3 m³ verfestigtem HAW /ESCHRICH, H. (1976), GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G. (1975), KRAUSE, H., STARCK, M. (1977), BOKELUND, H., u.a. (1976), KRAUSE, H. (1976), KRAUSE, H., RUDOLPH, G. (1973)/.

4.4.3.3 Behandlung fester Abfälle

Die festen Abfälle werden, wie die flüssigen, nach ihrem Radioaktivitätsgehalt eingeteilt sowie danach, ob sie brennbar sind oder nicht. Bei den nichtbrennbaren Abfällen wird weiterhin nach der Möglichkeit ihrer Verdichtung differenziert.

Feste Abfälle sind die Brennstoffhüllen, die Strukturmaterialien in Brennelementen sowie die verschiedensten Gegenstände und Anlagenteile, die ursprünglich nicht selbst radioaktiv sind, aber bei der Handhabung mit Radio-

nukliden durch diese kontaminiert werden. Zu den letzteren gehören Werkzeuge, Geräteteile, Löschpapiere, Schutzgeräte, Bau- und Kunststoffe, Filtereinsätze etc /ESCHRICH, H. (1976), GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G. (1975)/.

Behandlung von schwach- und mittelaktiven Festabfällen

Ein vereinfachtes Verfahrensschema für die Behandlung von schwach- und mittelaktiven Festabfällen zeigt Abb. 4.4-3.

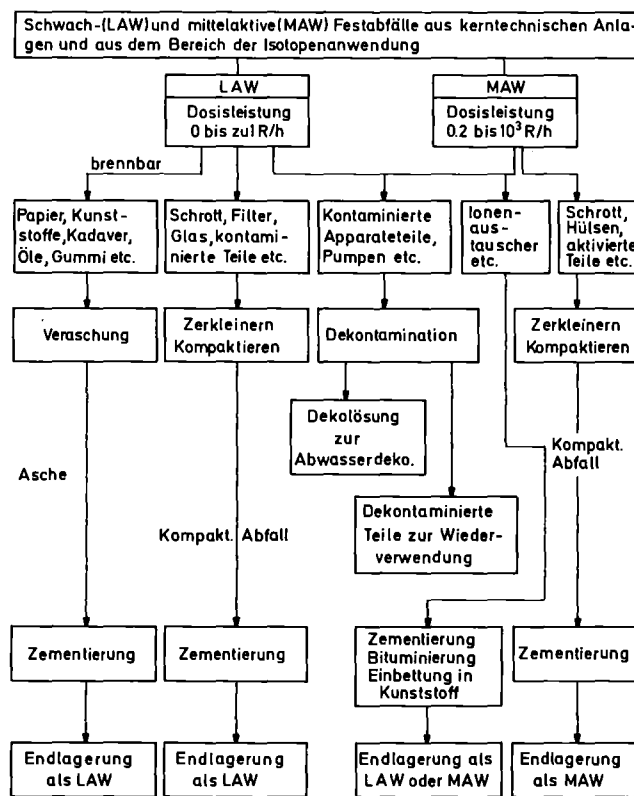


Abbildung 4.4-3: Vereinfachtes Verfahrensschema für die Behandlung von schwach- und mittelaktiven Festabfällen
Quelle: /BÄHR, W., HILD, W. (1976)/

Die wichtigsten Methoden zur Behandlung der meisten festen Abfälle sind die Verbrennung und die Verdichtung. Um die Auslaugraten und die Verteilungsmöglichkeit der an den Festabfällen haftenden Radionuklide so klein wie möglich zu halten, erfolgt der Einschluß in Zement, Bitumen oder Kunststoffe (z.B. Polyester). Bei der Veraschung (60 % der radioaktiven Festabfälle sind brennbar) wird eine Volumenreduktion um den Faktor 80 erzielt. Die Hauptmenge der Aktivität ist in der Asche enthalten, welche z.B. mit Zement verrührt und verfestigt wird; die Verbrennungsgase werden gereinigt /BÄHR, W., HILD, W. (1976)/.

Die nicht brennbaren Abfälle, wie Filter, kontaminierte Kleinteile, Glas usw., werden durch Pressen in ihrem Volumen um den Faktor 3 bis 7 eingengt. Größere, sperrige Festabfälle werden z.B. in Spezialzellen zerkleinert und anschließend, wie die Preßlinge, mit Beton vergossen /ESCHRICH, H. (1976), GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G. (1975), HEPP, H. (1970), KRAUSE, H., STARCK, M. (1977), BÄHR, W., HILD, W. (1976)/.

Behandlung höher aktiver Festabfälle

Hinsichtlich der Wärmebehandlung und Lagerung sind diese Abfälle MAW von der gleichen Art, wie er sich z.B. aus der Konzentration von Abwässern ergibt. Da die hier behandelten Festabfälle jedoch eine höhere spezifische Aktivität aufweisen, wurde der Ausdruck "höher aktiv" gewählt.

Es handelt sich bei diesen Abfällen im wesentlichen um kontaminierte und aktivierte sperrige Anlagenteile mit höherer Strahlendosis (aus Wiederaufarbeitungsanlagen und Kernkraftwerken, besonders bei Stilllegung und Abbruch) sowie um die ausgelaugten Brennelementhüllen, auf die in diesem Abschnitt besonders eingegangen wird.

Der Brennstoff von Reaktoren steckt im allgemeinen in Hüllen aus Zirkaloy oder Edelstahl; Zirkaloy findet beim Brennstoff für LWR, Edelstahl beim Brennstoff für schnelle Brutreaktoren Verwendung.

Nach Tab. 4.4.-2 fallen pro Tonne verarbeiteten Brennstoff ungefähr $0,5 \text{ m}^3$ Brennelementhüllen an; das ergibt 15 m^3 Hüllen für die jährlich aus einem Reaktor von 1300 MWe entladenen 30 Tonnen Brennstoff bzw. 700 m^3 pro Jahr für eine Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Kapazität von 1400 t/a. Laut /ESCHRICH, H. (1976)/ verbleiben ca. 0,1 % bis 0,5 % des bestrahlten Brennstoffs in den Hüllen.

Kurzfristig können die Hüllen ohne besondere Behandlung gelagert werden: die Zirkaloyhüllen unter Wasser, die ausgelaugten Edstahlhüllen naß oder trocken.

Die Endlagerung bzw. endgültige Beseitigung der Hüllen kann durch eine nochmalige Dekontaminierung und Konditionierung erfolgen. So wird in Hanford (USA) ein Verfahren entwickelt, bei dem die Hüllen zu Oxiden oxidiert und die Oxide anschließend bei hoher Temperatur in Silikatformen umgewandelt werden (/SCHULZ, W.W., DRESSEN, A.L. (1976), ESCHRICH, H. (1976)/).

Eine andere Möglichkeit der Überführung der Hüllen in einen endlagerfähigen Zustand ist die mechanische Einengung (Volumenreduktion) und Überbetonierung der Hüllenmaterialien. Bei der mechanischen Einengung der Hüllen auf 70 % ihres theoretischen Wertes fallen pro Tonne verarbeiteten LWR-Kernbrennstoff ca. 60 dm^3 , pro Tonne verarbeiteten SBR-Kernbrennstoff ca. 250 dm^3 Hüllenabfall an /ESCHRICH, H. (1976), BOCKELUND, H., u.a. (1976)/.

In Tab. 4.4-4 ist nochmal der jährliche Anfall radioaktiver Rohabfälle aus der LWR-Wiederaufarbeitungsanlage angegeben, und zwar einmal die Betriebswerte für die vorhandene WAK-Karlsruhe und zum andern die geschätzten Werte für die geplante Großanlage im Entsorgungszentrum.

Tabelle 4.4-4: Jährlicher Anfall radioaktiver Rohabfälle aus LWR-Wiederaufarbeitungsanlagen (WAK-Karlsruhe, geplante Großanlage KEWA).

Quelle: /NUKEM (1976)/

Abfallart	Menge/a		spezifische Aktivität		Zusammensetzung/Beschaffenheit	
	WAK*/** (m ³ /35tU)	KEWA** (m ³ /1400tU)	WAK (Ci/m ³)	KEWA (Ci/m ³)	WAK	KEWA
1. Flüssige Abfälle, wässrig (Vorkonzentrate)						
1.1 Spaltproduktlösung	25	600 – 1000	<4.10 ⁶	<2.10 ⁶ (nach 2a Kühlzeit)	<4nHNO ₃ <45g Spaltprodukte/l	<2nHNO ₃ , <250g Salz/l <70g Spaltprodukte/l
1.2 Prozeß-, Betriebs-, Dekowässer	500	1000	500	200	<2,5nHNO ₃ , <200g Salz/l	<600g Salz/l, schwach-sauer bis neutral
1.3 Deko-, Wasch-, Laborwässer	25 (bei GfK)	in 1.2	<0,1	---	<200g Salz/l	---
1.4 Tritiumwässer	750	800	25	500	<10 ⁻² Ci Spaltprodukte/m ³ , pH~ 7	
2. Flüssige Abfälle, organisch						
2.1 Lösungsmittelabfall	<25	in 1.2	10	---	Kerosin, TBP	---
3. Feste Abfälle			Oberflächendosisleistung (R/h)			
3.1 Brennelementhülsen, Strukturmaterial	20	850	≥2		95% Hülsen, Strukturmaterial brennbare und kompaktierbare Materialien (α-kontaminiert)	
3.2 Filter, Apparateile, Dekomaterial	40	150	≥2			
3.3 Filter, Apparateile, Dekomaterial	50	200	0,2 – <2			
3.4 Filter, Apparateile, Dekomaterial	560	2500	<0,2			
3.5 α-Abfall	---	500	---	<0,2	---	brennbare Stoffe
(da keine PuO ₂ Konversion)						
4. Gasförmige Abfälle						
4.1 Krypton	***	<10	---	≥2	---	Krypton in Druckflaschen

* einschl. ELMA (ab 76/76), LAVA (ab 76/77) und MAVÄ (ab 79/80)

** außer Sekundärabfällen aus der Verglasung

*** Rückhaltung geplant

4.4.4 Endlagerung radioaktiver Abfälle

4.4.4.1 Lagerung in Salzformationen

Der Schwerpunkt der heute weltweit durchgeführten Untersuchungen über die Möglichkeiten der Endlagerung von hochaktiven Abfällen liegt bei den geologischen Formationen /USAEC (1974), SCHNEIDER, K.J., PLATT, A.M., (1974), KÜHN, K. (1976b)/. In der Bundesrepublik Deutschland lag und liegt der Hauptakzent auf der Endlagerung in Salzformationen /MARTINI, H.J. (1963)/. Deshalb erwarb der Bund 1965 das stillgelegte Salzbergwerk Asse bei Wolfenbüttel. Die Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH München (GSF) und das Kernforschungszentrum Karlsruhe entwickeln und erproben dort zusammen Methoden und Verfahren für die Endlagerung radioaktiver Abfälle /ALBRECHT, E. (1972), GSF (1975)/. Ferner führt die KFA-Jülich als gemeinsames Projekt mit der GSF die singuläre Einlagerung von ca. 100 000 abgebrannten AVR-Brennelementen im Salzbergwerk Asse durch.

Der Aufbau der Versuchsanlage Asse II, auf den sich die in diesem Abschnitt gemachten Aussagen im wesentlichen beziehen, ist in der Literatur ausführlich beschrieben, so z.B. eingehend in /BUNDESREGIERUNG (1977)/.

Endlagerung schwachaktiver Abfälle

Für die Lagerung von schwachradioaktiven Abfällen gelten die am 1.1.1976 in Kraft getretenen "Bedingungen für die Lagerung von schwachradioaktiven Abfällen im Salzbergwerk Asse". Tab. 4.4-5 enthält Angaben über die Konditionierung und Aktivitätswerte, die diesen Bedingungen genügen.

Die LAW-Fässer müssen hinsichtlich der Dosisleistung nachfolgenden Bedingungen genügen, wobei jede Bedingung für sich allein betrachtet als Limit fungiert:

- die Dosisleistung darf an keiner Stelle der Oberfläche der Fässer größer als 200 mrem/h sein,

Tabelle 4.4-5: Abfallbehälterarten und maximal zulässige Aktivität pro Behälter (in Ci)

Quelle: /KRAUSE, H. (1975)/

Abfallkategorie „A“

Feste, trockene Abfälle ohne Behandlung in beliebiger Form (keine Pulver, Granulate oder lösliche Produkte, die aus Abwasserdekontaminationsanlagen stammen).

Behälter	Blechtrommel oder Roll-sickenfaß, Deckel mit Spannring (verschraubt)		Blechtrommel oder Roll-sickenfaß mit allseitiger Betonauskleidung Deckel mit Spannring-verschluß (verschraubt)		200-Liter-Faß in 400-Liter-Faß eingesetzt, Zwischenraum mit Beton vergossen	Verlorene Beton- abschirmung mit Einsatz- behälter
	200 l	400 l	200 l	400 l		
Volumen	200 l	400 l	200 l	400 l	200 l	max. 200 l
max. zulässige*) α-Aktivität	nicht zulässig	nicht zulässig	0,001	0,001	0,01	0,02
max. zulässige β/γ-Aktivität	nicht zulässig	nicht zulässig	0,1	0,1	1	2

Abfallkategorie „B“

Feste, trockene Abfälle in beliebiger Form in dicht schließenden, formstabilen Innenbehältern (z. B. Blech- oder Kunststoffbehälter) mit einem maximalen Volumen von 30 Litern verpackt. Raum zwischen Innen- und Außenbehälter mit geeignetem Bindemittel allseitig ausgegossen (Bindemittelanteil mind. 30 Vol.-%; Wandstärke des Bindemittels zum Außenbehälter mind. 50 mm).

Behälter	Blechtrommel oder Roll-sickenfaß, Deckel mit Spannring (verschraubt)		Blechtrommel oder Roll-sickenfaß mit allseitiger Betonauskleidung Deckel mit Spannring-verschluß (verschraubt)		200-Liter-Faß in 400-Liter-Faß eingesetzt, Zwischenraum mit Beton vergossen	Verlorene Beton- abschirmung mit Einsatz- behälter
	200 l	400 l	200 l	400 l		
Volumen	200 l	400 l	200 l	400 l	200 l	max. 200 l
max. zulässige*) α-Aktivität	nicht zulässig	nicht zulässig	0,05	0,1	0,1	0,2
max. zulässige β/γ-Aktivität	nicht zulässig	nicht zulässig	1	2	2	5

Tabelle 4.4.-5: (Fortsetzung)

Abfallkategorie „C“

In geeigneten Bindemitteln fixierte Abfälle (z. B. Schlämme, Verdampferkonzentrate, Ionenaustauscher, Aschen, formbeständige Abfälle wie aktivierte oder kontaminierte Teile).

Behälter	Blechtrommel oder Roll-sickenfaß, Deckel mit Spannring (verschraubt)		Blechtrommel oder Roll-sickenfaß mit allseitiger Betonauskleidung Deckel mit Spannring-verschluß (verschraubt) Rollreifen- oder Roll-sickenfaß mit Flanschdeckel		200-Liter-Faß in 400-Liter-Faß eingesetzt, Zwischen-raum mit Beton ver-gossen	Verlorene Beton- abschirmung mit Einsatz-behälter
	200 l	400 l	200 l	400 l		
Volumen	200 l	400 l	200 l	400 l	200 l	max. 200 l
max. zulässige*) α -Aktivität	0,2	0,4	2	4	4	10
max. zulässige β/γ -Aktivität	5	10	5	10	10	25

*) Für Kernbrennstoffe, Radium und Thorium gelten Sonderregelungen

- in 1 Meter Abstand von der Faßoberfläche darf die Dosisleistung den Wert von 10 mrem/h nicht übersteigen.
- Die β/γ -Aktivität ist in einem unabgeschirmten 200-l-Faß auf 5 Ci begrenzt.

Für solche radioaktiven Abfälle, die bei Einhaltung der Aktivitätsgrenze von 5 Ci pro 200-l-Faß eine höhere Oberflächendosisleistung als 200 mrem/h aufweisen, wird ein spezieller Betonbehälter als Abschirmung verwendet. Dieser Behälter hat eine wirksame Abschirmdicke von 203 mm Normalbeton (Dichte 2,4 t/m³). In diese fabrikmäßig gefertigten Betongefäße werden nun die 200-l-Abfallfässer eingesetzt und der noch verbleibende Hohlraum bis zur Oberkante mit Fertigbeton aufgefüllt (verlorene Betonabschirmung) / GSF / KFK (1972)/. Die biologische Gefährlichkeit

eines verfestigten Abfalls mit der zugelassenen β - und γ -Aktivität von 5 Ci je 200-l-Faß ist bereits zum Zeitpunkt der Einlagerung weit niedriger als die des in der Natur vorkommenden Uran-Erzes /KRAUSE, H. (1975)/.

Vom April 1967 bis Ende April 1976 wurden 64 000 Behälter mit schwachaktiven Abfällen eingelagert: 60 000 200-l- bzw. 400-l-Fässer, 4000 sogenannte verlorene Betonabschirmbehälter /KÜHN, K. (1976b)/. Mit diesen Mengen sind insgesamt sieben ehemalige Abbaukammern auf der 750 m-Sohle gefüllt worden.

Eine ausführliche Beschreibung des Lagerungsvorganges sowie von Größe und Bau der Lagerstelle enthält /BUNDESREGIERUNG (1977)/.

Endlagerung von mittelaktiven Abfällen

Der mittelaktive Abfall (MAW) wird in der Regel in 200-l-Fässer eingebracht. Die einzelnen Fässer können je nach Abfallzusammensetzung Aktivitäten bis zu einigen 10^4 Ci aufweisen. Die Dosisleistung an der Oberfläche der ungeschirmten 200-l-Abfallfässer kann einige rem/h bis zu 10^5 rem/h betragen.

Tab. 4.4-6 zeigt den Bereich der Oberflächendosisleistung eines Fasses sowie die mittlere Aktivität pro Faß bei den mittelaktiven Abfällen.

Wegen der hohen Aktivität und Oberflächendosisleistung der Fässer mit mittelaktivem Abfall müssen diese mit Abschirmbehältern versehen werden. Den Transportvorschriften entsprechend darf an der Oberfläche der Abschirmbehälter die Dosisleistung den Grenzwert von 200 mrem/h bzw. 10 mrem/h in 1 m Abstand nicht überschreiten. Man unterscheidet

- Einzelabschirmbehälter mit einem Abfallfaß und
- Sammelabschirmbehälter mit mehreren Abfallfässern.

Tabelle 4.4-6: Aktivität mittelaktiver Abfälle
Quelle: /BUNDESREGIERUNG (1977)/

Rückstände (Art)	Bereich der Dosisleistung an der Oberfläche eines Fasses R/h	Mittlere Aktivität pro Faß Ci/Faß
betonfixierte } bitumenfixierte } Konzentrate	ca. 5 bis ca. 10 ³	ca. 1 bis 2 · 10 ²
kontaminierte } aktivierte } Abfälle Brennelement-Hülsen	ca. 5 bis ca. 10 ³ ca. 5 bis ca. 10 ⁴ bis ca. 10 ⁵	ca. 1 bis 2 · 10 ² ca. 1 bis einige 10 ³ bis einige 10 ⁴
sonstige } radio- } kleine Metallteile aktive } Luftfilter feste } Glasstücke Abfälle } Asche } trockene Ionen- } austauscher	bis ca. 10 ³ bis ca. 10 bis ca. 10 bis ca. 10 bis ca. 10 ²	bis ca. 10 ² einige Ci einige Ci einige Ci bis ca. 50

Im August 1972 wurde zur Erprobung einer speziell entwickelten Lagerungstechnologie mit der Versuchseinlagerung mittelaktiver Abfälle in Asse II begonnen. Bis Ende April 1976 wurden insgesamt 890 200-l-Fässer dieser Abfallkategorie in einer Kammer auf der 511-m-Sohle eingelagert /KÜHN, K. (1976b)/. Das Volumen dieser Lagerkammer beträgt etwa 8000 m³. Bei einem Schüttungswinkel des Lagergutes von 45° und einem Schüttungsfaktor von 0,6 kann die Kammer etwa 2000 m³ oder 10 000 Fässer von je 200 l Inhalt aufnehmen.

Eine weitere Möglichkeit ist die Lagerung der MAW-Fässer in einer sogenannten Kaverne. Zur Untersuchung dieser Endlagerungsform wird als Forschungs- und Entwicklungsvorhaben in Asse II eine sogenannte Prototyp-Kavernenanlage realisiert. Diese Versuchskaverne wird in einer Teufe von 959 m angelegt und soll den Inhalt von 10 000 m³ haben. Sollten die mit dieser Prototyp-Kavernenanlage getätigten Erfahrungen den Erwartungen

genügen, so könnte über diese Kaverne eine Großkaverne mit einem Volumen von ca. 100 000 m³ angelegt werden /KÜHN, K. (1976b), KRAUSE, H. (1975), GSF/KFK (1975)/.

Endlagerung von hochaktiven Abfällen

Erfahrungen hinsichtlich der Endlagerung oder Beseitigung langlebiger, hochaktiver, fester oder verfestigter Abfälle liegen bis jetzt nicht vor. Daher ist eine Versuchseinlagerung von verglasten hochaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung im Salzbergwerk Asse vorgesehen. Jedoch scheidet die Asse als Endlager für den hochaktiven Abfall aus /BUNDESREGIERUNG (1977)/.

Der hochaktive Abfall soll in Form von Glaszylindern vorliegen, welche jeweils in einen zylindrischen Edelstahlbehälter von etwa 30 cm Durchmesser und ca. 1,20 m Länge eingebracht werden sollen; in dieser Form wird der HAW endgelagert. Der verfestigte hochaktive Abfall muß in Abschirmbehältern gehandhabt werden. Der Aufbau und die Form dieser Behälter sind von der Aktivität und der thermischen Leistung des einzulagernden HAW-Zylinders abhängig.

Die Lagerung von verfestigtem HAW weist einige gesonderte Probleme auf, auf die hier kurz eingegangen werden soll:

(1) Langfristige Risiken

Hinsichtlich der Sicherheitsanforderungen an das Endlager spielt die Zeitbetrachtung eine entscheidende Rolle. Es müssen einmal die Zeiträume berücksichtigt werden, die bis zum nahezu völligen Abklingen der Spaltprodukte erforderlich sind - das sind maximal 1000 Jahre; zum anderen die Zeiträume, die bis zu einem weitgehenden Abklingen der Aktiniden verstreichen - ca. 10 000 Jahre /BISHOP, et al. (1977)/, McGRATH, P.E. (1974)/ +).

⁺) Eine ausführliche Diskussion des Hazard-Indexes erfolgt im Teil IV der E2-Studie

Langfristige Risiken für die Umgebung kann es nur geben, wenn Wasser oder Lauge in das Endlager hineingelangen und dort Radionuklide aus den Abfällen herauslösen und wenn diese dadurch in den Biozyklus gelangen. Die langfristigen Risiken sind also dann vernachlässigbar, wenn das Endlager so ausgelegt, hergestellt, gefüllt und wieder verschlossen wird, daß ein Kontakt von zirkulierendem Grundwasser mit den endgelagerten Abfällen mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden kann. Schwierigkeiten macht die quantitative Wahrscheinlichkeitsvoraussage von geologischen Ereignissen (Erdbeben, Meteoriteneinschlag, tektonische Aktivitäten, Salzstockauftrieb, Erosion, Subrosion, Meerestransgression, Bedeckung durch Eismassen) über die zu betrachtenden Zeiträume. Geologisch gesehen scheint sogar ein Zeitraum von z.B. 1 Million Jahren für die genannten Ereignisse oder Vorgänge kurz zu sein /KÜHN, K. (1976b)/.

(2) Wärmeerzeugung

In den ersten Jahrzehnten wird aus den hochaktiven Abfällen durch radioaktiven Zerfall eine bedeutende Wärmemenge freigesetzt. Innerhalb von Salzstöcken kann Carnallit eingeschlossen sein. Carnallit ist ein hydratisiertes Kalium-Magnesium-Doppelchlorid ($KCl \cdot MgCl_2 \cdot 6H_2O$). Erhitzt man dieses Mineral auf Temperaturen über $110^\circ C$, so wird Kristallwasser frei. Da Carnallit außerdem eine sehr geringe Druckfestigkeit aufweist, reagiert es auf Druck durch verstärktes plastisches Fließen. Es ist in Wasser und sogar in gesättigter Steinsalz-Lösung löslich /KÜHN, K. (1976a)/. Deshalb müssen bei der Unterbringung der Stahl-Glas-HAW-Zylinder (auch als HAW-Kokillen bezeichnet) besondere Maßnahmen getroffen werden.

Das betrachtete Konzept sieht vor, daß in einem geeigneten Salzstock Bohrungen mit einer Tiefe von ca. 50 m und einem Durchmesser von 0,2 bis 0,3 m durchgeführt werden. In diese Bohrungen werden die HAW-Kokillen eingeführt und mit Salzgrus sowie einem Betonverschluß versiegelt. Die Wärmeproduktion des Abfalls und die Wärmekapazität des das Bohrloch umgebenden Salzes erfordern eine bestimmte geometrische Anordnung der Bohrlöcher. Je nach Spaltproduktkonzentration und Spaltproduktalter sind Abstände von

5 m und 18 m zwischen den Bohrungen erforderlich. Bei kürzeren Lagerbohrungen kann der Bohrlochabstand verringert werden /KRAUSE, H., RUDOLPH, G. (1974)/. Bei der Lagerung der HAW-Kokillen aus dem 30-jährigen Betrieb einer 1400-t/a-Wiederaufarbeitungsanlage in einem Lager - erforderlich wäre ein Lager von etwa 800 m x 600 m - treten auch längerfristig beträchtliche Temperaturerhöhungen auf, so daß eine sorgfältige Überprüfung der möglichen Folgen notwendig ist.

Die Endlagerung hochaktiver, verfestigter Abfälle als Routine-Endlagerung in einer Salzformation wird erst nach eingehender und umsichtiger Risikobeurteilung und Versuchsablagerung mit begrenzten Mengen in ASSE II (Entwicklungsarbeiten) erfolgen. Bis zu diesem Zeitpunkt werden die verfestigten und festen Abfälle in speziellen Lagereinrichtungen, den sogenannten Zwischenlagern (Retrievable Surface Storage Facilities / RSSF), aufbewahrt werden. Diese Lager werden im wesentlichen in Bodennähe errichtet. Werden die verfestigten Abfälle in geeigneten Edelstahlflaschen aufbewahrt, so können diese in wassergekühlten Becken gelagert werden, entsprechend der Lagerung von abgebrannten Brennelementen. Hierbei läßt sich für einen Zeitraum von 50 Jahren und länger /ESCHRICH, H. (1976)/ eine vollkommene Sicherheit gewährleisten; das Material muß jedoch jederzeit wieder zugänglich sein.

Nach /ESCHRICH, H. (1976)/ ist die Zwischenlagerung von verfestigtem HAW weniger aufwendig und kostspielig als die Lagerung von flüssigem HAW.

4.4.4.2 Endlagerung von Tritium

Tritium wird durch keines der bisher bekannten Dekontaminationsverfahren radioaktiver Abwässer von diesen abgetrennt. Tritium ist ein β -Strahler mit einer Halbwertszeit von 12,4 Jahren und stellt wegen seiner geringen Energie, solange es in geringen Mengen anfällt, im Prinzip keine Gefährdung dar, weil es dann in entsprechender Verdünnung als Abwasser an die Umgebung abgegeben werden kann (Ausnahmefall!). Da das Tritium z.B. bei einer Wiederaufarbeitungsanlage von 1400 t/a jedoch mit den radioaktiven Abwässern in

großen Mengen anfällt und dort in höherer Konzentration auftritt, kann es nicht an die Umgebung abgegeben werden, und es muß eine Möglichkeit gefunden werden, das Eindringen von Tritium in den Biozyklus zu verhindern.

Eine geeignete Maßnahme scheint das Einpressen von Tritiumabwässern in poröse Schichten des tiefen Untergrundes zu sein. Die Methoden und Verfahren sind aus der Beseitigung von giftigen Abwässern aus der chemischen Industrie sowohl in den USA als auch in der Bundesrepublik Deutschland bekannt (60 m bis 3600 m Tiefe). In der Bundesrepublik Deutschland wird z. Zt. zur Erprobung der Möglichkeit, tritiumhaltige Abwässer durch Einpressen in poröse Schichten des tiefen Untergrunds zu beseitigen, eine erschöpfte Erdöllagerstätte in der Nähe von Leopoldshafen bei Karlsruhe untersucht. Zur Zeit fallen im Kernforschungszentrum Karlsruhe und in der WAK die größten Mengen an Tritium in der Bundesrepublik Deutschland an.

Um die Aufnahmefähigkeit der Lagerstätte in Karlsruhe zu demonstrieren, wurden in 9 Einpreßversuchen jeweils 13 m^3 inaktives Salzwasser eingepreßt; bei einem Pumpendruck von 60 und 80 atü wurden Einpreßraten von $5 \text{ m}^3/\text{h}$ erreicht /GSF/KFK (1975)/.

Eine weitere Möglichkeit der Tritiumbehandlung scheint die Verfestigung als Zement zu sein und das Versenken bzw. Endlagern der so erhaltenen Zementblöcke im Meer, was jedoch entsprechende nationale Gesetze sowie internationale Abmachungen voraussetzt.

4.4.4.3 Das Entsorgungskonzept der Bundesrepublik Deutschland für radioaktive Abfälle

Die Endlagerung der radioaktiven Abfälle soll im Rahmen des Entsorgungszentrums stattfinden. Daher ist ein ausschlaggebendes Kriterium für die Wahl des Standorts der Wiederaufarbeitungsanlage die Existenz eines für die Endlagerung geeigneten Salzstocks unter dem Gelände des Entsorgungsparks. In der ersten Aufbauphase des Entsorgungszentrums ist die Lagerung des LAW

und MAW in begehbaren Kammern vorgesehen; in der weiteren Zukunft sollen diese Abfälle jedoch in nicht begehbaren Salzkavernen endgelagert werden /HUNZINGER, W. (1974)/, während das Endlager der verfestigten hochaktiven Abfälle während der Einlagerungszeit (Betriebsphase) begehrbar sein soll /NUKEM (1977)/.

Endlagerung von LAW und MAW

Da bei Endlagerung des LAW und MAW am Ort des Anfalles, d.h. am Ort der Wiederaufarbeitungsanlage, ein Transport mit allen seinen Sicherheitsanforderungen entfällt, wäre es unwirtschaftlich, die in großen Mengen beim Wiederaufarbeitungsprozess anfallenden schwach- und mittelaktiven Abfälle mit den heute zur Verfügung stehenden, in Abschnitt 4.4.3 beschriebenen Techniken zu verfestigen, in Fässer zu verpacken und zur Endlagerung abzutransportieren.

Für die weitere Zukunft wird daher eine behälterlose Endlagerung in - je nach Bedarf - einer oder mehreren ausgesolten bzw. bergmännisch erstellten Kavernen im Salzstock angestrebt. Dazu werden die schwach- und mittelaktiven Abfallkonzentrate übertage mit geeigneten Bindemitteln und Zuschlagstoffen zu einem pumpfähigen Brei angerührt und dieser anschließend in die Kaverne gepumpt. Eine andere Möglichkeit ist die Herstellung eines rieselförmigen Produktes in Form eines Granulats oder von Pellets. In beiden Varianten härtet das in die Kaverne eingeleitete Produkt dort anschließend aus /KÖHN, K. (1976b).

Endlagerung von HAW

Im Gegensatz zur LAW- und MAW-Behandlung ist für die Endlagerung des HAW immer die Verfestigung zu einzelnen Blöcken (z.B. Verfestigung zu Glaskorkillen) vorgesehen, unabhängig davon, ob sich das Endlager im Entsorgungspark oder außerhalb des Entsorgungsparks befindet. Ideal für die Lösung des Endlagerproblems wäre es, wenn der unter dem Gelände des Entsorgungsparks liegende Salzstock geeignet wäre, sowohl die Kavernen für den LAW und MAW

als auch das Endlager für den verfestigten HAW aufzunehmen /KÜHN, K. (1976b)/. Im diesem Fall würde das Problem des Transports der verglasten hochaktiven Abfälle entfallen, das allerdings nach /KÜHN, K. (1976b)/ von der Menge und dem Risiko her völlig beherrschbar ist. In jedem Fall wird jedoch der flüssige HAW mindestens 5 Jahre lang in Tanks zwischengelagert, so daß, wenn auf die Zwischenlagerung der verfestigten hochaktiven Abfälle in rückholbarer Form verzichtet wird, frühestens 5 Jahre nach Inbetriebgehen der Wiederaufarbeitungsanlage die Endlagerung von verfestigtem hochaktiven Abfall erforderlich wird /PWK (1976b), KÜHN, K. (1976b)/.

4.4.4.4 Alternativlösungen zur Lagerung und Beseitigung radioaktiver Abfälle

Obwohl - mit Ausnahme der Tritiumlagerung sowie der Lagerung sperriger radioaktiver Abfälle in Eisenerzbergwerken - für die Bundesrepublik Deutschland als Lagerungsmöglichkeit radioaktiver Abfälle nur die Endlagerung in Salzformationen untersucht wird, sollen hier kurz mögliche Alternativen zur Lagerung und Beseitigung radioaktiver Abfälle aufgezeigt werden.

In Abb. 4.4-4 sind diese Möglichkeiten, wie sie in der Bundesrepublik Deutschland, im Ausland sowie als übernationale Alternativen betrachtet werden, schematisch aufgeführt.

Umwandlung (Transmutation)

Um die langlebigen Radionuklide dem Endlager fernzuhalten und so die langfristigen Sicherheitsprobleme bei der Endlagerung zu reduzieren, wird

- die Umwandlung (z.B. langlebiger Spaltprodukte) in stabile oder kurzlebige Isotope durch den Einfang von Neutronen bzw.
- die Umwandlung in kurzlebige Spaltprodukte durch Kernspaltung der schweren Elemente (z.B. der Aktiniden) diskutiert.

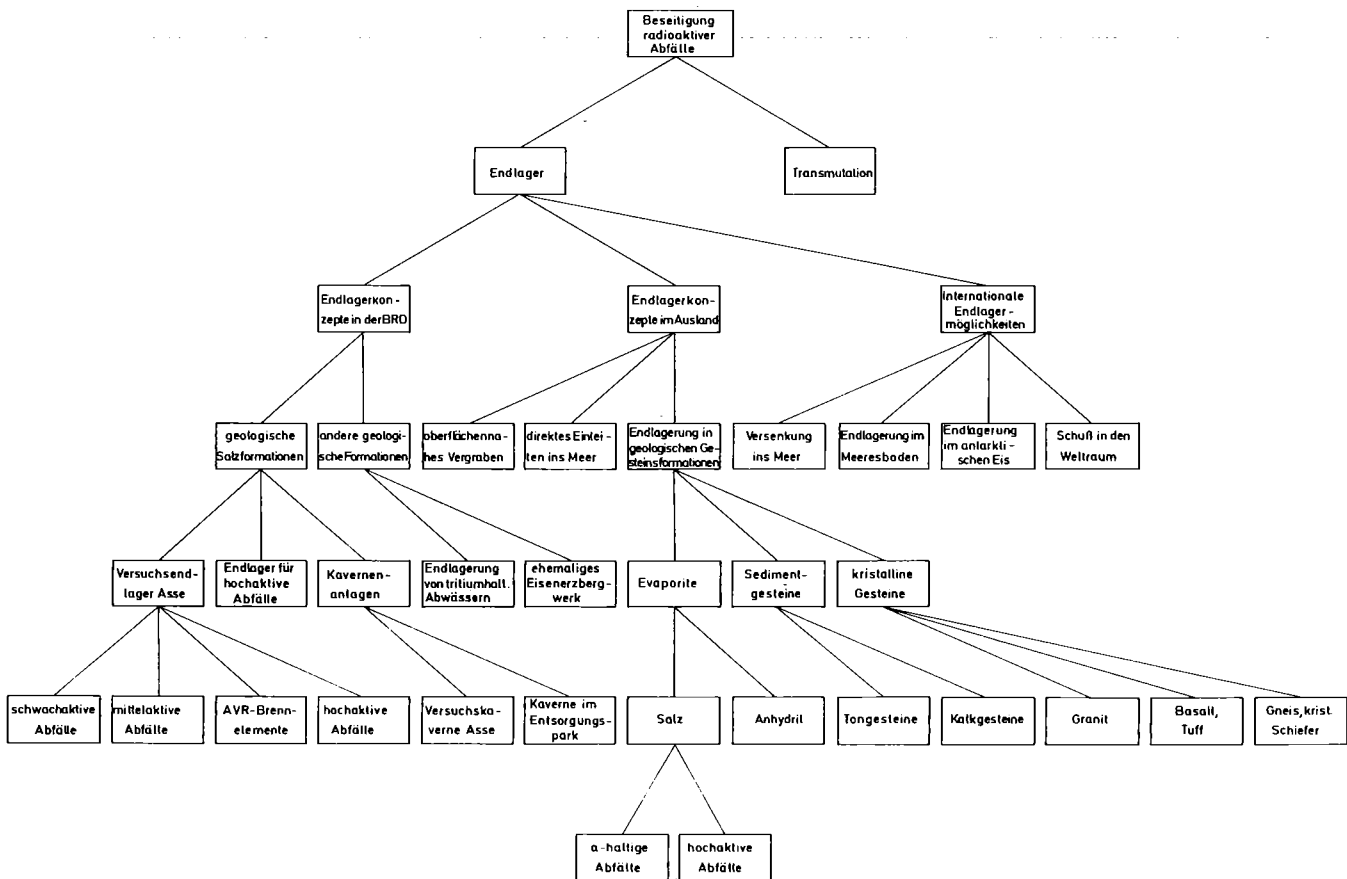


Abbildung 4.4-4: Möglichkeiten zur Beseitigung radioaktiver Abfälle
 Quelle: /BUNDESREGIERUNG (1977)/

Die Umwandlung der Aktiniden setzt deren chemische Abtrennung aus dem hochaktiven Abfall voraus. Ferner muß die Umwandlung z.B. in den Reaktoren eine vollständige sein, da sonst erneut langlebiger hochaktiver Abfall entsteht, der unter den entsprechenden Sicherheitsbedingungen endgelagert werden müßte. Auch scheint das bei den Methoden der Umwandlung auftretende Risiko dem des langfristigen Endlagerrisikos zu entsprechen /HAUG, H.O. (1975)/.

Raketentransport (Weltraum)

Eine andere, sehr kostspielige und risikobehaftete Möglichkeit ist der Transport abgetrennter, langlebiger Isotope der radioaktiven Abfälle in den Weltraum. Hierüber liefen Untersuchungen in den USA /NASA (1973)/. Durch die Beseitigung langlebiger radioaktiver Abfälle aus der Erdatmosphäre durch Raketen (wie auch die Umwandlung langlebiger radioaktiver Abfälle) könnte die potentielle Belastung der Erde verringert werden /RAMSEY, R.W. (1976)/.

Meer

(1) Schwachradioaktive Abfälle, Tritium, Krypton

Seit 1967 sind etwa 38 000 t schwach radioaktive Abfälle im Nordatlantik (2000 km westlich der Kapverdischen Inseln) versenkt worden. Dazu müssen die radioaktiven Abfälle mit einem Bindemittel versetzt und in Stahl- oder Betonbehälter eingebracht werden.

Da das Versenken ins Meer sehr teuer ist, dürfte es in Zukunft wohl nur für spezielle Abfälle wie Tritium oder Krypton 85 von Bedeutung sein.

(2) Hochaktive Abfälle

Eine zur Diskussion stehende Alternative für die Beseitigung von verfestigtem HAW ist die Lagerung in Bohrlöchern auf dem Meeresboden. Es scheint, daß auf dem Meeresboden ein äußerst beständiges Lager für radioaktive Abfälle geschaffen werden könnte. So befinden sich in den Zentren der Drehströme der Weltmeere Sedimentschichten, die - wie Messungen ergeben haben - sehr beständig und sehr alt sind /SLA (1973), RAMSEY, R.W. (1976)/.

Außer den beschriebenen Möglichkeiten der Lagerung von Abfällen werden in Europa verschiedene geologische Formationen auf ihre Eignung für diesen Zweck untersucht, so in Italien und Belgien mächtige Tonschichten, in Schweden Granite und in der Schweiz Anhydritformationen.

4.5 Behandlung von stillgelegten Kernkraftwerken am Beispiel des Druckwasserreaktors

4.5.1 Alternativlösungen zur Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken

Grundsätzlich sind mehrere Möglichkeiten zur Behandlung von stillgelegten Kernkraftwerken denkbar:

- Stehenlassen der ausgedienten Kernkraftwerksanlage
- vollständige Beseitigung
- teilweise Beseitigung
- befristetes Stehenlassen mit anschließender Beseitigung.

4.5.1.1 Stehenlassen des ausgedienten Kernkraftwerkes

Unter normalen Verhältnissen ist nicht zu befürchten, daß ein stillgelegtes und stehenbleibendes Kernkraftwerk für die Bevölkerung eine Bedrohung darstellt. Andererseits ist eine Zerstörung durch interne oder externe Einwirkung nicht völlig auszuschließen. Insofern stellen die betreffenden Gebäude wegen der beherbergten, allerdings mit der Zeit abklingenden Radioaktivität noch über einige Jahrzehnte hinweg einen gewissen Risikofaktor dar. Erforderlich wird in diesem Fall ein endgültiger Verschuß aller überflüssig gewordenen Gebäudeöffnungen und eine permanente Bewachung der Kraftwerksanlage.

Vor dem endgültigen Verschuß sollten folgende Maßnahmen getroffen sein:

- Entleerung sämtlicher Kreislaufsysteme und Komponenten
- Ausbau von verwendungsfähigen Teilen
- Absichern der Funktionsfähigkeit von Gebäudekran, Belüftung und Beleuchtung

- Installation von Überwachungseinrichtungen (Feuchtigkeitsmesser, Temperaturfühler, Schleusenüberwachung)

4.5.1.2 Vollständige Beseitigung des ausgedienten Kernkraftwerkes

Neben die planungs- und ausbildungstechnischen Aufgaben und die vollständige Demontage und Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile (beschrieben in den Abschnitten 4.5.3 und 4.5.4) treten weitere Maßnahmen wie der Abbau der nicht radioaktiven, metallischen Anlagenteile, die sprengtechnische Beseitigung des konventionellen Bauteiles und Aufräumarbeiten.

4.5.1.3 Teilweise Beseitigung des ausgedienten Kernkraftwerkes

Eine teilweise Beseitigung ist generell mit den gleichen Problemen konfrontiert wie eine vollständige Beseitigung. Variabel hierbei ist nur der Umfang der einzelnen zu treffenden Maßnahmen. Voraussetzung für eine teilweise Beseitigung ist allerdings:

- ausreichend tiefe Gründung des Reaktorgebäudes
- möglicher Verzicht auf bereits erworbenes, erschlossenes und bewilligtes Kernkraftwerksgelände
- dichte Verschließbarkeit des verbleibenden Gebäuderestes.

4.5.1.4 Befristetes Stehenlassen des ausgedienten Kernkraftwerkes

Ein befristetes Stehenlassen mit anschließender Beseitigung nutzt den Vorteil einer geringeren Strahlenbelastung, da Umfang und Intensität der Strahlung der radioaktiven Anlagenteile relativ rasch abnehmen.

Zusammenfassung der Alternativlösungen in Bezug auf das Kernkraftwerk
Obrigheim

Tabelle 4.5.-1: Vergleich der Alternativlösungen

Lösungsvorschlag	Strahlenbelastung rem	Anzahl der Demon- teure
Stehenlassen	-	-
Vollständige Beseitigung:		
sofort	6000 bis 9000	480 bis 720
nach etwa 15 Jahren	460 bis 690	37 bis 56
Teilweise Beseitigung:		
sofort	4100 bis 6125	330 bis 490
nach etwa 15 Jahren	410 bis 613	33 bis 49

4.5.2 Situation vor Demontage eines Kernkraftwerkes

4.5.2.1 Allgemeiner Stand der Anlage

Die Beseitigung eines stillgelegten Kernkraftwerkes erfordert u.a. die Zerlegung von neutronenaktivierten oder kontaminierten Komponenten und Systemen, hauptsächlich im Reaktorgebäude. Um einem Freisetzen der radioaktiven Substanzen in die Umgebung vorzubeugen, ist ein dichter Zustand des Containments und volle Funktionsfähigkeit der Lüftungsanlage zu gewährleisten. Im Anschluß an die Stilllegung empfiehlt sich das Entfernen des Kühlmittels und nachfolgendes Spülen der Hauptkreisläufe, um lose haftende radioaktive Partikel und Ansammlungen von radioaktivem Schlamm, sog. Crud, aus den Kreisläufen zu entfernen. Daran anschließen kann sich eine System- oder Abschnittsdekontamination mit entsprechenden Beizmitteln.

Routinemäßig ist der Ausbau der Hauptkühlmittelpumpenantriebe durchzuführen. Zusätzlich ohne großen apparativen und personellen Aufwand lassen sich in den Dampferzeugerräumen Dampf- und Speisewasserleitungen demontieren.

Nach dem letztmaligen Abfahren des Reaktors werden die Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter entladen und in das Lagerbecken überführt. Dem Abbau der Steuerstabantriebe folgt ein Abdichten der im Reaktordruckbehälterdeckel zurückgebliebenen Öffnungen. Ebenfalls beseitigt werden können die Wärmeisolierung des Deckels und die Vorrichtung zur Neutronenflußdichtemessung. Sind die letzten Brennelemente aus dem Brennelementlagerbecken inzwischen in ein Zwischenlager verfrachtet, so kann mit der Demontage der nun überflüssig gewordenen Brennelement-Wechselbühne begonnen werden.

Die um Druckbehälter, Dampferzeuger und Brennelementbecken angeordneten Räume sind überwiegend mit Teilen von Hilfs- und Nebenkreisläufen der Reaktoranlage bestückt. Unmittelbar auf die Entwässerung dieser Systeme folgt der Ausbau der Filter wegen ihres großen Einflusses auf den örtlichen Strahlungspegel. Die nächste Maßnahme besteht darin, an vorher festgelegten Stellen die Ortsdosisleistungen von Komponenten und Rohrleitungssystemen zu überprüfen und außergewöhnlich starke Strahler, sog. Punktstrahler, aufzuspüren. Diese müssen vorrangig mit Hilfe fernbedienter Werkzeuge aus der Anlage entfernt werden.

4.5.2.2 Ausgangsradioaktivität zum Zeitpunkt der Demontage

Die Radioaktivität von neutronenaktivierten Bauteilen läßt sich näherungsweise unter Zugrundelegung einer bestimmten Reaktorbetriebs und -stillstandszeit ermitteln.

Im Gegensatz zu den neutronenaktivierten Bauteilen kann die Radioaktivität von kontaminierten Bauteilen nur mit Hilfe von Messungen festgestellt werden. Da nur relativ wenig Meßstellen über Haupt-, Hilfs- und Nebenkreis-

Tabelle 4.5.-2: Dosisleistungen an den Oberflächen verschiedener neutronen-aktivierter Bauteile (Kernkraftwerk Obrigheim, 40 Jahre Reaktorbetrieb, 1/2 Jahr Stillstand)

Bauteil	Dosisleistung r/h	
	innere Oberfläche	äußere Oberfläche
Kernbehälter	$3,3 \cdot 10^4$	$2,9 \cdot 10^4$
Therm. Schild	$1,1 \cdot 10^4$	$5,9 \cdot 10^3$
Druckgefäß:		
Core-Mitte	$6,8 \cdot 10^2$	$2,45 \cdot 10^2$
Boden	$2,2 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-5}$
Deckel	äußerst gering	
Biolog. Abschirmung	$6,5 \cdot 10^{-1}$	-

läufe verteilt sind, wird für die Ermittlung der Strahlenbelastung näherungsweise eine konstante Oberflächenkontamination über die ganze Länge der jeweils betroffenen Rohrleitung vorausgesetzt. Um die von diesen kontaminierten Kreisläufen und Komponenten ausgehende Strahlenbelastung zu verringern, besteht grundsätzlich die Möglichkeit des teilweisen oder gänzlichen Abbaus der Kontaminationsschichten durch Behandlung mit entsprechenden Beizmitteln.

4.5.2.3 Hilfsmittel für die Demontage

Zur Ausführung von Transporten steht im Reaktorgebäude i.a. eine Kranbrücke mit unterschiedlichen Traglasten und ein abgeschirmt bedienbarer Hubstapler zur Verfügung. Für den Kran gewährt oftmals nur eine Montageluke den Zugang zu den Räumen, so daß abgetrennte Anlagenteile zuerst mit anderen Hebezeugen, die evtl. zusätzlich installiert werden müssen, zu befördern sind.

Da alle Rohrleitungen, die mit dem Hauptkühlmittel in Berührung kommen, aus rostfreiem Stahl bestehen, ist aus heutiger Sicht zum Zerlegen von kontaminierten Rohrleitungen das Trennschleifen vorzusehen. Ein Zerlegen von Großkomponenten erfordert jedoch ein auf den jeweiligen Werkstoff abgestimmtes Schneidverfahren.

Obwohl beim Zerlegen von radioaktiven Kreislaufsystemen funktionsgerechte Absaugevorrichtungen zum Einsatz kommen, kann ein absolutes Zurückhalten von radioaktiven Partikeln nicht gewährleistet werden, so daß externe Luftversorgung der eingesetzten Personen anzuraten ist.

4.5.3 Demontage der radioaktiven Systeme innerhalb des Reaktorgebäudes

Bei der Entscheidung, ein bestimmtes Anlagenteil im Reaktorgebäude primär auszubauen, müssen drei Randbedingungen berücksichtigt werden:

- Schneidarbeiten nur bei geschlossenem Containment durchführen
- vorrangiger Ausbau von stärker radioaktiven Anlagenteilen
- Zerschneiden der stark radioaktiven Druckbehältereinbauten nicht vorgesehen.

Hiernach ergibt sich folgender Demontagebedarf:

- Demontage der Rohrleitungen von Hilfs- und Nebenkreisläufen
- Demontage kontaminierter Pumpen, Wärmeaustauscher und kleinerer Behälter
- Zerlegung kontaminierter größerer Behälter
- Demontage der Hauptkomponenten
- Demontage des Reaktordruckbehälters
- Beseitigung des neutronenaktivierten Teiles des biologischen Schildes.

4.5.3.1 Demontage von Hilfs- und Nebenkreisläufen

Aufgrund der durch Messungen bekannten Oberflächendosisleistungen der kontaminierten Rohrleitungen, der Zahl der Demontageschritte und der geschätzten Demontagezeiten lassen sich die entsprechenden Demontagedosen ermitteln. Durch Aufsummieren ergibt sich die Gesamtdosis für die Demontage der Hilfs- und Nebenkreisläufe im Reaktorgebäude.

4.5.3.2 Demontage kontaminierter kleinerer Anlagenteile

Nach Beseitigung der Rohrleitungssysteme bleiben noch verschiedene Wärmeaustauscher, kleinere Behälter und Pumpen in den Räumen des Reaktorgebäudes zurück. Da diese Anlagenteile aufgrund ihrer geringen Größe nicht zerlegt zu werden brauchen, müssen sie lediglich aus ihrer Verankerung gelöst und in geeigneten Transportbehältern in den Dekontaminationsraum überführt werden.

4.5.3.3 Demontage von großen kontaminierten Behältern

Befinden sich große kontaminierte Behälter in Räumen, die mit dem Gebäudekran nicht erreichbar sind, so müssen diese an Ort und Stelle erst zerlegt und dann abtransportiert werden. Vorteilhaft im Hinblick auf die Höhe der bei der Demontage insgesamt aufgenommenen Strahlendosis wirkt sich eine vorher mit Hilfe von branchenüblichen transportablen Einrichtungen vorgenommene Dekontamination aus. Die Größe der abgetrennten Teile richtet sich nach den Bedingungen des Transportweges.

4.5.3.4 Demontage der Primärrohrleitungen

Vor einem Zerlegen dieser Leitung in diverse Geradrohre und Krümmer muß die etwa 10 cm dicke Isolierschicht entfernt werden. Durch entsprechende Hilfs-

schnitte läßt sich die Isolierung entweder abziehen oder abschälen, sofern sie nicht von vornherein abnehmbar gestaltet war. Da das Zerlegen der Hauptrohrleitung unter erhöhter Strahlenbelastung geschieht, ist es vorteilhaft, mit fernbedienter Trennscheibe und entsprechenden Halte- und Stützvorrichtungen zu arbeiten. Erschwerend kommt hinzu, daß sich durch das Öffnen des Primärkühlmittelkreises der Strahlenpegel in der näheren Umgebung wegen der an der inneren Oberfläche herrschenden Dosisleistung von 10 bis 20 r/h wesentlich erhöht.

Das Lösen der Hauptkühlmittelleitung vom Druckgefäß könnte aufgrund der großen lichten Weite der Hauptkühlmittelrohrleitung vom Rohrinernen aus geschehen. Dazu müßte eine halbautomatische Schneidvorrichtung, die in die Rohrleitung eingesetzt werden kann, noch entwickelt werden.

4.5.3.5 Demontage der Hauptkomponenten

Wegen ihrer teilweise recht hohen Neutronenaktivierung bzw. Kontamination der vom Primärkühlmittel benetzten Oberflächen sollten die Hauptkomponenten des Primärkreises in unzerlegtem Zustand aus dem Reaktorgebäude entnommen werden. Nach den bereits abgeschlossenen Trennarbeiten und dem Absenken der Aerosolaktivität auf einen unbedenklichen Wert innerhalb des Reaktorgebäudes steht nun einem Öffnen des Containments kein wesentliches Argument entgegen. Die Montageöffnung kann ohne große Schwierigkeit auf einen Durchmesser von 7 m, der das Hindurchführen der unzerlegten Hauptkomponenten durch das Containment gestattet, erweitert werden. Das vorrangige Entfernen der leichteren und weniger ausladenden Komponenten, um mehr Bewegungsfreiheit für die schweren und sperrigen Komponenten zu gewinnen, legt die Reihenfolge der Hauptkomponentenentsorgung fest. Weil voraussichtlich der Gebäudekran durch das Gewicht des Reaktordruckbehälters bis an die Grenze seine Belastbarkeit beansprucht wird, verliert dieser als letztes nukleares Anlagenteil in unzerlegtem Zustand seinen angestammten Platz im Reaktorgebäude.

Entfernung der Hauptkühlmittelpumpen

Die Trennung von Antriebs- und Pumpengehäuse zählte zu den vorbereitenden Maßnahmen. Es erleichterte das Abbauen der Hilfs- und Nebenkreislaufleitungen im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen. Den weiteren Ausbau der Motor- und Pumpenlaterne, der Lager- und Dichtungsanordnungen sowie des Laufzeuges behindern nicht kontaminierte Versorgungseinrichtungen (Ölzu- und -abströmleitungen, Ölkühler usw.). Nach Lösen der Flanschverbindungen, Beseitigung der störenden Leitungen und Verschraubungen können die oben erwähnten Pumpenteile abgenommen bzw. herausgezogen und von bereitstehenden Behältern aufgenommen werden. Ein bereits vorhandener Deckelflansch sorgt für einen dichten Abschluß des oben offenen Pumpengehäuses.

Entfernung der Dampferzeuger

Zur Entfernung der Dampferzeuger verbleiben noch folgende strahlenexponierte Arbeiten:

- Abtrennen der restlichen Speisewasserleitung bis zum Eintrittsstutzen am Dampferzeuger
- Entfernen der den Abtransport des Dampferzeugers hindernden Belüftungsleitungen im Dampferzeugerraum
- Verschließen der Ein- und Ausströmöffnungen für das Hauptkühlmittel im Dampferzeugerboden mittels Abschirmplatten
- Lösen der Dampferzeugeraufhängung in den drei Pendelstützen
- vorbereitende Arbeiten für den Abtransport.

Entfernung des Druckhalters

Problematisch bei der Entfernung des Druckhalters wirkt sich die starke Strahlung in Höhe der Heizstäbe aus. Zu den dadurch erschwerten Demontage-

arbeiten zählen das Abzwicken oder Abschneiden der zahlreichen Stromzuführungen für die Heizstäbe und das Verschließen der durch das Entfernen der Volumenausgleichs- und Entwässerungsleitungen im Druckbehälter entstandenen Öffnungen.

Bei neueren Druckwasserreaktoren werden allerdings abnehmbare Deckel mit eingeschweißten Heizbündeln in den Druckhalterboden eingeschoben.

Verschlossen werden müssen auch noch die Stutzen für die Sprüh- und Abblaseleitungen am Kopf des Druckhalters.

Entfernung des Reaktordruckbehälters

Die Demontage des kompletten Druckbehälters erlaubt den vorteilhaften Verbleib der stärker radioaktiven Druckbehältereinbauten innerhalb des Behälters.

Vor dem Ausheben des Druckbehälters aus der Reaktorgrube muß die dichte Verbindung zwischen Reaktorbeckenauskleidung und Druckbehälterflansch unterbrochen sowie die verschiebliche Verankerung des Druckgefäßes auf dem Tragrings gelöst werden. Um die von den im Druckbehälter verbleibenden Einbauten ausgehende Strahlung abzuschirmen, sollten die beim Abtrennen der Primärrohrleitungen entstandenen Druckbehälteröffnungen während des Transportes verschlossen sein.

4.5.3.6 Beseitigung des neutronenaktivierten Teiles des biologischen Schildes

Aus Berechnungen zeigt sich, daß die durch Neutronen induzierte Radioaktivität innerhalb des biologischen Schildes mit zunehmender Schichtdicke

rasch abnimmt. Infolgedessen braucht nur ein Teil des biologischen Schildes unter Strahlenschutzmaßnahmen abgebaut zu werden. Ein Abbau dieser radioaktiven Schicht kann unter Einsatz von Sprengmitteln geschehen; allerdings muß gesichert sein, daß die Reaktorgrube gegen die Umgebung hermetisch abgeschlossen ist, um eine Kontamination der umliegenden Räume zu vermeiden.

Zusammenfassung der Strahlenbelastungen, die durch den Ausbau der radioaktiven Anlagenteile des Kernkraftwerkes Obrigheim voraussichtlich anfallen

Bei den in der Anlage vorliegenden Strahlungsverhältnissen kann überschlägig gelten $1 \text{ r} = 1 \text{ rem}$.

Tabelle 4.5.-3: Gesamtstrahlenbelastung (KW0)

Anlagenteil	Personendosis	
	rem	%
Demontage des Primärkreises:		
Primärleitung	342	7,04
Hauptkühlmittelpumpen	27	0,55
Dampferzeuger	38	0,78
Druckhalter	41	0,84
Druckbehälter	69	1,42
Demontage von Hilfs- und Nebenkreisläufen:		
Rohrleitungen	4128	85,0
Pumpen, kleinere Behälter	81	1,67
große Behälter	35	0,72
Abbau des radioaktiven Teils des biologischen Schildes	96	1,98
Insgesamt im Reaktorgebäude	4857	100,0
Insgesamt im Hilfsanlagengebäude und Abfallager	4143	
Insgesamt im Kernkraftwerk	9000	

4.5.4 Endgültige Beseitigung der radioaktiven Anlagenteile

4.5.4.1 Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenschleifen

Für die Endlagerung dieses im allgemeinen schwachaktiven Abfalls kommen unzugängliche Salzlagerstätten in Frage. Die Behälterausnutzung wäre jedoch aufgrund der sperrigen Rohrleitungsabschnitte denkbar gering, so daß eine vorherige Volumenreduktion durchzuführen ist.

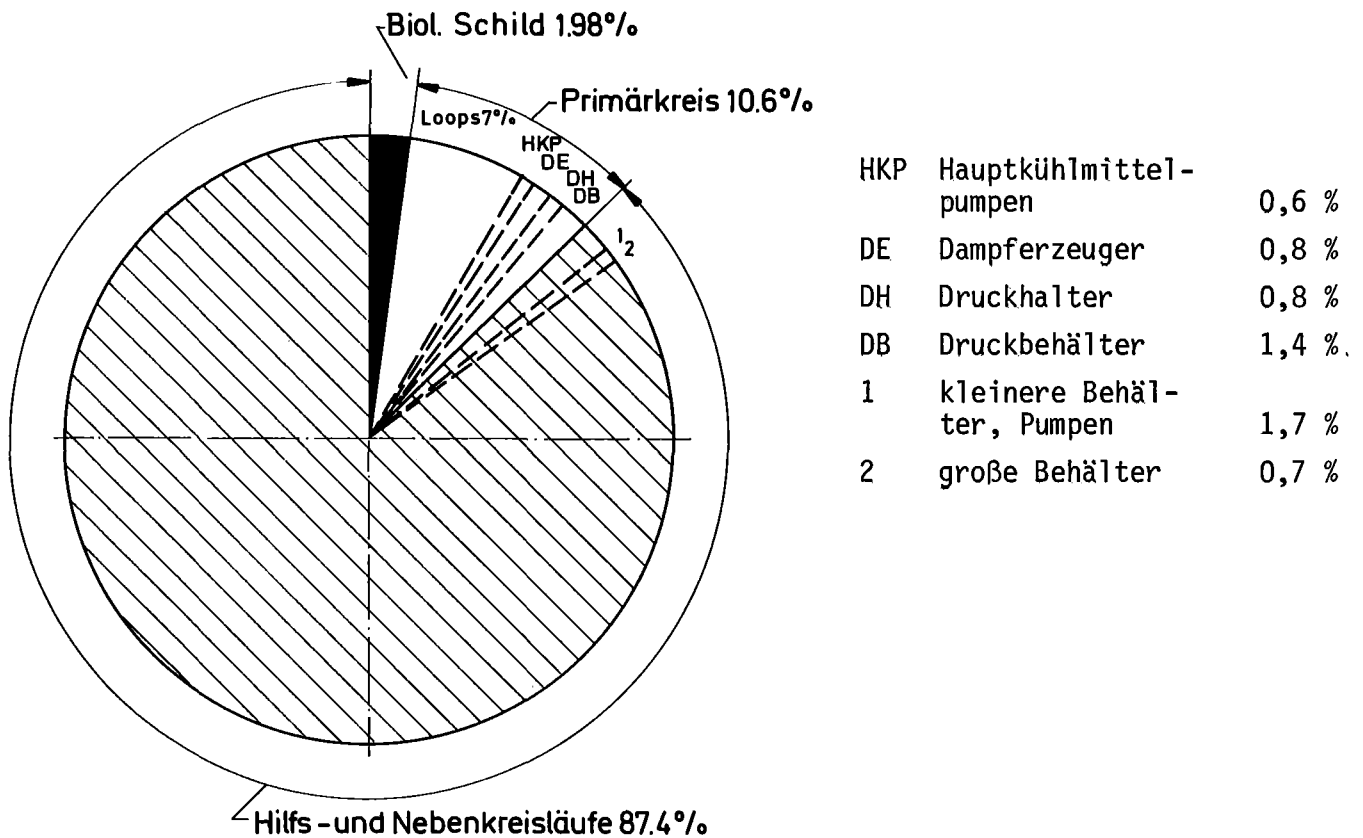


Abbildung 4.5.-1: Aufteilung der Gesamtmontagedosis

4.5.4.2 Ventile, Schieber, Pumpen, Wärmetauscher und kleinere Behälter

Gegen die unbehandelte komplette Einlagerung dieser Komponenten in Salzlagerstätten sprechen mehrere Gründe wie kaum reduzierbare Volumina, mögliche Abtrennung nicht kontaminierter Einzelteile und günstigeres Beizen zerlegter Teile. Praktische Folge geeigneter Zerlegungs- und Beizarbeiten könnte sein, daß nicht oder nur noch geringfügig kontaminierte Teile als Schrott weiter verwendungsfähig bleiben, während nur stärker kontaminierte Teile als radioaktiver Abfall endgelagert werden.

4.5.4.3 Hauptkühlmitteleitung und Großkomponenten

Im wesentlichen gilt für diese Anlagenteile die gleiche Art der Beseitigung, wie sie für kleinere Komponenten beschrieben ist. Aufgrund der großen Komponentenabmessungen ist jedoch anzuraten, diese in zentrale Beisanlagen zu überführen und dort weiter zu behandeln.

4.5.4.4 Reaktordruckgefäß mit Einbauten

Wegen des beherbergten Aktivitätsinventars wird eine Zerlegung des Reaktordruckbehälters und der Einbauten als unvorteilhaft angesehen. Daher muß eine Endlagerung in Salzlagerstätten entfallen. Eine in unmittelbarer Nähe des stillgelegten Kernkraftwerkes unterirdisch angelegte und wasserdicht ausgeführte Betonkaverne ermöglicht, den Druckbehälter mit Einbauten komplett einzulagern, alle Sicherheitsansprüche zu erfüllen und Transportwege zu sparen.

4.5.4.5 Neutronenaktivierter Teil des biologischen Schildes

Für die Endlagerung der schwachaktiven Betonbruchstücke des biologischen Schildes bietet sich die Betonkaverne, die für die Endlagerung des Druck-

gefäßes dient, bei entsprechender Dimensionierung an. Gegen die zu erwartende Staubeentwicklung und der damit verbundenen Aerosolaktivität hilft das Besprühen mit geeigneten Staubbindemitteln.

4.5.5 Konsequenzen für den Bau zukünftiger Druckwasserreaktoren

4.5.5.1 Demontagehilfsmittel

Nach Möglichkeit sollten alle Räume innerhalb des Reaktorgebäudes, in denen schwergewichtige, im Laufe des Reaktorbetriebes kontaminierte Behälter untergebracht sind, für den Gebäudekran direkt erreichbar sein. Somit brauchte ein Zerlegen dieser Behälter nach komplettem Ausbau erst an dafür geeigneterer Stelle (Beisanlage) zu erfolgen.

Eine höher ausgeführte Tragkraft des Gebäudekrans gestattet den Abtransport des kompletten, verschlossenen Druckbehälters. Darüber hinaus könnte bei großzügig bemessener Tragkraft das Druckgefäß für die sofortige Aufnahme von stark radioaktiven Anlagenteilen wie Filtern, Punktstrahlern usw. zur Verfügung stehen.

Wegen eingeschränkter Zugänglichkeit vieler Räume ist es sinnvoll, den Transport abgebauter Anlagenteile durch weitere, manuell bedienbare Hebezeuge zu erleichtern.

Aufgrund der hohen örtlichen Strahlung an den Filtern sollten automatische Filterwechseleinrichtungen zur üblichen Ausrüstung zählen.

4.5.5.2 Montagerichtlinien

Problemlos abnehmbare Isolierungen sowie ausreichende Platzverhältnisse zum zügigen Arbeiten mit den vorgesehenen Trennwerkzeugen helfen, Demon-

tagezeiten abzubauen. Ein optimales Vorgehen bei der Demontage von kontaminierten Rohrleitungen der Hilfs- und Nebenschleifen derart, daß diejenigen Teile zuerst entfernt werden könnten, die sich durch höchste Strahlungswerte und kürzeste Ausbauezeit auszeichnen, würde zu einer Verringerung der Strahlenbelastung um ca. 30 % führen. Die Voraussetzungen dafür sind bereits bei der Montage der Rohrleitungen zu schaffen.

4.5.5.3 Konstruktionsrichtlinien

Der Entwurf von Rohrleitungsinstallationen sollte die Bildung sogenannter Punktstrahler in der nuklearen Anlage eines Kernkraftwerkes ausschließen.

Durch abgeänderte Konstruktion könnte sich das Aussprengen des neutronenaktivierten Teiles des biologischen Schildes erübrigen. Allerdings muß bei einem abgeänderten Aufbau des biologischen Schildes die Aufnahme der Auflagekräfte des Druckbehälters neu überdacht werden.

Literatur zu Kapitel 4:

ALBRECHT, E.

Der Ausbau des Steinsalzbergwerkes Asse II für die Einlagerung radioaktiver Rückstände
Bergbau 4 (1972) S. 82

ALLARDICE, R.H., BUCK, C., WILLIAMS, J.

Fast Reactor Fuel Reprocessing in the UK
International Conference on Nuclear Power and its Fuel Cycle
Salzburg, 2.-13. May 1977, IAEA, Wien 1978

AMAURY, P., TALMONT, X.

AT 1-Maillon du programme d'étude de la filière
surrégénératrice française
Commissariat à l'Energie Atomique
Paris (o.J.)

BÄHR, W., DIPPEL, TH.

Über die Auflösung von PuO_2 -haltigen Brüterbrennstoffen in
Salpetersäure für die wässrige Aufbereitung nach dem Purex-Verfahren
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 673 (1967)

BÄHR, W., HILD, W.

Behandlung schwach- und mittelaktiver Abfälle aus kerntechnischen
Anlagen
Atomwirtschaft, Juli 1976, S. 346

BISHOP, MALARO, HEWITT

Proceedings der Fuel Cycle Conference Cansas City 24.-27.4.1977
AED-Conf. 1977, 077-000

BMFT (Bundesministerium für Forschung und Technologie)

Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie
spez. Kap. III d 2: Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente, Bonn 1977, S. 185

BÖHM, H.

Die Rolle der Großforschungseinrichtungen beim Aufbau
eines Entsorgungssystems in der Kerntechnik
Vortrag auf einer Veranstaltung der AGF am 16.2.1977 in Bonn

BÖHNERT, R.

Entwicklung eines Verfahrens zur Verbrennung des Graphits
bestrahlter Brennelemente von Hochtemperaturreaktoren in
einer inertstofffreien Wirbelschicht
JÜL-1041-CT, Januar 1974

BOKELUND, H., u.a.

Behandlung hochaktiver Abfälle
Atomwirtschaft, Juli 1976, S. 352

BOUDRY, J.C., MIQUEL, P.

Adaptation of the Purex-Process to the Reprocessing
of Fast Reactor Fuels
Proc. Int. Solv. Extr. Conf., Lyon 8.-14. Sept. 1974
Bd. 2, S. 1551, Hrsg. v.G.V. Jeffrey, Soc. Chem. Ind.
London 1974

BRANDES,

Private Mitteilungen
HRB Mannheim, Okt. 1977

BUNDESREGIERUNG

Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie
Eine Dokumentation der Bundesregierung
Bonn 1977

BUSCHMANN, W.

Die Beseitigung von stillgelegten Kernkraftwerken
mit Druckwasserreaktoren am Beispiel des Kernkraft-
werkes Obrigheim
Dissertation an der Ruhr Universität
Bochum 1976

COMMISSARIAT A L'ENERGIE ATOMIQUE

Spez. Teil: Other Activities at La Hague
La Hague Center, Sept. 1970, S. 51-52

DETILLEUX, E., LOPEZ-MENCHERO, E., OSZUSKY, F., ZÜND, H.
Retraitement des Reacteurs Rapides par Voie Aqueuse
in: Plutonium as a Reactor Fuel, Proceed. of a Symposium
in Brüssels, 13.-17. März 1967
IAEA, Wien 1967, S. 511-518

DWK

Bericht über das in der Bundesrepublik Deutschland
geplante Entsorgungszentrum für ausgediente Brenn-
elemente aus Kernkraftwerken, (2. Auflage) Stand September 1977
Herausgeber: Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung
von Kernbrennstoffen Hannover

ESCHRICH, H,

Abfall aus der Brennstoffwiederaufarbeitung
In: Entsorgung der Kerntechnik, Berichte des Symposiums
am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz
Herausgegeben vom Deutschen Atomforum e.V., Bonn

FLECK, C.M.

Wiederaufarbeitung oxidischer Brennstoffe der SNR-Linie
(Juli 1975) unveröffentlicht

GASTEIGER, R., HÖHLEIN, G.

Behandlung radioaktiver Abfälle aus Wiederaufarbeitungsanlagen
ATW, Juli/August 1975, S. 349

GSF/KFK

Endlagerung radioaktiver Abfälle
Jahresbericht 1972
GSF (Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung) München
(GSF-T45), KFK (Kernforschungszentrum Karlsruhe) Karlsruhe
(KFK 1862)

GSF/KFK

Endlagerung radioaktiver Abfälle
Jahresbericht 1975
GSF (Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung) München
(GSF-T60), KFK (Kernforschungszentrum Karlsruhe) Karlsruhe
(KFK 2309)

GSF (Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung)

Zur Sicherheit der Endlagerung radioaktiver Abfälle
im Salzbergwerk Asse
Broschüre, GSF München (1975)

HAUG, H.O.

Anfall, Beseitigung und relative Toxizität langlebiger
Spaltprodukte und Aktiniden in den radioaktiven Abfällen
der Kernbrennstoffzyklen
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 2022, November 1975

HEPP, H.

Beseitigung radioaktiver Abfälle
VGB-Speisewassertagung 6./7. Oktober 1970
Herausgegeben von Vereinigung der Großkessel-Betreiber
Essen, 1970

HOBEG

Private Mitteilung, 12.9.1977

HOMANN, H.H., u.a.

Konzeptstudie - Prototypanlage zur Wiederaufarbeitung
von HTR-Brennelementen auf dem Gelände der Wieder-
aufarbeitungsanlage Karlsruhe
(April 1976) unveröffentlicht

HUNZINGER, W.

Sicherheitsaspekte der Meeresversenkung radioaktiver
Abfälle
Beilage zum Bulletin Nr. 14 der Schweizerischen Ver-
einigung für Atomenergie, August 1974

HUPPERT, K.-L.

Die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)
Aufbau, Betriebsweise, Zielsetzung
Atom und Strom, Folge 1, Januar 1968, S. 9 ff

IAEA (International Atomic Energy Agency)

Radioaktive Abfälle, woher - wohin?
IAEA, Wien, März 1977

ISSEL, W., KOCH, W.

Zur Auslegung einer großen Wiederaufarbeitungsanlage
Atomwirtschaft, Juli/August 1975, S. 339 ff

ISSEL, W.

Die Planung für eine deutsche Großanlage zur Wiederauf-
arbeitung von Kernbrennstoffen

In: Entsorgung der Kerntechnik, Berichte des Symposiums
am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz

Herausgegeben vom Deutschen Atomforum e.V., Bonn

KAISER, G., MERZ, E.

"Wiederaufarbeitung verbrauchter HTR-Brennelemente"
im Prospekt "Jupiter"

Kernforschungsanlage Jülich, 1975

KAISER, G., MERZ, E., ZIMMER, E., PIRK, H., VYGEN, P.

Status of Reprocessing Technology in the HTGR Fuel Cycle
International Conference on Nuclear Power and its Fuel Cycle
Salzburg, 2.-13. Mai 1977, IAEA, Wien 1978

KELLER, C., HUPPERT, K.-L.

Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen

Bild der Wissenschaft, Heft 6 (1977)

S. 124 ff

KOCH, G., OCHSENFELD, W., SCHMIEDER, H.

Überlegungen zum Fließschema einer Wiederaufar-
beitungs-Großanlage

Atomwirtschaft Bd. 20 (1975) Heft 3, S. 123-127

spez. S. 124

KOCH, G.

Die chemische Aufarbeitung der bestrahlten Kernbrennstoffe

Chemiker-Zeitung, 101. Jg., (1977) Nr. 2, S. 64 ff

KRAUSE, H., RUDOLPH, G.

Abteilung Dekontaminationsbetriebe

Jahresbericht 1973

Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 2126, S. 33-73

KRAUSE, H., RUDOLPH, G.

Abteilung Behandlung radioaktiver Abfälle
Jahresbericht 1974
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 2212

KRAUSE, H.

Abteilung Behandlung radioaktiver Abfälle
Jahresbericht 1975
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 2380

KRAUSE, H.

Anfall radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik
Deutschland
Atomwirtschaft, Juli 1976, S. 343

KRAUSE, H., STARCK, M.

Die Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle
VDI-Z119 (1977) Nr. 8, April (II), S. 430

KÜCHLER, L., SCHÄFER, L., WOJTECH, B.

Labor- und Heißzellenversuche über die Anwend-
barkeit des "sauren" Thorex-Prozesses zur Wieder-
aufarbeitung hochabgebrannter thoriumhaltiger
Kernbrennstoffe
Kerntechnik Bd. 12 (1970a), S. 327-333

KÜCHLER, L., SCHÄFER, L., WOJTECH, B.

Der Thorex-Zweistufen-Prozeß zur Wiederaufarbeitung
thoriumhaltiger Kernbrennstoffe mit hohem Abbrand
Kerntechnik Bd. 13 (1970b), S. 319-322

KÜHN, K.

Das Endlagerkonzept der Bundesrepublik Deutschland
In: Entsorgung der Kerntechnik
Berichte des Symposiums am 19. und 20. Januar 1976 (1976a)
in Mainz, Herausgegeben vom Deutschen Atomforum e.V.,
Bonn

KÜHN, K.

Zur Endlagerung radioaktiver Abfälle
ATW, Juli 1976 (1976b), S. 357

LOTTIS, A.L., HOMAN, F.J., BALTSESEN, E., TURNER, R.F.
HTGR Fuel and Fuel Cycle Technology
International Conference on Nuclear Power and its
Fuel Cycle
Salzburg, 2.-13. Mai 1977
IAEA, Wien 1978

MARTINI, H.J.

Bericht zur Frage der Möglichkeiten der Endlagerung
radioaktiver Abfälle im Untergrund der Bundesrepublik
Deutschland
(1963) unveröffentlicht

McGRATH, P.E.

Radioactive Waste Management, Potentials and Hazards
from a Risk Point of View
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 1992 (1974)

MERZ, E.

Brennstoffkreislauf beim gasgekühlten Hochtemperatur-
reaktor (HTR)
Chemiker-Zeitung Bd. 101 (1977), S. 81-91

NASA

The Feasibility of Space Disposal of Radioactive
Nuclear Waste
NASA-TM-X-2911 und 2912 (1973)

NIEZBORALA, F.

Les ateliers pilotes de Marcoule
Bulletin d'Information Scientifique et Technique (B.I.S.T.) 188
(1974), S. 17-26

NUKEM

Systemstudie "Radioaktive Abfälle in der Bundesrepublik
Deutschland"
Bd. 1: Anfall an radioaktiven Abfällen in der Bundesrepublik
Deutschland (SRA1)
Studie im Auftrag des BMFT
Hanau, im Juni 1976 (2. Auflage)

NUKEM

Systemstudie "Radioaktive Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland",
Bd. 6: Die Entsorgung von radioaktiven Abfällen in der
Bundesrepublik Deutschland (SRA6)
Hanau, im August 1977

OCHSENFELD, W., SCHMIEDER, H., THEISS, S.

Wässrige Wiederaufarbeitung der Brennelemente schneller
Brüter. Die gemeinsame Extraktion und Trennung von
Makromengen Plutonium und Uran im Purex-Prozess
Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 911, Okt. 1970

PUGH, O.

Private Mitteilungen
Dounreay, Feb. 1978

PWK (Projektgesellschaft Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen)

Bericht über das in der Bundesrepublik Deutschland geplante
Entsorgungszentrum für ausgediente Brennelemente aus Kern-
kraftwerken. Stand Dezember 1976
PWK m.b.H., Öffentlichkeitsarbeit und Information
Kruppstrasse 5, 4300 Essen

RAMSEY, R.W.

Alternativlösungen in der Beseitigung radioaktiver Abfälle
In: Entsorgung der Kerntechnik, Berichte des Symposiums
am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz
Herausgegeben vom Deutschen Atomforum e.V., Bonn

REACTOR HANDBOOK

Vol. II
New York 1961

SARI, C.

Considerations on the Voloxidation Experiments
for Plutonium Reprocessing
Energia Nucl., Bd. 20 (1973), S. 171

SCHMIDT-KÖSTER, W.-J.

Das Entsorgungssystem im nuklearen Brennstoffkreislauf
Atomwirtschaft, Juli 1974, S. 340 ff

SCHNEIDER, K.J., PLATT, A.M., (Eds.)

High Level Radioactive Waste Management Alternatives
BNWL-1900, Richland 1974

SCHULZ, W.W.

Aqueous Decladding and Dissolution of Plutonium
Recycle Test Reactor Fuel. Part 2
BNWL-204, (November 1966)

SCHULZ, W.W., DRESSEN, A.L.

Immobilization of Spent Cladding Hulls by Conversion
to Silicate Forms
ARH-SA-193 S

SCHÖLLER, W., HUPPERT, K.-L., HOFFMANN, W.

Betriebserfahrungen mit der WAK
Atomwirtschaft, Juli/August 1975, S. 342 ff

SLA (Sundia Laboratory Albuquerque)

A Programm on Ocean Basis Floor and Radioactive
Materials
Data Basis for Assessing Preliminary Concepts
SLA-73-0596, September 1973

UNGER, W.E., IRVINE, A.R., MAILEU, J.C., WATSON, C.D.

Aqueous Fuel Reprocessing Quarterly Report for Period
Ending September 30, 1973
ORNL-TM-4394 (Feb. 1974)

USAEC (United States Atomic Energy Commission)

High Level Radioactive Waste Management Alternatives
WASH-1297, Washington, D.C. 1974

YARBRO, O.O., HARRINGTON, F.E., JOY, D.S.

Effluent Control in Fuel Reprocessing Plants
ORNL-TM-3899 (März 1974)

ZECH, H.-J., PICKERT, F.-K.

Wirtschaftliche Betrachtungen zum Kernbrennstoffkreislauf
Chemiker-Zeitung, 101. Jg. (1977), Nr. 1, S. 9ff

ZECH, H.-J.

Studie E.1.2: Nukleare Primärenergieträger
Teil I.3: Der Uran-Plutoniumkreislauf mit schnellen
Brutreaktoren
Kernforschungsanlage Jülich - Kernforschungszentrum Karlsruhe
1978

A N H A N G :

- 1) Abbildungen
- 2) Tabellen

Legende:

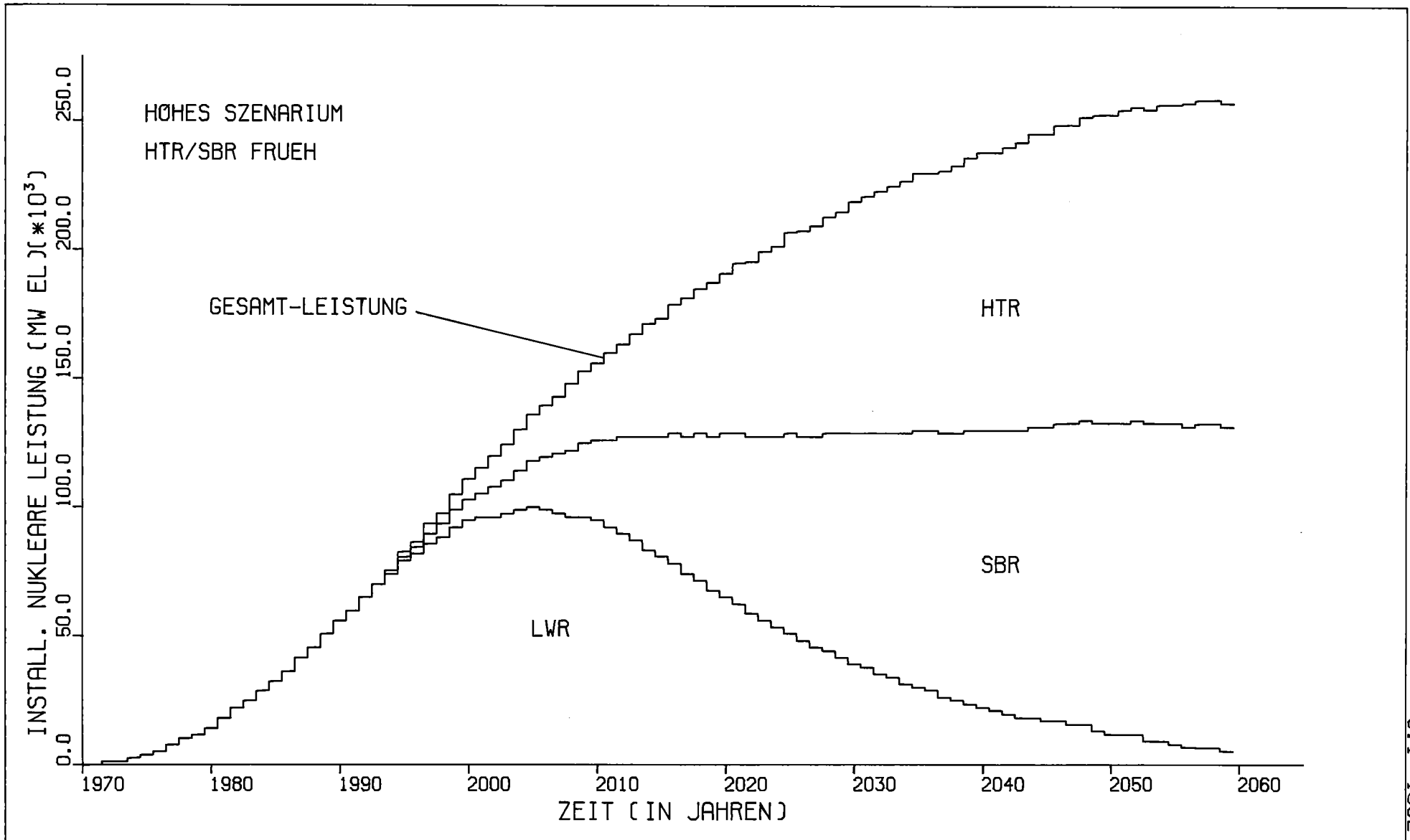
Die Bezeichnungen der Abbildungen bzw. Tabellen sind wie folgt zu lesen:

Beispiel: Abbildung A 2.1-4:

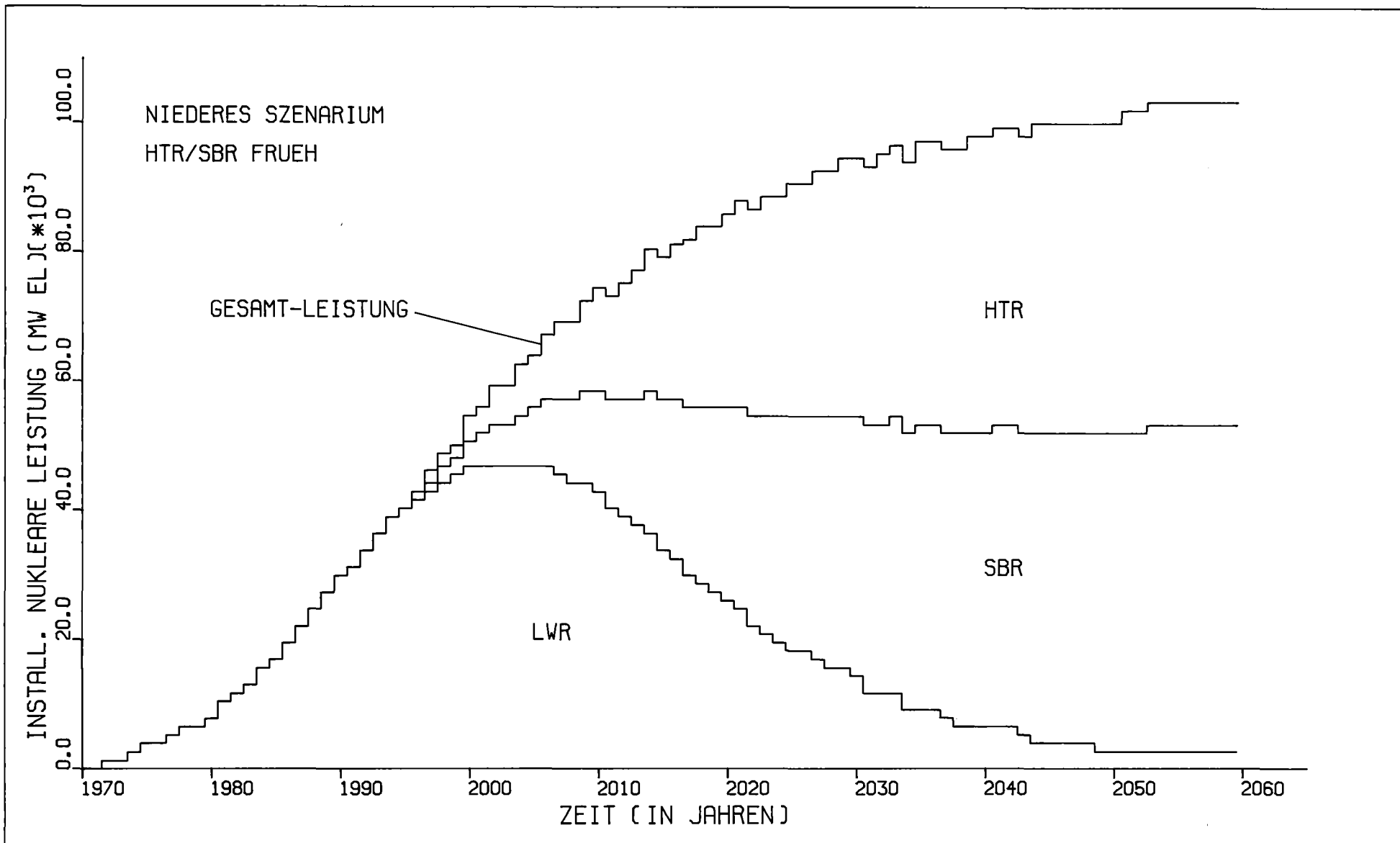
A Abbildung im Anhang

2.1 Zugehörig zu Kapitel 2, Abschnitt 1

-4 Vierte Abbildung



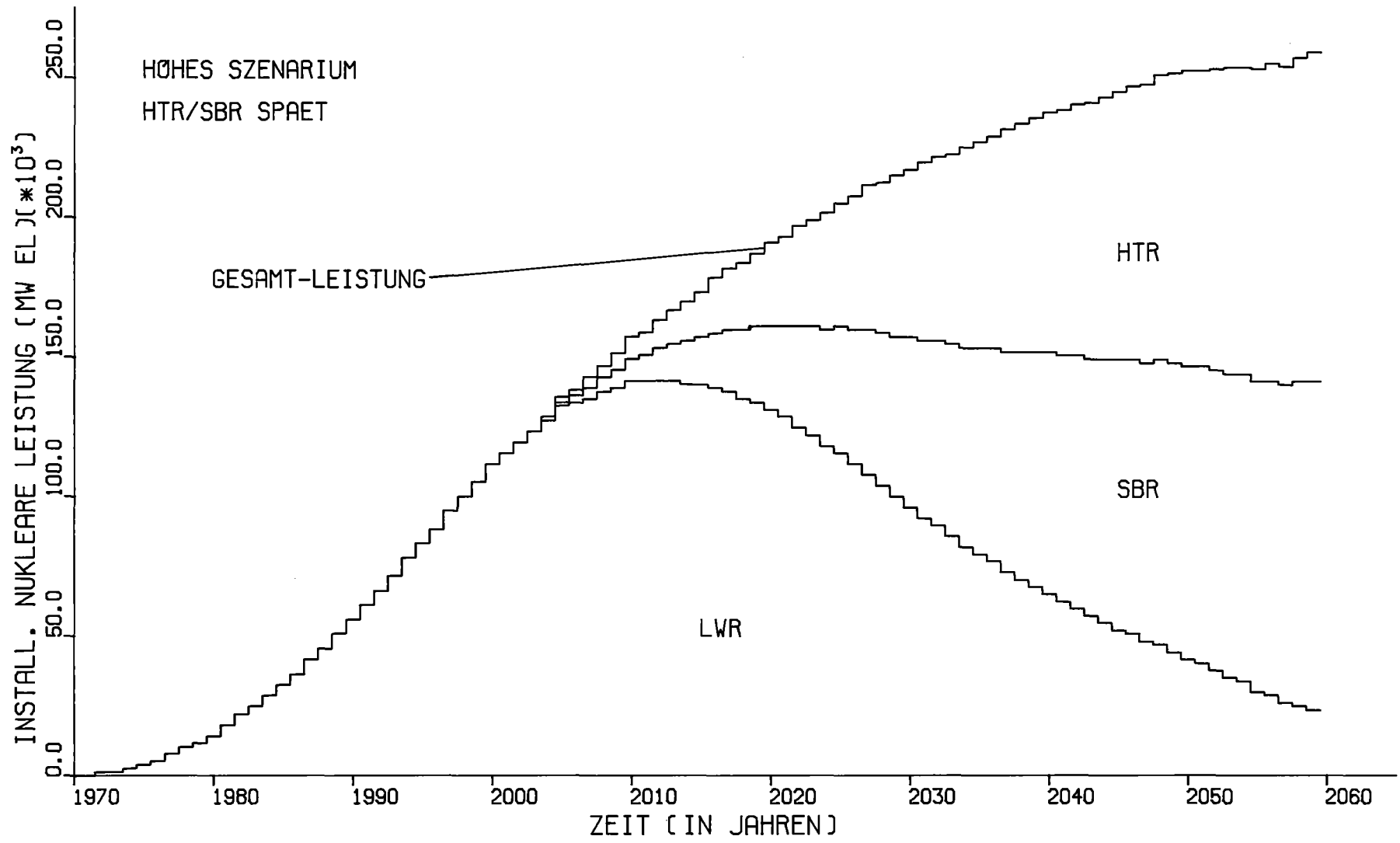
- 200 -
3.1 - 1002 - 1978



KFK

ABB. A 2.1-2

AFAS
1978

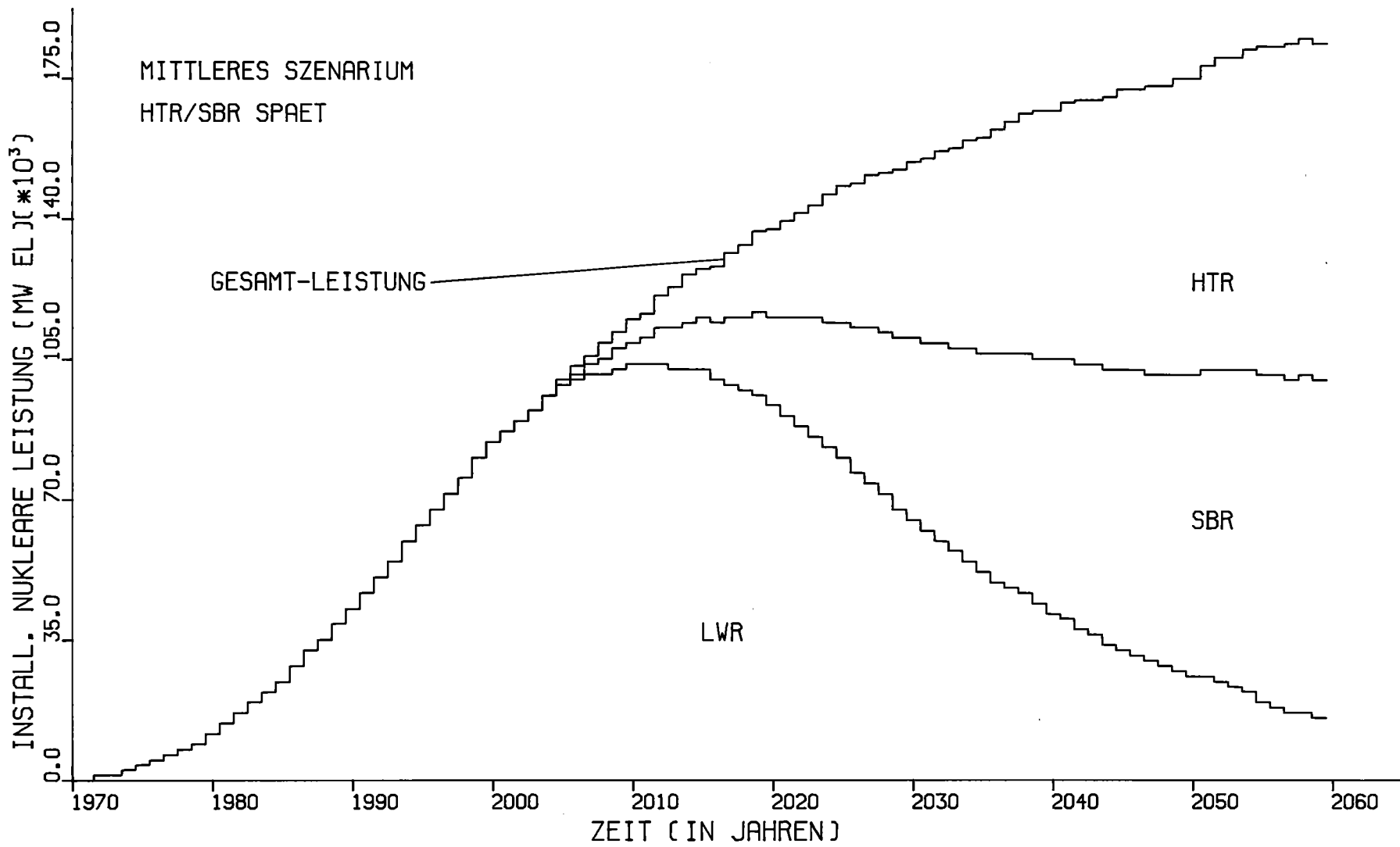


KFK

ABB. A 2.1-3

AFAS
1978

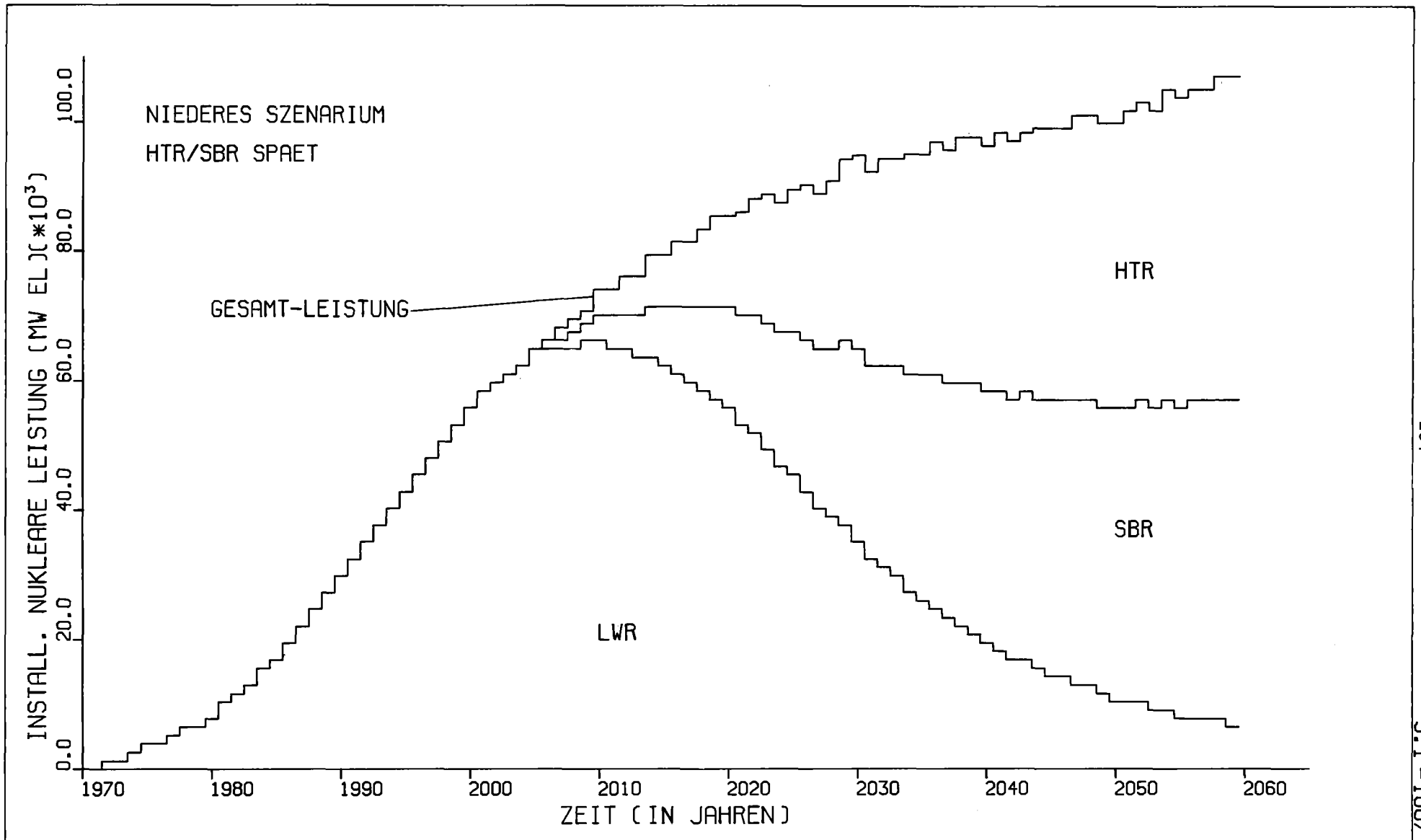
- 202 -
3.1 - 1005 - 1978



KFK

ABB. A 2.1-4

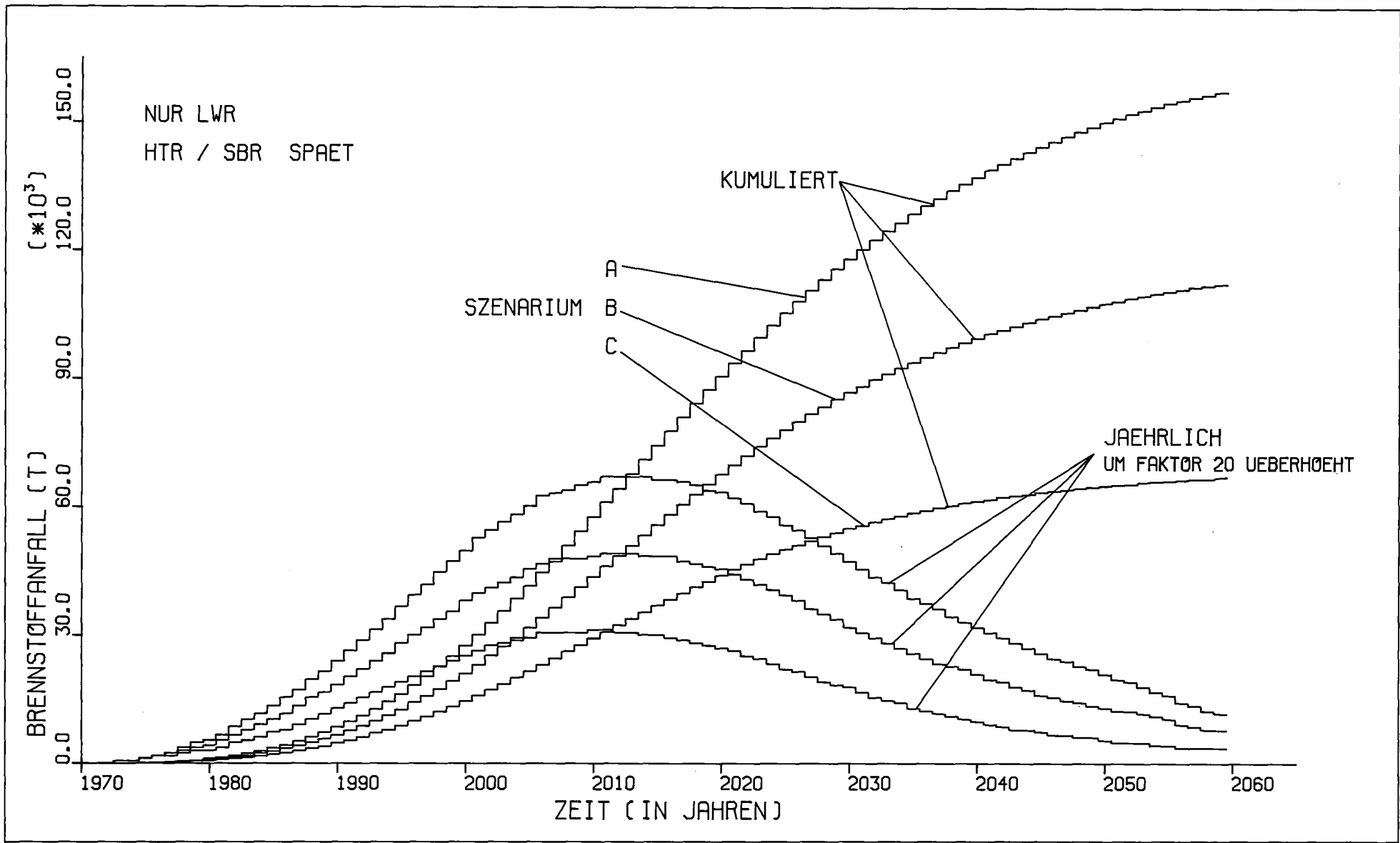
AFAS
1978



KFK

ABB. A2.1-5

AFAS
1978



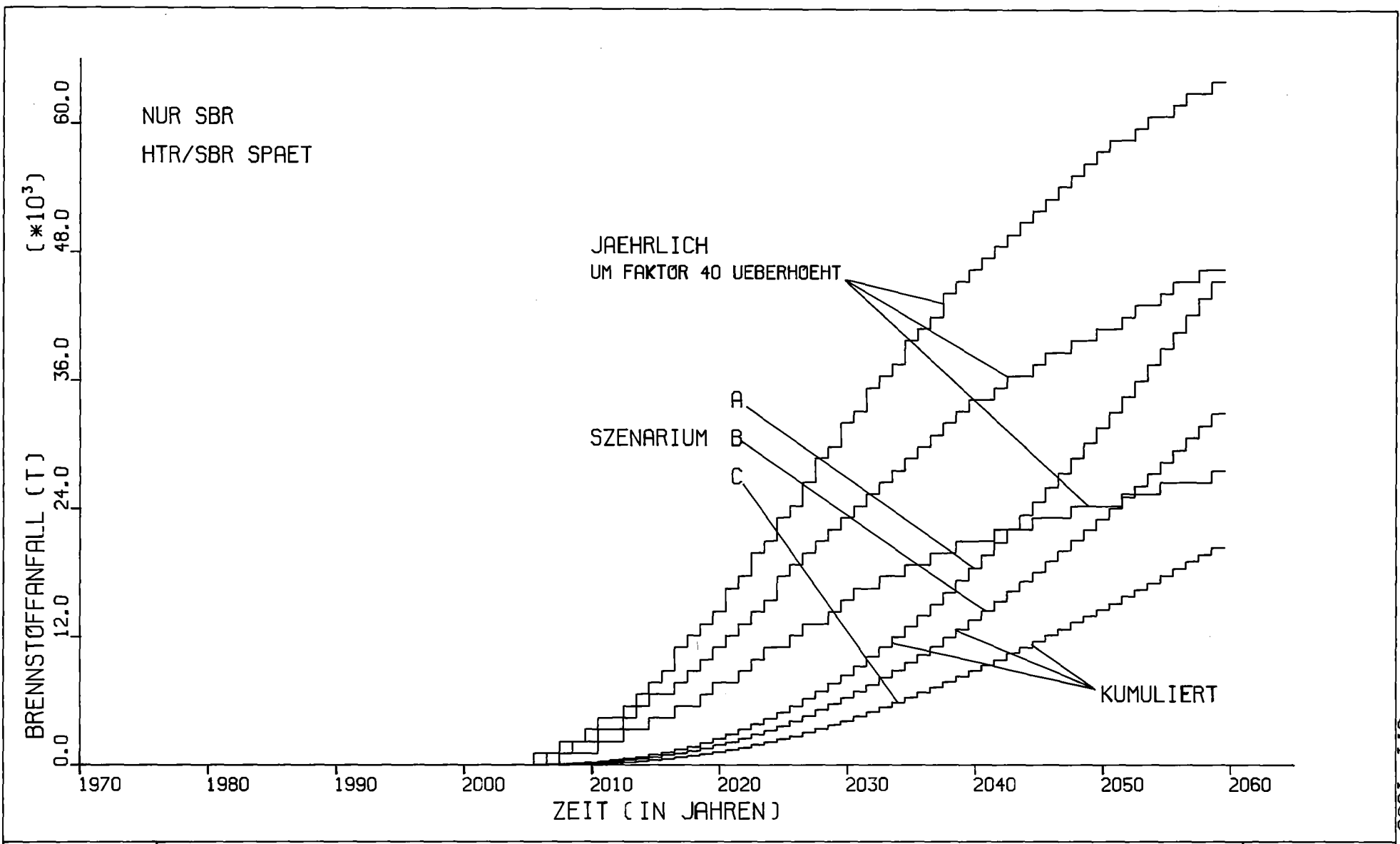
- 205 -

3.1-1001-1978

KFK

ABB. A 2.2-1

AFAS
1978

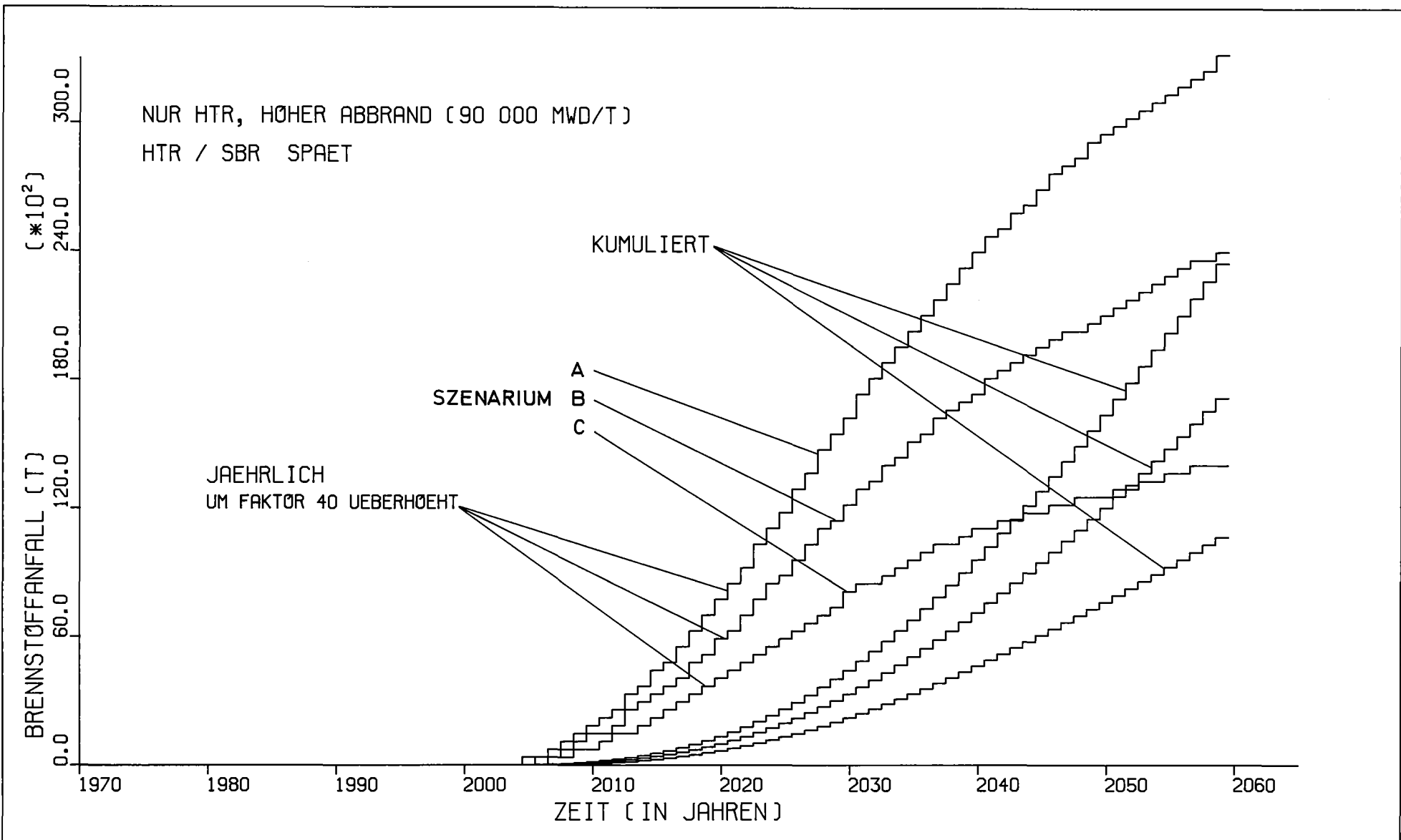


- 206 -
3.1 - 1003 - 1978

KFK

ABB. A2.2-2

AFAS
1978

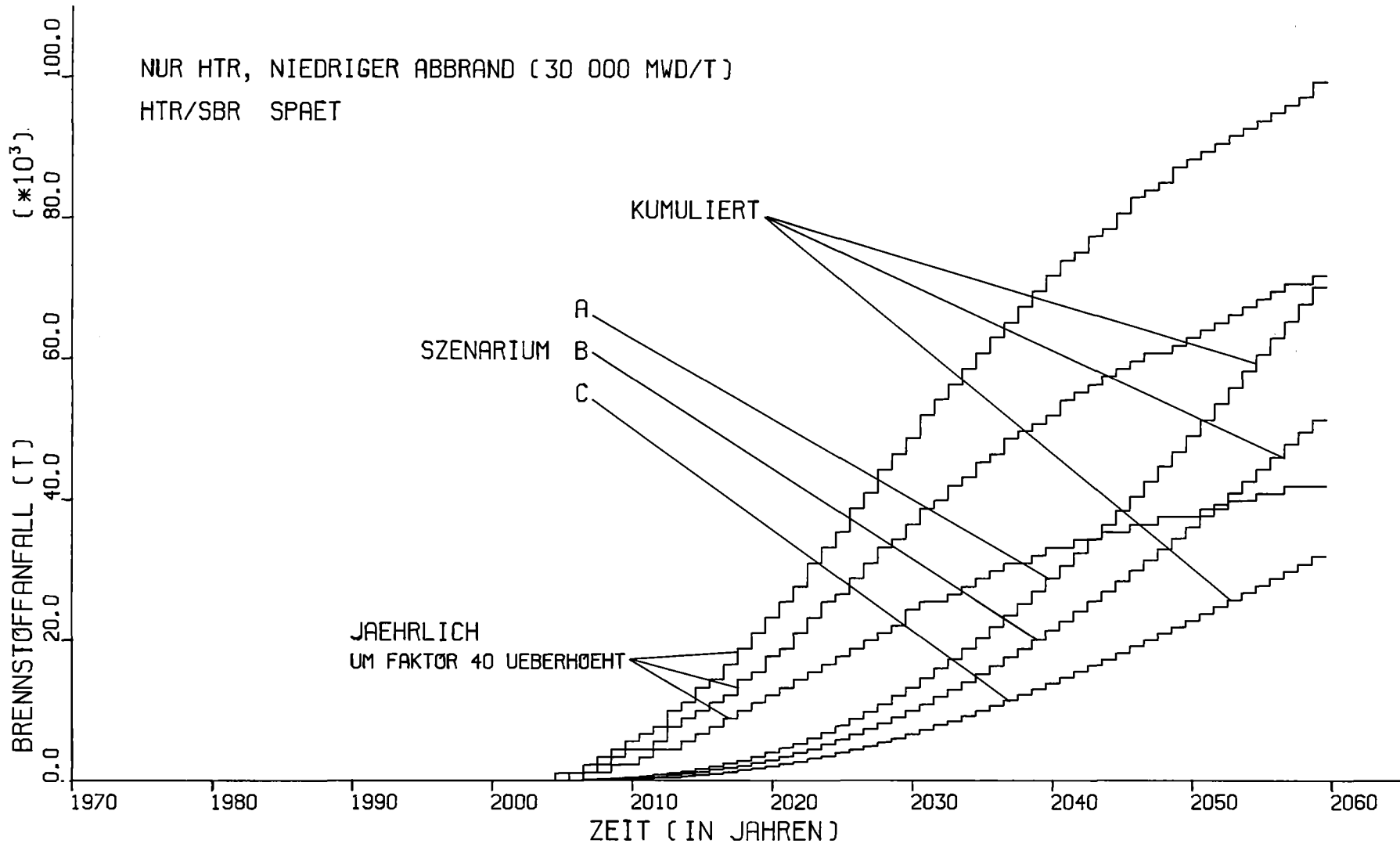


- 207 -
3.1 - 1001 - 1978

KFK

ABB. A 2.2-3

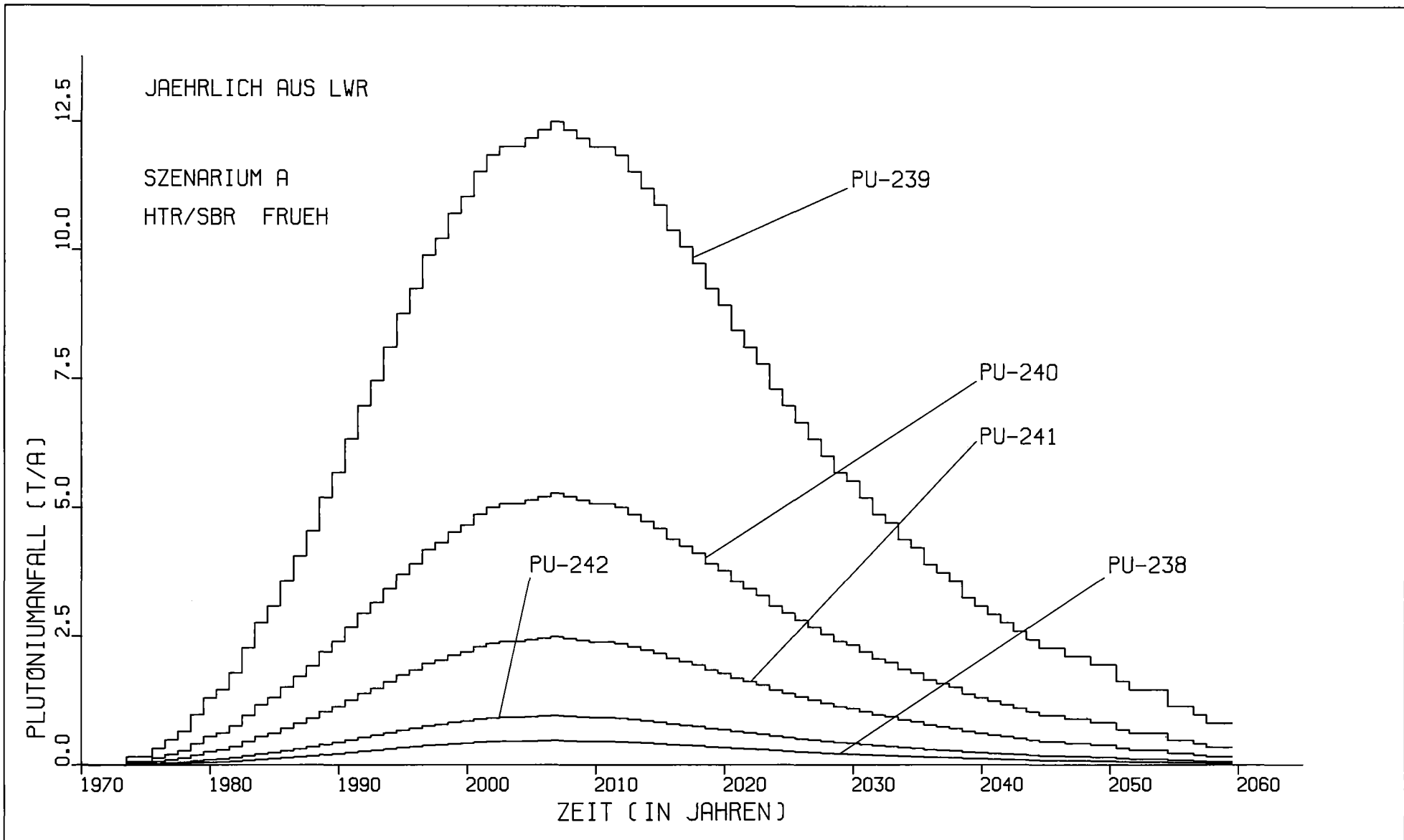
AFAS
1978



KFK

ABB. A 2.2-4

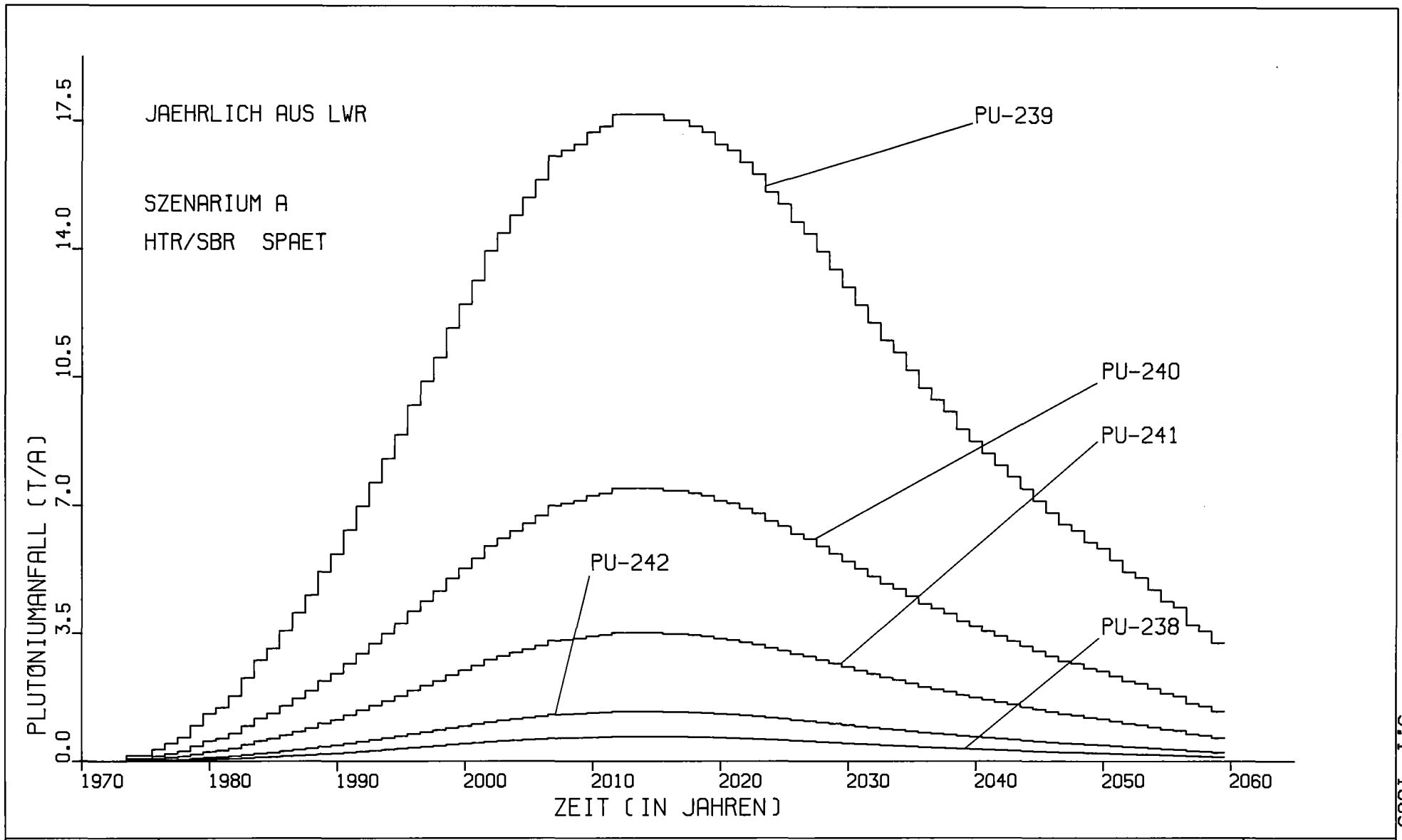
AFAS
1978



KFK

ABB. A 2.3-1

AFAS
1978

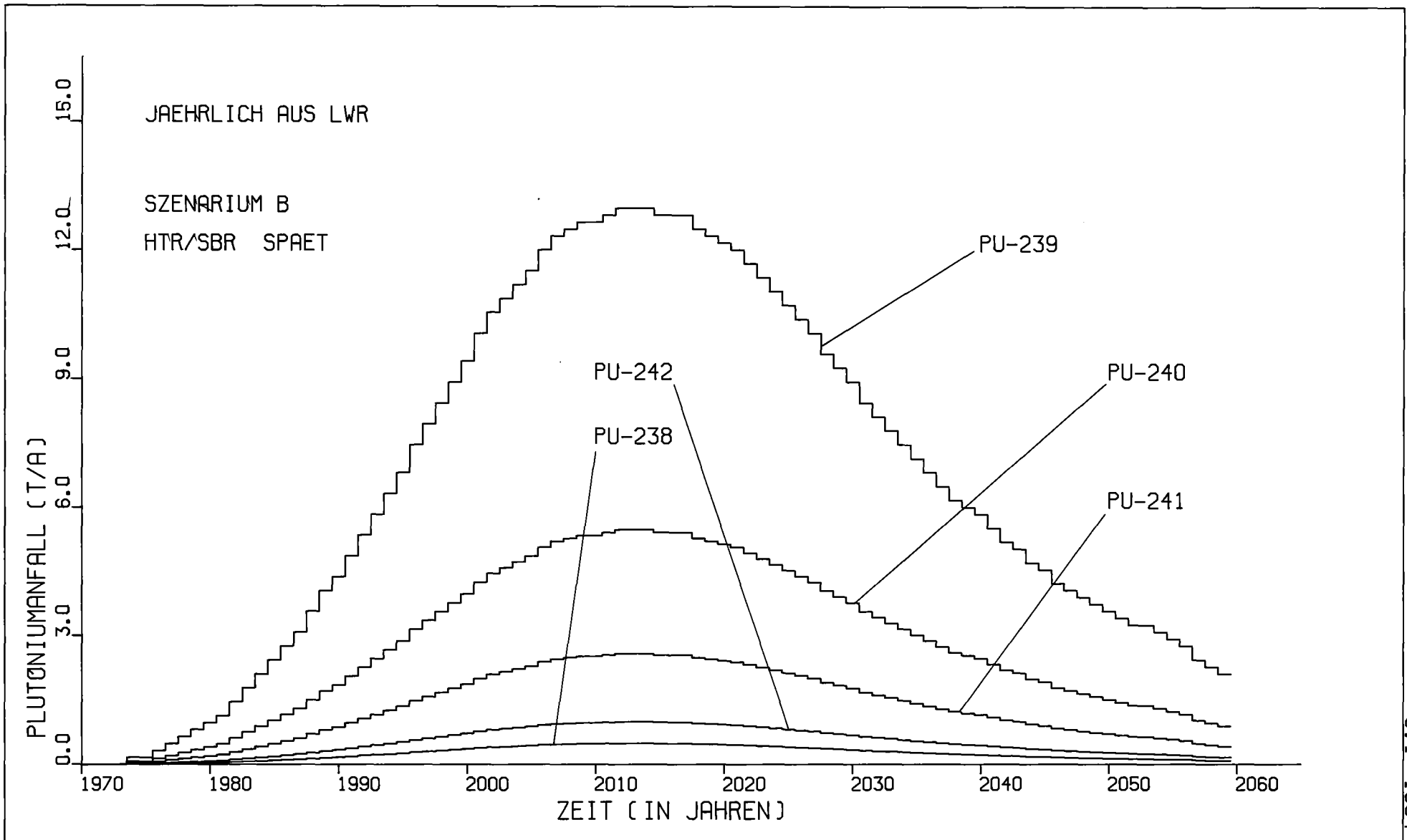


- 210 -
3.1-1003-1978

KFK

ABB. A 2.3-2

AFAS
1978

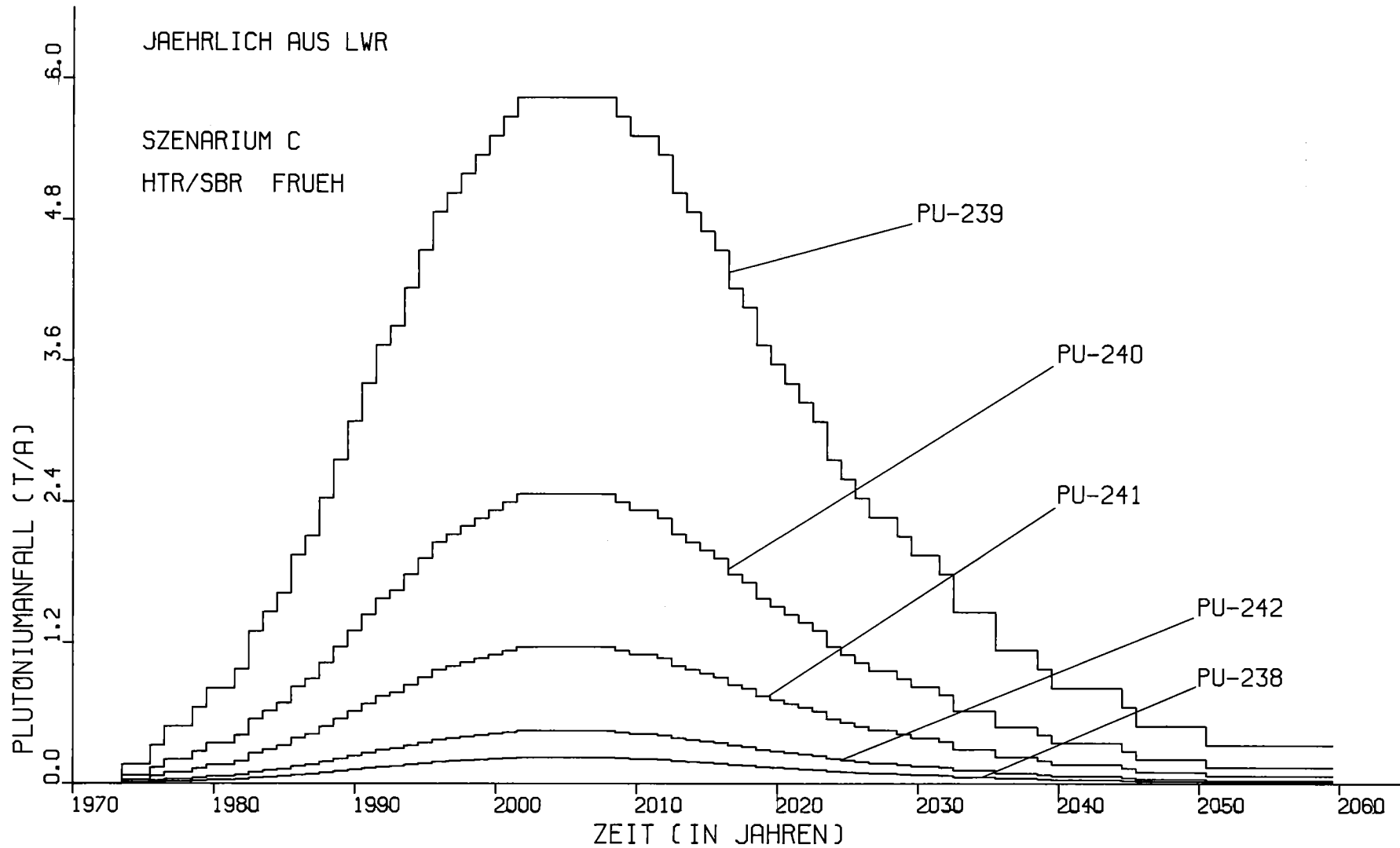


- 211 -
3.1-1004-1978

KFK

ABB. A 2.3-3

AFAS
1978

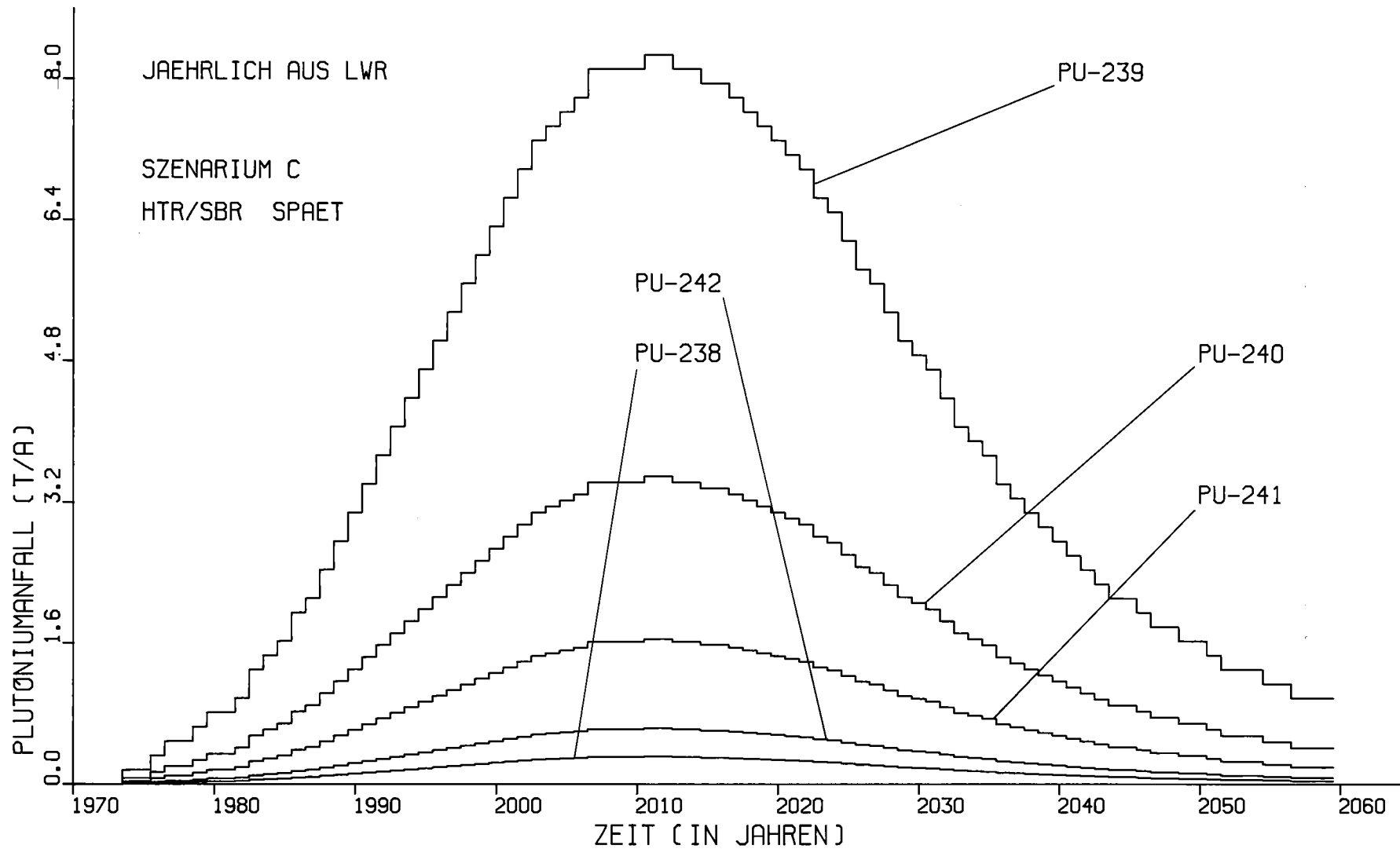


KFK

ABB. A 2.3-4

AFAS
1978

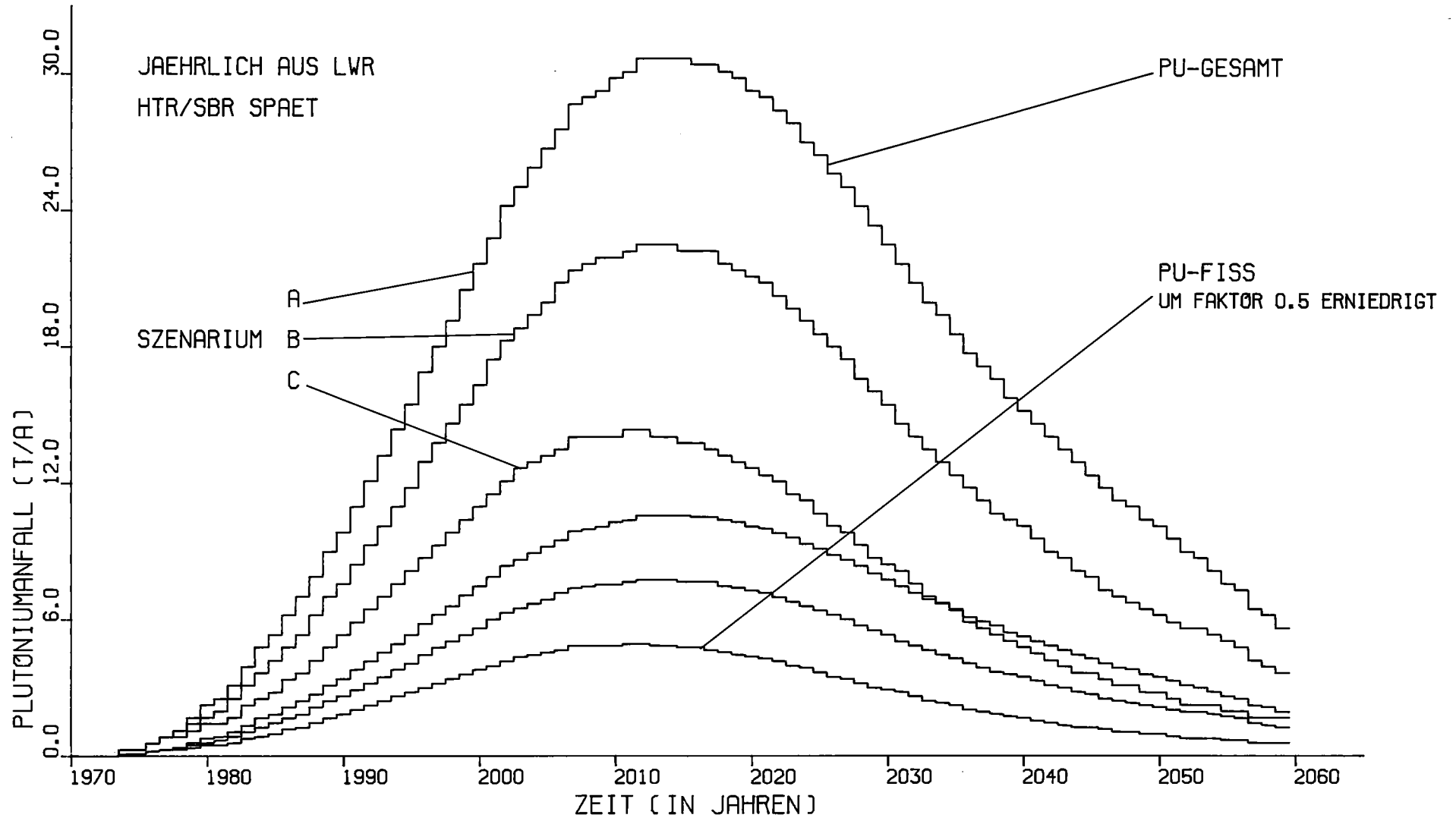
- 212 -
3,1-1005-1978



KFK

ABB. A 2.3 - 5

AFAS
 1978



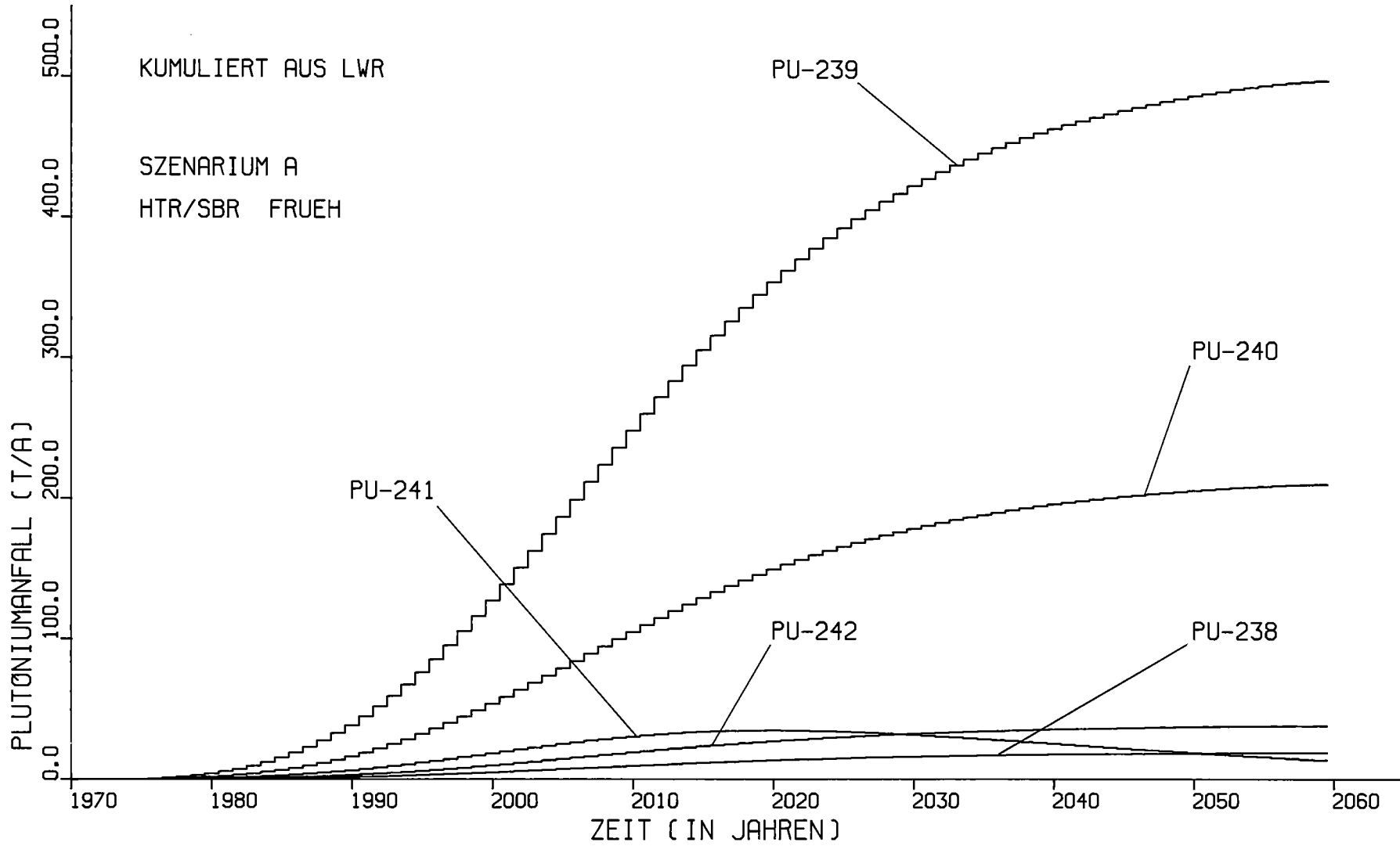
KFK

ABB. A 2.3-6

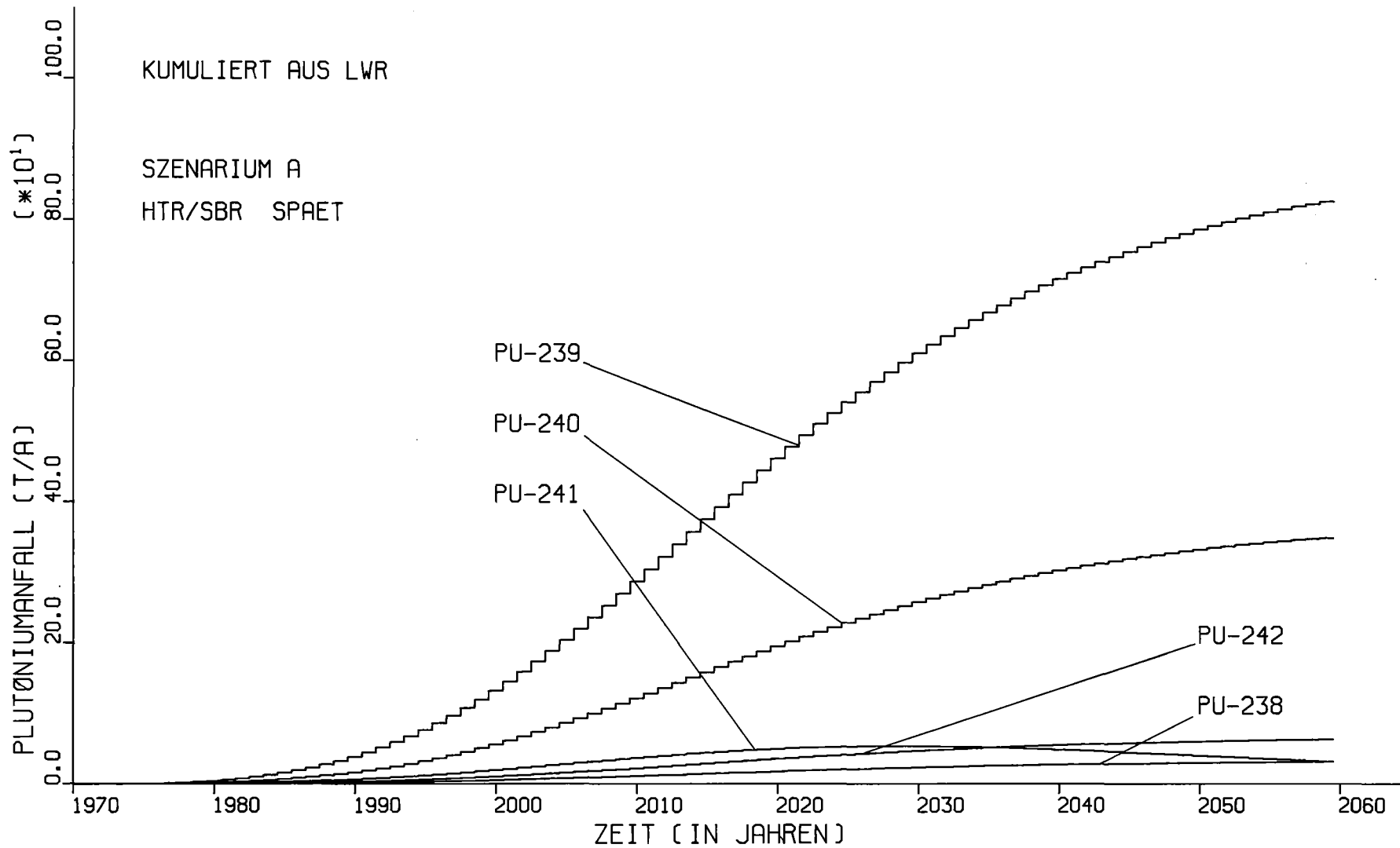
AFAS
1978

- 214 -

3.1-1009-1978



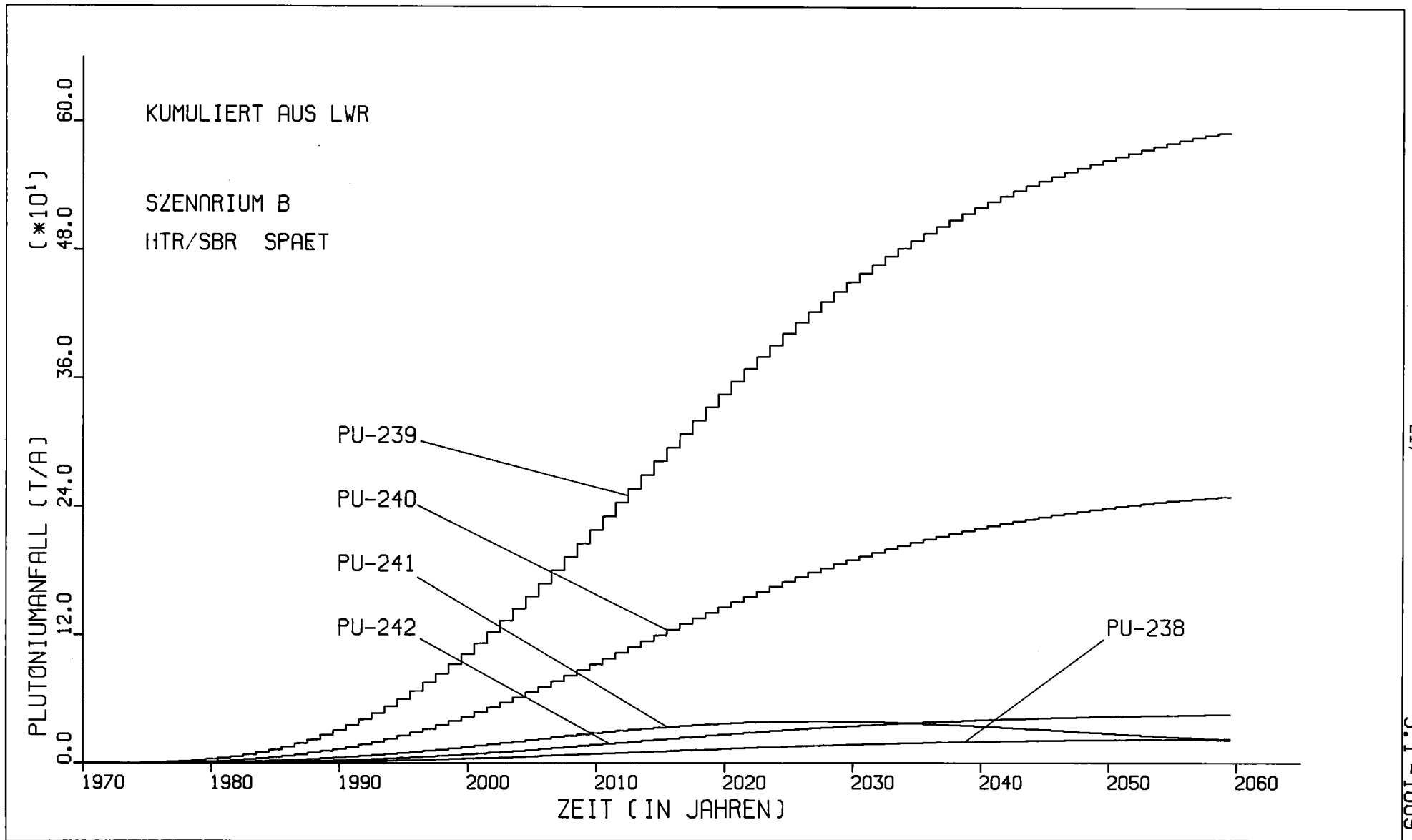
- 215 -
3.1 - 1007 - 1978



KFK

ABB. A 2.3-8

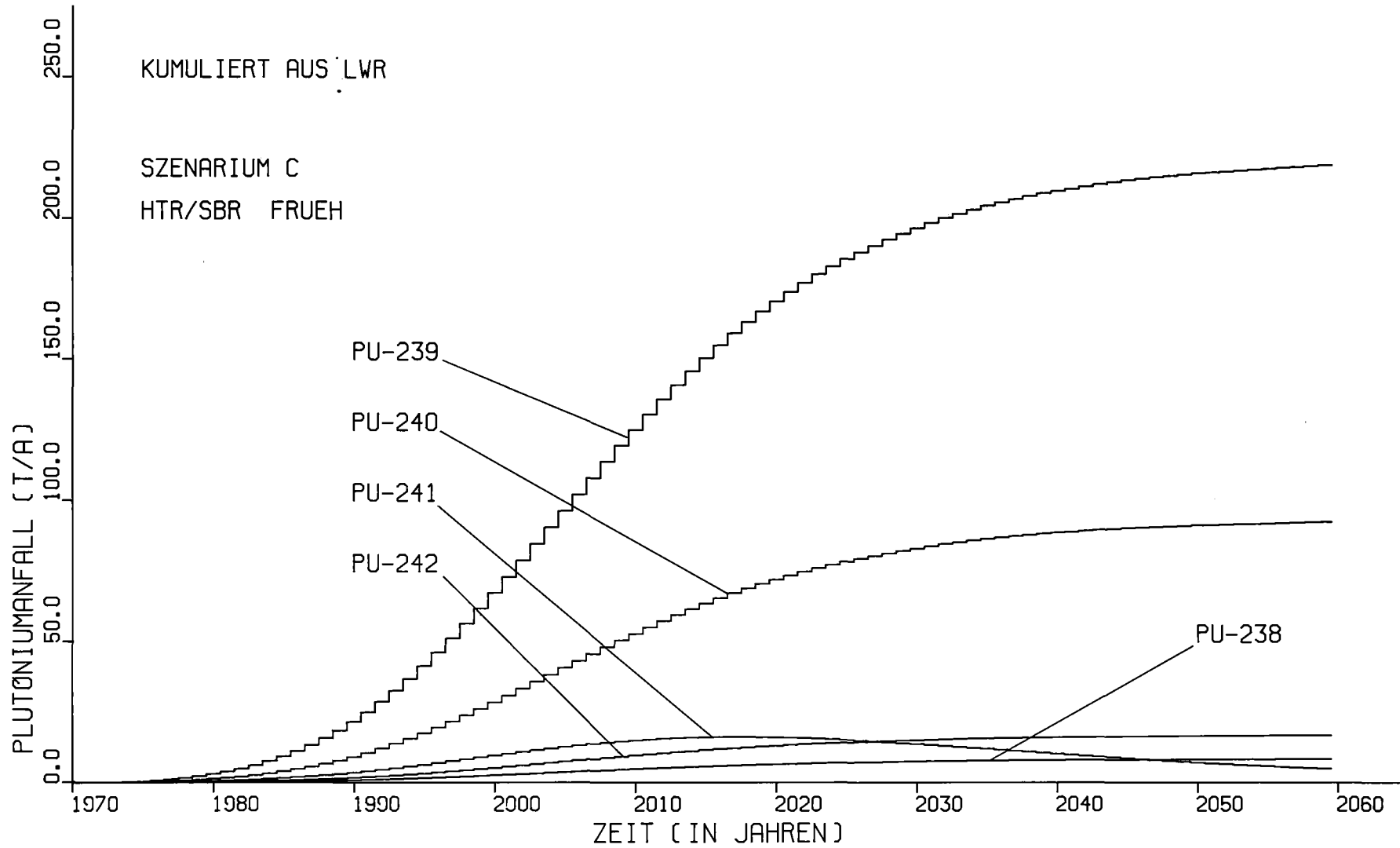
AFAS
1978



KFK

ABB. A 2.3 - 9

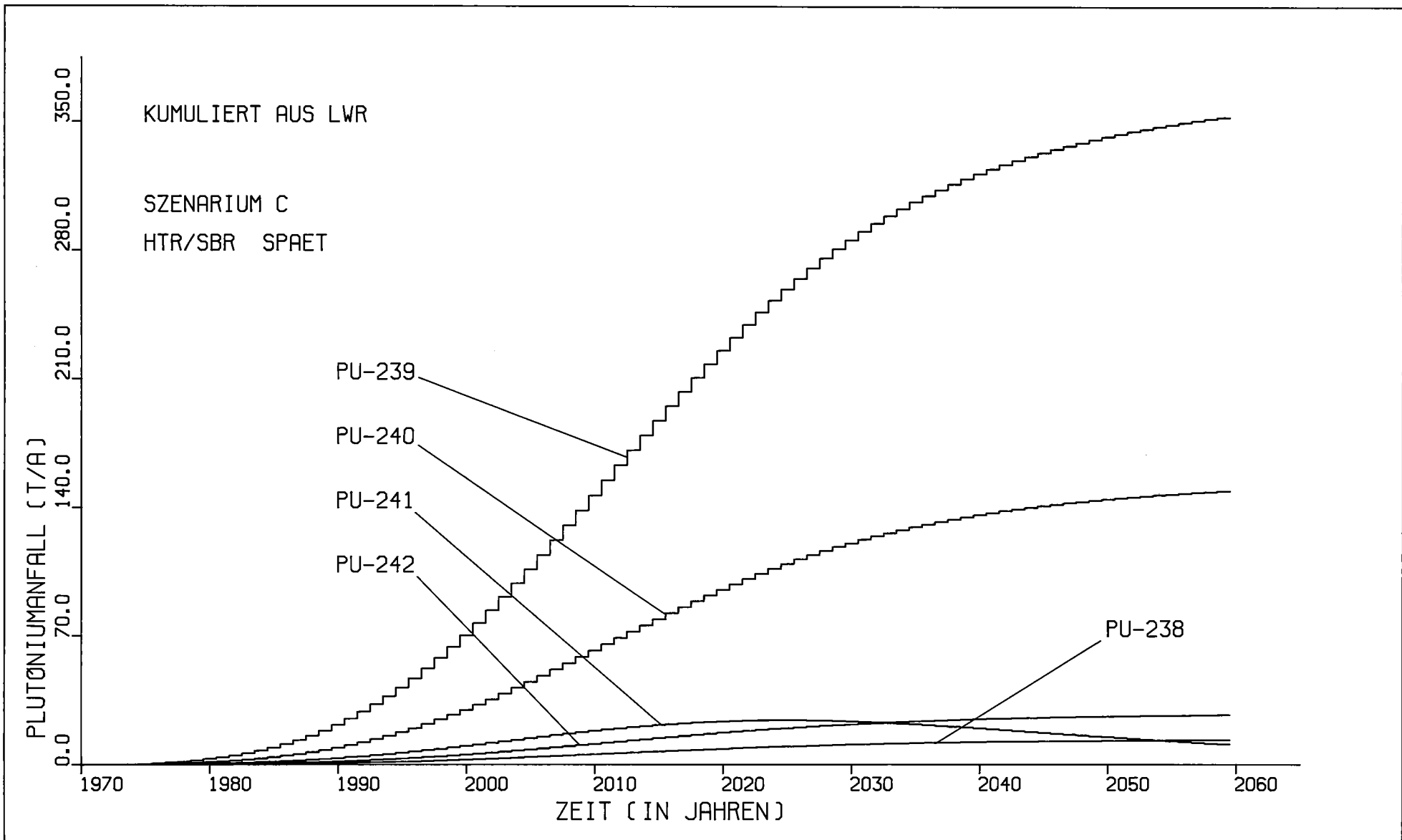
AFAS
 1978



KFK

ABB. A 2.3 - 10

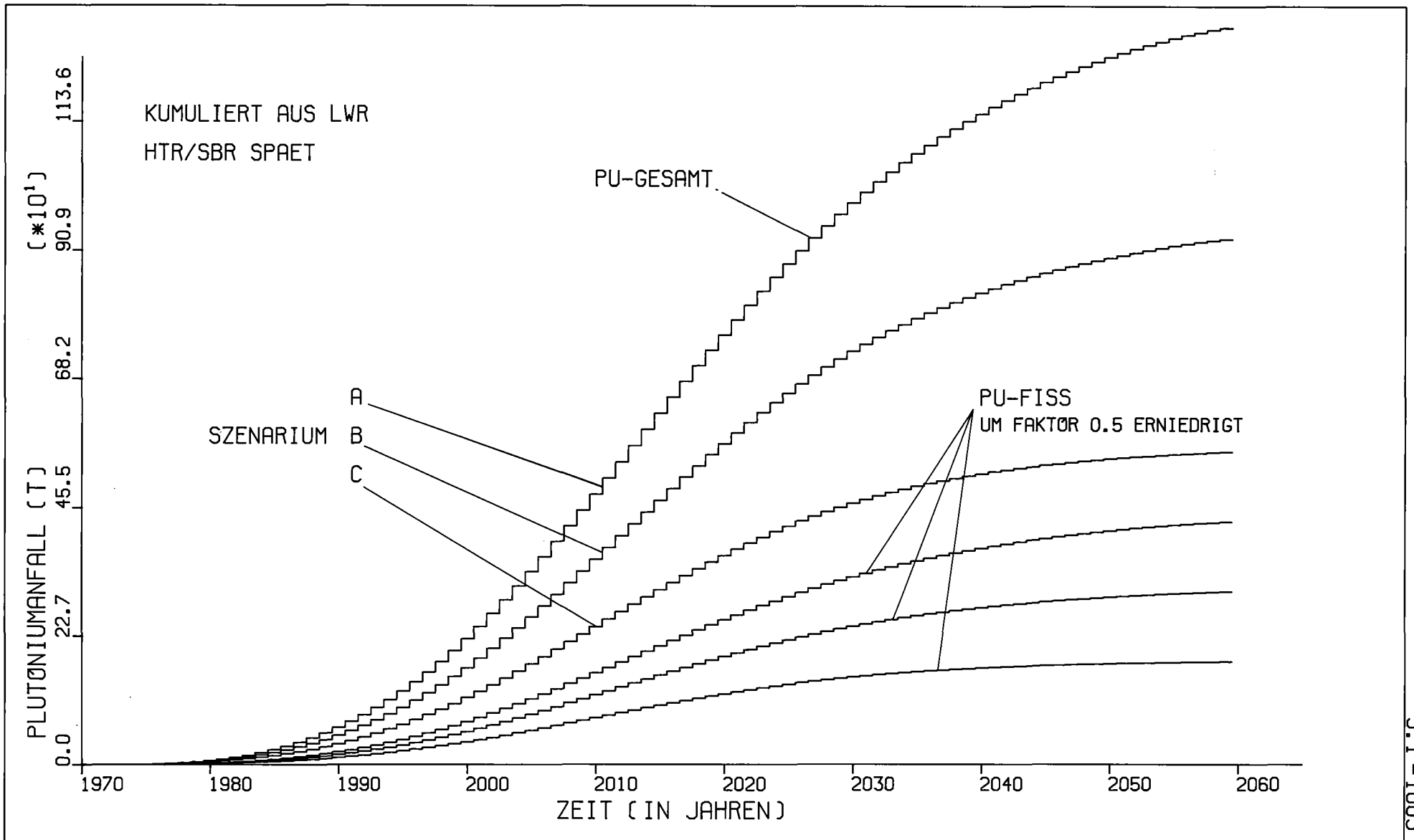
AFAS
 1978



KFK

ABB. A 2.3 - 11

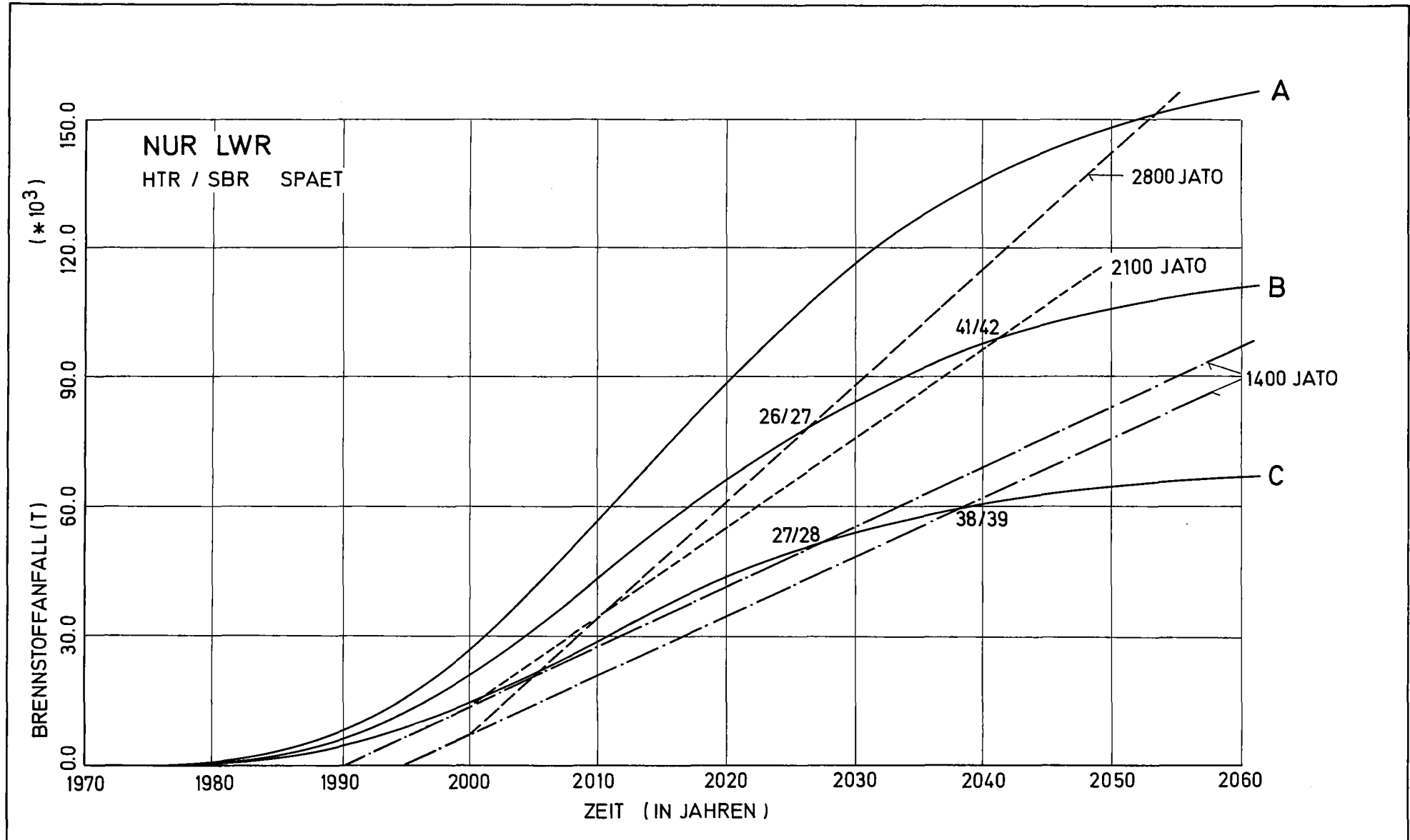
AFAS
 1978



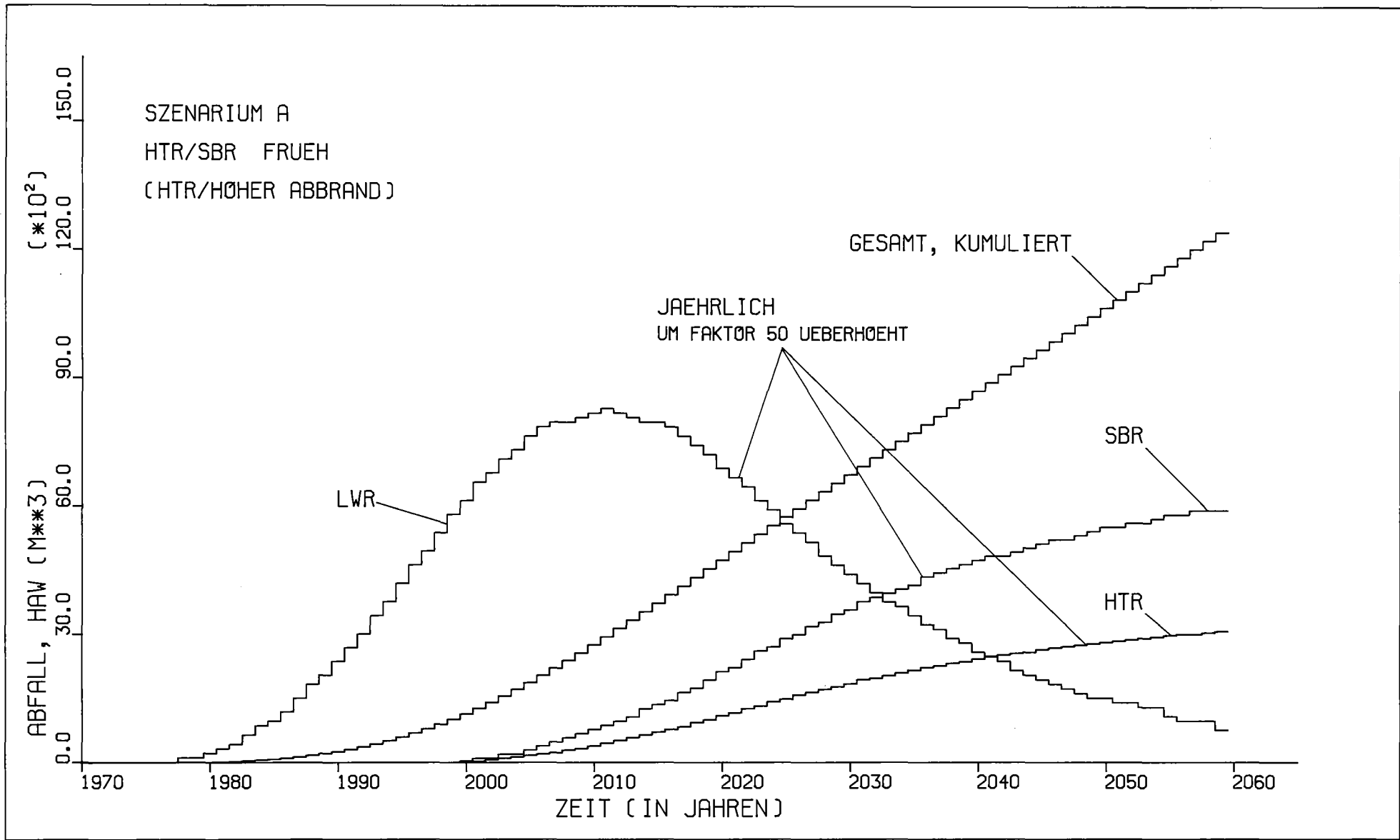
KFK

ABB. A 2.3-12

AFAS
1978



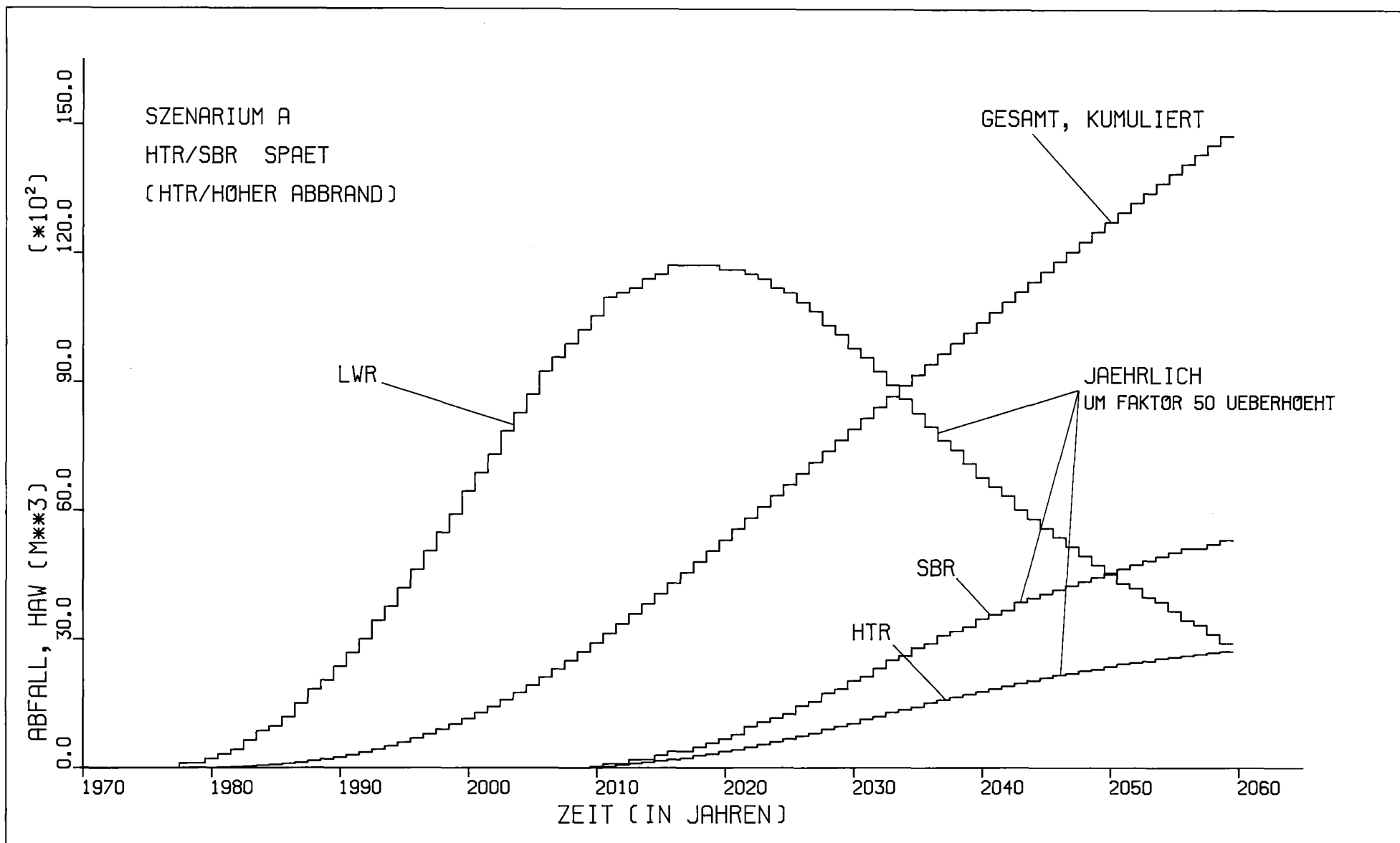
KfK	ABB. A 3.2-1 KUMULIERTER BRENNSTOFFANFALL AUS DEN LWR SOWIE KUMULIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITÄT	AFAS 1977
-----	--	--------------



KFK

ABB. A3.3-1

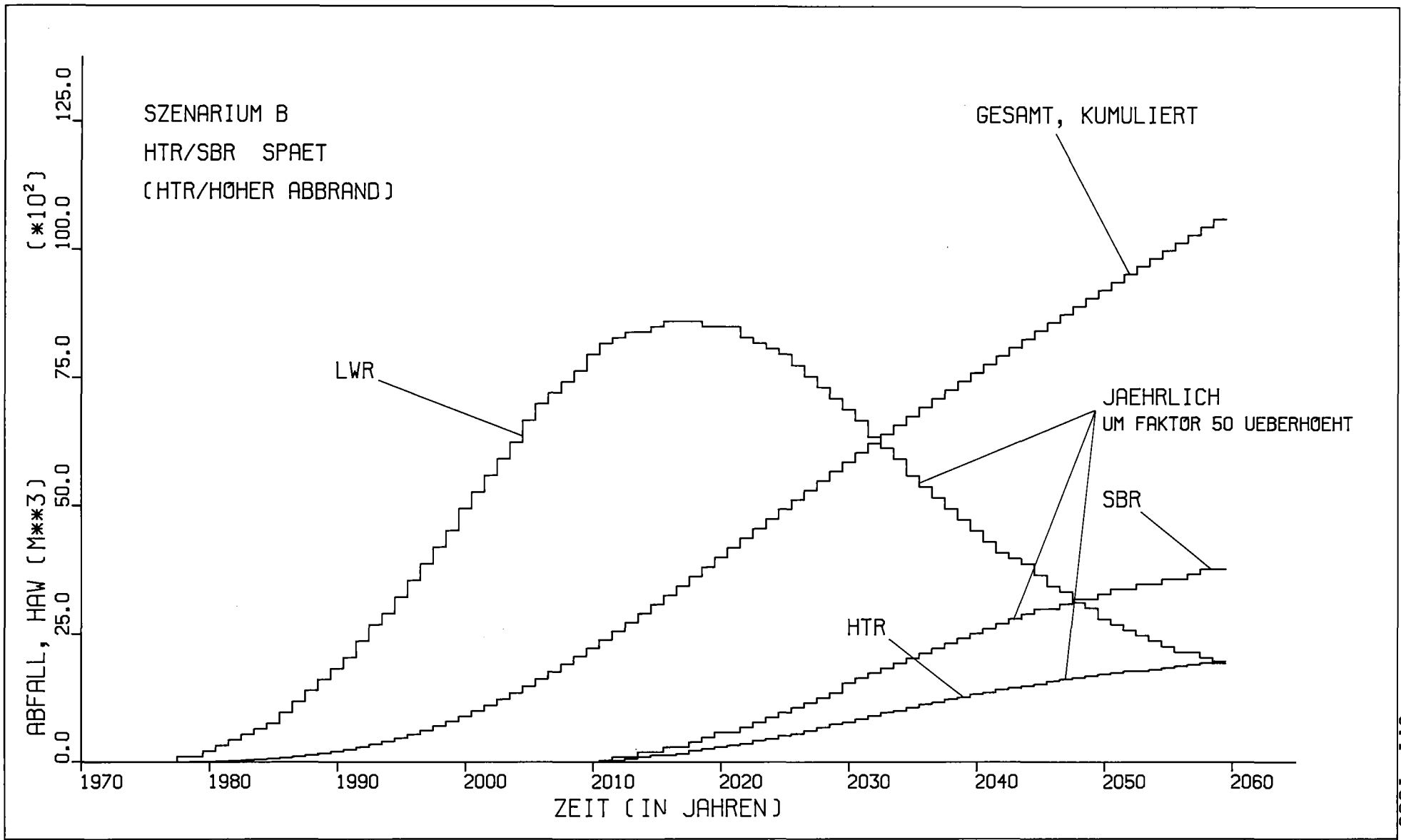
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3-2

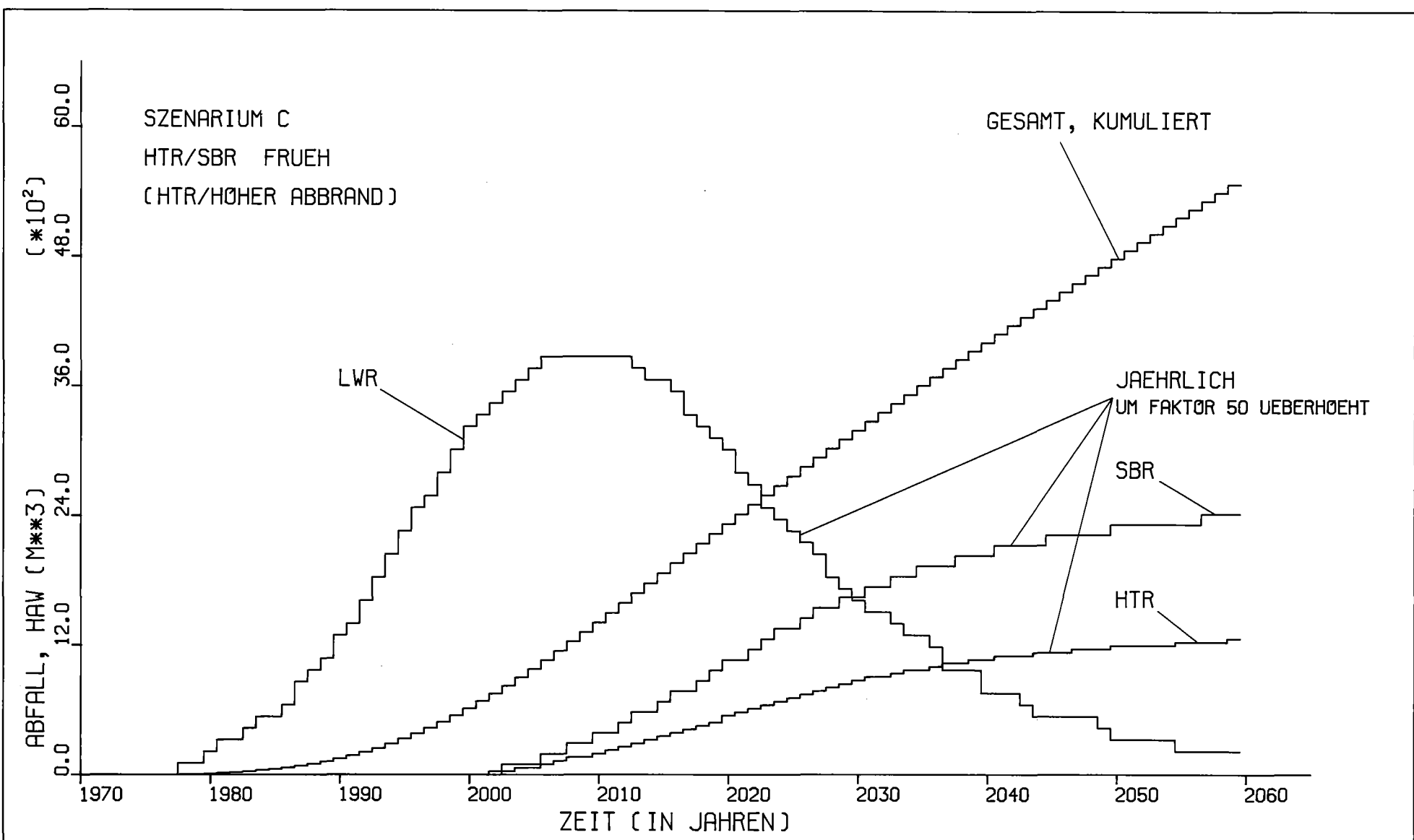
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3-3

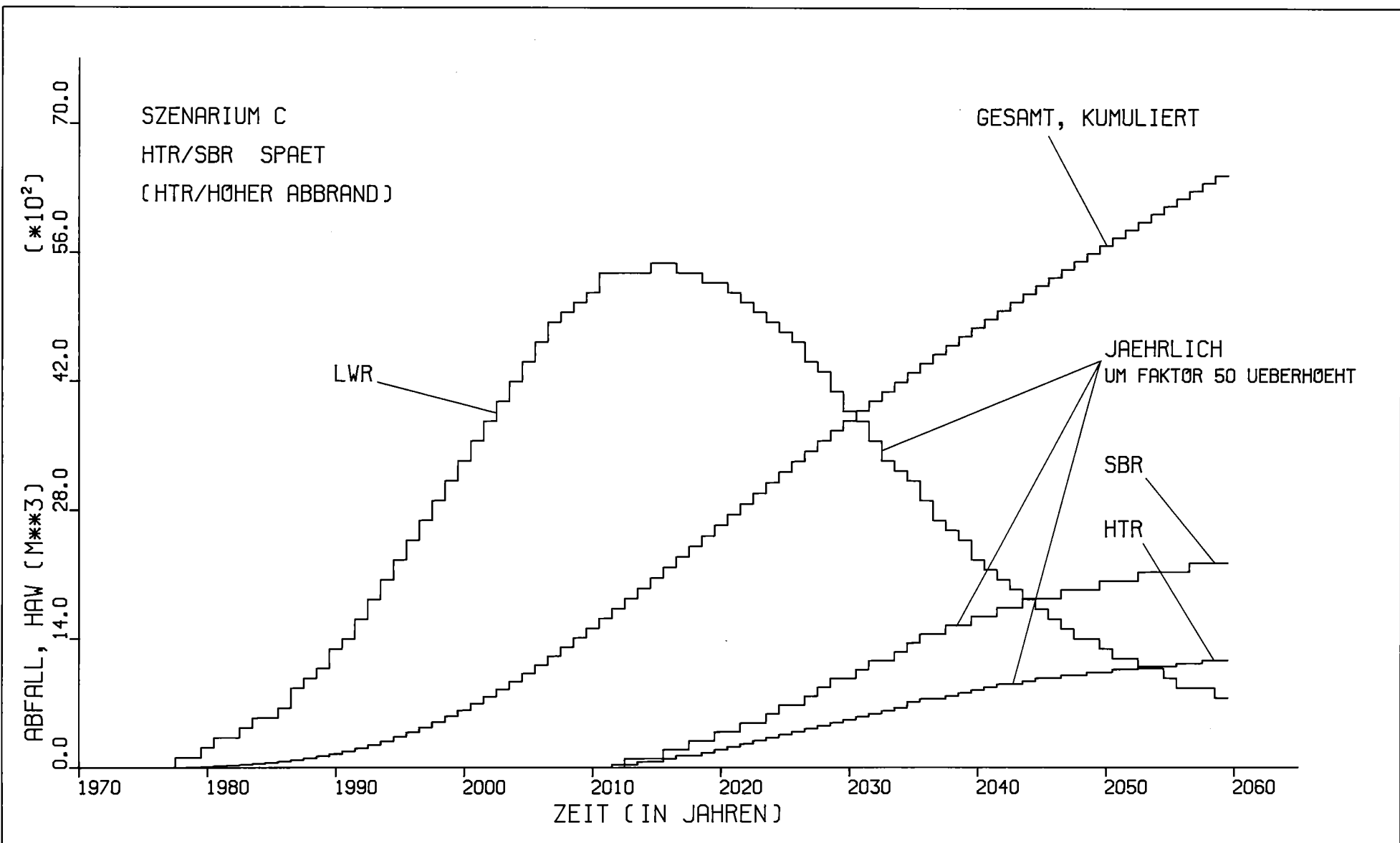
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3-4

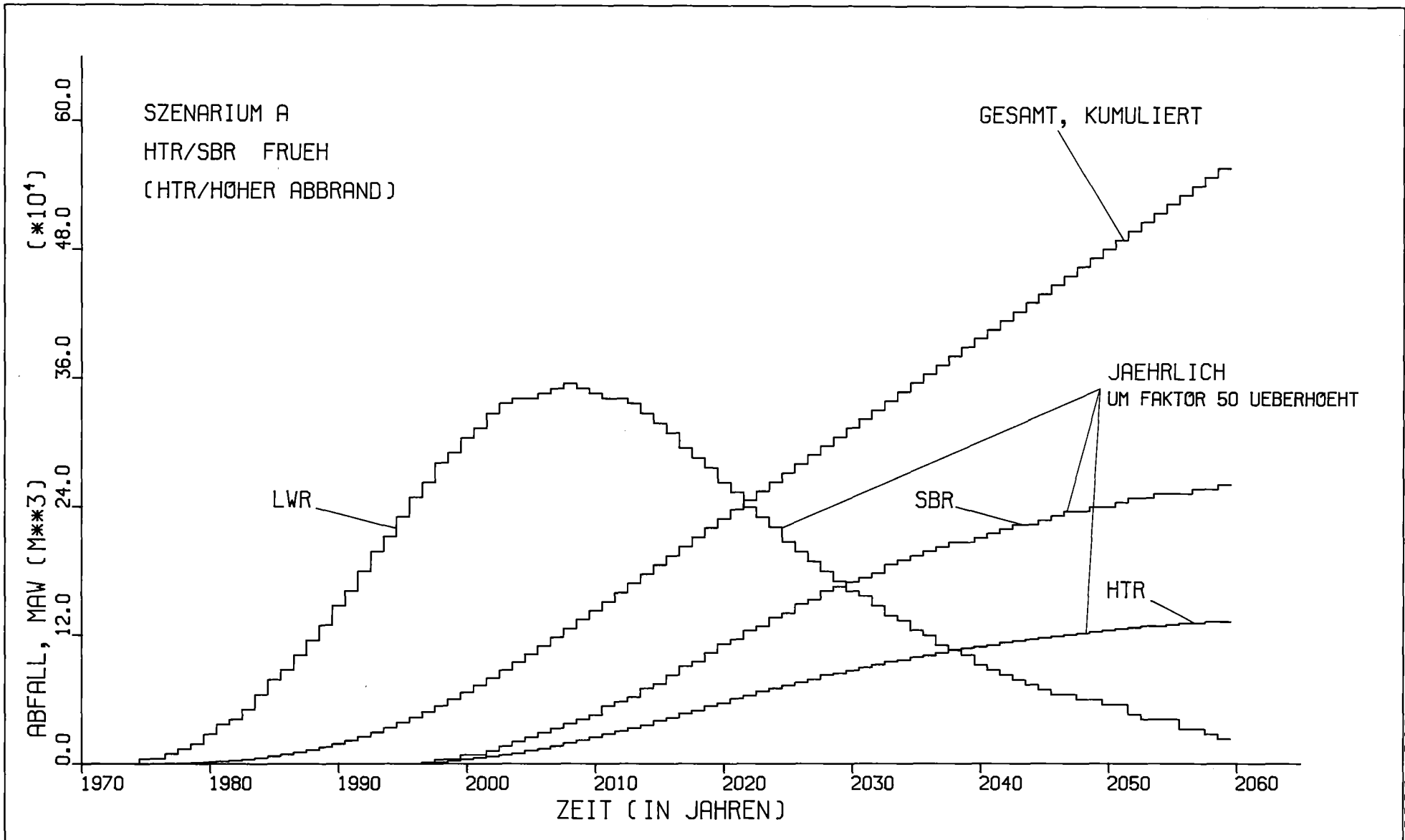
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3-5

AFAS
1978

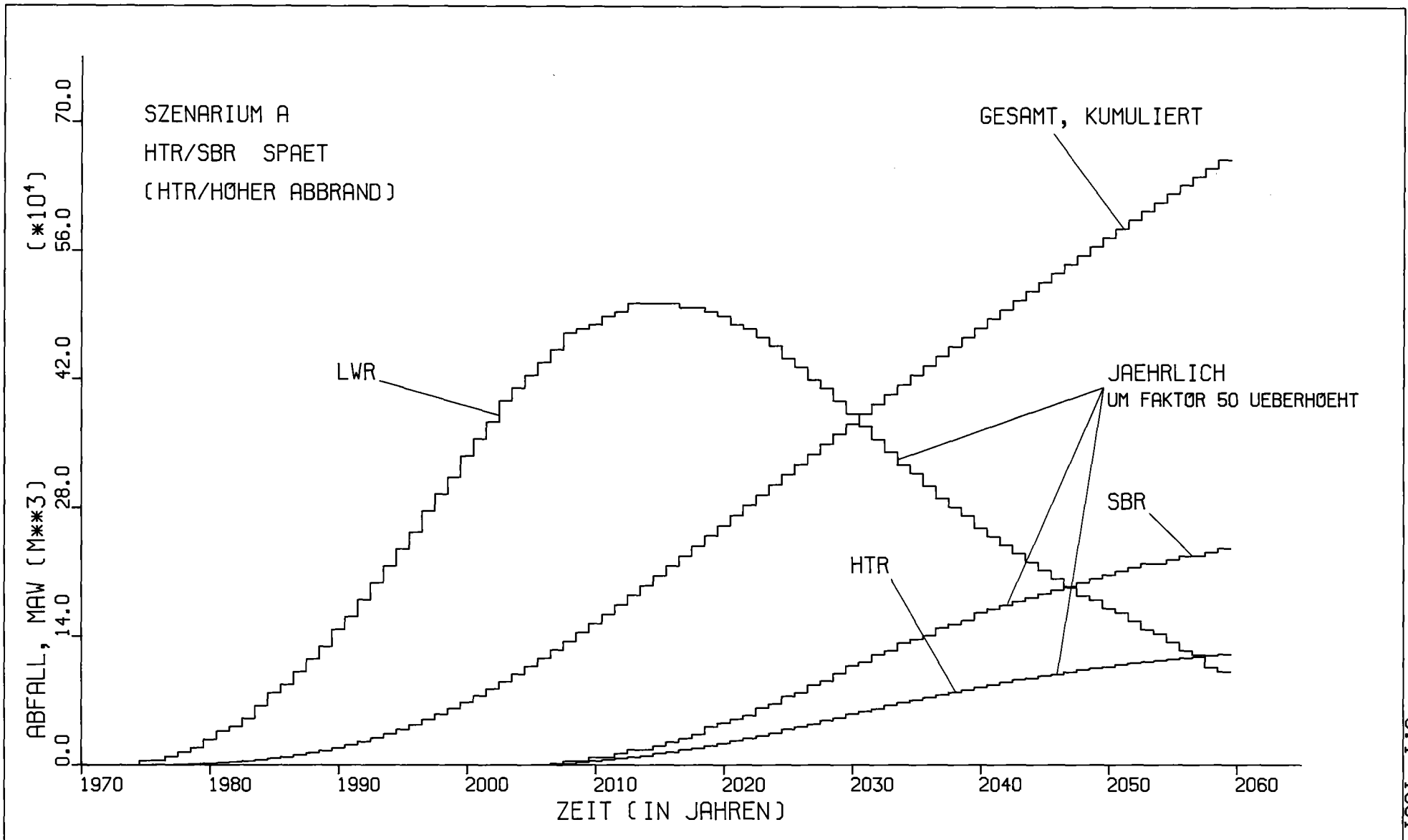


KFK

ABB. A 3.3-6

AFAS
1978

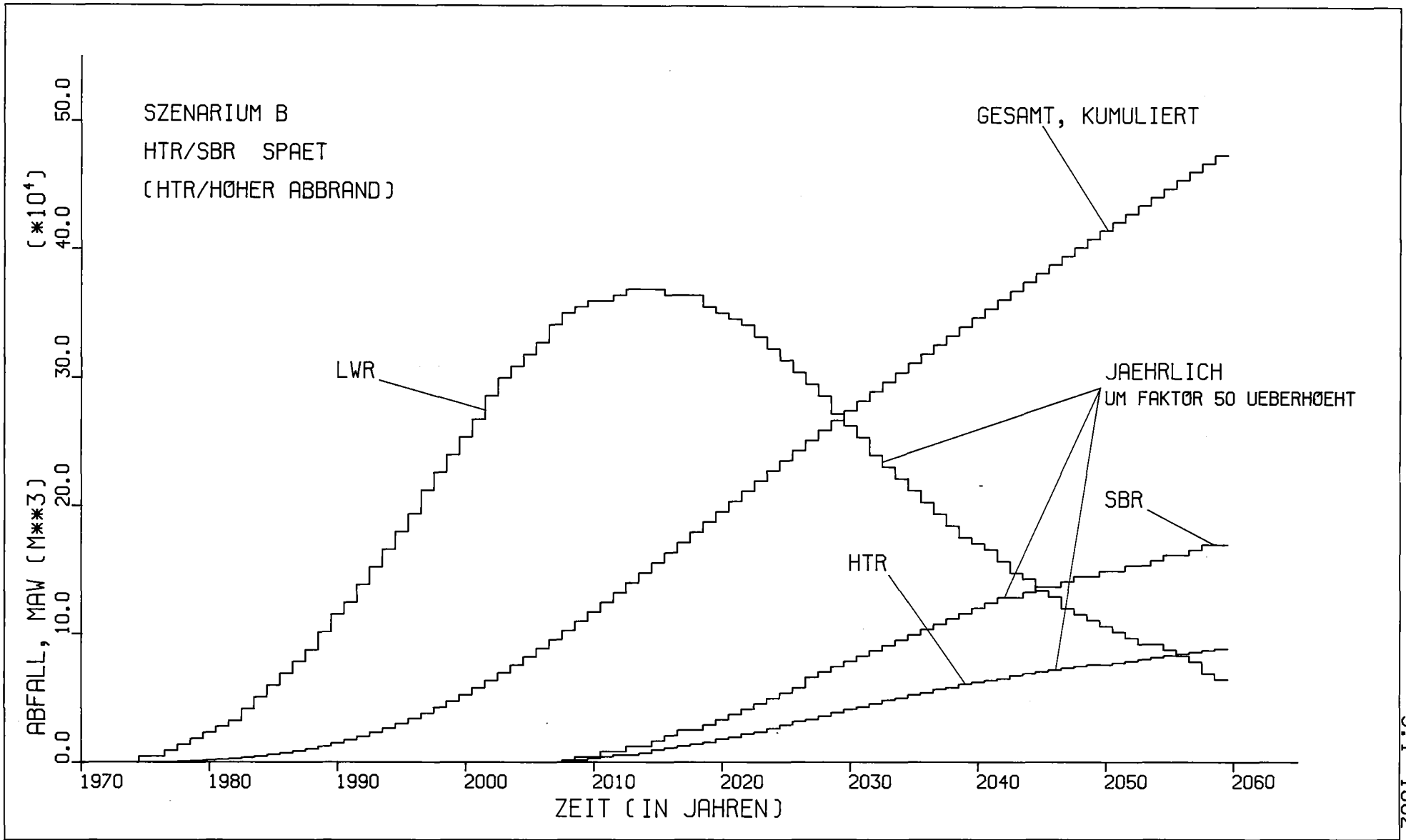
- 227 -
3.1-1009-1978



KFK

ABB. A 3.3-7

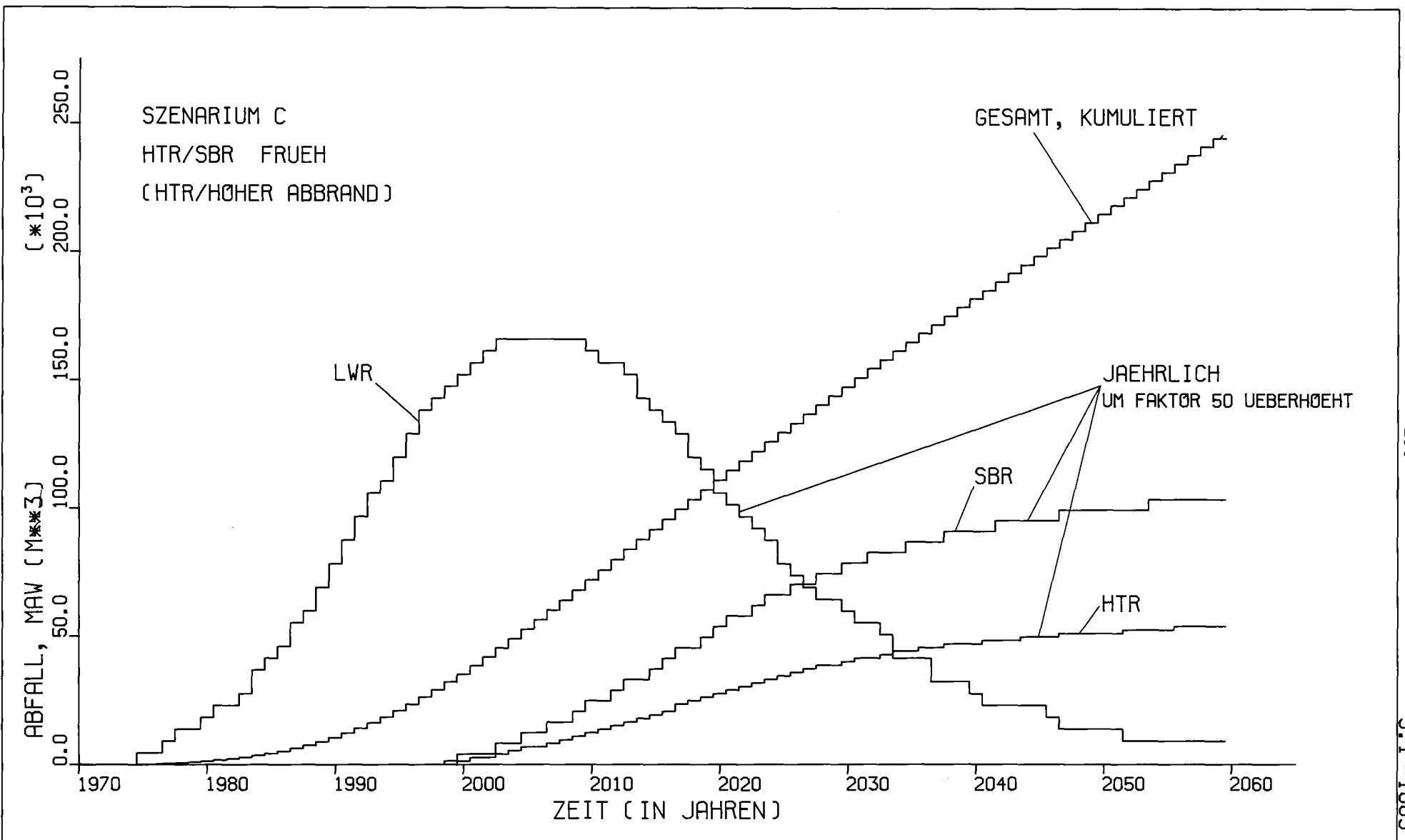
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3-8

AFAS
1978

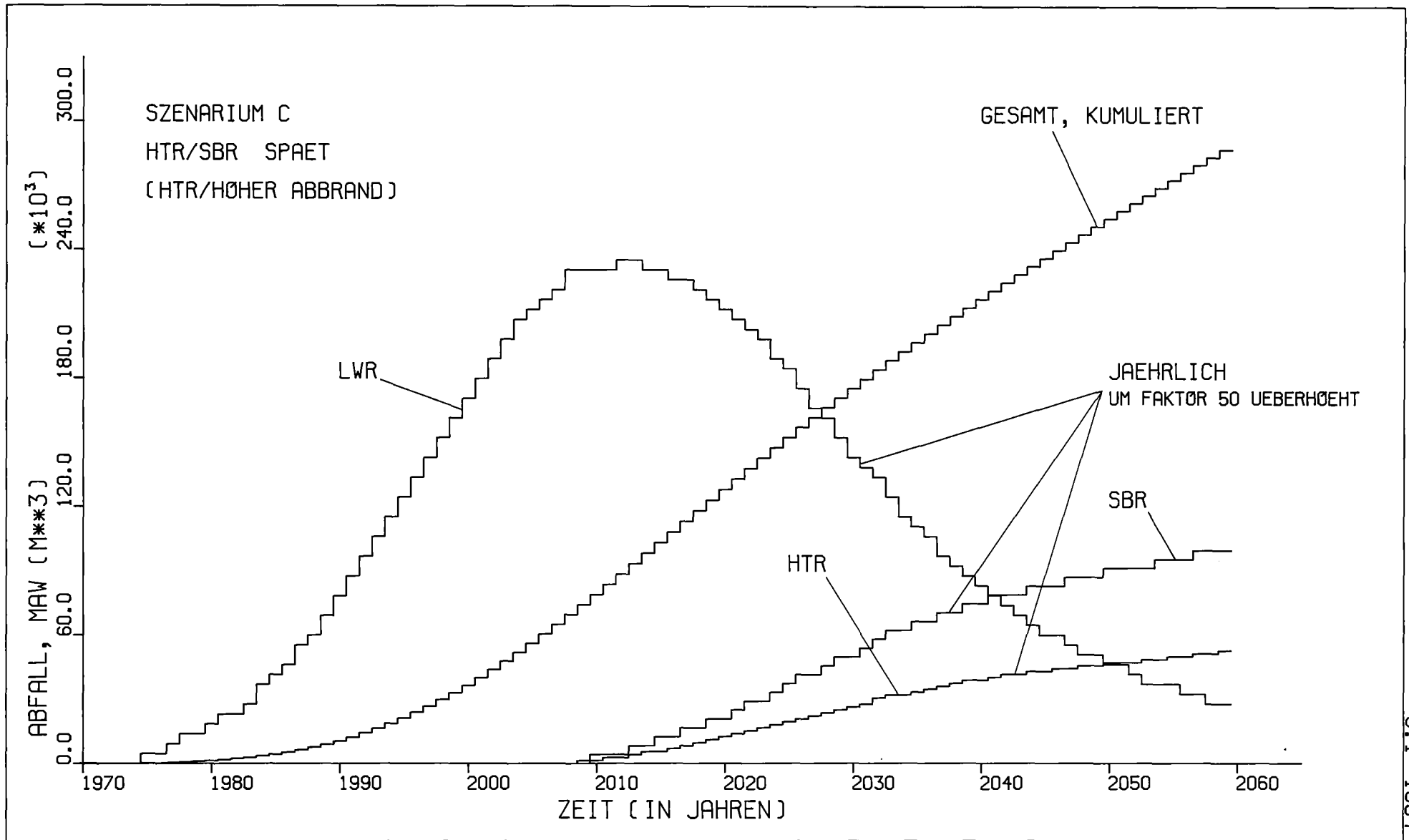


KFK

ABB. A 3.3-9

AFAS
1978

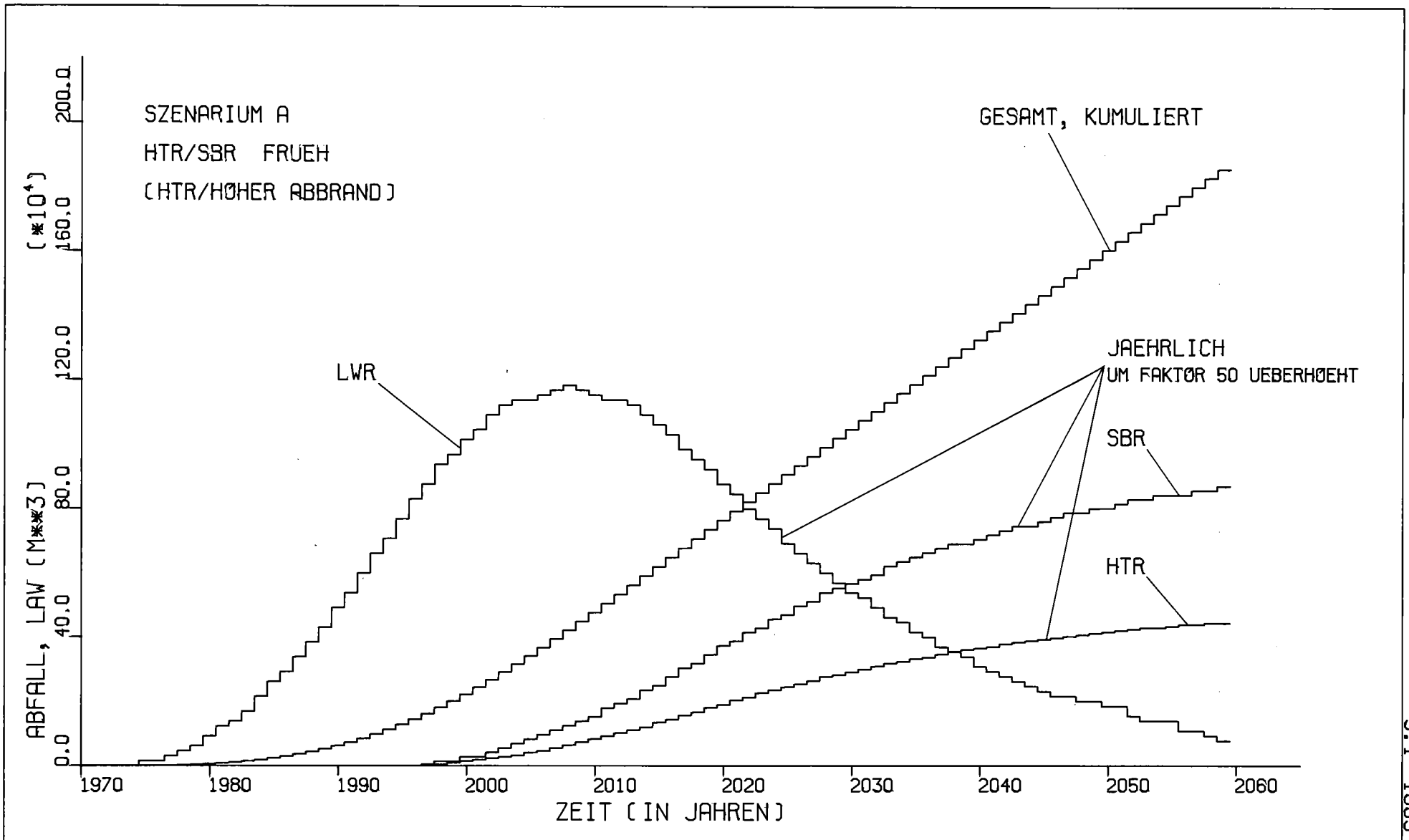
- 230 -
3.1-1003-1978



KFK

ABB. A 3.3-10

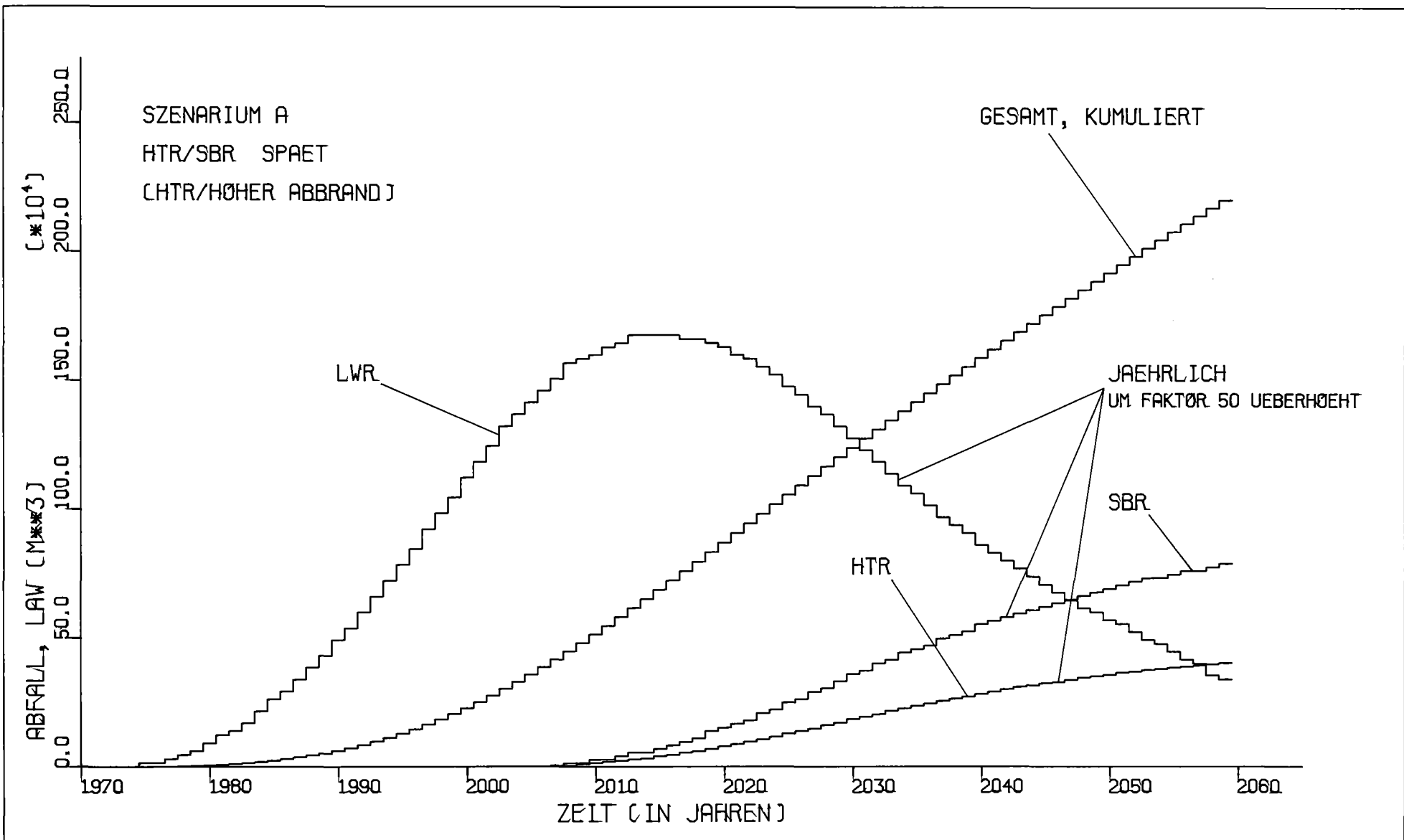
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3 - 11

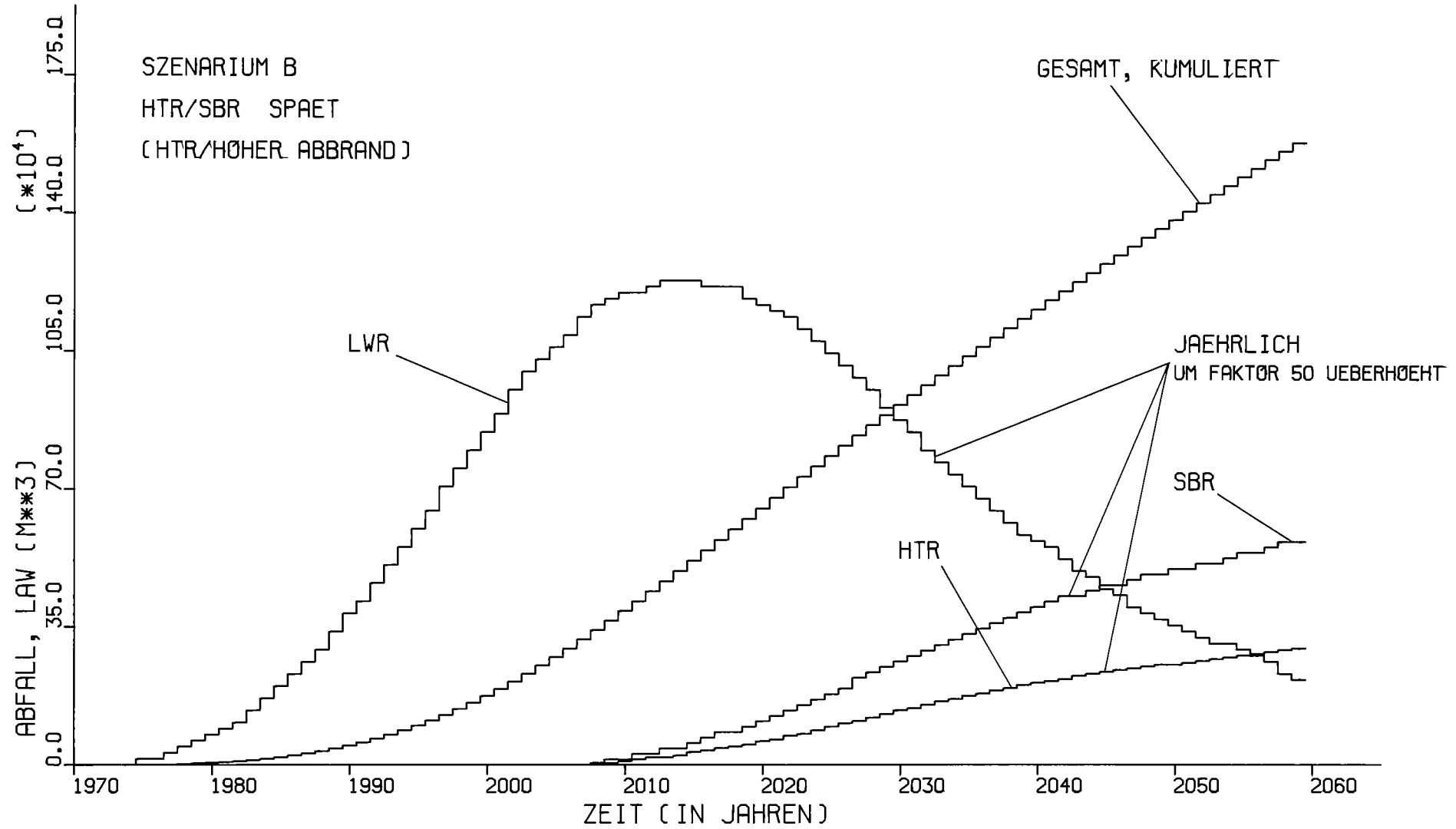
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3 - 12

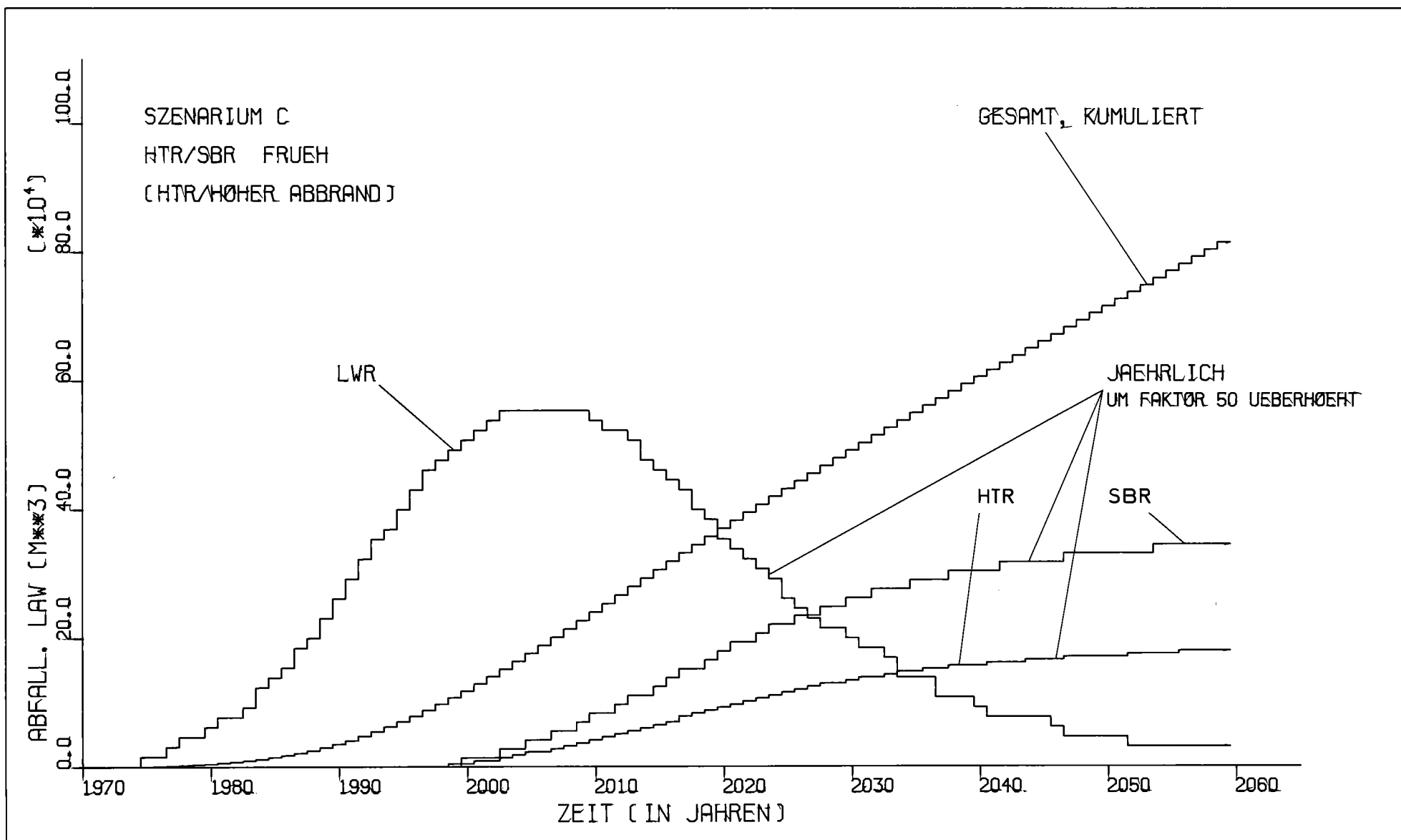
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3-13

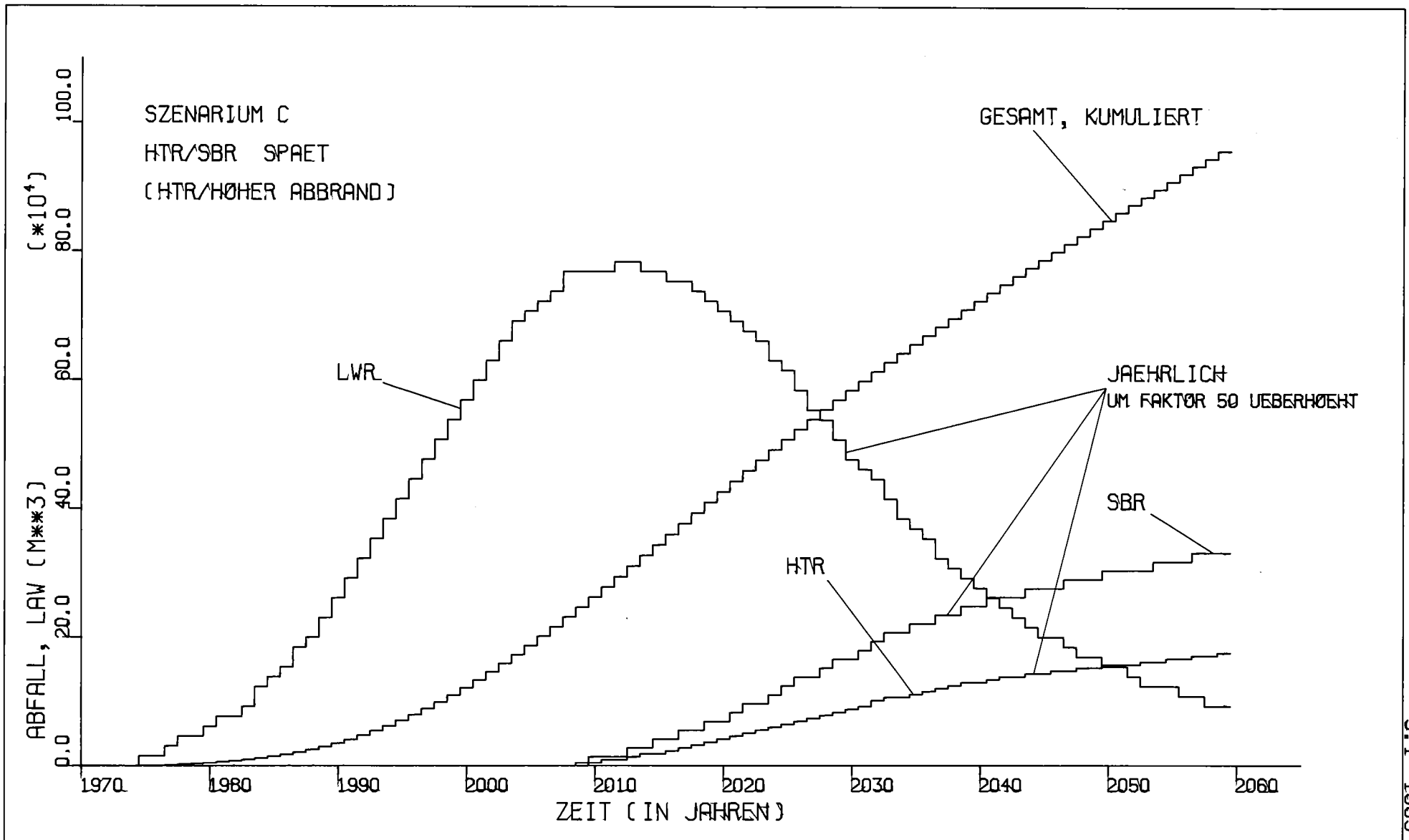
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.3 - 14

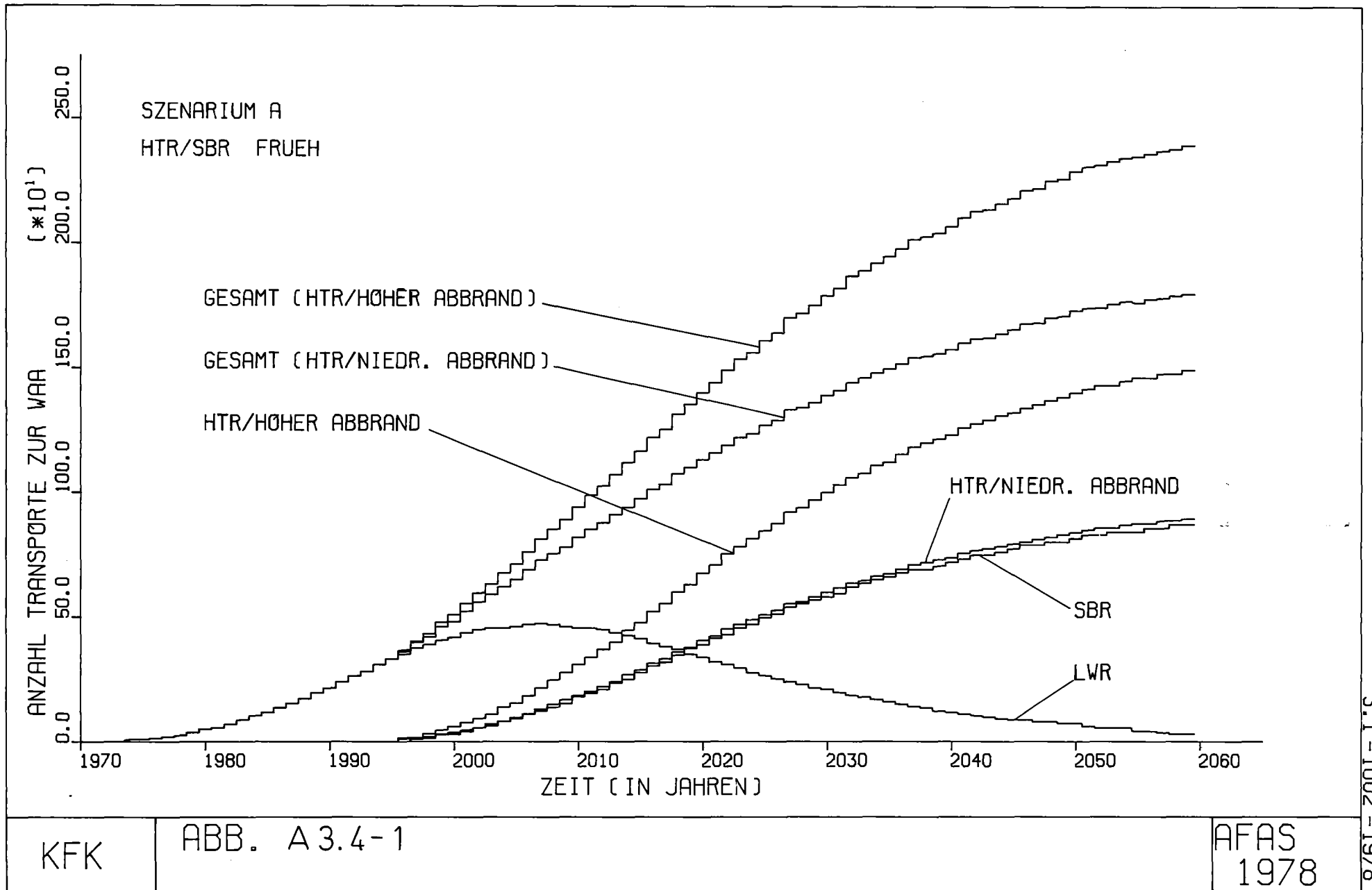
AFAS
1978

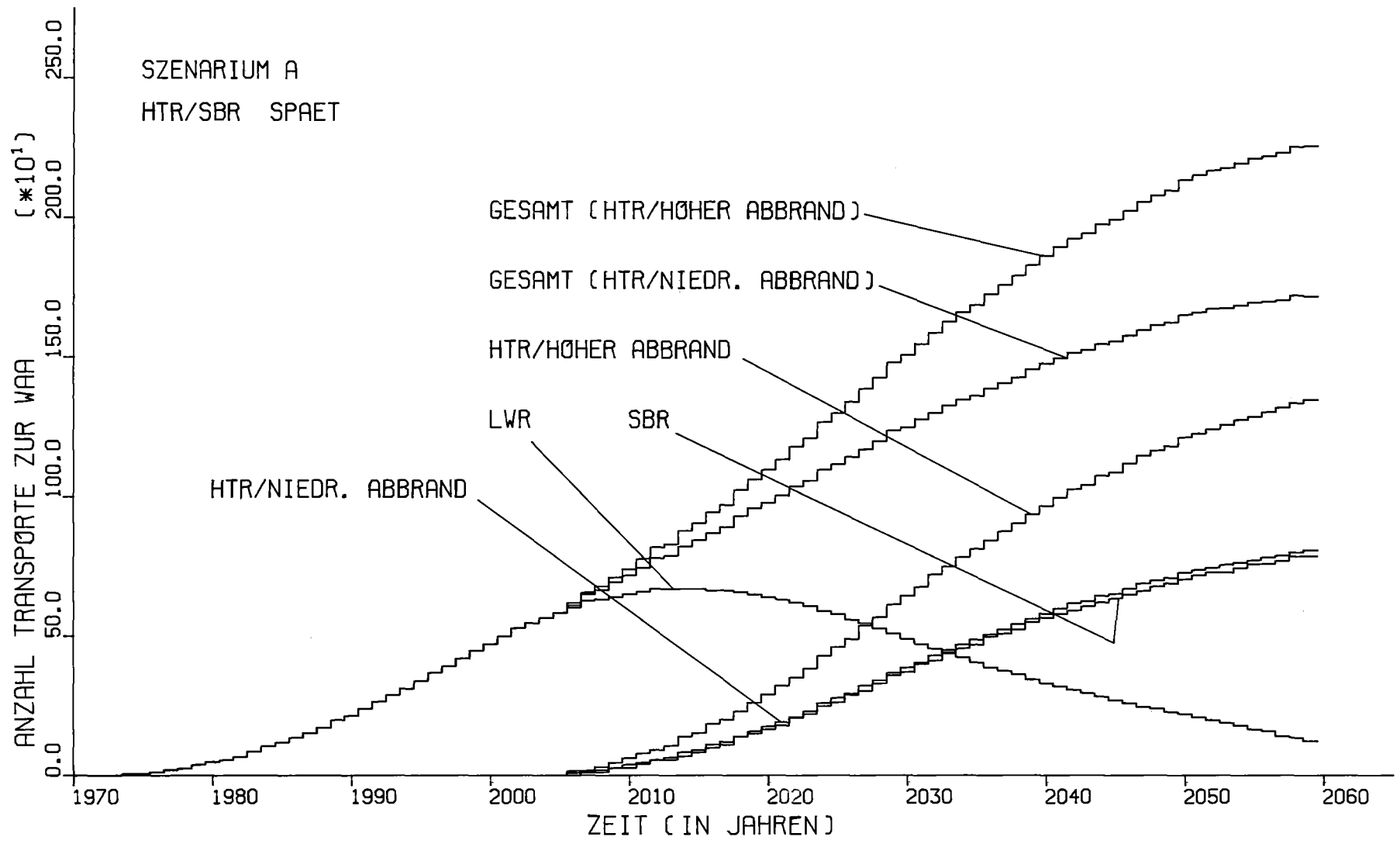


KFK

ABB. A 3.3 - 15

AFAS
1978



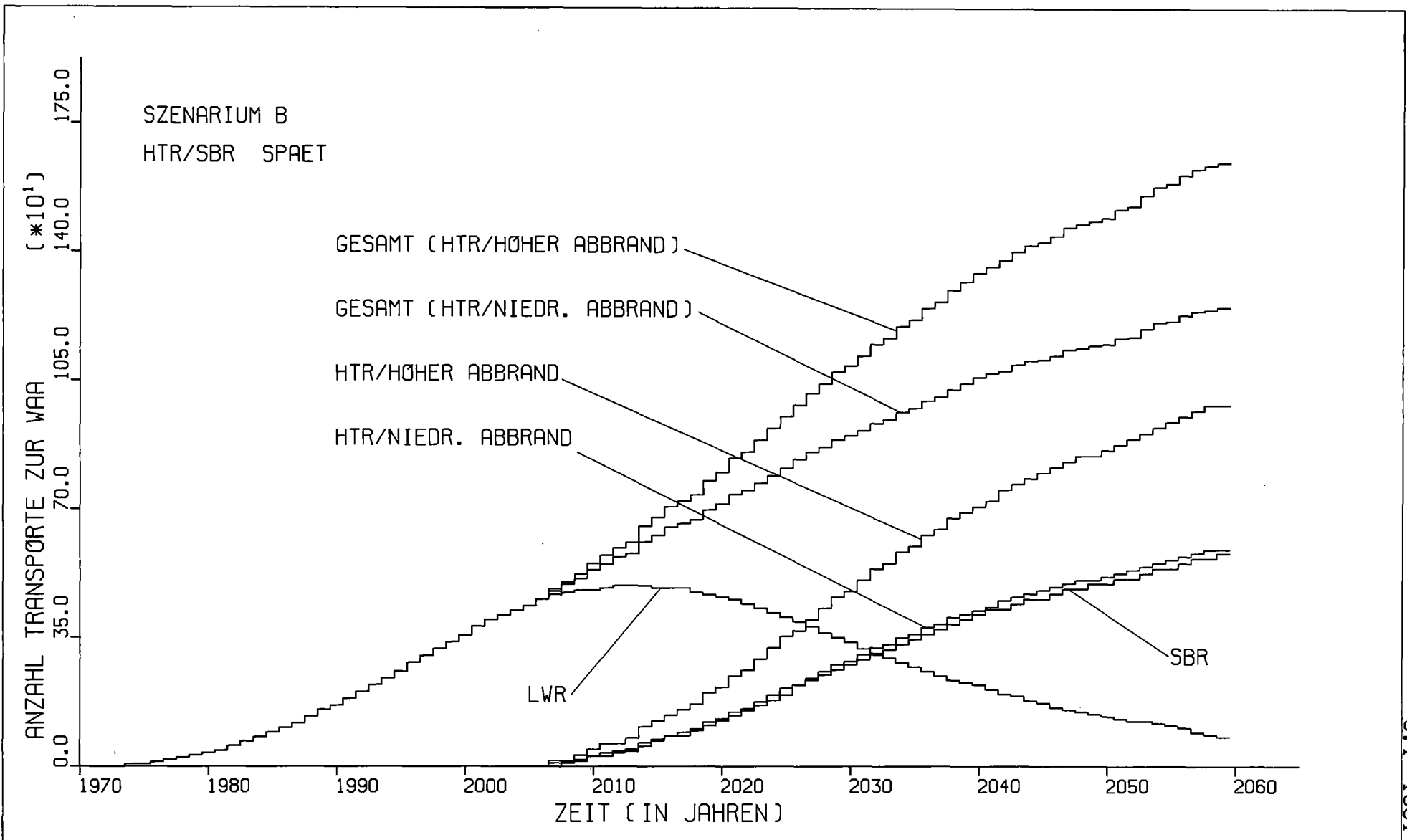


KFK

ABB. A3.4-2

AFAS
1978

- 238 -
3.1-1003-1978

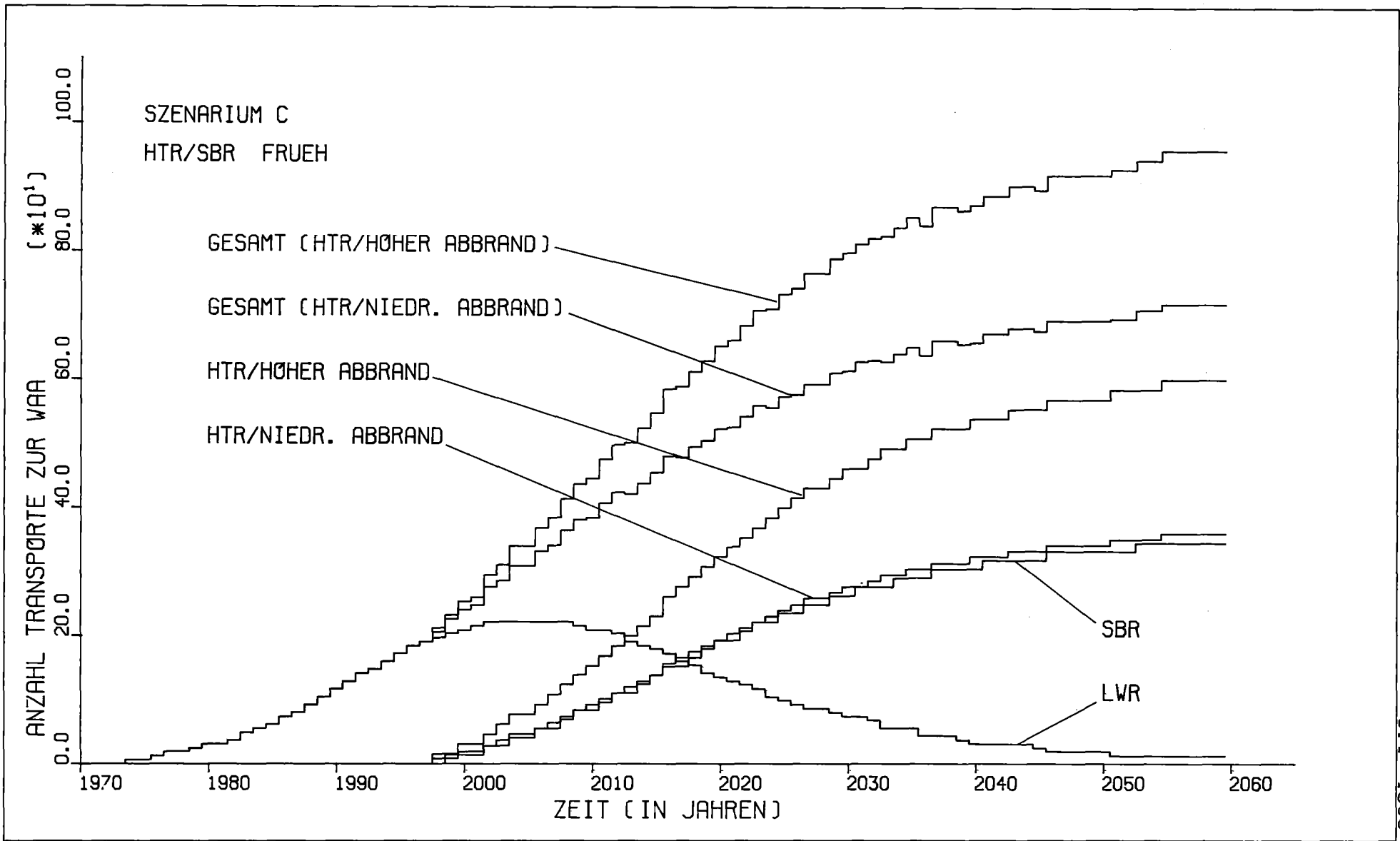


- 239 -
3.1-1001-1978

KFK

ABB. A 3.4-3

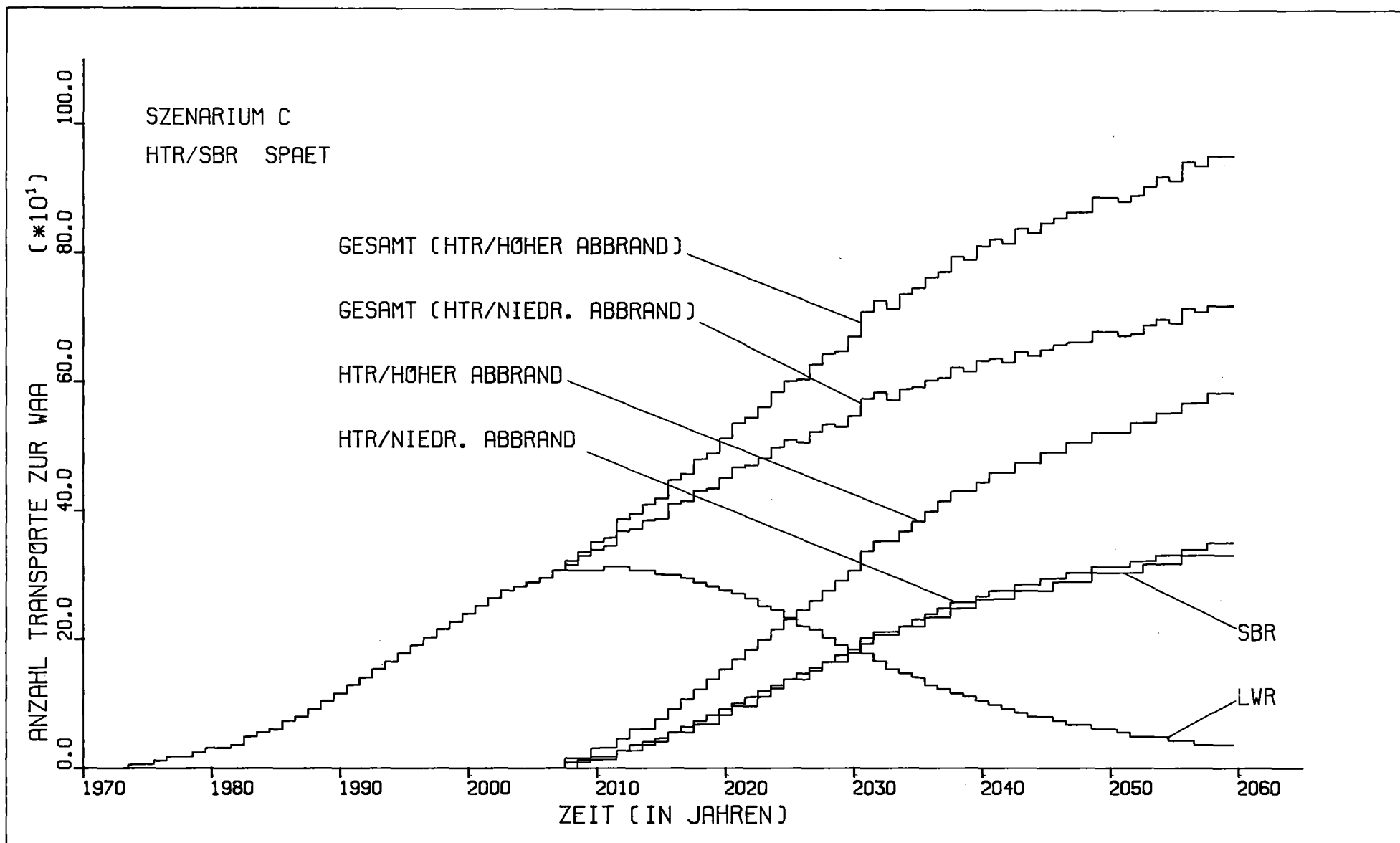
AFAS
1978



KFK

ABB. A3.4-4

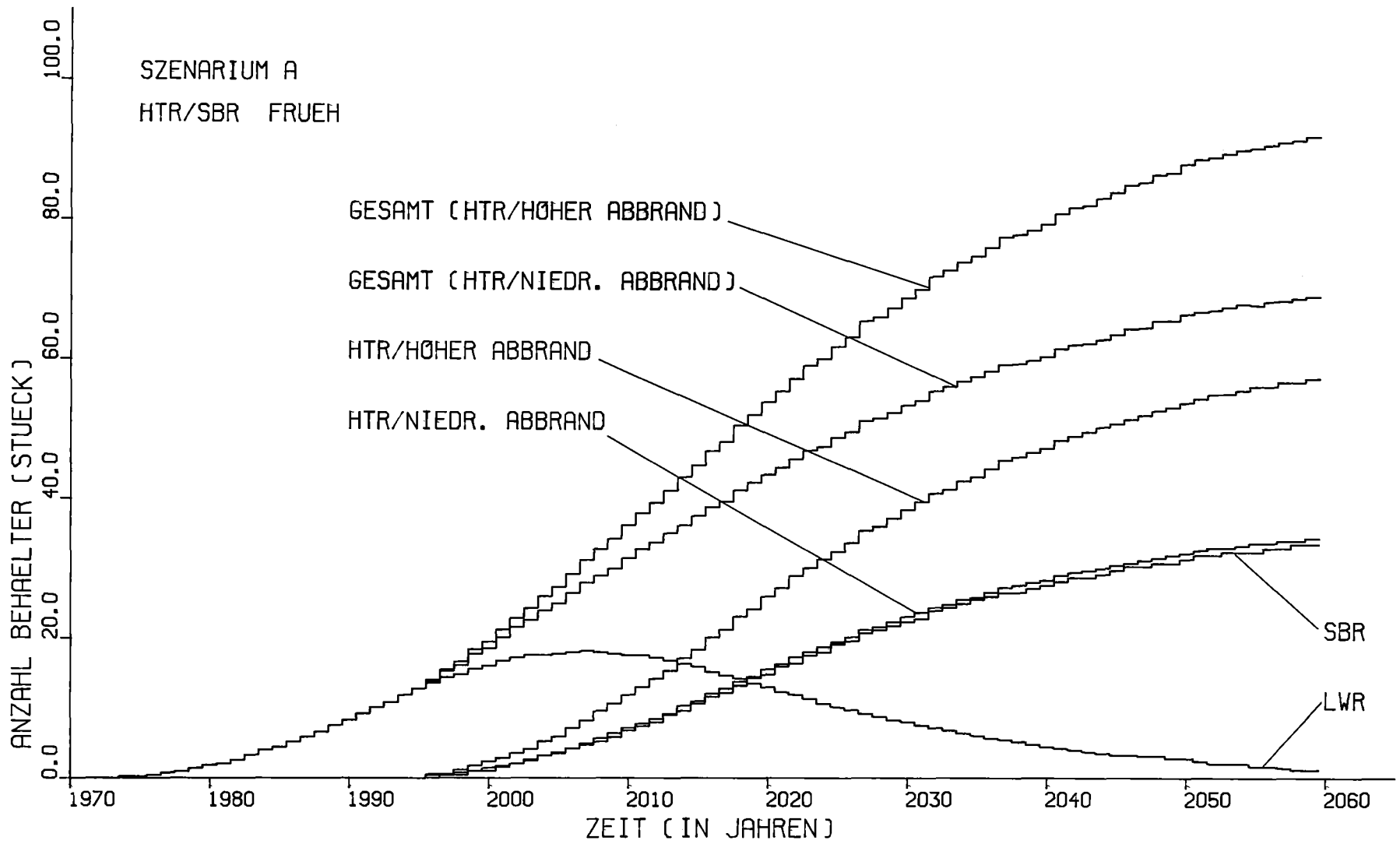
AFAS
1978



KFK

ABB. A3.4-5

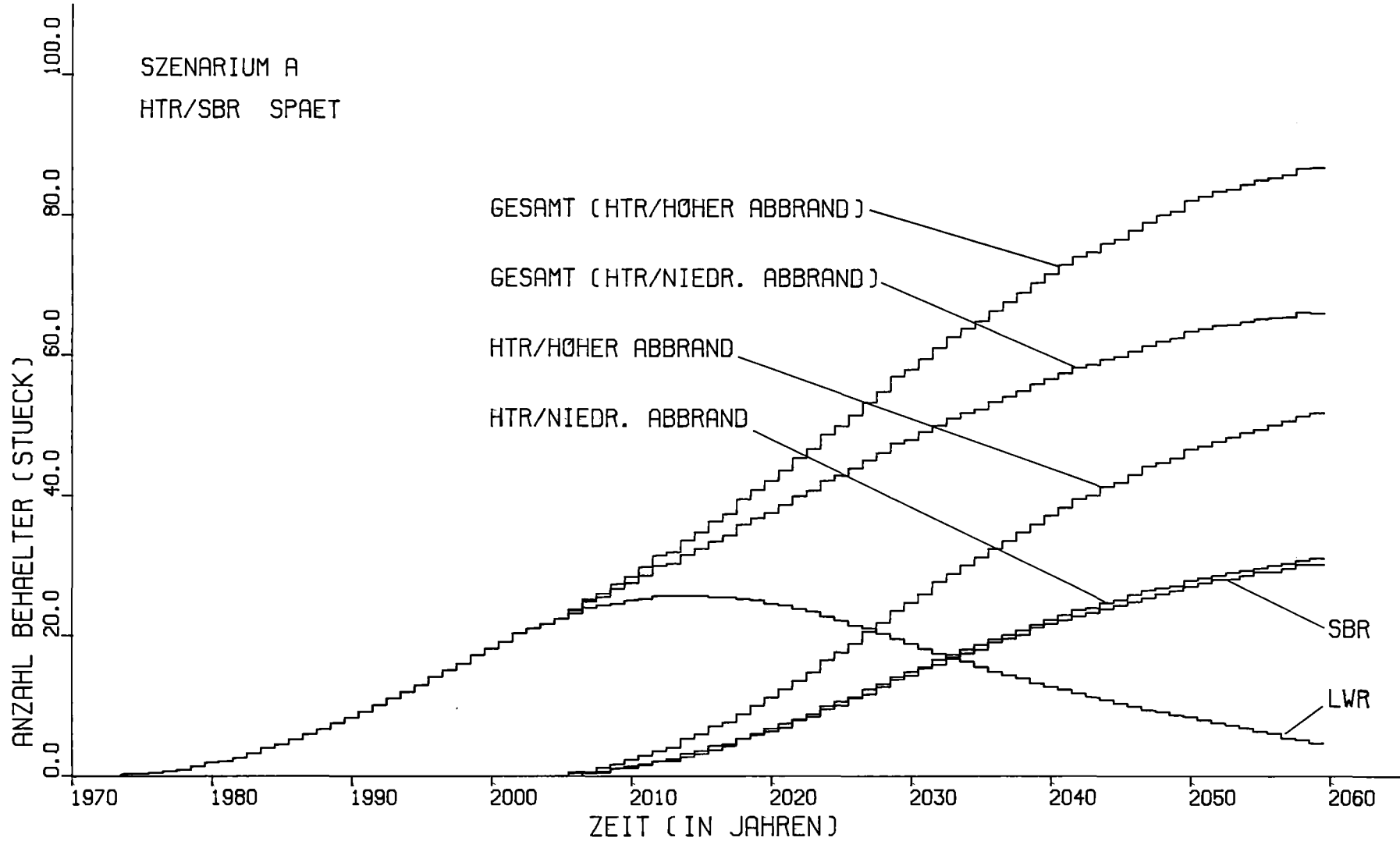
AFAS
1978



KFK

ABB. A 3.4-6

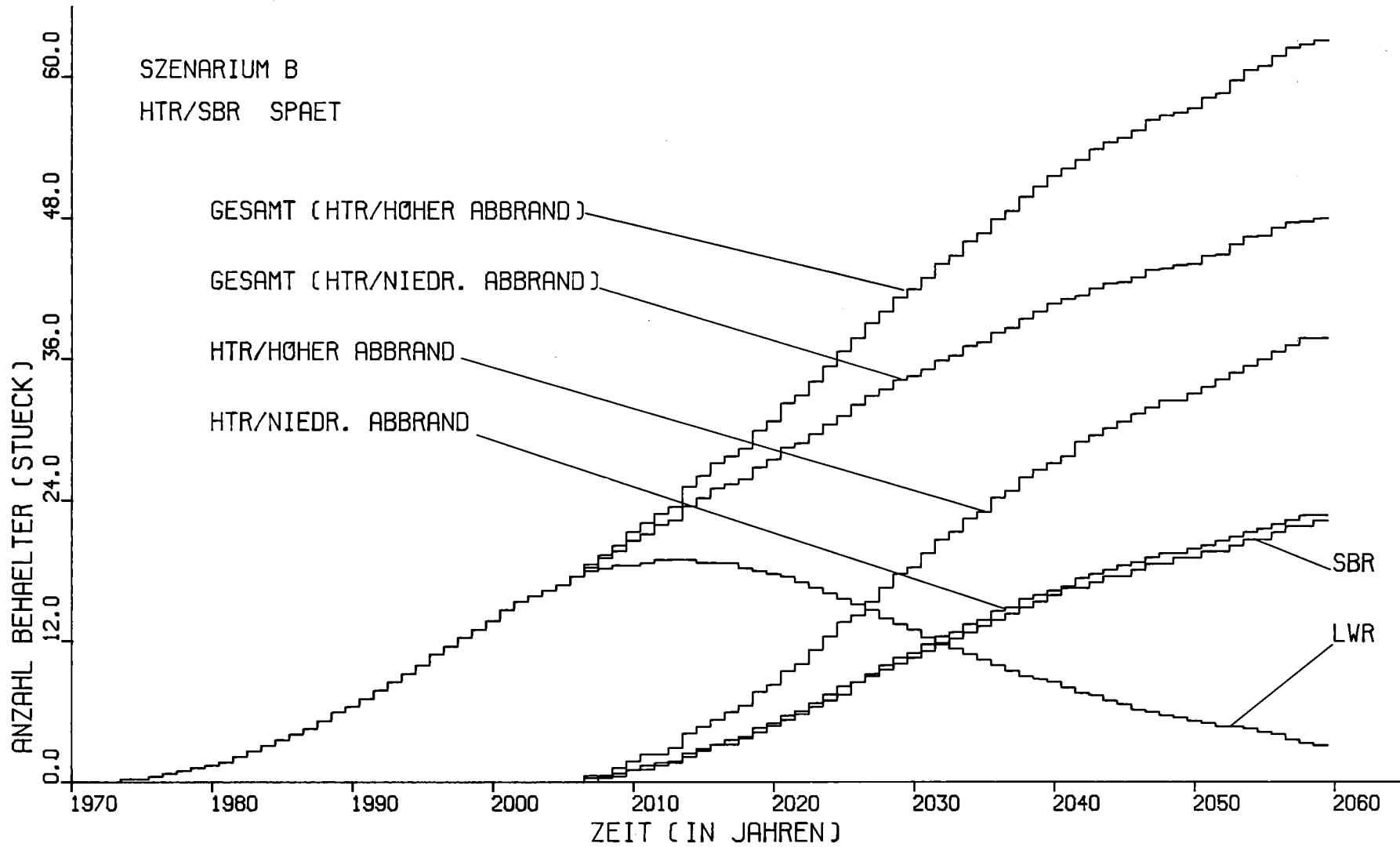
AFAS
1978



KFK

ABB. A3.4-7

AFAS
1978

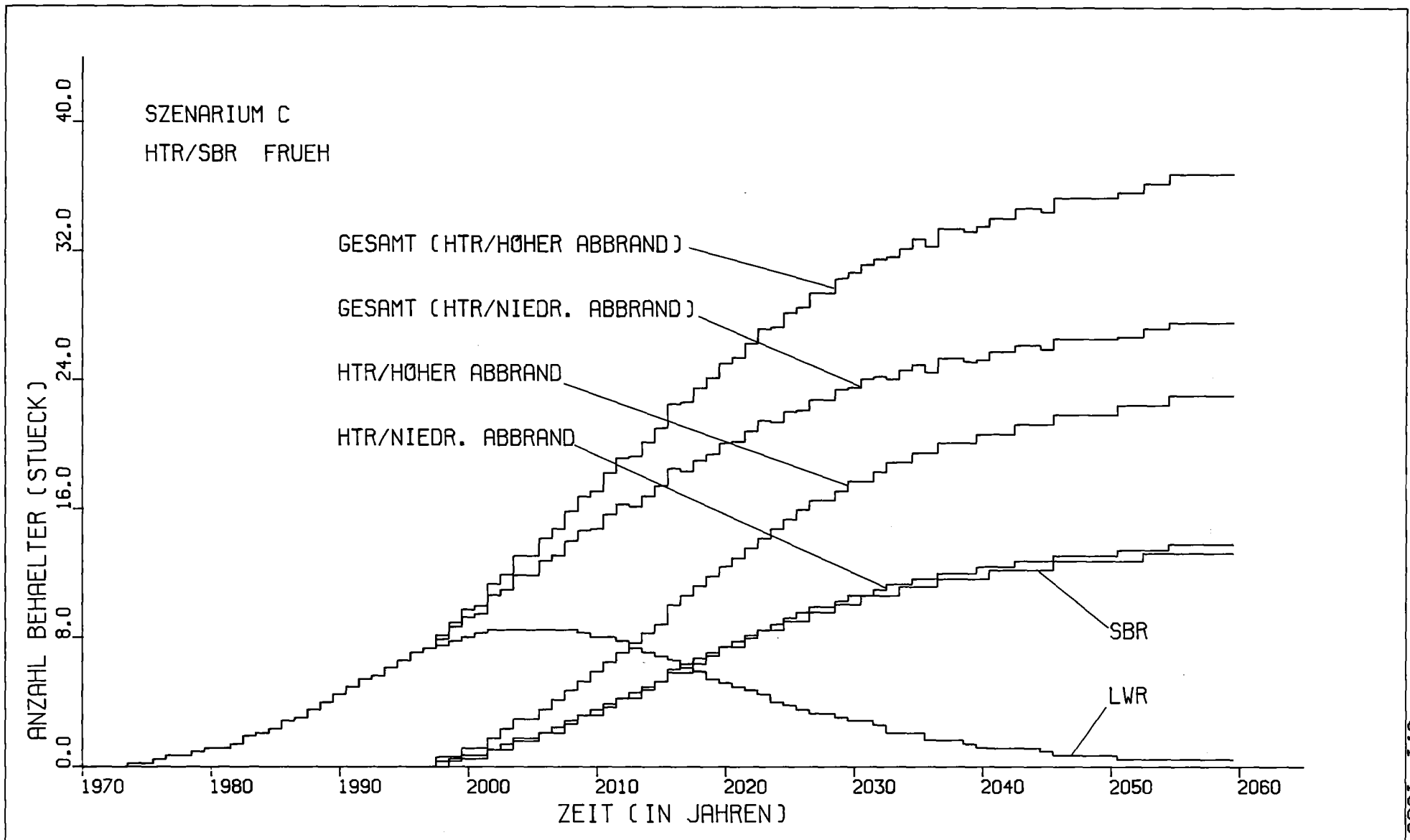


KFK

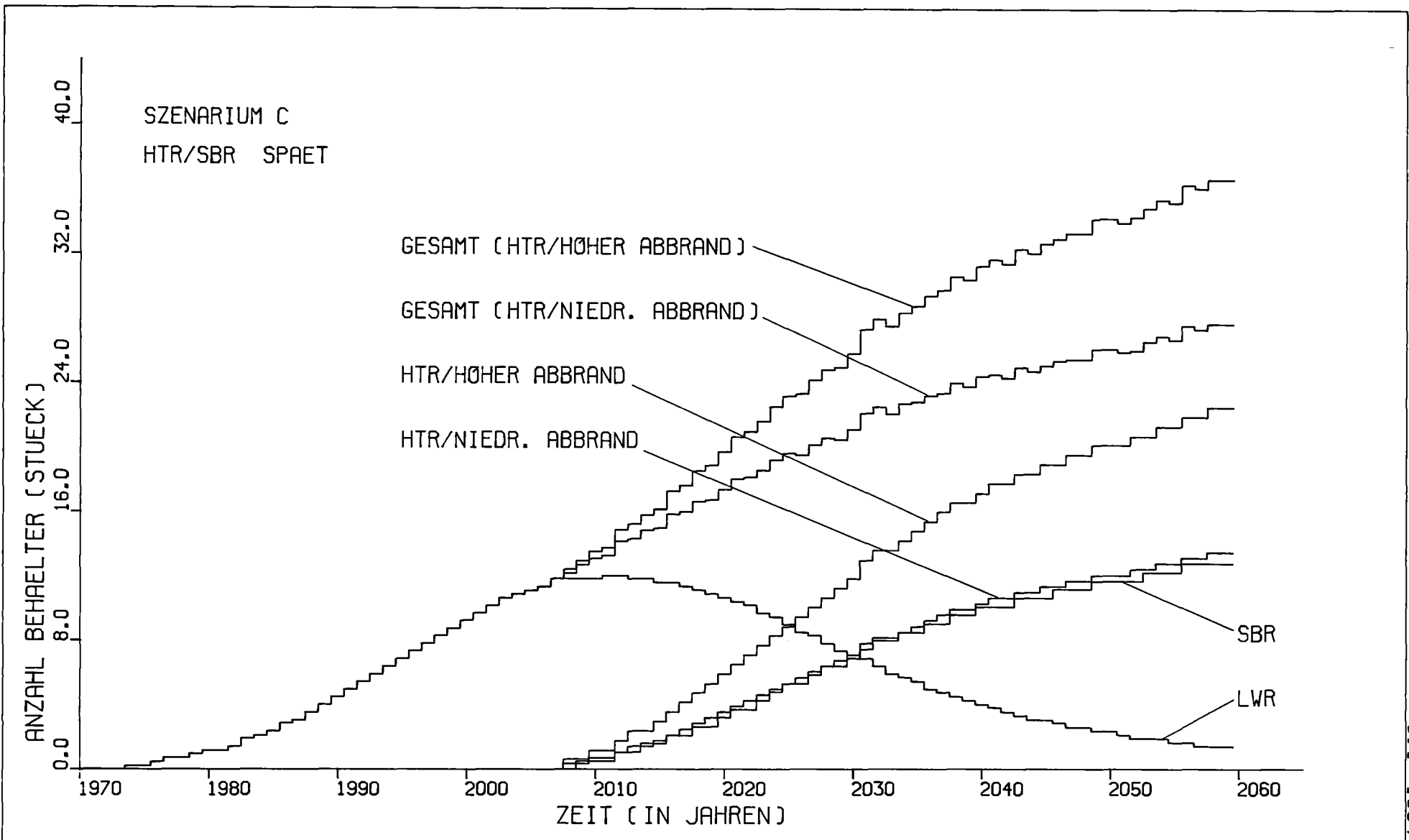
ABB. A3.4-8

AFAS
1978

- 244 -
3.1 - 1002 - 1978



- 245 -
3.1 - 1003 - 1978



KFK	ABB. A3.4-10	AFAS 1978
-----	--------------	--------------

Tabelle A 2.2-1:

JAEHRLICHER LWR-BRENNSTOFFANFALL IN TONNEN ALS FUNKTION
DER ZEIT (IN JAHREN) BEI SPAETEM EINSATZ VON
FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	61.5	61.5	61.5
1976	92.3	92.3	92.3
1977	123.0	123.0	92.3
1978	184.5	153.7	123.0
1979	246.0	184.5	153.7
1980	276.7	215.2	153.7
1981	338.2	276.7	184.5
1982	430.5	338.2	246.0
1983	522.7	399.7	276.7
1984	584.2	461.2	307.5
1985	676.5	522.7	369.0
1986	768.7	584.2	399.7
1987	861.0	676.5	461.2
1990	1199.2	922.5	645.7
1991	1322.2	1014.7	707.2
1992	1445.2	1107.0	768.7
1993	1568.2	1199.2	830.2
1994	1691.2	1291.5	891.7
1995	1845.0	1414.5	953.2
1996	1968.0	1506.7	1014.7
1997	2091.0	1599.0	1076.2
1998	2244.7	1691.2	1137.7
1999	2367.7	1783.5	1199.2
2000	2490.7	1906.5	1260.7
2005	3013.5	2275.5	1476.0
2010	3290.2	2429.2	1568.2
2015	3321.0	2429.2	1506.7
2020	3167.2	2275.5	1353.0
2030	2367.7	1599.0	891.7
2040	1599.0	1045.5	492.0
2050	1045.5	645.7	276.7
2060	553.5	369.0	153.7

Tabelle A 2.2-2:

KUMULIERTER LWR-BRENNSTOFFANFALL IN TONNEN ALS FUNKTION
DER ZEIT (IN JAHREN) BEI SPAETEM EINSATZ VON
FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	123.0	123.0	123.0
1976	215.2	215.2	215.2
1977	338.2	338.2	307.5
1978	522.7	492.0	430.5
1979	768.7	676.5	584.2
1980	1045.5	891.7	738.0
1981	1383.7	1168.5	922.5
1982	1814.2	1506.7	1168.5
1983	2337.0	1906.5	1445.2
1984	2921.2	2367.7	1752.7
1985	3597.7	2890.5	2121.7
1986	4366.5	3474.7	2521.5
1987	5227.5	4151.2	2982.7
1990	8487.0	6672.7	4735.5
1991	9809.2	7687.5	5442.7
1992	11254.5	8794.5	6211.5
1993	12822.7	9993.7	7041.7
1994	14514.0	11285.2	7933.5
1995	16359.0	12699.7	8886.7
1996	18327.0	14206.5	9901.5
1997	20418.0	15805.5	10977.7
1998	22662.7	17496.7	12115.5
1999	25030.5	19280.2	13314.7
2000	27521.2	21186.7	14575.5
2005	41666.2	31826.2	21617.2
2010	57717.7	43757.2	29335.5
2015	74445.7	55995.7	36992.2
2020	90681.7	67711.5	44064.7
2030	118233.7	86930.2	55011.7
2040	137452.5	99691.5	61469.2
2050	150244.5	107717.2	65097.7
2060	157839.7	112668.0	67158.0

Tabelle A 2.2-3:

JAEDRLICHER SBR-BRENNSTOFFANFALL (CORE+BLANKET)
 IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1995	0.0	0.0	0.0
2000	0.0	0.0	0.0
2005	0.0	0.0	0.0
2010	82.9	55.3	27.6
2015	193.5	165.9	110.6
2020	359.4	276.5	193.5
2025	580.6	442.4	276.5
2030	801.8	580.6	387.1
2035	995.4	718.9	470.0
2040	1161.3	857.1	525.3
2045	1299.5	940.1	580.6
2050	1437.8	1023.0	608.3
2055	1520.7	1106.0	663.6
2060	1631.3	1161.3	691.2

Tabelle A 2.2-4:

KUMULIERTER SBR-BRENNSTOFFANFALL (CORE+BLANKET)
 IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1995	0.0	0.0	0.0
2000	0.0	0.0	0.0
2005	0.0	0.0	0.0
2010	248.8	165.9	82.9
2015	967.7	746.5	470.0
2020	2460.8	1852.5	1216.6
2025	4921.7	3677.4	2433.2
2030	8460.9	6304.2	4147.5
2035	13023.1	9622.2	6331.8
2040	18497.8	13631.4	8848.0
2045	24719.0	18138.4	11613.0
2050	31631.5	23087.7	14599.1
2055	39097.0	28424.1	17778.9
2060	47032.6	34175.3	21152.2

Tabelle A 2.2-5:

JAEHRLICHER HTR-BRENNSTOFFANFALL (HOHER ABBRAND,
90 000MW/T) IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1995	0.0	0.0	0.0
2000	0.0	0.0	0.0
2005	9.2	0.0	0.0
2010	46.1	36.9	18.5
2015	110.8	83.1	55.4
2020	193.8	147.7	101.5
2025	295.4	221.5	147.7
2030	406.1	304.6	203.1
2035	507.6	378.4	240.0
2040	599.9	433.8	276.9
2045	673.8	489.2	295.4
2050	738.4	526.1	313.8
2055	784.5	572.3	341.5
2060	839.9	599.9	360.0

Tabelle A 2.2-6:

KUMULIERTER HTR-BRENNSTOFFANFALL (HOHER ABBRAND,
90 000MWd/T IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1995	0.0	0.0	0.0
2000	0.0	0.0	0.0
2005	9.2	0.0	0.0
2010	147.7	101.5	55.4
2015	553.8	406.1	258.4
2020	1338.3	996.8	673.8
2025	2612.1	1956.8	1319.9
2030	4439.6	3322.8	2206.0
2035	6793.3	5067.3	3322.8
2040	9608.4	7134.8	4633.5
2045	12829.7	9488.4	6073.3
2050	16401.7	12045.1	7624.0
2055	20232.1	14814.1	9276.1
2060	24311.8	17776.9	11029.8

Tabelle A 2.2-7:

JAEDRLICHER HTR-BRENNSTOFFANFALL (NIEDR. ABBRAND,
30 000MW/T) IN TUNNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1995	0.0	0.0	0.0
2000	0.0	0.0	0.0
2005	27.7	0.0	0.0
2010	138.4	110.7	55.4
2015	332.2	249.1	166.1
2020	581.3	442.9	304.5
2025	885.8	664.3	442.9
2030	1217.9	913.4	609.0
2035	1522.4	1134.9	719.7
2040	1799.2	1301.0	830.4
2045	2020.6	1467.0	885.8
2050	2214.4	1577.8	941.1
2055	2352.8	1716.2	1024.2
2060	2518.9	1799.2	1079.5

Tabelle A 2.2-8:

KUMULIERTER HTR-BRENNSTOFFANFALL (NIEDR. ABBRAND,
30 000MWD/T) IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1995	0.0	0.0	0.0
2000	0.0	0.0	0.0
2005	27.7	0.0	0.0
2010	442.9	304.5	166.1
2015	1660.8	1217.9	775.0
2020	4013.6	2989.4	2020.6
2025	7833.4	5868.1	3958.2
2030	13314.1	9964.8	6615.5
2035	20372.4	15196.3	9964.8
2040	28814.8	21396.6	13895.3
2045	38475.1	28455.0	18213.4
2050	49187.3	36122.3	22863.6
2055	60674.5	44426.3	27818.3
2060	72909.0	53311.6	33077.5

Tabelle A 2.3-1:

JAEHRLICHER ANFALL VON SPALTBAREM PLUTONIUM IM LWR-
BRENNSTOFF IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	0.2	0.2	0.2
1976	0.4	0.4	0.4
1977	0.6	0.6	0.6
1978	0.8	0.8	0.6
1979	1.2	1.0	0.8
1980	1.6	1.2	1.0
1981	1.8	1.4	1.0
1982	2.1	1.8	1.2
1983	2.7	2.1	1.6
1984	3.3	2.5	1.8
1985	3.7	2.9	1.9
1986	4.3	3.3	2.3
1987	4.9	3.7	2.5
1990	6.8	5.3	3.7
1991	7.6	5.8	4.1
1992	8.4	6.4	4.5
1993	9.1	7.0	4.9
1994	9.9	7.6	5.3
1995	10.7	8.2	5.6
1996	11.7	9.0	6.0
1997	12.5	9.5	6.4
1998	13.2	10.1	6.8
1999	14.2	10.7	7.2
2000	15.0	11.3	7.6
2005	18.5	13.8	9.1
2010	20.6	15.2	9.7
2015	21.2	15.4	9.5
2020	20.2	14.6	8.8
2030	15.6	10.7	5.8
2040	10.5	7.0	3.3
2050	7.0	4.3	1.9
2060	3.7	2.5	1.2

Tabelle A 2.3-2:

KUMULIERTER ANFALL VON SPALTBAREM PLUTONIUM IM LWR-
BRENNSTOFF IN TONNEN ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	0.4	0.4	0.4
1976	0.8	0.8	0.8
1977	1.4	1.4	1.4
1978	2.1	2.1	1.9
1979	3.3	3.1	2.7
1980	4.8	4.2	3.6
1981	6.5	5.6	4.6
1982	8.6	7.3	5.7
1983	11.3	9.3	7.2
1984	14.5	11.8	8.9
1985	18.1	14.6	10.8
1986	22.2	17.8	13.1
1987	26.9	21.4	15.5
1990	44.7	35.3	25.0
1991	52.0	40.9	29.0
1992	60.0	47.0	33.2
1993	68.8	53.7	37.9
1994	78.2	60.9	42.9
1995	88.4	68.7	48.2
1996	99.5	77.2	54.0
1997	111.3	86.2	60.0
1998	123.8	95.8	66.5
1999	137.2	105.9	73.2
2000	151.3	116.5	80.4
2005	231.9	177.2	120.6
2010	323.9	245.8	164.9
2015	419.7	315.8	208.9
2020	511.8	382.3	249.0
2030	665.1	489.1	309.2
2040	765.8	554.9	341.7
2050	827.9	592.7	357.2
2060	861.1	613.6	364.5

Tabelle A 3.2-1: NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR FREUH,
WAA-EINSATZ 1991:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET
VON 1400 T SM/JAHR

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	645.8	4735.5	0.0	4735.5
1991	707.3	5442.8	1400.0	4042.8
1992	738.0	6180.8	1400.0	3380.8
1993	799.5	6980.3	1400.0	2780.3
1994	861.0	7841.3	1400.0	2241.3
1995	922.5	8763.8	1400.0	1763.8
1996	953.3	9717.0	1400.0	1317.0
1997	984.0	10701.0	1400.0	901.0
1998	1014.8	11715.8	1400.0	515.8
1999	1045.5	12761.3	1400.0	161.3
2000	1076.3	13837.5	1400.0	0.0
2005	1107.0	19372.5	1400.0	0.0
2010	1045.5	24753.8	1400.0	0.0
2015	861.0	29397.0	1400.0	0.0
2020	645.8	32994.8	1400.0	0.0
2030	369.0	37668.8	1400.0	0.0
2040	153.8	39975.0	1400.0	0.0
2050	61.5	41082.0	1400.0	0.0
2060	61.5	41697.0	1400.0	0.0

Tabelle A 3.2-2: MITTLERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
WAA-EINSATZ 1991:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET VON
1400 T SM/JAHR AB 1991 UND 2100 T SM/JAHR AB 2001

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	922.5	6672.8	0.0	6672.8
1991	1014.8	7687.5	1400.0	6287.5
1992	1107.0	8794.5	1400.0	5994.5
1993	1199.3	9993.8	1400.0	5793.8
1994	1291.5	11285.3	1400.0	5685.3
1995	1414.5	12699.8	1400.0	5699.8
1996	1506.8	14206.5	1400.0	5806.5
1997	1599.0	15805.5	1400.0	6005.5
1998	1691.3	17496.8	1400.0	6296.8
1999	1783.5	19280.3	1400.0	6680.3
2000	1906.5	21186.8	1400.0	7186.8
2001	1998.8	23185.5	2100.0	7085.5
2005	2275.5	31826.3	2100.0	7326.3
2010	2429.3	43757.3	2100.0	8757.3
2015	2429.3	55995.8	2100.0	10495.8
2020	2275.5	67711.5	2100.0	11711.5
2030	1599.0	86930.3	2100.0	9930.3
2040	1045.5	99691.5	2100.0	1691.5
2050	645.8	107717.3	2100.0	0.0
2060	369.0	112668.0	2100.0	0.0

Tabelle A 3.2-3: NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
WAA-EINSATZ 1991:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET
VON 1400 T SM/JAHR

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	645.8	4735.5	0.0	4735.5
1991	707.3	5442.8	1400.0	4042.8
1992	768.8	6211.5	1400.0	3411.5
1993	830.3	7041.8	1400.0	2841.8
1994	891.8	7933.5	1400.0	2333.5
1995	953.3	8886.8	1400.0	1886.8
1996	1014.8	9901.5	1400.0	1501.5
1997	1076.3	10977.8	1400.0	1177.8
1998	1137.8	12115.5	1400.0	915.5
1999	1199.3	13314.8	1400.0	714.8
2000	1260.8	14575.5	1400.0	575.5
2005	1476.0	21617.3	1400.0	617.3
2010	1568.3	29335.5	1400.0	1335.5
2015	1506.8	36992.3	1400.0	1992.3
2020	1353.0	44064.8	1400.0	2064.8
2030	891.8	55011.8	1400.0	0.0
2040	492.0	61469.3	1400.0	0.0
2050	276.8	65097.8	1400.0	0.0
2060	153.8	67158.0	1400.0	0.0

Tabelle A 3.2-4: NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR FRUEH,
WAA-EINSATZ 1996:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET
VON 1400 T SM/JAHR

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	922.5	8763.8	0.0	8763.8
1996	953.3	9717.0	1400.0	8317.0
1997	984.0	10701.0	1400.0	7901.0
1998	1014.8	11715.8	1400.0	7515.8
1999	1045.5	12761.3	1400.0	7161.3
2000	1076.3	13837.5	1400.0	6837.5
2005	1107.0	19372.5	1400.0	5372.5
2010	1045.5	24753.8	1400.0	3753.8
2015	861.0	29397.0	1400.0	1397.0
2020	645.8	32994.8	1400.0	0.0
2030	369.0	37668.8	1400.0	0.0
2040	153.8	39975.0	1400.0	0.0
2050	61.5	41082.0	1400.0	0.0
2060	61.5	41697.0	1400.0	0.0

Tabelle A 3.2-5: MITTLERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
WAA-EINSATZ 1996:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET VON
1400 T SM/JAHR AB 1996 UND 2800 T SM/JAHR AB 2001

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	1414.5	12699.8	0.0	12699.8
1996	1506.8	14206.5	1400.0	12806.5
1997	1599.0	15805.5	1400.0	13005.5
1998	1691.3	17496.8	1400.0	13296.8
1999	1783.5	19280.3	1400.0	13680.3
2000	1906.5	21186.8	1400.0	14186.8
2001	1998.8	23185.5	2800.0	13385.5
2005	2275.5	31826.3	2800.0	10826.3
2010	2429.3	43757.3	2800.0	8757.3
2015	2429.3	55995.8	2800.0	6995.8
2020	2275.5	67711.5	2800.0	4711.5
2030	1599.0	86930.3	2800.0	0.0
2040	1045.5	99691.5	2800.0	0.0
2050	645.8	107717.3	2800.0	0.0
2060	369.0	112668.0	2800.0	0.0

Tabelle A 3.2-6: NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
WAA-EINSATZ 1996:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
UND BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI EINER INSTALLIERTEN WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET
VON 1400 T SM/JAHR

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	953.3	8886.8	0.0	8886.8
1996	1014.8	9901.5	1400.0	8501.5
1997	1076.3	10977.8	1400.0	8177.8
1998	1137.8	12115.5	1400.0	7915.5
1999	1199.3	13314.8	1400.0	7714.8
2000	1260.8	14575.5	1400.0	7575.5
2005	1476.0	21617.3	1400.0	7617.3
2010	1568.3	29335.5	1400.0	8335.5
2015	1506.8	36992.3	1400.0	8992.3
2020	1353.0	44064.8	1400.0	9064.8
2030	891.8	55011.8	1400.0	6011.8
2040	492.0	61469.3	1400.0	0.0
2050	276.8	65097.8	1400.0	0.0
2060	153.8	67158.0	1400.0	0.0

Tabelle A 3.2-7:

MITTLERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
 WAA-EINSATZ 1991:
 ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELFMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
 INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
 BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	922.5	6672.8	0.0	6672.8
1991	1014.8	7687.5	1400.0	6287.5
1992	1107.0	8794.5	1400.0	5994.5
1993	1199.3	9993.8	1400.0	5793.8
1994	1291.5	11285.3	1400.0	5685.3
1995	1414.5	12699.8	1400.0	5699.8
1996	1506.8	14206.5	2450.0	4756.5
1997	1599.0	15805.5	2450.0	3905.5
1998	1691.3	17496.8	2450.0	3146.8
1999	1783.5	19280.3	2450.0	2480.3
2000	1906.5	21186.8	2450.0	1936.8
2005	2275.5	31826.3	2450.0	326.3
2010	2429.3	43757.3	2450.0	7.3
2015	2429.3	55995.8	2450.0	0.0
2016	2429.3	58425.0	2450.0	0.0
2020	2275.5	67711.5	2450.0	0.0
2021	2214.0	69925.5	2100.0	114.0
2030	1599.0	86930.3	2100.0	0.0
2031	1537.5	88467.8	1400.0	137.5
2040	1045.5	99691.5	1050.0	0.0
2041	984.0	100675.5	1050.0	0.0
2046	768.8	104949.8	700.0	68.8
2050	645.8	107717.3	700.0	36.3
2060	369.0	112668.0	700.0	0.0
2061	338.3	113006.3	350.0	0.0

Tabelle A 3.2-8:

HOHES SZENARIOUM, SBR/HTR FRUEH,

WAA-EINSATZ 1991:

ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN

INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND

BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	1199.3	8487.0	0.0	8487.0
1991	1322.3	9809.3	1400.0	8409.3
1992	1414.5	11223.8	1400.0	8423.8
1993	1537.5	12761.3	1400.0	8561.3
1994	1660.5	14421.8	1400.0	8821.8
1995	1752.8	16174.5	1400.0	9174.5
1996	1875.8	18050.3	2800.0	8250.3
1997	1937.3	19987.5	2800.0	7387.5
1998	2029.5	22017.0	2800.0	6617.0
1999	2091.0	24108.0	2800.0	5908.0
2000	2183.3	26291.3	2800.0	5291.3
2005	2337.0	37730.3	2800.0	2730.3
2010	2275.5	49292.3	2800.0	292.3
2015	1968.0	59870.3	2800.0	0.0
2016	1906.5	61776.8	2100.0	0.0
2020	1599.0	68664.8	2100.0	0.0
2021	1537.5	70202.3	1400.0	137.5
2026	1199.3	76844.3	1050.0	149.3
2030	984.0	81087.8	1050.0	192.8
2036	707.3	85977.0	700.0	7.3
2040	553.5	88406.3	700.0	0.0
2041	522.8	88929.0	700.0	0.0
2046	399.8	91143.0	350.0	49.8
2050	307.5	92588.3	350.0	95.0
2057	153.8	94187.3	175.0	0.0
2060	123.0	94617.8	175.0	0.0

Tabelle A 3.2-9: HOHES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
WAA-EINSATZ 1991:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	1199.3	8487.0	0.0	8487.0
1991	1322.3	9809.3	1400.0	8409.3
1992	1445.3	11254.5	1400.0	8454.5
1993	1568.3	12822.8	1400.0	8622.8
1994	1691.3	14514.0	1400.0	8914.0
1995	1845.0	16359.0	1400.0	9359.0
1996	1968.0	18327.0	3500.0	7827.0
1997	2091.0	20418.0	3500.0	6418.0
1998	2244.8	22662.8	3500.0	5162.8
1999	2367.8	25030.5	3500.0	4030.5
2000	2490.8	27521.3	3500.0	3021.3
2005	3013.5	41666.3	3500.0	0.0
2010	3290.3	57717.8	3500.0	0.0
2015	3321.0	74445.8	3500.0	0.0
2020	3167.3	90681.8	3500.0	0.0
2021	3105.8	93787.5	2800.0	305.8
2030	2367.8	118233.8	2800.0	0.0
2040	1599.0	137452.5	2800.0	0.0
2041	1537.5	138990.0	1400.0	137.5
2046	1230.0	145755.0	1050.0	252.5
2050	1045.5	150244.5	1050.0	542.0
2056	707.3	155410.5	700.0	7.3
2060	553.5	157839.8	700.0	0.0

Tabelle A 3.2-10: NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR FRUEH,

WAA-EINSATZ 1991:

ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN

INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND

BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1990	645.8	4735.5	0.0	4735.5
1991	707.3	5442.8	1400.0	4042.8
1992	738.0	6180.8	1400.0	3380.8
1993	799.5	6980.3	1400.0	2780.3
1994	861.0	7841.3	1400.0	2241.3
1995	922.5	8763.8	1400.0	1763.8
1996	953.3	9717.0	1400.0	1317.0
1997	984.0	10701.0	1400.0	901.0
1998	1014.8	11715.8	1400.0	515.8
1999	1045.5	12761.3	1400.0	161.3
2000	1076.3	13837.5	1400.0	0.0
2005	1107.0	19372.5	1400.0	0.0
2010	1045.5	24753.8	1400.0	0.0
2015	861.0	29397.0	1400.0	0.0
2016	799.5	30196.5	700.0	99.5
2020	645.8	32994.8	700.0	97.8
2030	369.0	37668.8	700.0	0.0
2031	338.3	38007.0	350.0	0.0
2040	153.8	39975.0	350.0	0.0
2041	153.8	40128.8	175.0	0.0
2050	61.5	41082.0	175.0	0.0
2051	61.5	41143.5	60.0	1.5
2060	61.5	41697.0	60.0	15.0

Tabelle A 3.2-11:

NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
 WAA-EINSATZ 1991:
 ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
 INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
 BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRlich	KUMULIERT		
1990	645.8	4735.5	0.0	4735.5
1991	707.3	5442.8	1400.0	4042.8
1992	768.8	6211.5	1400.0	3411.5
1993	830.3	7041.8	1400.0	2841.8
1994	891.8	7933.5	1400.0	2333.5
1995	953.3	8886.8	1400.0	1886.8
1996	1014.8	9901.5	1400.0	1501.5
1997	1076.3	10977.8	1400.0	1177.8
1998	1137.8	12115.5	1400.0	915.5
1999	1199.3	13314.8	1400.0	714.8
2000	1260.8	14575.5	1400.0	575.5
2005	1476.0	21617.3	1400.0	617.3
2006	1537.5	23154.8	1750.0	404.8
2010	1568.3	29335.5	1750.0	0.0
2015	1506.8	36992.3	1750.0	0.0
2016	1476.0	38468.3	1750.0	0.0
2020	1353.0	44064.8	1750.0	0.0
2026	1076.3	51229.5	1050.0	26.3
2030	891.8	55011.8	1050.0	0.0
2036	615.0	59316.8	700.0	0.0
2040	492.0	61469.3	700.0	0.0
2041	461.3	61930.5	350.0	111.3
2050	276.8	65097.8	350.0	128.5
2060	153.8	67158.0	175.0	0.0

Tabelle A 3.2-12:

MITTLERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
WAA-EINSATZ 1996:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRlich	KUMULIERT		
1995	1414.5	12699.8	0.0	12699.8
1996	1506.8	14206.5	1400.0	12806.5
1997	1599.0	15805.5	1400.0	13005.5
1998	1691.3	17496.8	2800.0	11896.8
1999	1783.5	19280.3	2800.0	10880.3
2000	1906.5	21186.8	2800.0	9986.8
2005	2275.5	31826.3	2800.0	6626.3
2010	2429.3	43757.3	2800.0	4557.3
2015	2429.3	55995.8	2800.0	2795.8
2020	2275.5	67711.5	2800.0	511.5
2021	2214.0	69925.5	2800.0	0.0
2023	2091.0	74169.0	1750.0	341.0
2030	1599.0	86930.3	1750.0	852.3
2040	1045.5	99691.5	1750.0	0.0
2041	984.0	100675.5	1050.0	0.0
2046	768.8	104949.8	700.0	68.8
2050	645.8	107717.3	700.0	36.3
2060	369.0	112668.0	700.0	0.0
2061	338.3	113006.3	350.0	0.0

Tabelle A 3.2-13:

HOHES SZENARIOUM, SBR/HTR FRUEH,
 WAA-EINSATZ 1996:
 ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
 INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
 BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	1752.8	16174.5	0.0	16174.5
1996	1875.8	18050.3	1400.0	16650.3
1997	1937.3	19987.5	1400.0	17187.5
1998	2029.5	22017.0	2800.0	16417.0
1999	2091.0	24108.0	2800.0	15708.0
2000	2183.3	26291.3	2800.0	15091.3
2005	2337.0	37730.3	2800.0	12530.3
2010	2275.5	49292.3	2800.0	10092.3
2015	1968.0	59870.3	2800.0	6670.3
2020	1599.0	68664.8	2800.0	1464.8
2021	1537.5	70202.3	1400.0	1602.3
2023	1383.8	73062.0	1400.0	1662.0
2028	1076.3	79058.3	1050.0	1008.3
2030	984.0	81087.8	1050.0	937.8
2036	707.3	85977.0	700.0	7.3
2040	553.5	88406.3	700.0	0.0
2046	399.8	91143.0	350.0	49.8
2050	307.5	92588.3	350.0	95.0
2057	153.8	94187.3	175.0	0.0
2060	123.0	94617.8	175.0	0.0

Tabelle A 3.2-14:

HOHES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
 WAA-EINSATZ 1996:
 ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
 INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
 BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	1845.0	16359.0	0.0	16359.0
1996	1968.0	18327.0	1400.0	16927.0
1997	2091.0	20418.0	1400.0	17618.0
1998	2244.8	22662.8	3850.0	16012.8
1999	2367.8	25030.5	3850.0	14530.5
2000	2490.8	27521.3	3850.0	13171.3
2005	3013.5	41666.3	3850.0	8066.3
2010	3290.3	57717.8	3850.0	4867.8
2015	3321.0	74445.8	3850.0	2345.8
2020	3167.3	90681.8	3850.0	0.0
2021	3105.8	93787.5	3850.0	0.0
2023	2952.0	99783.8	2800.0	152.0
2030	2367.8	118233.8	2800.0	0.0
2031	2275.5	120509.3	2450.0	0.0
2040	1599.0	137452.5	2450.0	0.0
2046	1230.0	145755.0	1050.0	180.0
2050	1045.5	150244.5	1050.0	469.5
2056	707.3	155410.5	700.0	7.3
2060	553.5	157839.8	700.0	0.0

Tabelle A 3.2-15: NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR FRUEH,
WAA-EINSATZ 1996:
ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	922.5	8763.8	0.0	8763.8
1996	953.3	9717.0	1400.0	8317.0
1997	984.0	10701.0	1400.0	7901.0
1998	1014.8	11715.8	1400.0	7515.8
1999	1045.5	12761.3	1400.0	7161.3
2000	1076.3	13837.5	1400.0	6837.5
2005	1107.0	19372.5	1400.0	5372.5
2010	1045.5	24753.8	1400.0	3753.8
2015	861.0	29397.0	1400.0	1397.0
2020	645.8	32994.8	1400.0	0.0
2021	615.0	33609.8	700.0	0.0
2030	369.0	37668.8	700.0	0.0
2031	338.3	38007.0	350.0	0.0
2040	153.8	39975.0	350.0	0.0
2041	153.8	40128.8	175.0	0.0
2050	61.5	41082.0	175.0	0.0
2051	61.5	41143.5	60.0	1.5
2060	61.5	41697.0	60.0	15.0

Tabelle A 3.2-16:

NIEDERES SZENARIOUM, SBR/HTR SPAET,
 WAA-EINSATZ 1996:
 ANFALL ABGEBRANNTER BRENNELEMENTE AUS LEICHTWASSERREAKTOREN
 INSTALLIERTE WIEDERAUFARBEITUNGSKAPAZITAET UND
 BRENNELEMENTUEBERHANG ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)

JAHR	ANFALL ABGEBRANNTER LWR-BRENNELEMENTE (T SM)		LWR-WIEDERAUFARBEITUNGS- KAPAZITAET, INSTALLIERT (T SM/A)	LWR-BRENNELEMENTUEBER- HANG, KUMULIERT (T SM)
	JAEHRLICH	KUMULIERT		
1995	953.3	8886.8	0.0	8886.8
1996	1014.8	9901.5	1400.0	8501.5
1997	1076.3	10977.8	1400.0	8177.8
1998	1137.8	12115.5	1750.0	7565.5
1999	1199.3	13314.8	1750.0	7014.8
2000	1260.8	14575.5	1750.0	6525.5
2005	1476.0	21617.3	1750.0	4817.3
2010	1568.3	29335.5	1750.0	3785.5
2015	1506.8	36992.3	1750.0	2692.3
2020	1353.0	44064.8	1750.0	1014.8
2021	1322.3	45387.0	1750.0	587.0
2023	1230.0	47877.8	1400.0	0.0
2026	1076.3	51229.5	1050.0	26.3
2030	891.8	55011.8	1050.0	0.0
2036	615.0	59316.8	700.0	0.0
2040	492.0	61469.3	700.0	0.0
2041	461.3	61930.5	350.0	111.3
2050	276.8	65097.8	350.0	128.5
2060	153.8	67158.0	175.0	0.0

Tabelle A 3.2-17: Mittleres Szenarium, FBR/HTR-spät: zuzubauende und installierte WAA-Kapazität zur Aufarbeitung des abgebrannten LWR-Kernbrennstoffes

J a h r	Wiederaufarbeitungsanlage-Arbeitseinsatz 1991		Wiederaufarbeitungsanlage-Arbeitseinsatz 1996	
	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität Zubau t SM/a	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität installiert t SM/a	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität Zubau t SM/a	Wiederaufarbeitungsanlage-Kapazität installiert t SM/a
1991	1400	1400	0	0
1996	1050	2450	1400	1400
1998	-	2450	1400	2800
2016	1400	2450	-	2800
2021	700	2100	1400	2800
2023	-	2100	350	1750
2041	350	1050	-	1050
2046	350	700	700	700
2061	-	350	-	350

Tabelle A 3.3-1: KUMULIERTER ANFALL VON HAW GESAMT (LWR/SBR/HTR UND HTR/HOHER ABBRAND), VERFESTIGT, IN M**3 ALS FUNKTIGN DER ZEIT (IN JAHREN) BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	0.0	0.0	0.0
1980	8.6	8.6	8.6
1985	73.2	62.4	51.7
1990	251.8	202.3	148.5
1995	594.1	467.1	331.5
2000	1145.1	889.0	622.1
2005	1926.5	1483.1	1020.3
2010	2917.3	2227.8	1513.2
2015	4068.0	3081.7	2063.2
2020	5317.7	4000.4	2640.4
2025	6613.6	4939.2	3216.9
2030	7910.3	5866.0	3773.4
2035	9179.3	6758.9	4295.5
2040	10401.7	7608.3	4784.9
2045	11588.9	8431.9	5246.5
2050	12744.9	9226.4	5685.0
2055	13879.2	9999.3	6112.3
2060	14982.0	10769.0	6532.3

Tabelle A 3.3-2:

JAEDRLICHER ANFALL VON HAW (NUR LWR), VERFESTIGT,
 IN M**3 ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	0.0	0.0	0.0
1980	4.3	4.3	4.3
1985	19.4	15.1	10.8
1990	47.4	36.6	25.8
1995	83.9	64.6	45.2
2000	129.1	99.0	66.7
2005	174.4	133.5	88.3
2010	210.9	159.3	103.3
2015	230.3	170.0	109.8
2020	232.5	170.0	105.5
2025	221.7	159.3	94.7
2030	195.9	137.8	77.5
2035	165.7	111.9	62.4
2040	135.6	90.4	45.2
2045	111.9	73.2	34.4
2050	90.4	56.0	25.8
2055	73.2	45.2	19.4
2060	56.0	36.6	15.1

Tabelle A 3.3-3: KUMULIERTER ANFALL VON MAW GESAMT (LWR/SBR/HTR UND HTR/HOHER ABBRAND), VERFESTIGT, IN M**3 ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN) BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	92.3	92.3	92.3
1980	1568.3	1476.0	1291.5
1985	7011.0	5719.5	4335.8
1990	18634.5	14760.0	10516.5
1995	38468.3	29981.3	21125.3
2000	67988.3	52490.3	36346.5
2005	107194.5	82102.5	56088.0
2010	154029.6	117065.1	78827.6
2015	206195.8	155486.3	103236.3
2020	261165.1	195530.1	127994.8
2025	316916.8	235618.8	152374.3
2030	371891.7	274626.6	175249.1
2035	425093.3	311695.9	196858.9
2040	476466.6	347278.6	217020.1
2045	526583.8	381974.6	236165.9
2050	575426.6	415396.8	254674.8
2055	623401.1	448347.8	272749.8
2060	669419.0	480984.2	290722.8

Tabelle A 3.3-4:

JAEHRLICHER ANFALL VON MAW (NUR LWR), VERFESTIGT,
 IN M*3 ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	92.3	92.3	92.3
1980	553.5	461.2	369.0
1985	1568.2	1199.2	830.2
1990	2952.0	2306.2	1568.2
1995	4704.7	3597.7	2490.7
2000	6734.2	5073.7	3413.2
2005	8487.0	6365.2	4243.5
2010	9594.0	7195.5	4612.5
2015	10055.2	7380.0	4612.5
2020	9778.5	7011.0	4243.5
2025	8856.0	6273.0	3690.0
2030	7656.7	5258.2	2859.7
2035	6365.2	4243.5	2214.0
2040	5166.0	3413.2	1660.5
2045	4243.5	2675.2	1199.2
2050	3413.2	2121.7	922.5
2055	2675.2	1752.7	738.0
2060	1845.0	1199.2	553.5

Tabelle A 3.3-5:

KUMULIERTER ANFALL VON LAW GESAMT (LWR/SBR/HTR UND
HTR/HOHER ABBRAND), VERFESTIGT,
IN M**3 ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	307.5	307.5	307.5
1980	5227.5	4920.0	4305.0
1985	23370.0	19065.0	14452.5
1990	62115.0	49200.0	35055.0
1995	128227.5	99937.5	70417.5
2000	226627.5	174967.5	121155.0
2005	357315.0	273675.0	186960.0
2010	513431.8	390216.9	262758.4
2015	687319.6	518287.9	344121.0
2020	870551.1	651767.7	426650.0
2025	1056389.0	785397.3	507915.5
2030	1239631.0	915424.1	584165.5
2035	1416964.0	1038989.0	656199.6
2040	1588201.0	1157593.0	723403.8
2045	1755253.0	1273240.0	787223.6
2050	1918056.0	1384641.0	848920.3
2055	2077964.0	1494471.0	909170.5
2060	2231352.0	1603253.0	969081.3

Tabelle A 3.3-6:

JAEHRLICHER ANFALL VON LAW (NUR LWR), VERFESTIGT,
 IN M**3 ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

JAHR	HOHES SZENARIOUM	MITTLERES SZENARIOUM	NIEDERES SZENARIOUM
1975	307.5	307.5	307.5
1980	1845.0	1537.5	1230.0
1985	5227.5	3997.5	2767.5
1990	9840.0	7687.5	5227.5
1995	15682.5	11992.5	8302.5
2000	22447.5	16912.5	11377.5
2005	28290.0	21217.5	14145.0
2010	31980.0	23985.0	15375.0
2015	33517.5	24600.0	15375.0
2020	32595.0	23370.0	14145.0
2025	29520.0	20910.0	12300.0
2030	25522.5	17527.5	9532.5
2035	21217.5	14145.0	7380.0
2040	17220.0	11377.5	5535.0
2045	14145.0	8917.5	3997.5
2050	11377.5	7072.5	3075.0
2055	8917.5	5842.5	2460.0
2060	6150.0	3997.5	1845.0

Tabelle A 3.4-1:

ANZAHL DER TRANSPORTE NUR LWR ZUR WAA
 ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	HOHES SZENARIO	MITTLERES SZENARIO	NIEDERES SZENARIO
1975	6.1	6.1	6.1
1980	49.2	36.9	30.8
1985	116.8	92.3	61.5
1990	215.2	166.0	116.8
1995	338.2	258.3	178.3
2000	473.5	356.7	239.8
2005	584.2	436.6	289.0
2010	651.9	479.7	307.5
2015	670.3	485.8	301.3
2020	639.6	461.2	276.7
2025	578.1	405.9	233.7
2030	492.0	338.2	184.5
2035	405.9	270.6	141.4
2040	332.1	221.4	104.5
2045	270.6	172.2	79.9
2050	221.4	135.3	61.5
2055	166.0	110.7	43.0
2060	116.8	79.9	36.9

Tabelle A 3.4-2:

ANZAHL DER TRANSPORTE GESAMT (HTR/HOHER ABBRAND)
 ZUR WAA ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	6.1	6.1	6.1
1980	49.2	36.9	30.8
1985	116.8	92.3	61.5
1990	215.2	166.0	116.8
1995	338.2	258.3	178.3
2000	473.5	356.7	239.8
2005	584.2	436.6	289.0
2010	741.1	553.5	352.1
2015	907.1	678.0	419.7
2020	1097.8	801.0	513.5
2025	1302.3	953.3	602.7
2030	1511.4	1091.6	671.9
2035	1691.3	1216.2	747.2
2040	1868.1	1343.8	813.3
2045	1998.8	1428.4	848.7
2050	2141.8	1494.5	888.7
2055	2218.6	1588.3	914.8
2060	2303.2	1660.5	967.1

Tabelle A 3.4-3:

ANZAHL DER TRANSPORTE GESAMT (HTR/NIEDRIGER ABBRAND)
 ZUR WAA ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPAETEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	6.1	6.1	6.1
1980	49.2	36.9	30.8
1985	116.8	92.3	61.5
1990	215.2	166.0	116.8
1995	338.2	258.3	178.3
2000	473.5	356.7	239.8
2005	584.2	436.6	289.0
2010	716.5	535.0	339.8
2015	845.6	628.8	389.0
2020	980.8	714.8	452.0
2025	1117.6	811.7	510.3
2030	1252.8	900.8	548.8
2035	1365.0	976.1	593.3
2040	1480.2	1060.6	634.8
2045	1561.6	1108.2	651.7
2050	1655.4	1149.7	679.4
2055	1701.5	1212.7	693.2
2060	1749.1	1260.3	733.1

Tabelle A 3.4-4:

ANZAHL DER BENÖTIGTEN TRANSPORTBEHÄLTER NUR LWR
 ALS FUNKTION DER ZEIT (IN JAHREN)
 BEI SPÄTEM EINSATZ VON FORTGESCHRITTENEN REAKTOREN

Jahr	Hohes Szenarium	Mittleres Szenarium	Niederes Szenarium
1975	0.2	0.2	0.2
1980	1.9	1.4	1.2
1985	4.5	3.5	2.4
1990	8.3	6.4	4.5
1995	13.0	9.9	6.9
2000	18.2	13.7	9.2
2005	22.5	16.8	11.1
2010	25.1	18.4	11.8
2015	25.8	18.7	11.6
2020	24.6	17.7	10.6
2025	22.2	15.6	9.0
2030	18.9	13.0	7.1
2035	15.6	10.4	5.4
2040	12.8	8.5	4.0
2045	10.4	6.6	3.1
2050	8.5	5.2	2.4
2055	6.4	4.3	1.7
2060	4.5	3.1	1.4