

# 中間炉サイクルの導入効果の検討（I）

－高転換軽水炉について－

1988年10月

動力炉・核燃料開発事業団  
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

## 中間炉サイクルの導入効果の検討（I）

### － 高転換軽水炉について －

山口隆司\* 横内洋二\*

### 要 旨

昭和62年原子力開発利用長期計画（以下、「長計」と略す。）専門部会第2分科会でFBR以外でのPu利用方策が審議され、この中で高転換軽水炉（以下、「HCLWR」と略す。）の可能性が述べられた。その後、日本（三菱、日立、NAIG、原研）、フランス、西独においてHCLWRの開発が進められ、中間炉炉型戦略のみならず、その特性からFBR開発計画に影響を与える可能性も出てきた。従って、次期長計改定の審議においてHCLWRが炉型戦略上の1つとして取り上げられる可能性がある。

HCLWRは、Puを使用する稠密な集合体を取り扱うことから、ATR、FBR、MOX加工及び再処理等のPuに係わる技術開発を行ってきた動燃は、HCLWRに関して的確な評価ができると考えられる。

本報告書では、HCLWRの中間炉としての可能性の検討の一環として、HCLWRの特徴、開発状況及び問題点をまとめ、さらに動燃内での今後の取り組みについて考察した。

Study on the effect of introducing interium  
reactor and its fuel cycle (I)  
- High Conversion LWR (HCLWR)-

Takashi Yamaguchi \* and Yoji Yokouchi \*

Abstract

The second subcommittee of the planning and coordinating committee on the Long-Term Program for Development and Utilization of Nuclear Energy in 1987 has discussed plutonium utilization strategy aside from FBR, and also utilization possibility in HCLWR. Meanwhile, HCLWR development has made considerable progress in Japan, France and West Germany. From its characteristic advantage, it will have the possibility of affecting the plan of FBR development. Therefore, in the discussion of the next Program, HCLWR can be an option of strategical candidates next to LWR.

HCLWR has a tight pitched MOX fuel sub-assembly. PNC will be able to estimate HCLWR exactly, because PNC has been conducting R&D on ATR, FBR, MOX fuel fabrication and reprocessing for a long time.

For the estimation of the possibility of HCLWR as interium reactor, this report summarized the characteristics and status of development of HCLWR, and discussed activities that PNC is able to carry out.

---

\*Advanced Reactor and Fuel Cycle Development Section, Technology Development Division, O-arai Engineering Center, PNC

## 目 次

1	中間炉サイクルの導入効果の検討に当たって－昭和62年長計の整理を中心に……………	1
1.1	はじめに ……………	1
1.2	昭和62年長計の整理 ……………	1
1.3	中間炉サイクルの導入効果の検討に当たって ……………	3
2	HCLWRについて ……………	4
2.1	はじめに ……………	4
2.2	HCLWRの特徴 ……………	4
2.2.1	転換比改善のメカニズム ……………	4
2.2.2	HCLWRの特徴 ……………	5
2.2.3	HCLWRの開発意義 ……………	6
3	HCLWR開発上の問題点 ……………	11
3.1	成立性 ……………	11
3.2	燃料サイクル上の問題 ……………	12
3.3	炉型戦略上の問題 ……………	12
3.4	その他の問題 ……………	13
4	おわりに ……………	16
	付録 内外のHCLWRの開発動向 ……………	18
1	国内の開発動向 ……………	19
1.1	HCPWRの開発動向 ……………	19
1.1.1	検討炉心の特徴 ……………	19
1.1.2	熱水力特性の検討 ……………	21
1.1.3	安全性の検討 ……………	21
1.2	HCBWRの開発動向 ……………	21
1.2.1	検討炉心の特徴 ……………	22
1.2.2	炉内ボイド効果の検討 ……………	23
1.3	原研における開発動向 ……………	23

1.3.1	熱水力特性の検討	24
1.3.2	核特性の検討	24
2	海外の開発動向	48
2.1	フランスにおける開発動向	48
2.1.1	開発方針	48
2.1.2	開発計画	48
2.1.3	経済性	49
2.1.4	R C V Sの特徴	49
2.2	西独における開発動向	50
2.2.1	開発方針	50
2.2.2	開発計画	50
2.2.3	経済性	50
2.2.4	K H C Rの特徴	50
3	サイクル諸量等の計算例	62
3.1	原研におけるサイクル諸量の計算例	62
3.1.1	前提条件	62
3.1.2	計算ケース	63
3.1.3	計算結果	63
3.2	三菱におけるサイクル諸量等の計算例	63
3.2.1	前提条件	64
3.2.2	計算結果	65
3.3	サイクルコストの計算例	65
3.3.1	単炉の計算結果	65
3.3.2	多炉共存系の計算結果	66
	参考文献	83

## 図・表リスト

図-2- 1	PWR, HCPWR, FBR の中性子エネルギースペクトル比較 .....	7
図-2- 2	$^{238}\text{U}$ の全断面積 .....	8
図-2- 3	$^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ に対する $\eta$ の中性子エネルギー変化 .....	9
図-2- 4	Puリサイクル利用による組成変化 .....	10
図-3- 1	HCLWR（リサイクル型）の天然U利用率 .....	15
図-3- 2	軽水炉（リサイクル型）の天然U利用率 .....	15
図-4- 1	HCLWRの意義（現状までのサイクル室の知見） .....	17

## 付録 図・表リスト

図-1- 1	F R 集合体構造図	25
図-1- 2	H C P W R 燃料集合体	26
図-1- 3	燃料集合体断面配置図	27
図-1- 4	スペクトルシフト棒炉心配置図	28
図-1- 5	炉心 $k_{eff}$ 対サイクル燃焼度	29
図-1- 6	スペクトルシフト炉構造全体組立図	30
図-1- 7	Gd入り F R 挿入時の燃焼特性 (集合体計算)	31
図-1- 8	低温時余剰反応度とほう素濃度の関係	32
図-1- 9	U 置換炉心の出力性能の $V_m/V_f$ 依存性	33
図-1-10	F R 線出力密度と F R 燃焼度との関係	34
図-1-11	DNB 熱流束の予測値と実測値の比較 (EPRI-1 相関式)	35
図-1-12	被覆管温度の時間変化	36
図-1-13	高転換型 B W R の燃料集合体例	37
図-1-14	高転換型 B W R の原子炉内構造配置図	38
図-1-15	ホロア付き制御棒の運転法 (十字型制御棒の場合)	39
図-1-16	高転換型 B W R 用六角格子形状燃料集合体	40
図-1-17	転換比と $V_m/V_f$ との関係	41
図-1-18	高転換型 B W R の反応度特性	42
図-2- 1	RCVS燃料集合体	51
図-2- 2	燃料集合体断面	51
図-2- 3	RCVS炉心配置図	52
図-2- 4	RCVS原子炉構造図	53
図-2- 5	KHCR原子炉構造図	54
図-2- 6	PWR と KHCR の原子炉及び燃料比較	55
図-3- 1	投入する原子力発電容量	67
図-3- 2	天然ウラン所要量 - LWR+ALWR+FBR路線におけるプルサーマル計画 分の投入の効果 -	68



図-3- 3	天然ウラン所要量 - LWR+ALWR+Puth+FBR 路線にHCLWR を投入した 効果 - .....	69
図-3- 4	HCLWR の導入によるFBR への影響 .....	70
図-3- 5	天然ウラン所要量 - プルサーマル積極導入の効果 - .....	71
図-3- 6	再処理遅れのFBR 自立の効果 - LWR+ALWR+Puth+FBR の場合 - .....	72
図-3- 7	天然ウラン所要量 - 再処理遅れ4年の場合 - .....	73
図-3- 8	FBR 実用化期の差による各炉型の投入量比較 .....	74
図-3- 9	累積天然U消費量 (投入基数:長計ベース) .....	75
図-3-10	燃料サイクル費 (投入基数:長計ベース) .....	76
図-3-11	燃料サイクル費 (投入基数:長計ベース) .....	77
表-1- 1	フィージビリティに関する研究工程 .....	43
表-1- 2	HCPWR の炉心主要目 .....	44
表-1- 3	FRによるスペクトルシフト炉心の核特性 .....	45
表-1- 4	HCBWR (十字型制御棒使用の場合)の炉心主要目 .....	46
表-1- 5	原研における各期の各分野での研究実験計画 .....	47
表-2- 1	RCVS (フランス)の開発計画 .....	56
表-2- 2	RCVS基礎研究の一覧 (フランス) .....	57
表-2- 3	RCVSの炉心主要目 .....	58
表-2- 4	KHCR (KWU)の開発計画 .....	59
表-2- 5	KHCR共同開発プログラム .....	60
表-2- 6	西独のHCPWR 炉心要目 .....	61
表-3- 1	計算ケース .....	78
表-3- 2	1000MW原子炉の炉型別燃料装荷・取出量 (t/GWey)及び回収エネルギー (x10 <sup>4</sup> MWtD/GWey) .....	79
表-3- 3	サイクルコストの計算のための前提条件 .....	80
表-3- 4	各種炉型のサイクルコストの構成 .....	81
表-3- 5	UバーナーとPuバーナーの共存系におけるサイクルコスト .....	82

## 1. 中間炉サイクルの導入効果の検討に当たって

－ 昭和62年長計の整理を中心に －

### 1.1 はじめに

昭和62年長計第2分科会（第5回）において、FBR以外の形態でのPu利用方策として、プルサーマル及びATRでのPu利用が審議された。ここでは、第2分科会で審議された内容の整理を行う。さらに、整理した内容を踏まえて、中間炉\* サイクルの導入効果を検討する際に必要な視点等をまとめる。

### 1.2 昭和62年長計の整理

昭和62年長計第2分科会（第5回）における審議の内容は以下の通りである。

- ① プルサーマルは海外での実績があり、ATRは「ふげん」のみである。また、プルサーマルは経済性が見通しがあるが、ATRは経済性が問題である。プルサーマルとATRは次元を分けて論ずるべきである。（高岡：原燃産業）
- ② ATRの戦略的意義を明らかにすべき。（池亀：東電）
- ③ 技術開発上のメリットも含めATRの意義を確認すべきである。（高岡）
- ④ 大間（実証炉）を見てからなら次（次期炉）を考えるのは良い。（池亀）
- ⑤ ATRのPu利用特性についてLWRと同程度であるならば魅力はない。（池亀）
- ⑥ 観点としては、長期的に考えた場合の核燃料経済の観点と、我が国の技術開発力の保持という広い意味のセキュリティという観点がある。（村田座長：原安協）
- ⑦ 再処理Puと返還PuをFBRで必要になるまで有効に利用すべき。（村田座長）
- ⑧ プルサーマル 1/3炉心の経済性とATRの経済性を検討する必要がある。（田中：原電）
- ⑨ 「ふげん」27円/kWeから14円/kWeにするためにもう1ステップが必要である。大間の後の次の見通しがないと元気が出ない。（児玉：電発）
- ⑩ ATRはLWRと競合するというスタイルをとっているが、LWRも安くなっていく

---

注）\*：昭和62年長計では、我が国の炉型戦略は「LWRからFBRへ」を基本とするとして述べられている。この「LWRからFBRへ」移行する段階における「過渡期」に導入が考えられている原子炉を「中間炉」と呼ぶ。現在、この中間炉としては、ATR、プルサーマル及びHCLWR等がある。

のでこのスタイルで説得するのは難しいと思う。プルサーマルからのPuの利用等、燃料の運用上柔軟であるとか、小回りがきくとか、ATRの特徴をいかしてLWRの補完と考えられないか。炉型戦略上ATRを持っておくことは重要である。中小型炉とか負荷追従用とかいった位置づけが必要である。(鈴木篤之：東大)

- ⑪ ATRは、将来のオプションとして用意しておくべき。(竹之内：PNC)
- ⑫ ATRの特徴を強調した位置づけが必要である。(梅沢：MITI)
- ⑬ ATRは、Puバーナーとして説得力はあるのか。(池亀)
- ⑭ ATRは回収U、劣化Uの利用特性に優れていることから、FBR時代の後半においてメリットが出てくる。(児玉)
- ⑮ エネルギー情勢は不変ではない。そこで、炉型の選択肢をいくつか持つこととなろうが、その必要性についてさらに明らかにすべし。(村田座長)
- ⑯ FBRの経済性向上へつなぐものとして、ATR、プルサーマルの利用を考えるべき。(鈴木)
- ⑰ FBR導入までの間のU資源節約という観点からHCLWRも取り上げておくべきである。(池亀)
- ⑱ HCLWRについては、燃料サイクルと炉とのつなぎのところが議論されていない。(鈴木)

以上の審議の結果をいくつかの内容に分類すると次のようになる。

- (1) ATRの位置づけの明確化  
(①、②、③、④、⑤、⑧、⑨、⑩、⑪、⑫、⑬、⑭)
- (2) プルサーマル導入の問題  
(⑧、⑯)
- (3) HCLWRの可能性の検討  
(⑰、⑱)
- (4) 中間炉サイクル全体の炉型戦略の問題  
(②、⑥、⑦、⑩、⑪、⑭、⑮、⑯)

これら整理した内容を踏まえて、中間炉サイクル導入効果を検討する際に必要な視点等を

次節にまとめる。

### 1.3 中間炉サイクルの導入効果の検討に当たって

今後、中間炉サイクルの導入効果を検討するに当り必要な視点は以下の項目が考えられる。

- (1) FBRへつなげるものとして、プルサーマル、HCLWRと競合若しくは、LWRの補完としての（炉型戦略上の）ATRの位置づけの明確化
- (2) プルサーマル導入の問題
- (3) HCLWRの中間炉としての可能性の検討
- (4) 中間炉全体の炉型戦略の検討（最適な導入方法の検討）

以上の視点から、本年度はHCLWRの中間炉としての可能性の検討を行った。検討内容を次章以降に示す。

## 2. HCLWRについて

### 2.1 はじめに

現在、LWRは日本型LWR確立をめざすべく第3次改良標準化LWR（ALWR）の開発が進んでいる。しかし、FBR実用化時期が2010年から2020～2030年に延びたため、LWR時代の長期化を想定した省資源型の次世代型LWRの検討が行われ、特にU資源有効利用のためにLWR炉心の転換比を高くしたHCLWRの検討が進んでいる。

本章では、HCLWRの特徴、開発意義等をまとめる。

### 2.2 HCLWRの特徴<sup>1), 2), 3), 4)</sup>

HCLWRは、天然U利用効率向上のため、炉心を稠密化するなどして炉内中性子スペクトルを硬くして<sup>238</sup>Uの共鳴吸収を増加させることにより、<sup>238</sup>UからPuへの転換比を高くした原子炉である。

我が国で現在考えられているHCLWRは、ALWRプラントの炉心のみを高転換炉心に変更するものである。

以下に転換比改善のメカニズム、HCLWRの特徴等を述べる。

#### 2.2.1 転換比改善のメカニズム

LWRの炉内中性子スペクトルは、図-2-1に示すように、熱エネルギー領域（1 eV以下）の分布が高いという特徴がある。これは、核分裂により生じた高速中性子を、減速材である軽水によって減速し、熱エネルギー領域の中性子（熱中性子）にして核分裂を持続させるというLWRの特徴に基づくものである。

LWRで転換比を高くするためには、減速材による中性子の減速を小さくすることにより、共鳴エネルギー領域（1 eV～1 keV）での<sup>238</sup>Uによる中性子共鳴吸収（図-2-2参照）を増加して（中性子スペクトルを硬くして）、Puへの転換比率を大きくする必要がある。減速材による中性子の減速を小さくするには、燃料に対する減速材の量（ $V_m/V_f$ ）を小さくすればよい。

$V_m/V_f$  を小さくするには、以下の二つの方法が考えられる。

- ① 燃料棒間隔を小さくし、燃料棒配列を稠密化することにより、集合体内の減速材の占める割合を幾何学的に小さくする。
- ② 炉内のボイドを利用し水の密度を小さくすることにより、実効的な $V_m/V_f$ を小さくする。(BWRの場合。)

また、スペクトルを硬くすることにより、以下の効果も高転換比達成に寄与すると考えられる。

- a)  $\eta$  (核燃料物質に吸収された中性子一個当たりが発生する平均中性子数)が増大する。(図-2-3 参照)これは $^{235}\text{U}$ に比べ、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ の方が大である。  
(特に $^{241}\text{Pu}$ の効果は大である。)
- b) F.P.及び構造材による中性子の寄生吸収が減少する。
- c) 高速中性子による効果が増大( $^{238}\text{U}$ の核分裂が増大)する。

## 2.2.2 HCLWRの特徴

HCLWRの主な特徴を列挙すると以下ようになる。

- ① 従来型LWRの炉心を変更するのみで高転換炉心を構成することにより従来型LWRと同等の経済性を期待できる。
  - 技術的には全くLWRであり、開発の技術的見通しが良い。
  - ALWRは、HCLWR炉心の入れ換えが容易である。
- ② Puの有効利用並びに積極的貯蔵ができる。(HCLWRの場合、燃焼によって著しいPu組成の劣化が生じない。(図-2-4 参照))
  - 転換比が高いため、FBRの商業化が遅れても、それまでのPu損失を最小限にして、Pu資源をFBR時代に引き継げる。
  - 1基のPu装荷量が非常に多いので、Puの蓄積量の調整に有効で、少数基で対応できる。(ATRの役目を補完可能である?)
  - 生成されるPuの質が良いので、LWRによるプルサーマルで劣化したPuを再生できる。
  - Pu利用に当たって少数のHCLWRで対応できるので、核不拡散上の管理も容易

である。

- ③ 天然U資源利用率の向上が図れる。
- ④ 高転換比で、高燃焼度達成可能である。

などが挙げられる。

また、HCLWRは炉心のパラメータのわずかな変更によりその性格を変えることができるため、Pu燃料サイクルの戦略に対して柔軟な対応をとることができる。(同一炉心形状においてPu装荷量の変更、U炉心に置換可能。)

### 2.2.3 HCLWRの開発意義

HCLWRの開発意義としては、次の二点が考えられる。

#### ① 中間炉としての開発意義

2.2.2で述べたような理由から、我が国の「LWRからFBRへ」という炉型戦略における中間炉の一つとして、LWR時代の長期化及び来るFBR時代に備えてU資源の有効利用を図りつつFBRのためのPuを貯蔵する。

#### ② FBR代替炉としての開発意義

燃焼中にできるだけ多くのPuを蓄積すると同時に、燃料の寿命末期までに蓄積されたPuを良く燃やす高転換バーナー炉のHCLWRも考えられている。この場合は、濃縮Uを燃料とし、運転中に $^{238}\text{U}$ から生まれるPuをできるだけ多く作りながら、かつ燃料の寿命中に $^{235}\text{U}$ とPuを燃やす高燃焼型HCLWRである。これによると天然U利用率の向上及び燃料サイクル費の大幅低減が図れる。さらに、FBRの導入がかなり遅れても高燃焼型HCLWRで賄える。<sup>7)</sup>

この他HCLWRの開発意義として、FBRを含む核燃料サイクル上必要な中高富化度Pu燃料の再処理・成型加工の経験を得るということも考えられる。

本章では、HCLWRの長所となる特徴等を述べたが、次章では、短所ともなるHCLWR開発上の問題点を考察する。

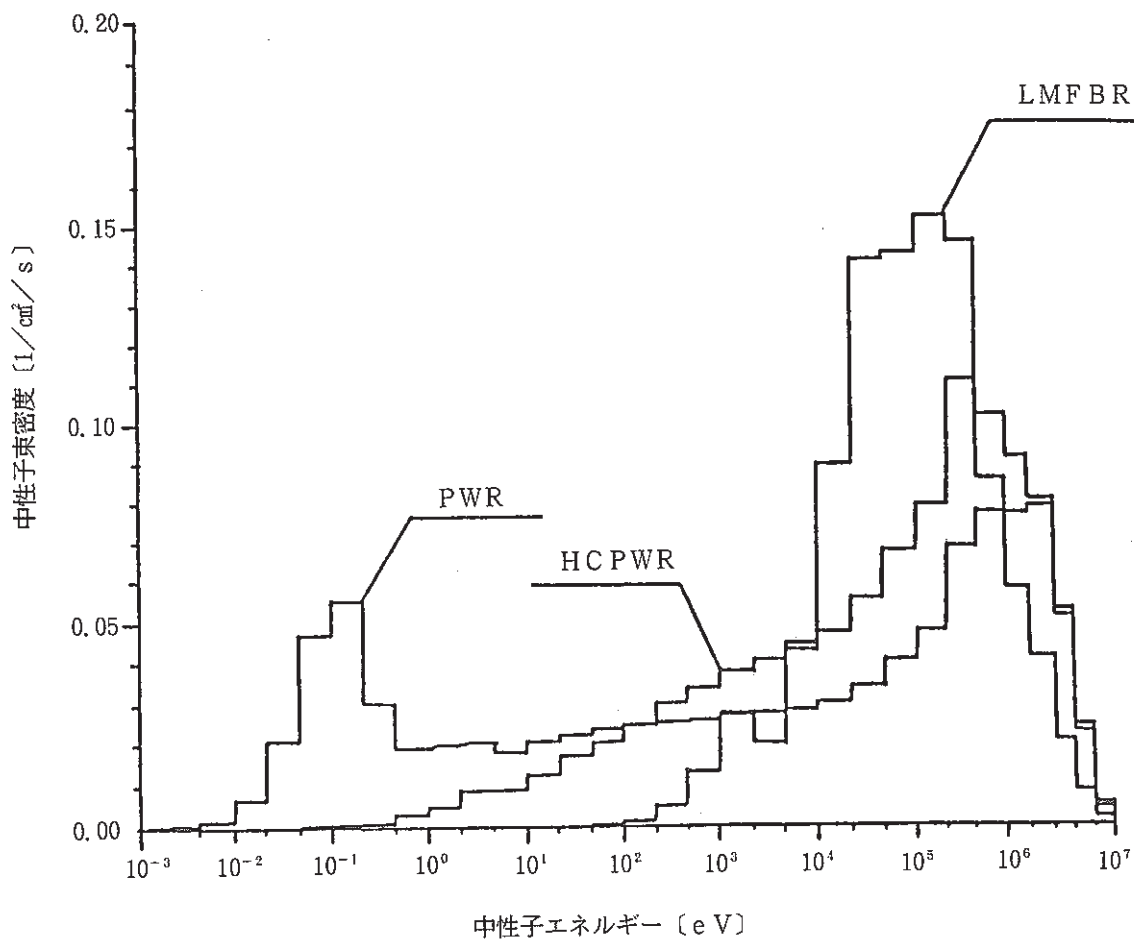


図-2-1 PWR, HCPWR, FBR の中性子エネルギースペクトル比較<sup>4)</sup>



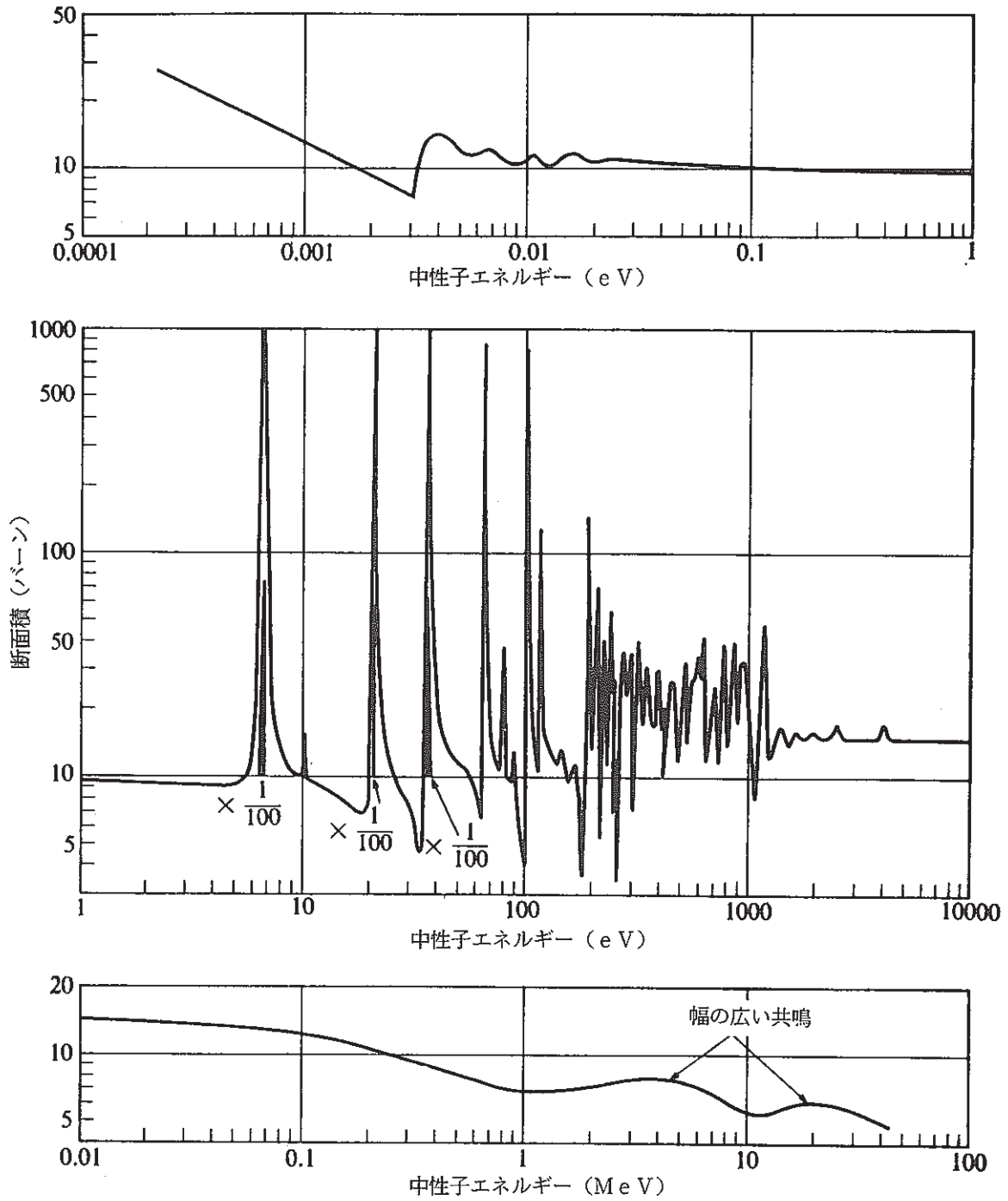


図-2-2  $^{238}\text{U}$  の全断面積 [BNL-325, Second Edition (1958)より] <sup>5)</sup>

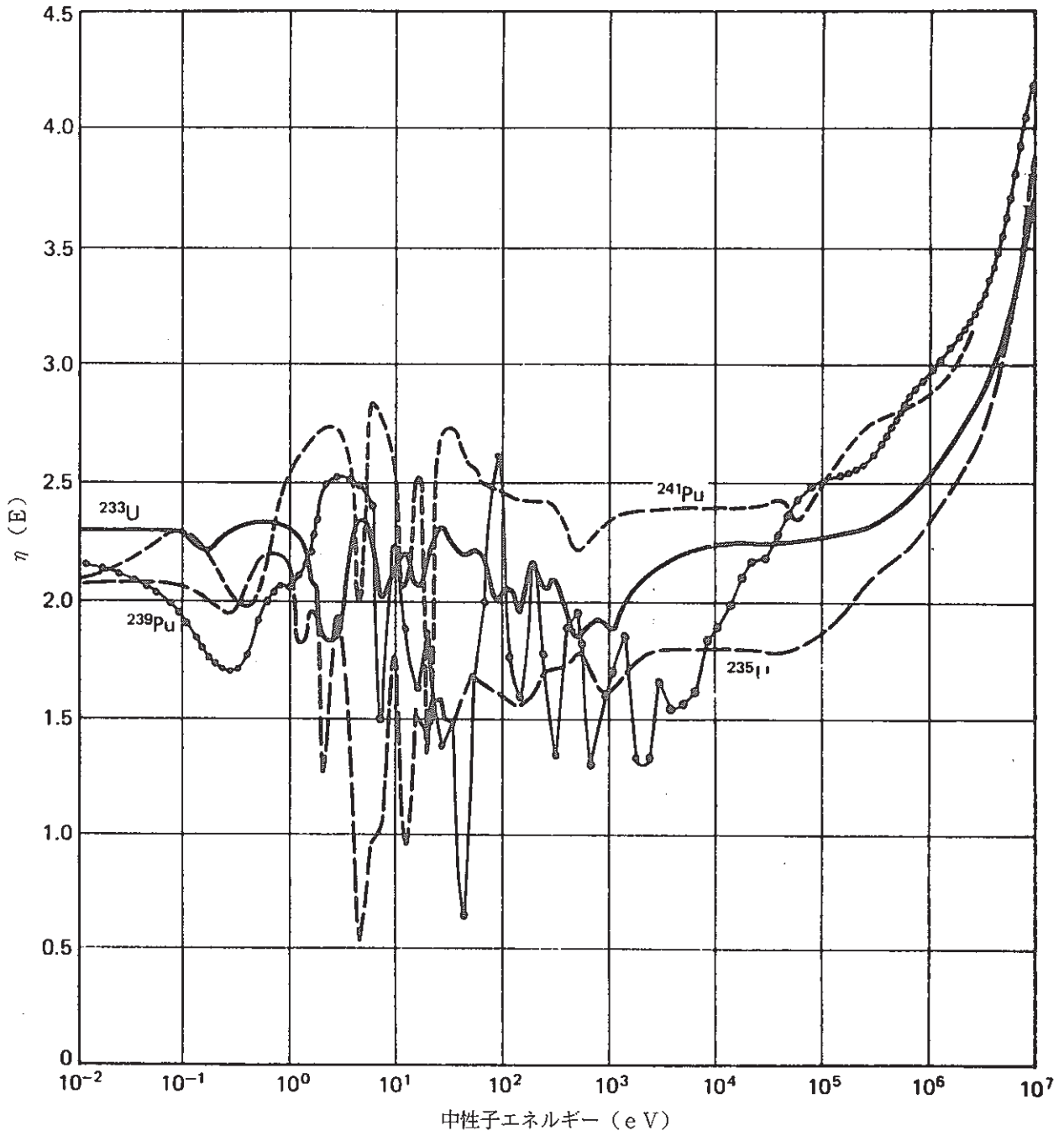
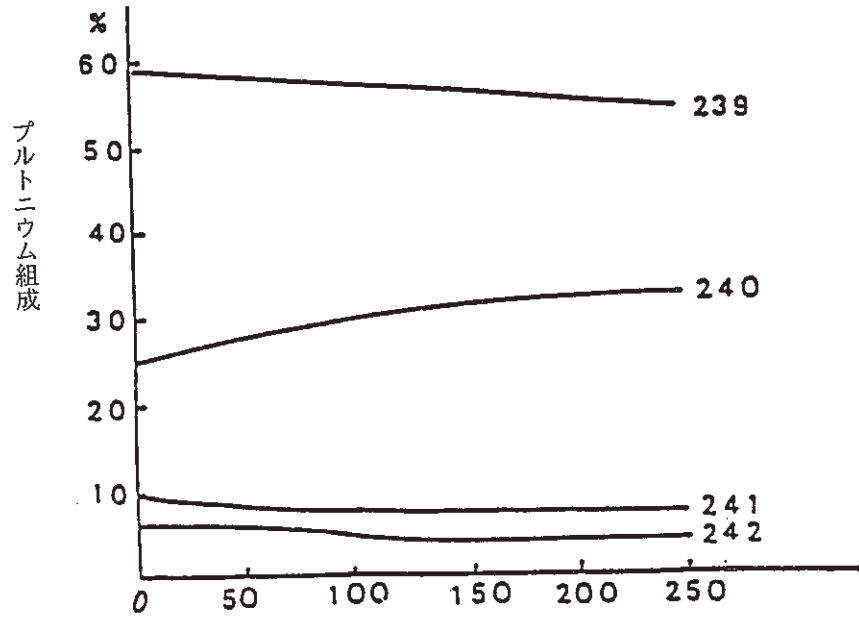
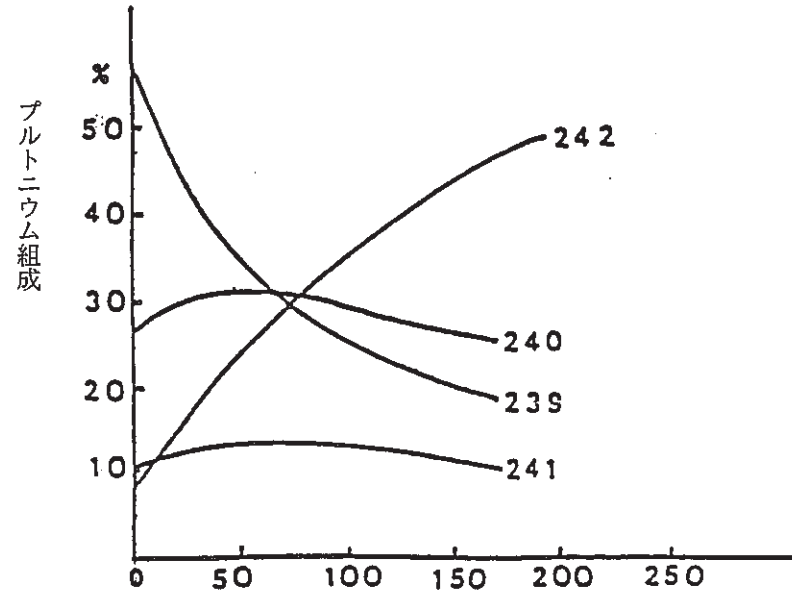


図-2-3  $^{233}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ に対する $\eta$ の中性子エネルギー変化<sup>6)</sup>



(イ) HCPWRのPuリサイクル



(ロ) PWRのPuリサイクル

横軸はいずれも燃焼度 (MWd/kg単位)。1サイクルの燃焼度は約60MWd/kgに相当する。

図-2-4 Puリサイクル利用による組成変化<sup>4)</sup>

### 3. HCLWR開発上の問題点

ここでは、今後のHCLWR開発上の問題点を成立性、燃料サイクル上の問題、炉型戦略上の問題等に分けて考察する。

#### 3.1 成立性

HCLWRの成立性に係る主な問題点としては以下の項目が考えられる。

- (1) 炉心の稠密化により、安全上問題となる正のボイド反応度係数の検討が必要である。  
ボイド反応度係数に寄与するものは主に次のようなものがある。<sup>4)</sup>

正側への寄与： $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$ の $\eta$ の増大  
 $^{240}\text{Pu}$ の1 eVの共鳴吸収の減少  
F. P.の寄生吸収の減少

負側への寄与：中性子の漏れの増大

ボイド反応度係数を負にするためには、 $V_m/V_f$ を大きくしたり、 $P_{uf}$ 濃度を低くする必要が生じる。(  $V_m/V_f$ を大きくすることは、転換比を犠牲にすることになる。最近、安全性の観点から転換比を若干犠牲にした準稠密炉心も考えられている。)

- (2) 燃焼に伴う反応度変化が少ないことにより、その計算精度が炉心管理に影響を与えることから、炉寿命の計算精度の検討が必要である。
- (3) 炉心の稠密化により、ボロンによる反応度制御が困難となることが予想されることから、ボロン反応度係数の評価が必要である。
- (4) 炉心の稠密化により、制御棒の効果の非均一性が増大することから、制御棒形状及び制御棒本数の検討が必要である。
- (5) 流動抵抗の点から冷却材領域の低減による1次冷却材流量の低下並びに流路の狭隘化によるDNB熱流束の低下が生じることから出力特性上の検討が必要である。
- (6) 炉心の稠密化によるLOCA時の冷却能力の検討(固有安全性の検討)が必要である。  
(例えば、燃料被覆のバルーニングによる流路閉塞の問題。)

LOCA時に影響する因子として、核的パラメータの変更、線出力の低減、炉心稠密

化に伴う炉心流路面積の減少及び圧損の増加が挙げられる。<sup>8)</sup>

- (7) 親物質棒の採用により炉心上部機構が複雑になることから、伝熱流動の検討が必要である。
- (8) U炉心でのHCLWRの成立性の検討が必要である。
- (9) LWRの安全指針、規準への適合性の検討が必要である。

### 3.2 燃料サイクル上の問題

HCLWRの燃料サイクル上の主な問題点としては以下の項目が考えられる。

- (1) 燃料サイクルコストの評価（特に、燃料加工・再処理コストの評価）が必要である。  
HCLWRの場合、転換比の向上による単位出力当たりの所要天然Uの節約と濃縮費の節約により燃料サイクルコストの低減が図れると考えられる。
- (2) 燃料設計上の問題の検討が必要である。（例えば、高燃焼度化、高出力化に伴う燃料挙動の問題。高速中性子の多い照射条件下での燃料・材料の応力腐食・クリープ特性の問題。）<sup>1)</sup>
- (3) 燃料加工技術に与えるインパクトの評価が必要である。（例えば、燃料棒の細径化、インテグラルスパイラルリブの採用、グリッドスペーサの採用等による燃料加工の技術的評価が必要である。）
- (4) 再処理技術に与えるインパクトの評価が必要である。（例えば、Pu富化度が再処理に与える影響。）
- (5) 使用済燃料取り扱い上からの制約に関する評価が必要である。（例えば、臨界管理等。）また、燃取系の改良も必要であるかどうかの検討が必要である。

### 3.3 炉型戦略上の問題

HCLWRの炉型戦略上の主な問題点としては以下の項目が考えられる。

- (1) 他の炉型との比較において、天然U利用率がどの程度良いか。特に、準稠密炉心の場合、プルサマール等と比べてどの程度良いのか。

天然U利用率をKWUのHCLWRを例として評価した結果を図-3-1に示す。HCLWRの運転を続けるために必要なPuを通常のLWRの使用済燃料から取り出されるPuで

補うとして評価した天然U利用率の値は1.4%になる。この値は、LWRの値0.55%の2.5倍であり、リサイクル時のPuのロスと炉外滞在中の $^{241}\text{Pu}$ の崩壊で転換比が3%低下すると、HCLWRの天然U利用率は1.1%になり、LWRの2倍に止まる。<sup>1)</sup>

転換比の異なるLWRについて天然U利用率を評価した結果を図-3-2に示す。この図から、転換比が0.55のプルサーマル炉心と、転換比が0.8のHCLWRでは、天然U利用率に大きな差がないことがわかる。これはプルサーマルは転換比は低いが、 $f$ （熱中性子利用率）がHCLWRより良く、富化度が低くて済み、単位出力当り消費するPu量でみると両者で大差がないためである。<sup>1)</sup>

- (2) 燃焼によるPu劣化のないことは、他の炉型との比較において、どの程度Pu貯蔵上の効果が大であるか。

一度プルサーマルを経験したPuの場合、核分裂性Puの割合が少なくなっているため、通常FBR用に考えられているLWRから取り出されるPuを使用する場合に比べて、Pu富化度を約2%高くする必要がある。<sup>1)</sup>

- (3) HCLWRの最適な投入方法の検討が必要である。（FBR導入時点でのHCLWRの取り扱いの問題。）

FBR実用化が予定されている2030年頃では、第2再処理工場から発生するPufの量は約4.4t/yであり、FBRを年1.5基起動することができる。従って年1基程度のFBRの新設には、特にPuの蓄積をしなくても十分対応できると考えられる。また、FBR実用化以前では、全MOX炉心プルサーマルが可能であるとした場合、100万kWeの炉1基当たり1t/yのPufを消費する。従って第2再処理工場から発生するPuf4.4tは数基のLWRで集中管理することが十分可能である。<sup>1)</sup>

- (4) Pu炉心は、Puインベントリが大であるためPuバランスの影響を受けやすい。（FBR導入時点に再処理量及び天然U使用量が増大する。）

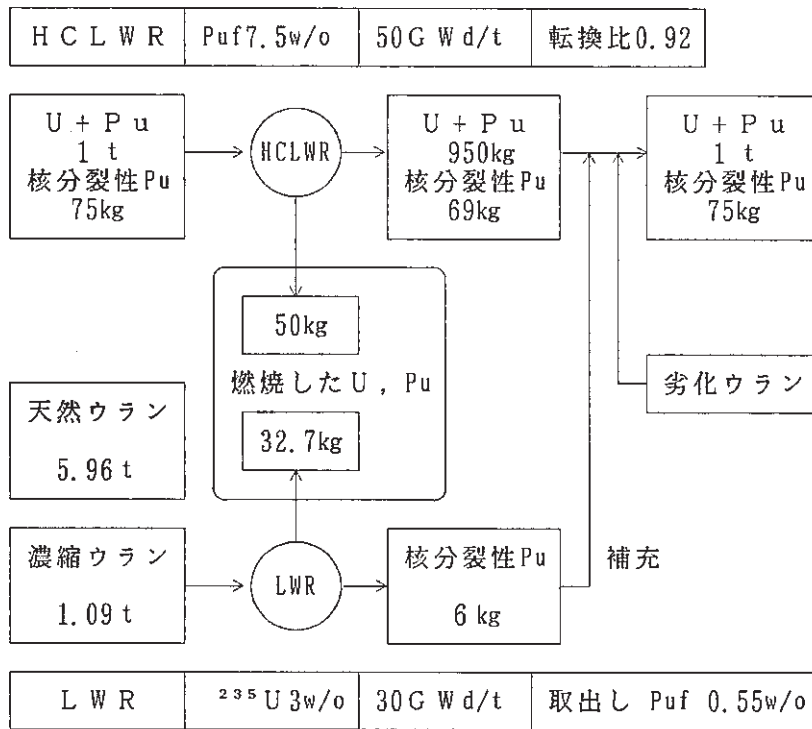
- (5) HCLWRの開発費の評価が必要である。

- (6) (5)に関連して、経済性に与える要因として、どの程度の炉心構造の変更が必要か。また、原子炉プラント設備の変更は必要ないのか。

### 3.4 その他の問題

HCLWRの開発上その他の問題点としては以下の項目が考えられる。

- (1) 共鳴領域の核特性を評価するための解析コード、断面積ライブラリの整備が必要である。(現在、プラント工学室で整備中である。)
- (2) 稠密燃料格子体系におけるCHF相関式の整備が必要である。
- (3) すでに開発を行っているフランス、西独の最近の動向の調査が必要である。(最近の原子力発電需要の伸び悩み現象から、開発費のかかるHCLWRの開発は断念して、ブルサーマルによるPu利用を推進するとの動きがある。)
- (4) HCBWRの開発動向の調査が必要である。(HCPWRより高転換炉心が容易に達成できるHCBWRの開発があまり進んでいないのはなぜか?)



$$\text{天然ウラン利用率} = \frac{\text{燃焼した U, Pu}}{\text{使用天然ウラン}} = \frac{50\text{kg} + 32.7\text{kg}}{5960\text{kg}} = 1.4\%$$

図-3-1 HCLWR (リサイクル型) の天然U利用率<sup>1)</sup>

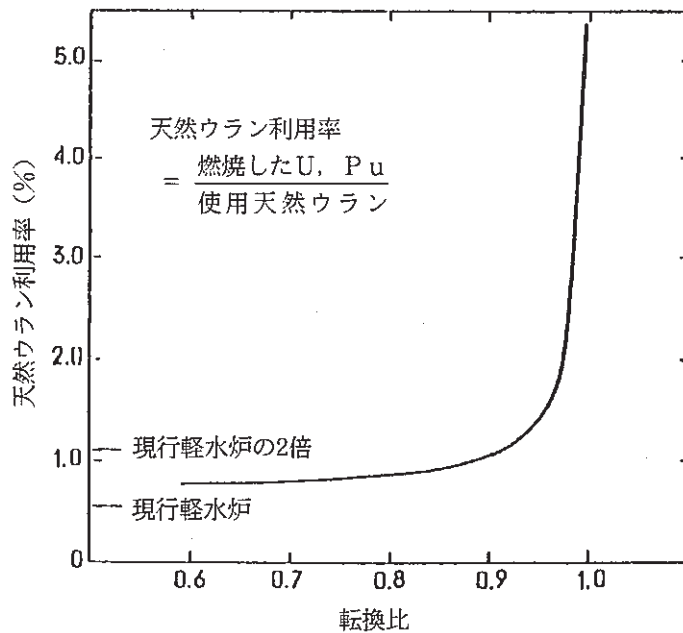


図-3-2 軽水炉 (リサイクル型) の天然U利用率<sup>1)</sup>



#### 4. おわりに

昭和62年長計第2分科会で、FBR以外の形態でのPu利用方策が検討された。この検討の中で、HCLWRの可能性が取り上げられた。その後、国内外においてHCLWRの開発が進められており、次回長計改定審議の際にHCLWRが炉型戦略の一つとして取り上げられる可能性がある。

本報告書は、HCLWRの特徴、問題点を既存の資料に基づいてまとめた。今後HCLWRの開発が進み、その有用性が示されて行けば、HCLWRの特性から中間炉炉型戦略におけるATRの位置付けの不明確化並びにFBR実用化時期の遅延につながる恐れがある。

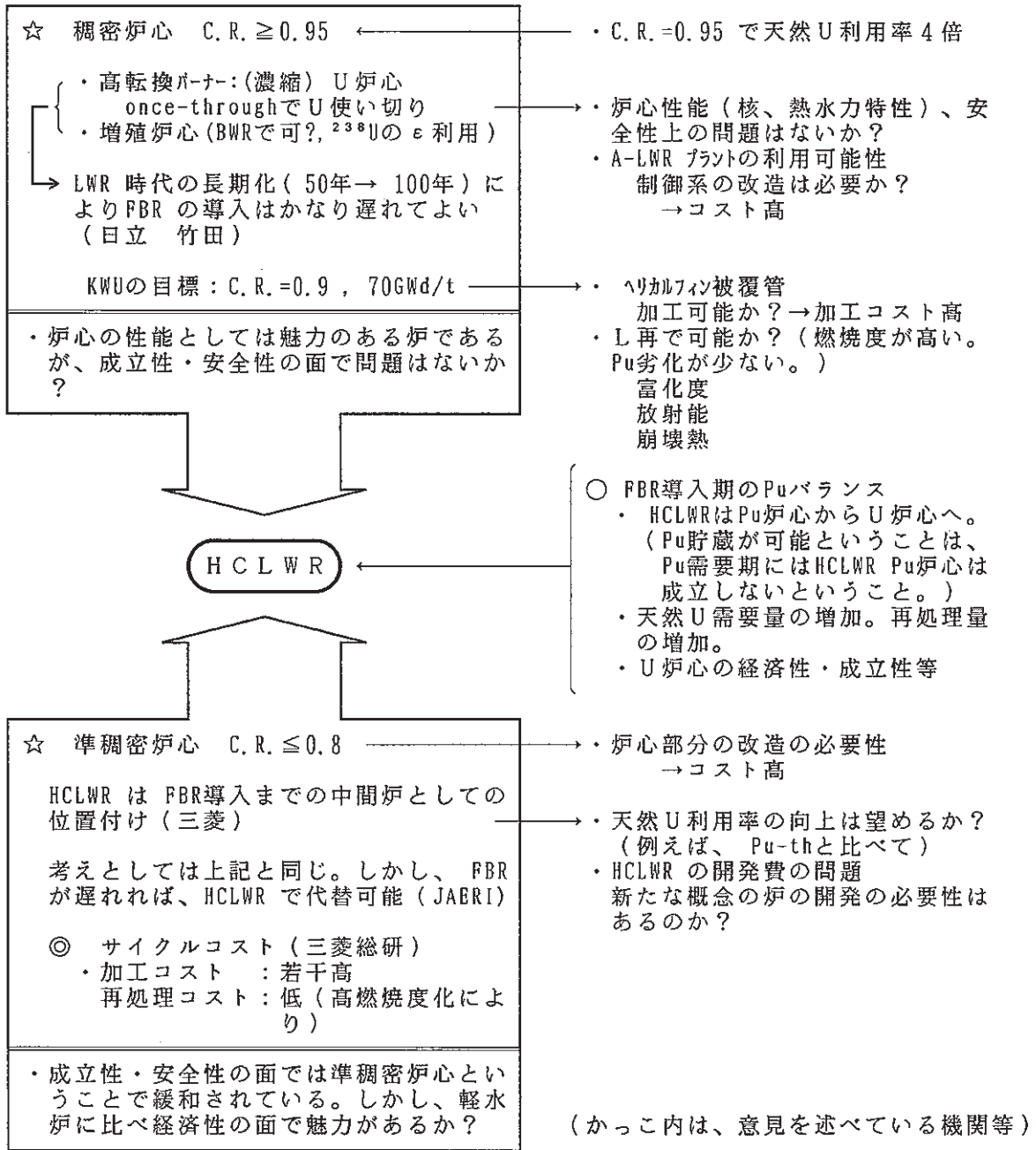
しかし、図-4-1に示すように、高転換比を目指した場合、炉心の稠密化等を図る必要から、炉としての成立性及び安全性に問題が生じてくることは、前章で述べた。また、この問題を解決するために転換比を犠牲にした炉心も考えられているが、プルサーマル等の中間炉との性能、経済性等の比較においてその優位性に疑問が生じる。

HCLWRは、Puを使用する稠密な燃料集合体を取り扱うことから、FBR及びMOX加工等のPuに係わる技術開発を行ってきた動燃は、HCLWRに関して的確な評価ができると考えられる。動燃のHCLWRに関する具体的な取り組みとしては、

- ① 次期長計への動燃の取り組みの一環として、HCLWRの炉型戦略に与えるインパクトの検討、
- ② HCLWRに関する解析技術の蓄積、

等が考えられる。

今後、新型炉サイクル解析室では、関係各部署の協力を得て、HCLWRの長短所を技術的に評価すると共に経済性等の評価を行い、もってHCLWRの炉型戦略上の位置付けについて検討を進めて行く予定である。



◎ 考えられる結論

HCLWRは高転換を望めば、成立性・安全性の面で問題となり、高転換を犠牲にすれば、Pu-th、ATR等に比べて余り性能的に差のない(魅力のない)炉であるのか?

図-4-1 HCLWRの意義(現状までのサイクル室の知見)

## 付 録

### 内外のHCLWRの開発動向

## 1. 国内の開発動向

### 1.1 HCPWRの開発動向<sup>9)</sup>

HCPWRは、三菱重工が中心となり、PWR5電力、東電、中電、三菱原子力工業の共研（電共研）による準稠密炉心のフェージビリティスタディが昭和61年度より3年間の予定で進められている（表-1-1参照）。63年度末には、HCPWRの技術的成立性、安全性、経済性についての評価をまとめることになっている。以下に、62年度までの成果をまとめる。

#### 1.1.1 検討炉心の特徴

三菱の検討している炉心は、Puの燃焼によるPuの組成劣化の生じない範囲まで $V_m/V_f$ を大きく（1.4）した準稠密の炉心である。主な特徴は以下の通りである。

- ・半径・上下軸（劣化U）ブランケットの採用（転換比の向上のため。）
- ・ジルカロイ被覆管の採用（同上）
- ・Puの装荷量の低減（同上）
- ・プレナム体積比の増加（LOCA時内圧低減のため。）
- ・ケミカルシムの採用（制御棒本数の低減のため。）
- ・APWRプラントの使用（経済性の向上のため。）

主要設計開発目標は以下の通りである。

- ・炉心及び炉構造以外のプラント設備はAPWRを基本とする。
- ・1350MWeを確保する。
- ・平均転換比は0.9を達成する。（天然U利用率向上のため。）
- ・平均取り出し燃焼度は45000Mwd/t以上とする。
- ・安全性は既存のLWRと同等とする。
- ・LWRの安全設計指針、規準に適合するプラントとする。
- ・U炉心への置換が可能なこと。（Pu需給に柔軟性を持たせるため。）
- ・累積天然U節約量は、プルサーマルと同等またはそれ以上とする。

62年度現在の炉心要目を表-1-2に示す。炉心性能向上のために考えられている方策を以下に示す。

(1) スペクトルシフトによる転換比の向上

スペクトルシフトによる転換比の向上のため、スペクトルシフト棒（ファータイルロッド）の検討を行っている。スペクトルシフト棒採用時の問題は、燃焼に伴う中心温度の熱的制約である。

スペクトルシフト棒は、親物質として劣化U、被覆管としてステンレス鋼を採用している。図-1-1にスペクトルシフト棒の構造を示す。

図-1-2～-4に燃料集合体及び炉心断面を示す。表-1-3及び図-1-5にスペクトルシフト棒を用いた炉心の核的性能を示す。

燃料集合体には、以下の配慮がなされている。

- ・制御棒案内シンプルは制御棒の挿入通路である他にスペクトルシフト棒の熱除去も可能としている。
- ・炉心稠密化による揚力の増加対策として、下部ノズルにホールドアップスプリングを用いている。

図-1-6に、炉構造全体組立図を示す。上部炉心構造物は、既存のPWRと同じ構造概念である。

(2) ケミカルシムの検討

経済性向上のために、バーナブルポイズンの使用による $^{10}\text{B}$ 濃縮度の低減の可能性の検討を行っている。

バーナブルポイズンとしてガドリニア ( $\text{Gd}_2\text{O}_3$ ) を用い、スペクトルシフト棒に混入する。図-1-7にガドリニア入りスペクトルシフト棒挿入時の集合体の燃焼特性を示す。また、図-1-8に低温時余剰反応度とほう酸濃度の関係を示す。

この結果、スペクトルシフト棒に約5wt%のガドリニアを混入すればサイクル初期のほう酸濃度をほぼ0とすることができる。しかし、制御棒全引き抜きで低温停止を達成するためには、30at%の濃縮 $^{10}\text{B}$ が必要である。

## (3) U炉心の検討

Pu需給に柔軟性を持たせるためU炉心の検討の検討を行っている。

サイクルコスト低減の観点から、形状が等しい集合体で $V_m/V_f$ が大きいU炉心にするためには、多数の燃料棒をウォーターロードで置換する必要があり、出力特性上厳しい条件となる。

U炉心の出力性能を図-1-9に示す。U炉心でも $V_m/V_f$ は1.8程度まで大きくすることができる。

## 1.1.2 熱水力特性の検討

## (1) スペクトルシフト棒の熱水力設計評価

スペクトルシフト棒には、転換比向上のため劣化Uを装荷しているが、燃焼に伴い発熱量が増大するため、DNBの観点からスペクトルシフト棒の炉内滞在期間が制約される。

図-1-10にスペクトルシフト棒の線出力密度とスペクトルシフト棒の燃焼度の関係を示す。この設計では、スペクトルシフト棒は3サイクルまで炉内滞在可能である。

## (2) EPRI-1 相関式の検討

フレオンを用いたDNB基礎試験により、炉心稠密化による基本的なDNB特性の把握を試みている。

図-1-11にDNB熱流束をEPRI-1相関式で求めた計算値と試験による値と比較した例を示すが、この相関式が良く一致する。

## 1.1.3 安全性の検討

LOCA解析の結果を図-1-12に示す。被覆管最高温度は910℃で、既存のPWRの基準値1200℃を下まわっている。

これは、稠密化による炉心圧損の増大にもかかわらず、炉心流量が多く、主としてブローダウン時の炉心冷却が良好となること、及び炉心線出力が低いためである。

1.2 HCBWRの開発動向<sup>2)</sup>

HCBWRは、炉心内のボイドを利用することにより高転換比を達成することができる。国内では、日立及びNAIGで検討されている。ここでは、日立の検討例を示す。

### 1.2.1 検討炉心の特徴

以下に示す2種類の制御棒形状のHCBWRが検討されている。

- ① 十字型制御棒の採用 → 既存BWRへの改造適用を考えて炉心構造の変更を小さくした場合。
- ② クラスタ型制御棒の採用 → 転換比の向上のために炉心構造を大幅に変更した場合。

プラントシステムについては、既存のBWR、ABWRの技術を用い、压力容器、格納容器、原子炉システム及びタービンシステムは既存のBWRから大きな変更はない。

各々の制御棒形状に対する検討内容を以下に示す。

#### (1) 十字型制御棒の検討

図-1-13に十字型制御棒を用いた場合の燃料集合体を示す。この場合、次に示す特徴がある。

- ・ 正方断面の集合体内に燃料棒を三角格子形状に配列する。(転換比向上のため。)
- ・ 燃料集合体を大型化し、チャンネルボックス外側の水領域の占める割合も小さくする。(径方向の単位面積当りの燃料本数を増やし、燃料有効長を短くすることにより圧損を低減することができる。)
- ・ 燃料は、MOX燃料(Pu-劣化U燃料、またはPu-天然U燃料)を用いる。

炉心要目を表-1-4に示す。また、原子炉内構造配置図を図-1-14に示す。本炉心は、以下の特徴を有している。

- ・ 原子炉压力容器は、ABWR設計のものを使用する。
- ・ 燃料集合体及び制御棒の大型化に伴い、制御棒案内管、炉心支持板及び上部格子板構造の変更を行う。

- ・再循環系機器、気水分離器等は A B W R と同一とする。
- ・制御棒としてホロア付き制御棒を用いる（図-1-15 参照）。

## (2) クラスタ型制御棒の検討

図-1-16 にクラスタ型制御棒を用いた場合の燃料集合体を示す。制御棒形状の変更に伴い制御棒駆動機構の変更が必要である。

この燃料集合体形状で、燃料棒間隔を 1.5mm 程度にした場合では、転換比が 1 以上となり増殖炉になる可能性がある。

### 1.2.2 炉内ボイド効果の検討

B W R の場合、炉心部に平均約 40% のボイドが存在するため、水の密度を下げて実効的な  $V_m/V_f$  を小さくすることができる。図-1-17 に  $V_m/V_f$  と転換比の関係を示す。

図-1-18 に H C B W R の反応度特性の例を示す。この図から、ボイド反応度係数は負となっている。

また、冷温時と出力運転時の反応度差は約 5% となっており炉停止余裕は確保されている。

### 1.3 原研における開発動向<sup>4)</sup>,<sup>10)</sup>,<sup>11)</sup>,<sup>12)</sup>

原研では、昭和 60 年度から、H C L W R の予備検討を行っている。研究開発期間は、第 1 期（フィージビリティスタディ期）4 年間、第 2 期（実証試験期）4 年間の合計 8 年間である。各分野での実証計画を表-1-5 に示す。

尚、研究開発を進めていく上での主要な確認事項は以下の通りである。

- ・現実的に到達可能な最高転換比及び燃焼度
- ・稠密格子体系の本質的安全性
- ・稠密格子系での燃料、材料の健全性
- ・通常運転時、異常時、事故時の冷却可能性
- ・既存の L W R 安全評価指針への適合性

現在までの研究開発の進捗状況を以下に示す。



### 1.3.1 熱水力特性の検討

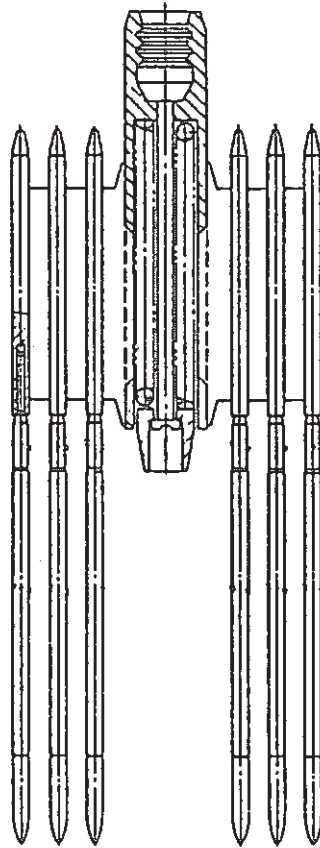
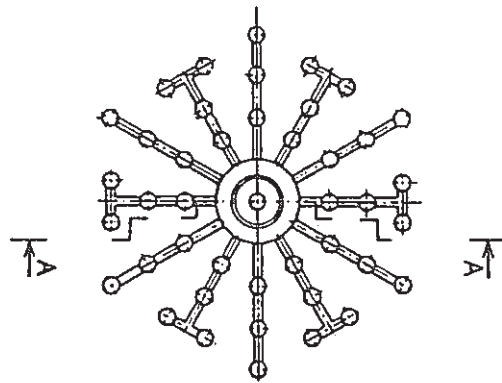
現在までの熱水力特性に関する研究開発の進捗状況は以下の通りである。

- ・ 限界熱流束及び炉心圧損を主とした伝熱・流動実験の実施
- ・ 上記結果に基づく解析コードの整備
- ・ 偏平炉心に関する熱水力特性の検討

### 1.3.2 核特性の検討

現在までの核特性に関する研究開発の進捗状況は以下の通りである。

- ・ NEACRP主催の「高転換軽水炉格子燃焼ベンチマーク計算」のための解析及び解析コードの整備の実施
- ・ 偏平炉心に関する核特性の検討



断面A-A

图-1-1 FR 集合体构造图<sup>9)</sup>

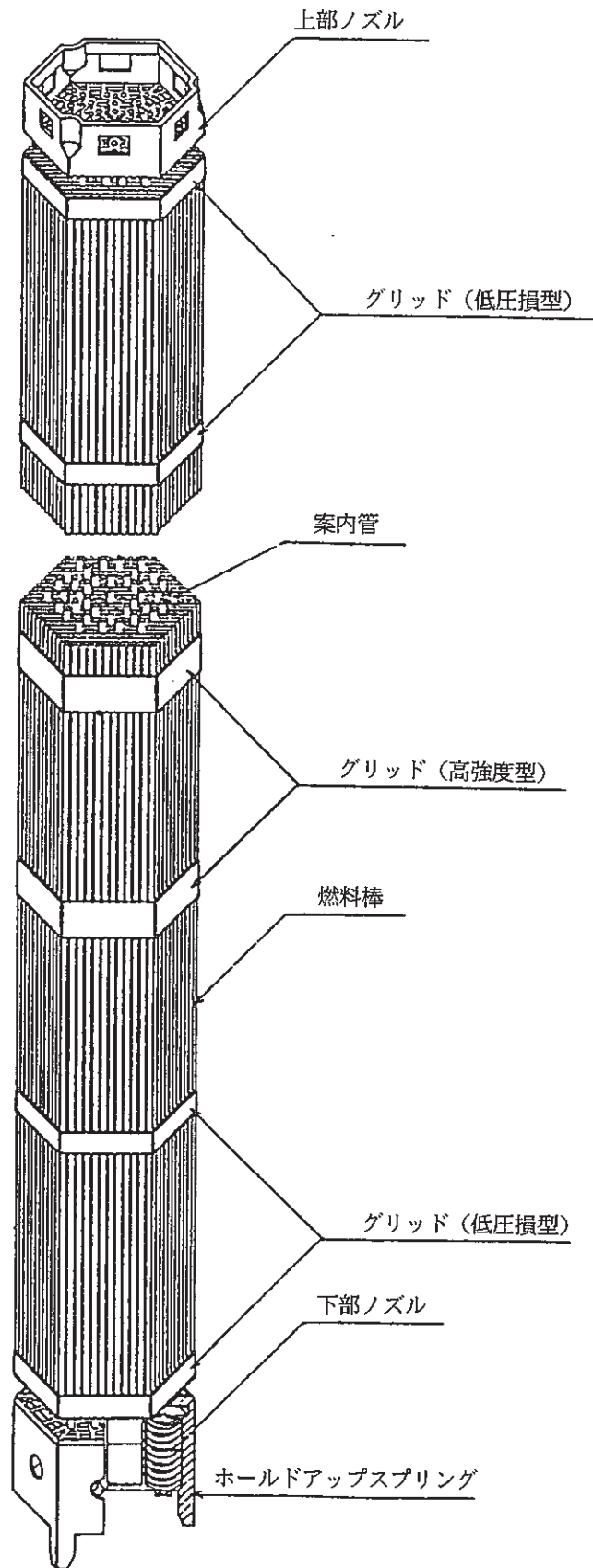


図-1-2 HCPWR燃料集合体<sup>9)</sup>

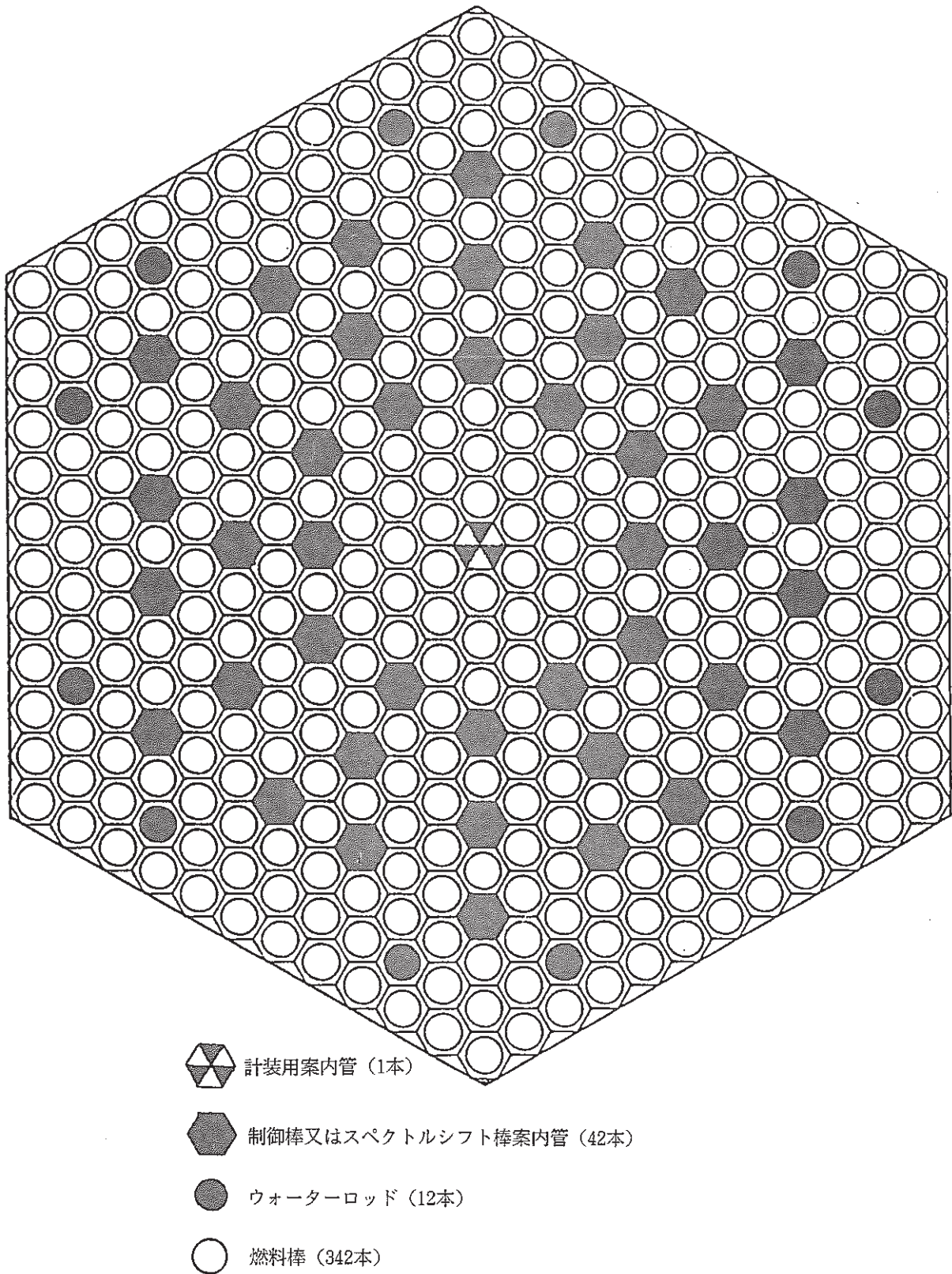


図-1- 3 燃料集合体断面配置図<sup>9)</sup>

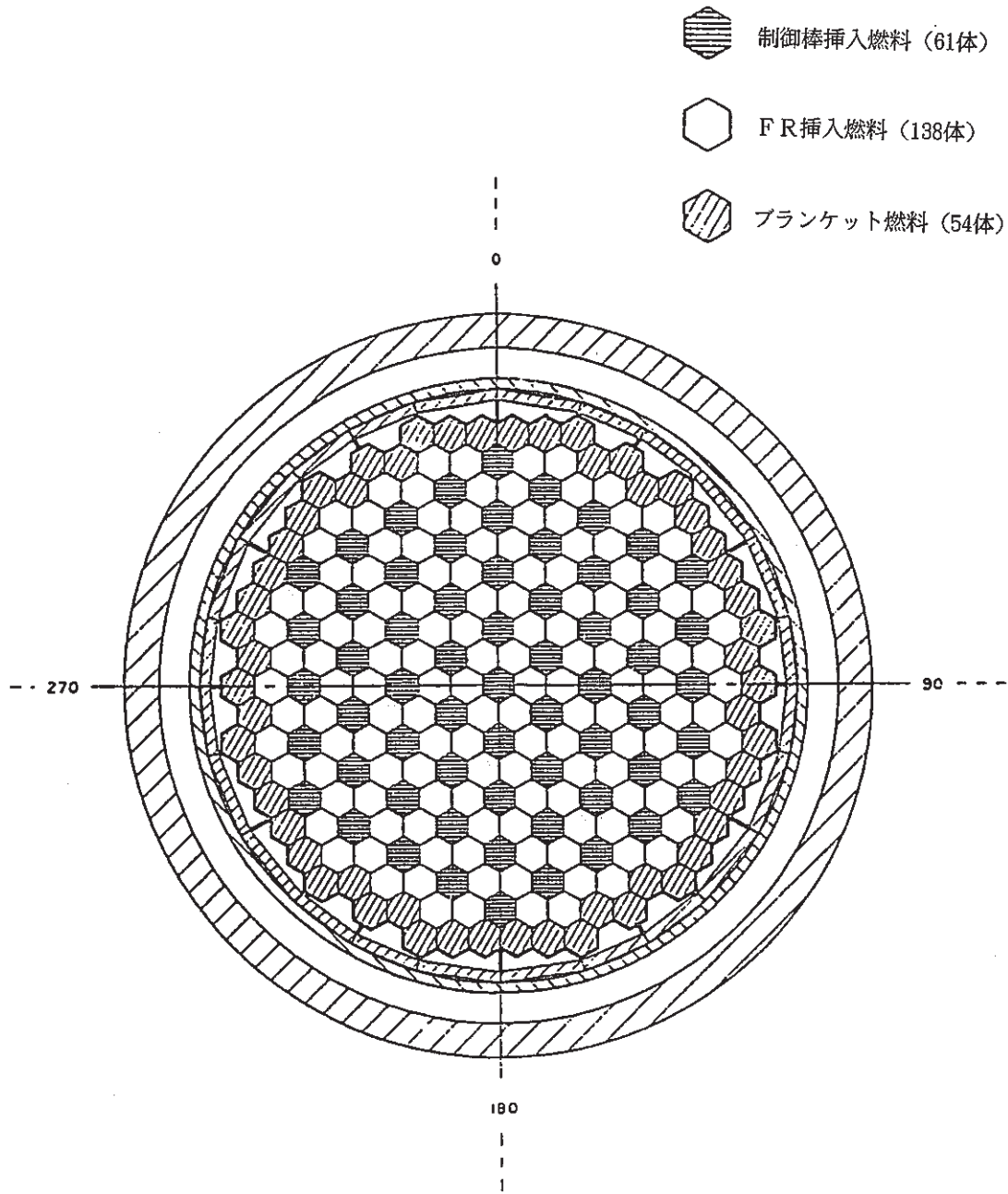


図-1-4 スペクトルシフト棒炉心配置図<sup>9)</sup>

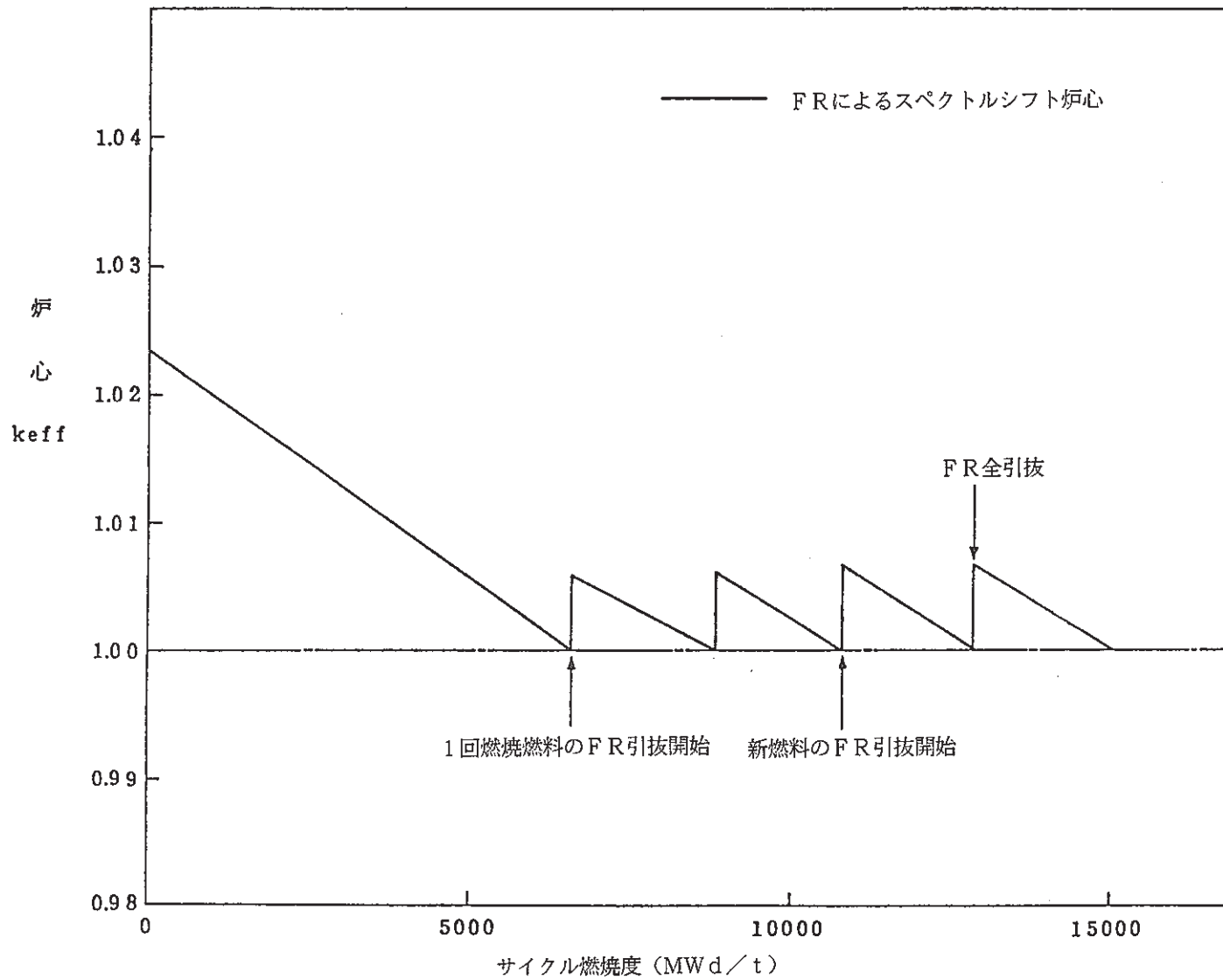


図-1-5 炉心  $k_{eff}$  対サイクル燃焼度<sup>9)</sup>

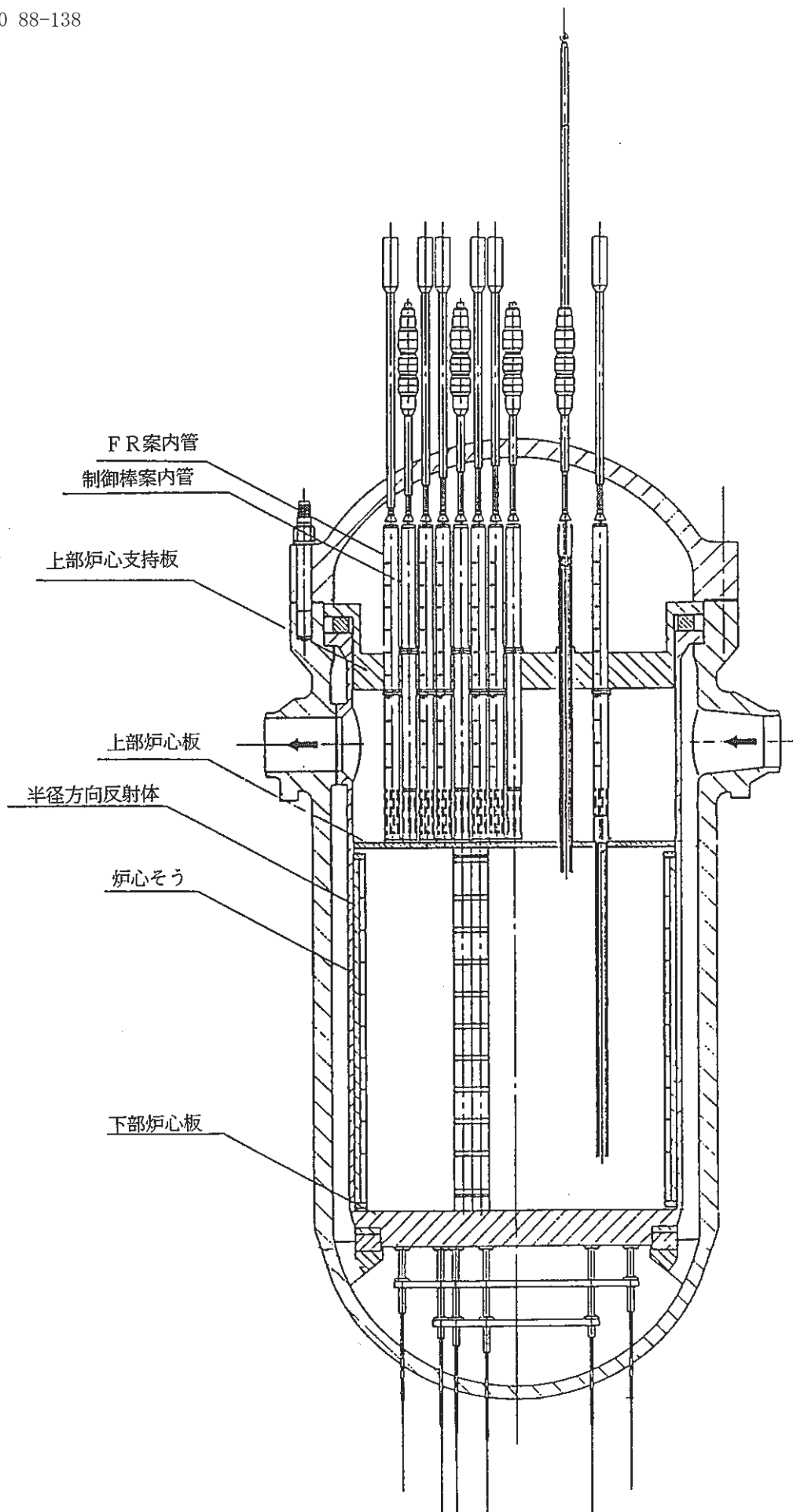


図-1-6 スペクトルシフト炉構造全体組立図<sup>9)</sup>

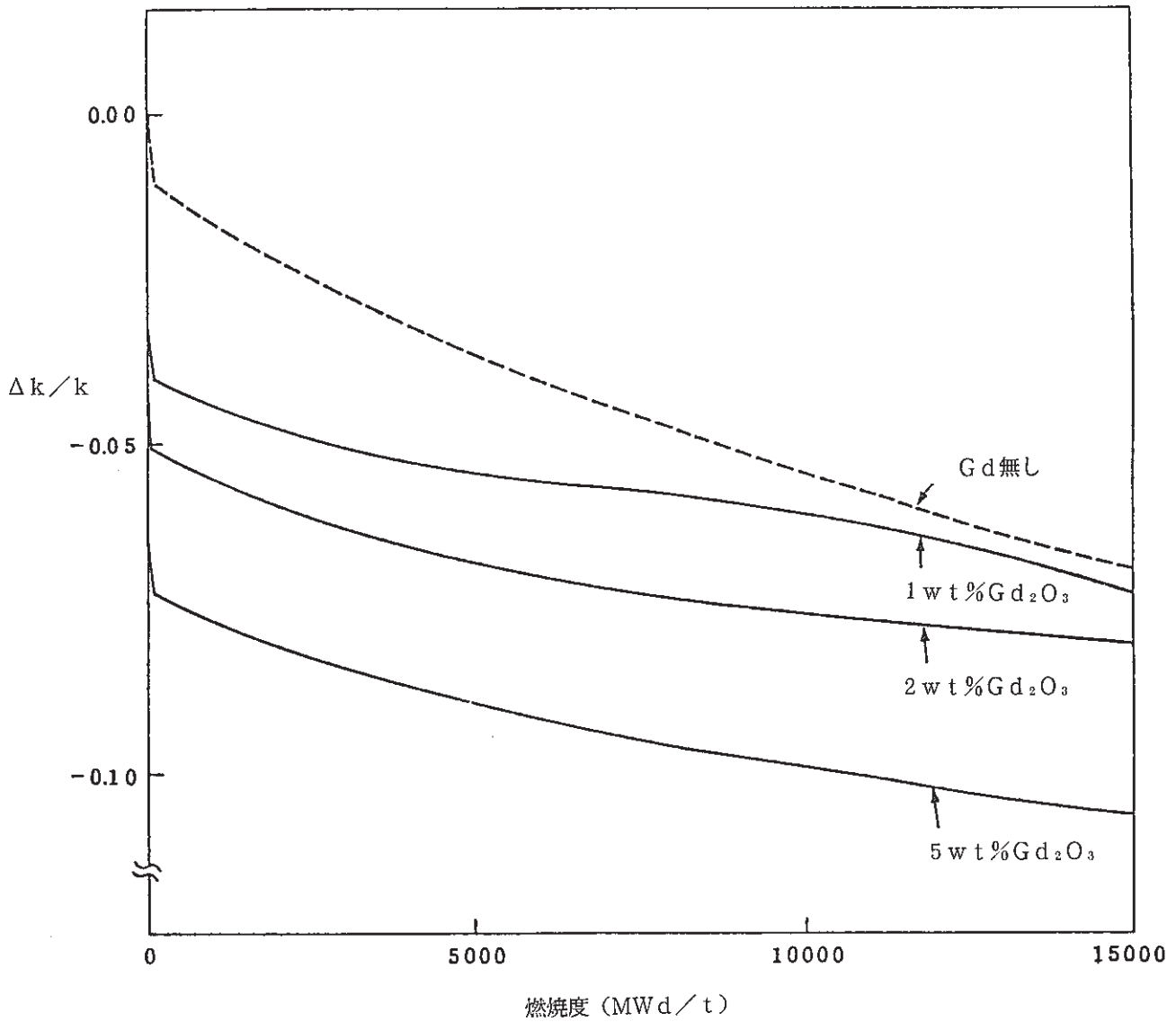


図-1-7 Gd入りFR挿入時の燃焼特性(集合体計算)<sup>9)</sup>



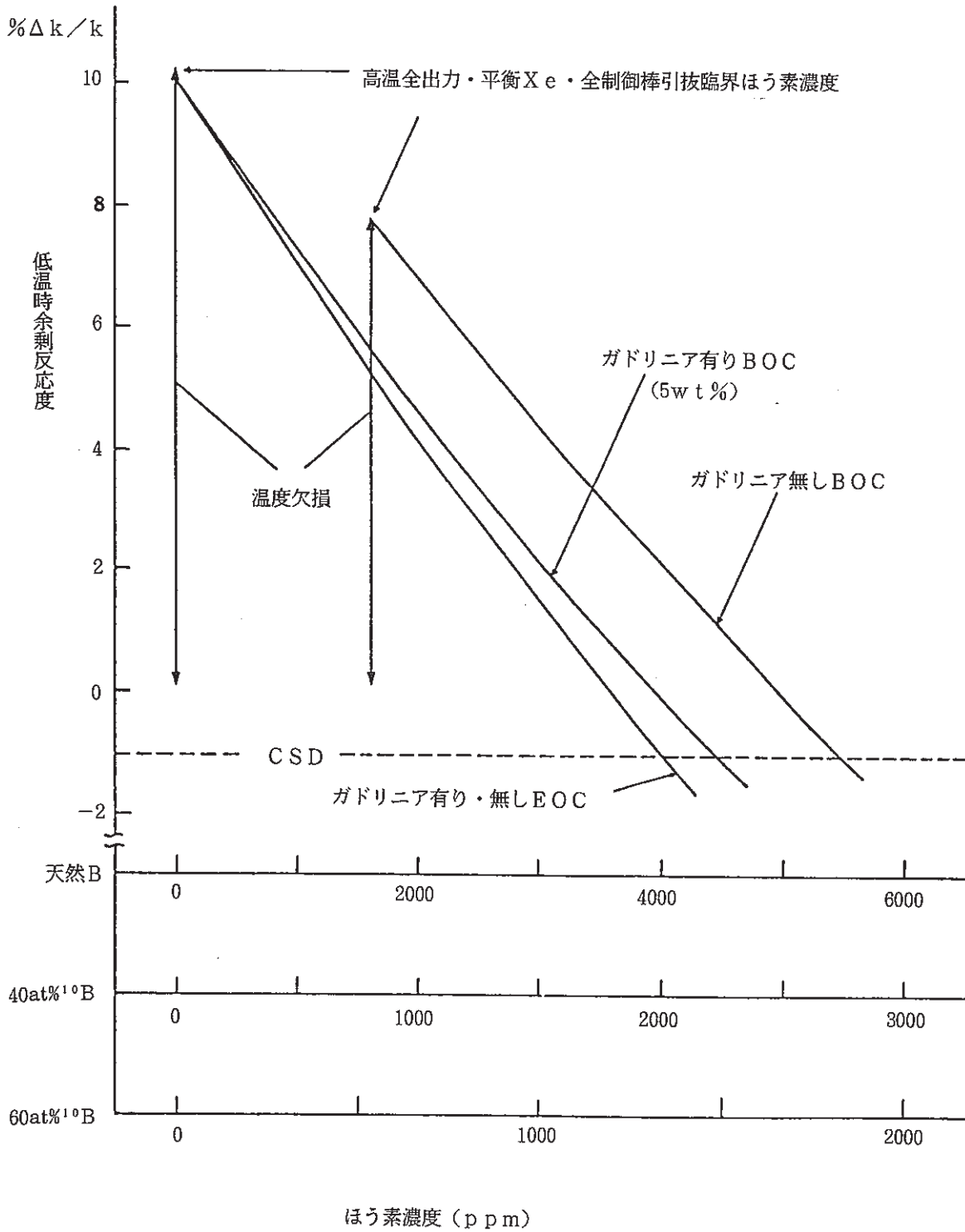


図-1-8 低温時余剰反応度とほう素濃度の関係<sup>9)</sup>

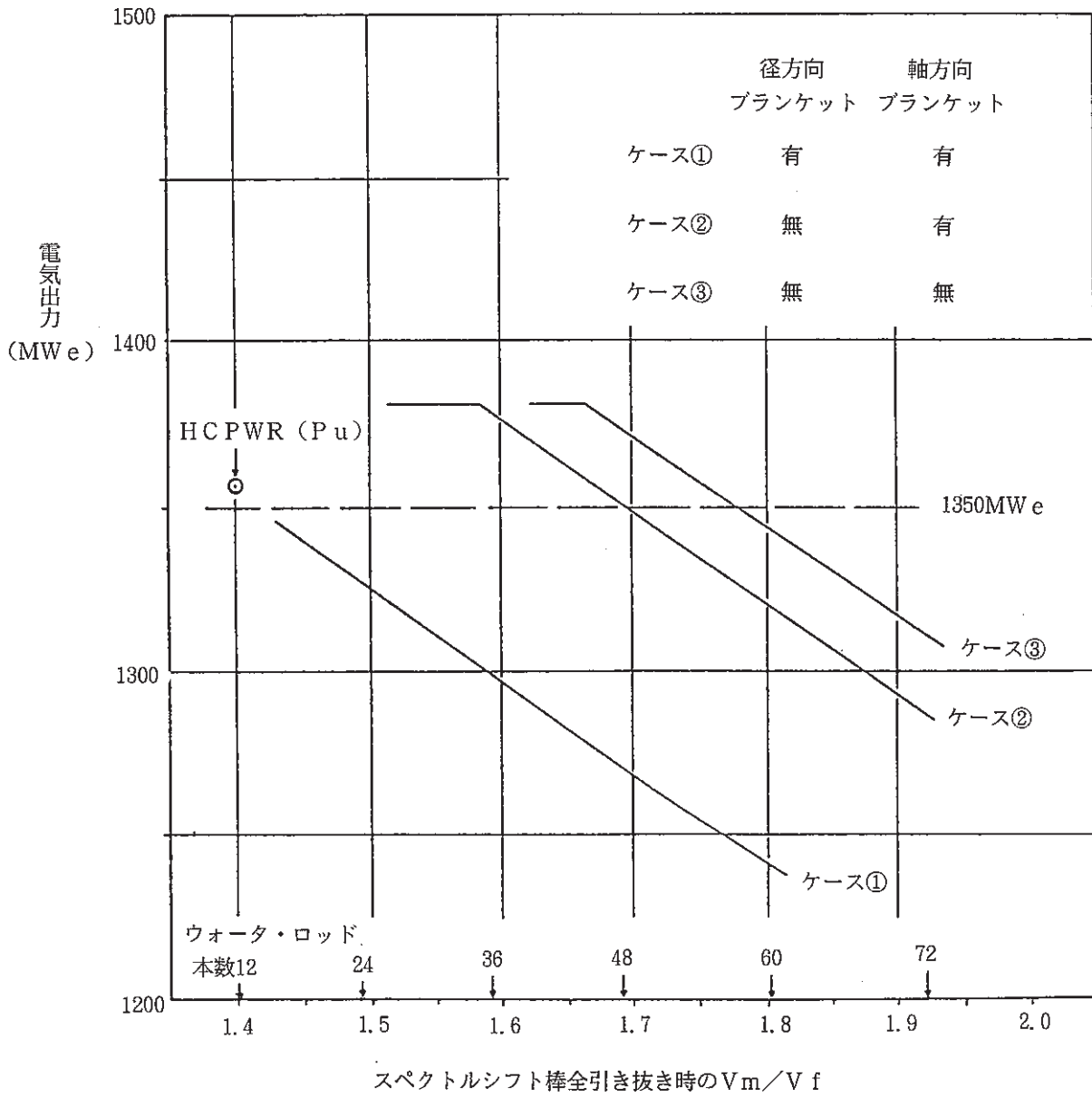


図-1-9 U置換炉心の出力性能の  $V_m/V_f$  依存性<sup>9)</sup>

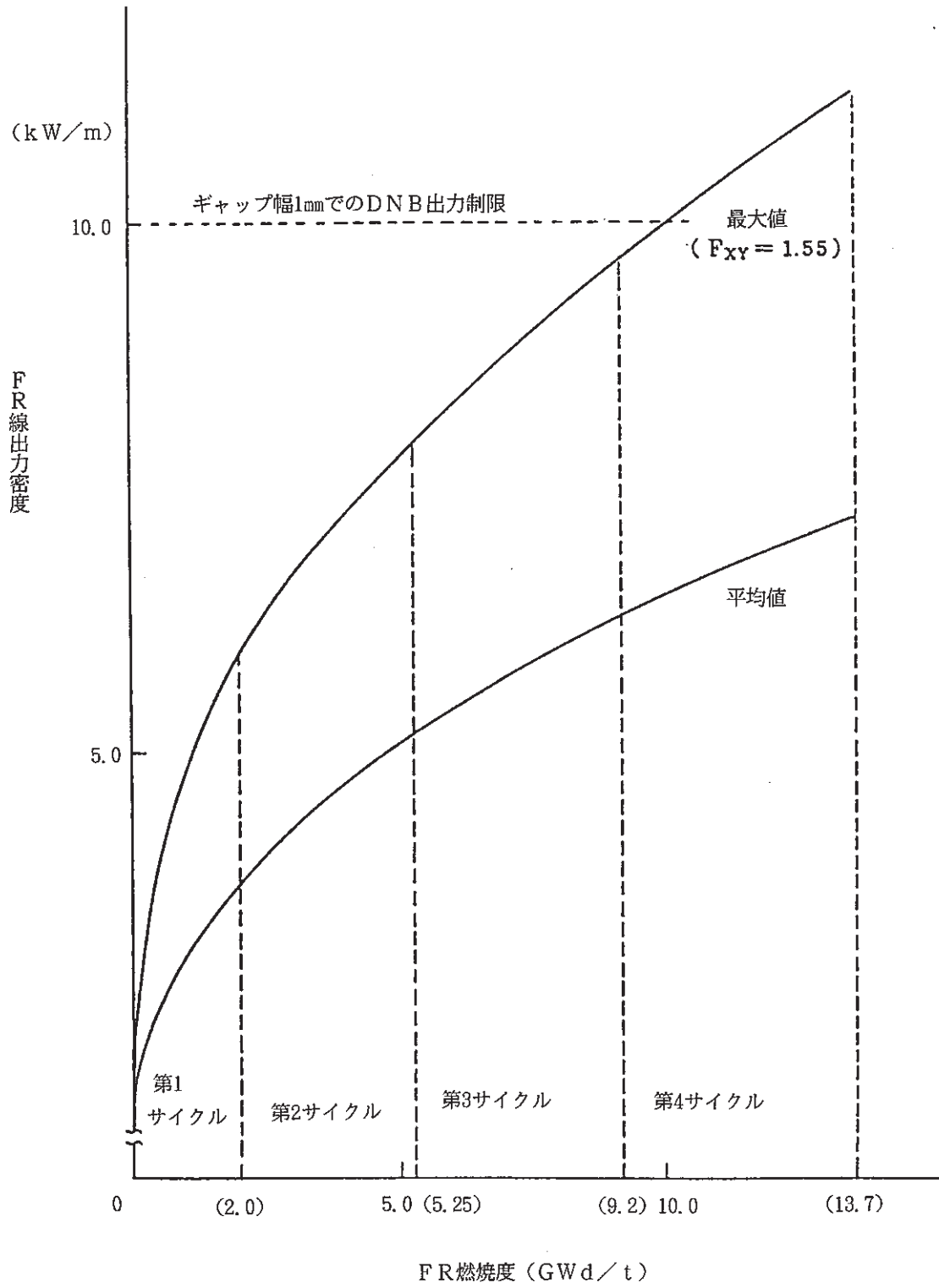


図-1-10 FR線出力密度とFR燃焼度との関係<sup>9)</sup>

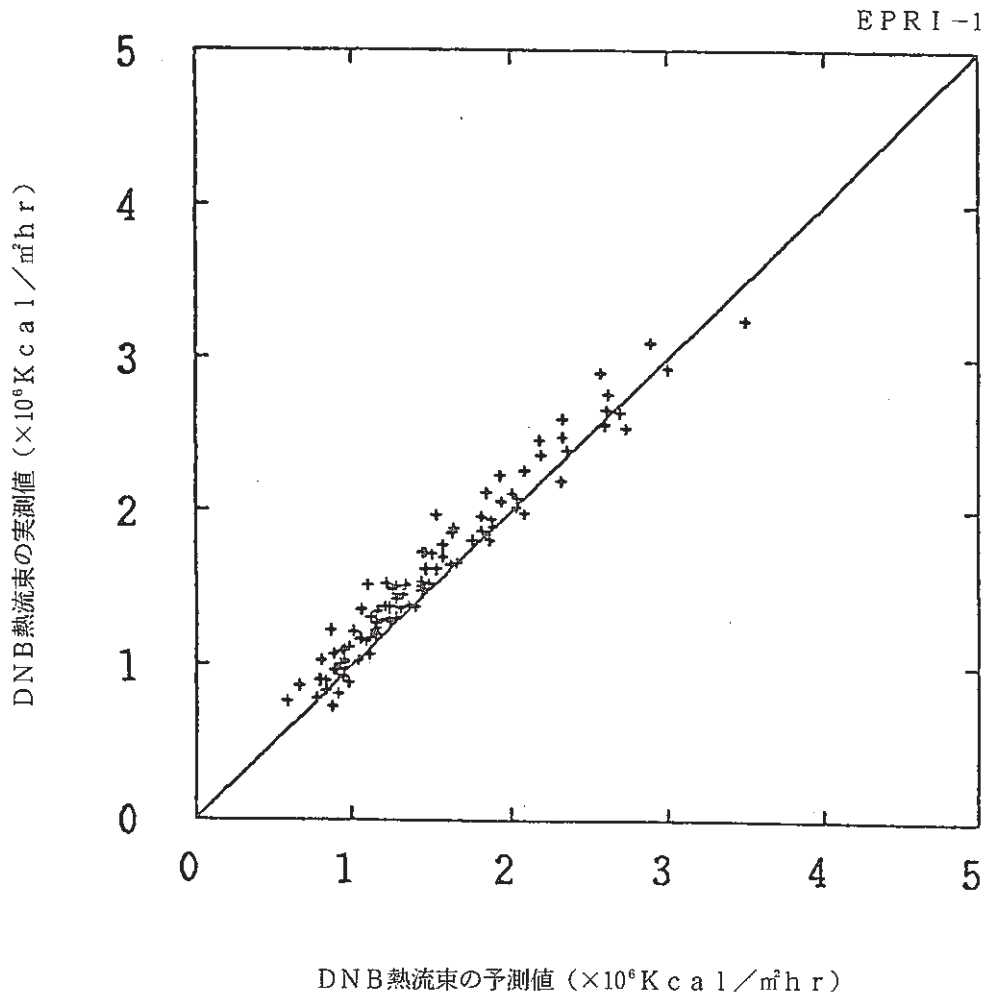


図-1-11 DNB熱流束の予測値と実測値の比較(EPRI-1 相関式)<sup>9)</sup>

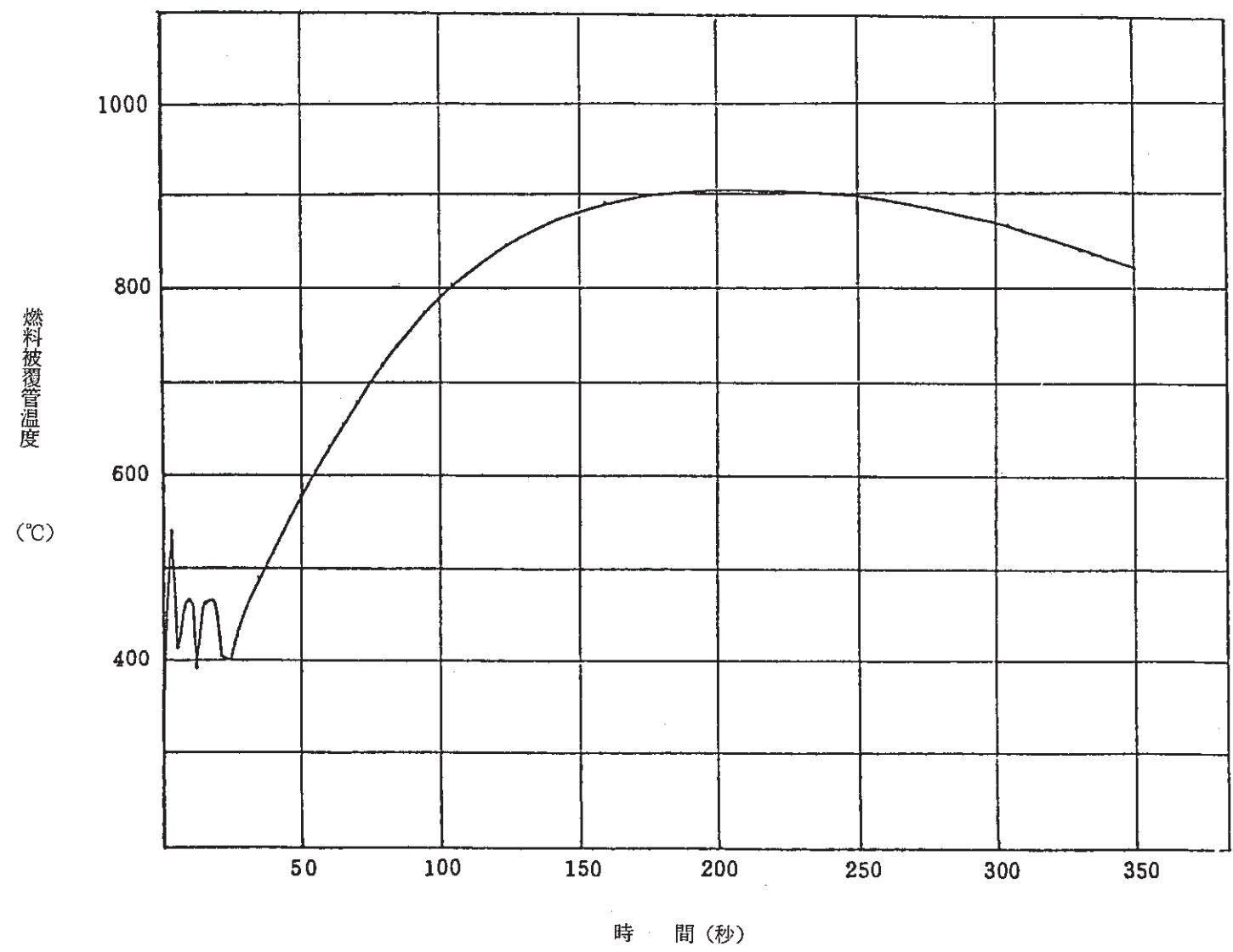
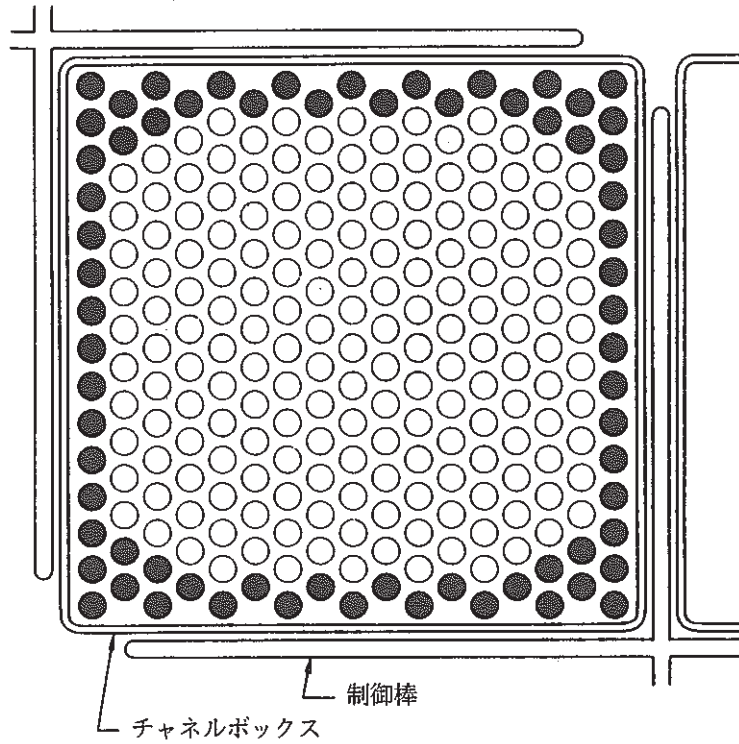
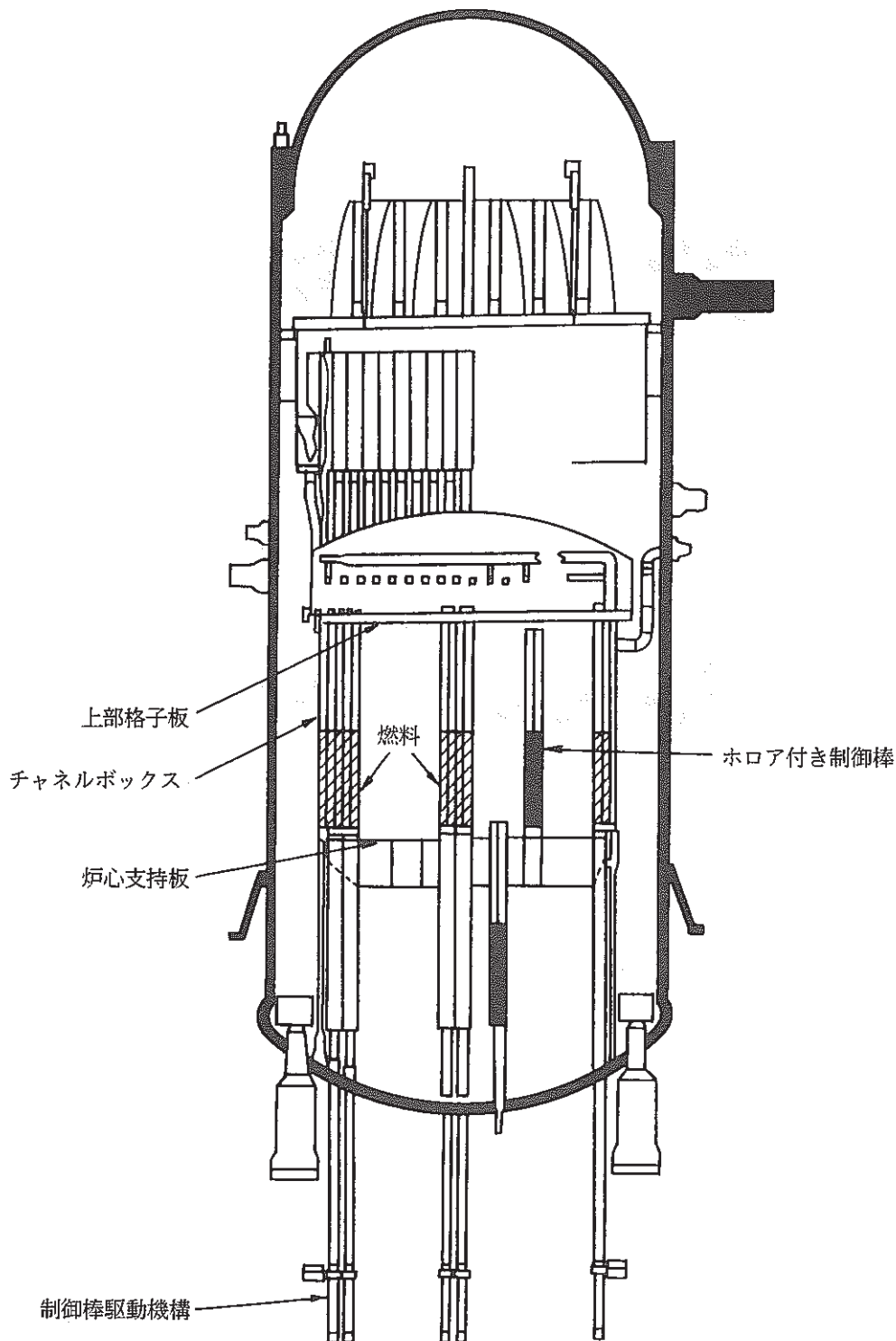


図-1-12 被覆管温度の時間変化<sup>9)</sup>



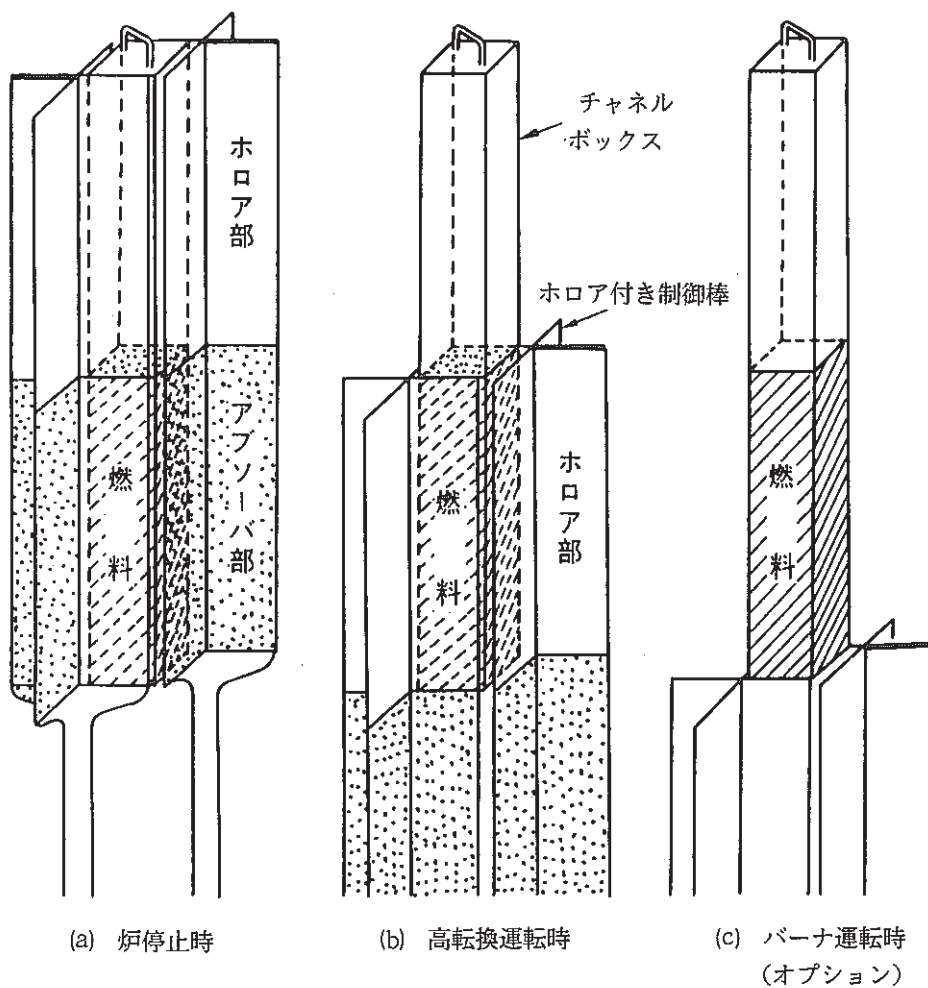
記号	種類	本数
○	Pu 高富化度燃料棒	175
●	Pu 中低富化度燃料棒	72
合計		247

図-1-13 高転換型BWRの燃料集合体例<sup>2)</sup>



十字型制御棒を用いるHC-BWRでは、燃料、制御棒及び炉内構造物の一部をABWRから変更しており、圧力容器等のプラントシステムは同一にできる。

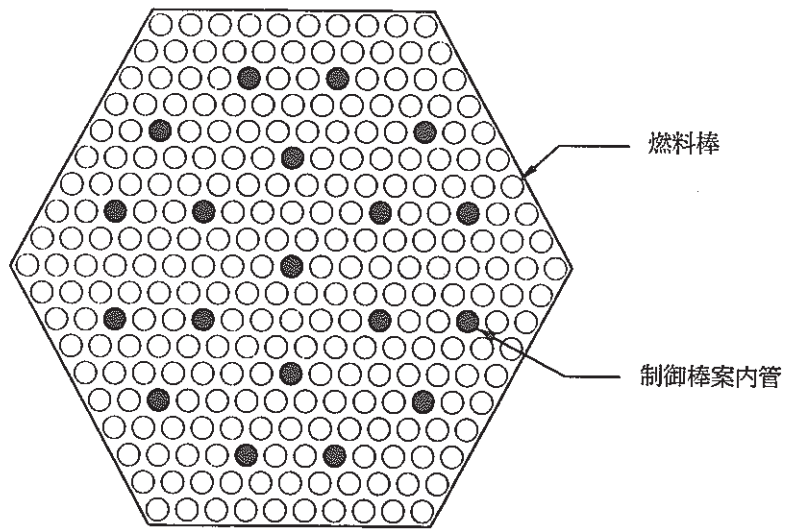
図-1-14 高転換型BWRの原子炉内構造配置図<sup>2)</sup>



高転換運転時にはホロア部が炉心に挿入され、水を排除する役目を果たす。  
また制御棒を全引き抜きし、燃焼炉（バーナ）とすることも可能である。

図-1-15 ホロア付き制御棒の運転法（十字型制御棒の場合）<sup>2)</sup>

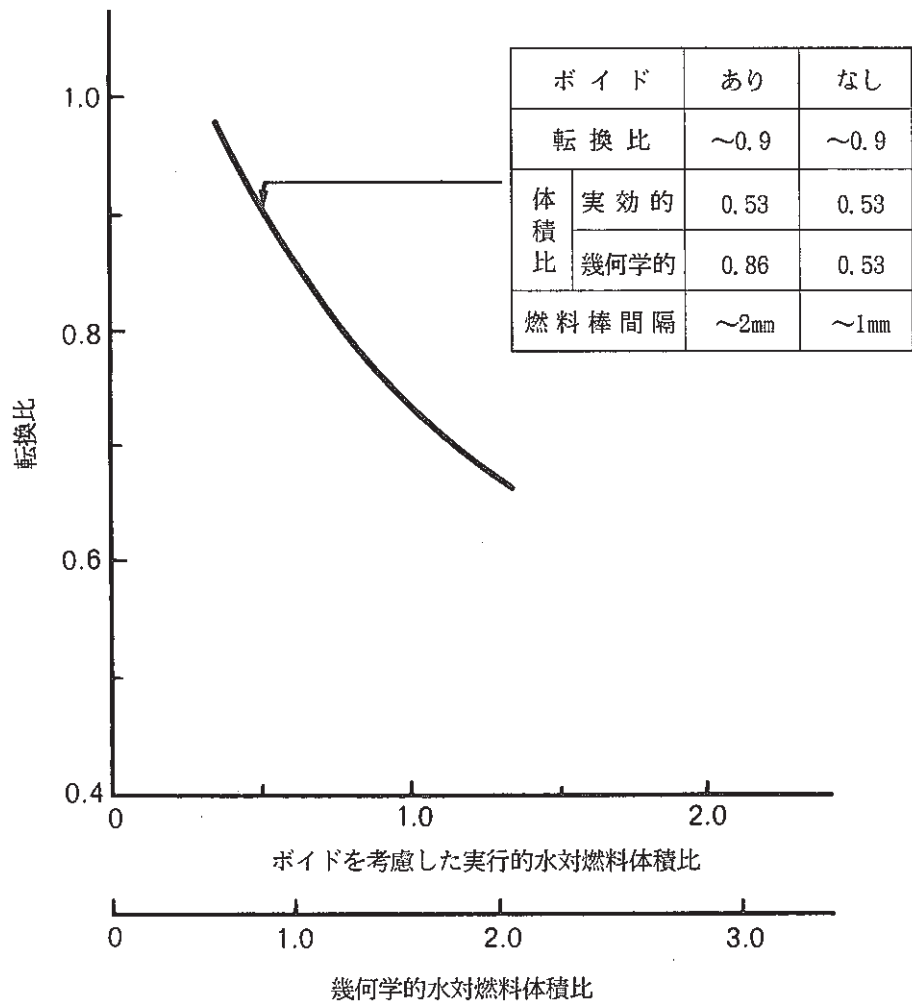




高転換型BWR燃料集合体 (六角格子形状)

燃料棒：252体  
制御棒：19本

図-1-16 高転換型BWR用六角格子形状燃料集合体<sup>2)</sup>



高転換比を得る場合、ボイドがあると幾何学的 $V_m/V_f$ を大きくすることができ、燃料棒間隔を極端に小さくすることはない。

図-1-17 転換比と $V_m/V_f$ との関係<sup>2)</sup>

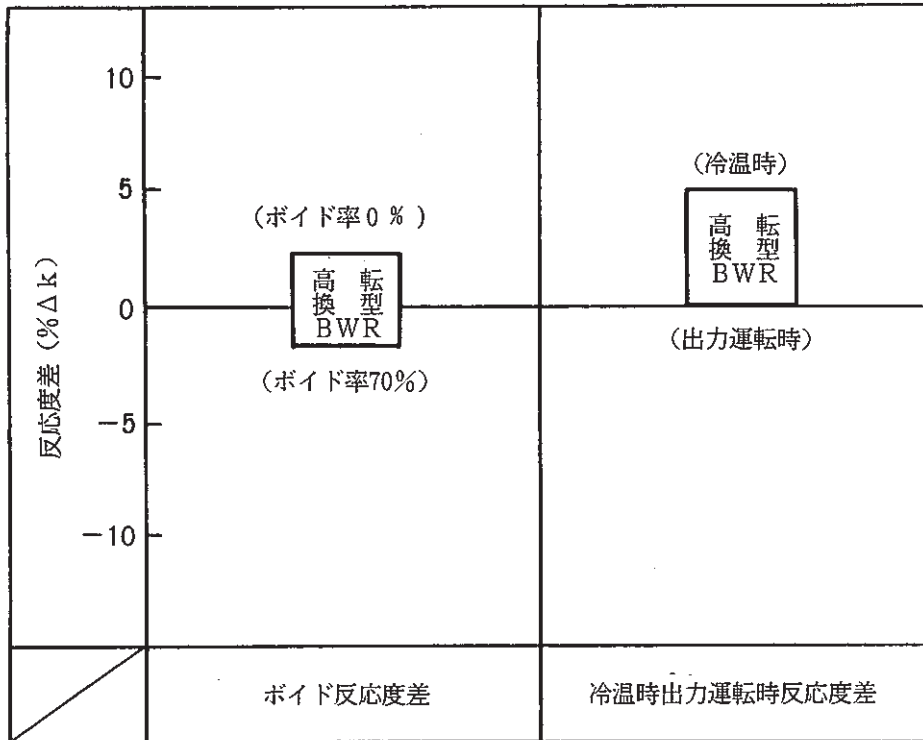


図-1-18 高転換型 B W R の反応度特性<sup>2)</sup>

表-1-1 フィージビリティに関する研究工程<sup>9)</sup>

		1986年度	1987年度	1988年度
概念設計	炉心概念設計	<u>炉心性能向上と炉心概念設計</u> ・ 転換比向上策 ・ 熱水力性能 ・ 燃料集合体概念 ・ 炉内構造概念	<u>炉心性能の向上及び設定</u> ・ 燃料特性、転換比向上 ・ 熱水力設計 ・ 燃料集合体構造設計 ・ 炉内構造設計	<u>炉心基本計画のまとめ、性能評価</u> ・ 炉心概念の決定 ・ 熱出力、性能の決定 ・ 燃料集合体の評価 ・ 炉内構造の成立性評価
	プラント概念設計	<u>基本プラントへの影響度把握</u> ・ プラント設計へのインパクト抽出 ・ 安全設計指針類へ適応	<u>系統及び機器設備の変更の明確化</u> ・ 系統及び機器設備の基本計画 燃料取扱い設備の計画 核計装の計画	<u>プラント設備の全体把握</u> ・ プラント基本仕様、安全設計方針の決定
	総合評価	<u>経済性の検討</u> ・ 天然ウラン消費量検討 ・ 燃料サイクルコスト (FCC予備検討)	<u>経済性・安全性の把握</u> ・ 経済性詳細検討 ・ 代表的事故事象解析	<u>技術的成立性、安全性、経済性の評価</u> ・ 総合評価 (技術的成立性、安全性、経済性) ・ 実用化設計段階に向けての研究開発計画(案)策定
基礎試験		<u>DNB基礎試験：DNB特性への影響把握</u> ・ フレオンによるDNB試験 (於：三菱重工高研)		<u>FR流動試験：実流体条件下での成立性確認</u> ・ FRの案内管内における流動試験 (於：三菱原子力東海研)
		<u>DNB確証試験：実流体条件下でのDNB特性確証</u> ・ 実流体条件下でのDNB試験 (於：米国コロンビア大学)		

表-1-2 HCPWRの炉心主要目<sup>9)</sup>

項 目	設計値
1. 炉心 (図-1-4、図-1-6参照)	
・ 炉心熱出力	3,850 MWt
・ 一次冷却材温度 (炉心入口/炉心出口)	294/329 ℃
・ 一次冷却材流量	約89,200 m <sup>3</sup> /h
・ 炉心有効長	4,000 mm
・ 燃料集合体数	253
(Pu炉心の場合)	
炉心燃料集合体数	199
炉心部有効長	3,500 mm
軸方向ブランケット長 (上/下)	250 mm
ブランケット燃料集合体数	54
(U炉心の場合)	
炉心燃料集合体数	253
炉心部有効長	4,000 mm
2. 燃料	
・ Vm/Vf	
(Pu炉心の場合)	
炉心部	1.4
ブランケット部	0.8
スペクトルシフト幅	約 0.2
(U炉心の場合)	1.8
・ Puf 富化度 (45,000MWd/t、3バッチ)	6.2 wt%
・ 平均転換比	0.85
・ 燃料集合体断面形状 (図-1-2、図-1-3参照)	正六角形断面
・ 燃料棒	
燃料集合体当たりの本数	342
配列	六角格子
配列ピッチ/燃料棒径	12.0/9.5 mm
被覆管材料	ジルカローイ-4
3. 制御棒及びスクラム棒 (親物質棒 (劣化U) による機械式)	
・ 本数 (Pu炉心の場合)	138
・ 燃料集合体当たりの要素数	42
・ 制御棒数	61

表-1-3 FRによるスペクトルシフト炉心の核特性<sup>9)</sup>

項 目	設計値
$V_m/V_f$	1.21~ 1.4
Puf 富化度 (wt%)	6.2
取り出し燃焼度 (MWd/t)	45,000
平均転換比 (炉心部)	0.79
ブランケットによる転換比増分	0.05

表-1-4 HCBWR（十字型制御棒使用の場合）の炉心主要目<sup>2)</sup>

項 目	設計値
1. 炉心	
・電気出力	1,350 MWe級
・炉心熱出力	3,926 MWt
・一次冷却材流量	$52 \times 10^6$ kg/h
・炉心外径	5.3 m
・炉心有効長	2.2 m
・燃料集合体数	432
・制御棒本数	205
2. 燃料	
・集合体形状	大型正方
・集合体ピッチ	22 cm
・燃料棒配列	三角稠密 15x17
・燃料棒本数	247
3. 制御棒	
・制御棒形状	十字長翼型
・制御棒ピッチ	31
・ホロア	あり
・制御棒挿入方法	下部挿入

表-1-5 原研における各期の各分野での研究実験計画<sup>4)</sup>

分 野	第 1 期 (昭和60～63年度)	第 2 期 (昭和64～67年度)
炉 物 理	基礎実験及び小領域実験によるコード検証、コード改良とデータベース拡充、重要な核データ問題の同定、稠密化可能範囲の明確化、核熱基本設計の推進	最適設計条件の把握 大型模擬実験による概念成立の実証 ( T C A 実験 )
熱 水 力 工 学	小規模伝熱流動実験による現象把握と解析モデル開発、中規模伝熱流動実験による確性試験、相関式整理、データベース整備、モデル改良、データベース拡充	多次元流動実験による確性試験、多次元流動モックアップ燃料体性能評価試験、事故時炉心挙動実証試験
材 料 工 学	材料データベースの整備、炉外ループ腐食実験、小型試料照射実験、照射試験準備	照射実験及び照射後試験、材料データベース拡充
核 燃 料 工 学	燃料集合体構造設計、S U S 被覆管製造検査技術、照射実験用燃料集合体製作、照射実験による通常時挙動、データベース作成と確証試験、単燃料棒ふくれ破裂試験	照射実験による通常時挙動、照射後試験、通常時及び事故時挙動データベース作成と確証試験
安 全 解 析	既存計算コードの改良 H C P W R 概念の安全性評価	他分野の研究成果を反映した安全解析コードの改良、再臨界・Pu放出コード開発、総合的安全性評価



## 2. 海外の開発動向<sup>13), 14)</sup>

海外においてHCLWRの開発を行っているのは、主にフランス及び西独である。ここでは、この2ヵ国の動向について述べる。

### 2.1 フランスにおける開発動向

#### 2.1.1 開発方針

フランスは再処理路線を採り、最終的にFBRによるPuの有効利用を考えているが、この実用化の遅れが予想されるため、PuをLWRで利用する方向である。しかし、Puの一層の有効利用を図る目的で、短期的にはスペクトルシフト・U炉心、長期的には準稠密Pu炉心を狙ったRCVS (Reactor Convertible & Variable System) のフェージビリティスタディ及び基礎実験をフラマトム、CEAで進めている。1984年に始まった研究は1987年末に終了の予定で、フラマトム、CEAから報告書が出され、EDFがこれを評価し、次の開発ステップに進むべきか判断する予定となっている。(88/02/25付けのNucleonics Weekによると、RCVSは、開発費に資金がかかる割にはU利用効率が高くないこと、不安定性(正のボイド反応度係数)のリスクがあること、まだ設計中であること等の理由でRCVSはスキップして、現行改良型PWRから直接FBRに移行する、との報告が、CEA、EDFより出される(88/03ごろ、"Fast Reactors: What Strategy for the Future?"と題する政策研究報告書において。)と述べている。)

#### 2.1.2 開発計画

開発計画としては、フラマトムが設計開発を担当し、U体系でもPu体系でも使えるN4プラント(150万kWe級)ベースのPWRの構想を作り、CEAは格子体系、炉物理、熱水力、安全性等の基礎研究を行い、両者が一体となって研究を進めてきた。EDFの評価が良ければ次の計画に進める予定である。全体の開発計画を表-2-1に基礎研究項目を表-2-2に示す。

1988年	予備概念設計
1989年～1992年	予備設計
1996年～1997年	着工
2000年初め	導入

### 2.1.3 経済性

経済性についてのEDFの考え方は、短期的には発電コストが低いこと、長期的には天然Uの節約であると言っているが、フラマトムの試算は現行のPWRに対比して、次に示す通りである。

燃料サイクル費	30%減
プラント建設費	N4と同等目標
天然U節約	50%（2050年時点で、U、Puの組合せで）

### 2.1.4 RCVSの特徴

フラマトムで開発されたRCVSはPu再処理をするしなずに係わらず核分裂性物質の有効利用をするために開発された炉で、燃料としてPuあるいはUのどちらでも使用できる。前者の場合はブランケットを用いた準稠密炉心により高転換率を狙い、後者の場合は転換・バーナー炉心を目指している。 $^{238}\text{U}$ からなるスペクトルシフト棒を使用しており、目標取出燃焼度を60,000Mwd/tとしている。特にPu燃料のRCVSはスペクトルシフト棒の他、軸方向及び径方向ブランケットを用いており、6w/o Puf富化度で4バッチ燃料交換方式の平衡サイクルでPu増倍比（約5%減が転換比に相当）約0.98が得られている。フラマトムの設計案ではスペクトルシフト棒と燃料として劣化Uのかわりに天然Uの使用により転換比は国内での設計案と比べると大きく、取出燃焼度も40,000～50,000Mwd/tから60,000Mwd/tに増えている。表-2-3にRCVSの炉心主要目を図-2-1～-4にRCVSの構造関係図を示す。

## 2.2 西独における開発動向

### 2.2.1 開発方針

西独はKWUを中心としてカールスルーエ研究所（KfK）、スイス原子力研究所（EIR）、ブラウンシュバイク工科大学（TUB）の共同による体制で、基礎研究と設計開発を1985年から進めている。この炉型（KHCR：KWU HCR）は余剰Puの有効利用と天然U節約（3～5倍）の上で高転換率（転換比0.9）のものが開発できれば1995年～2000年までに導入する考えを持っている。さらに、経済性（燃料サイクル費）向上のために70GWd/tの燃焼度を目指している。

### 2.2.2 開発計画

開発計画を表-2-4に示す。開発は次のステップで進める構想であり、現在の共同開発プログラムを表-2-5に示す。

1985年～1988年	炉物理、熱水力に関する基礎研究
1985年～1990年	安全性のコード開発及び評価
1985年～	炉心、燃料要素、照射試験
1995年～2000年	導入

### 2.2.3 経済性

経済性については、燃料サイクル費は現行PWRと同等、プラント建設費は現行PWRの103%以内を目標としている。

### 2.2.4 KHCRの特徴

この炉心の特徴は、Pu燃料を専燃する稠密炉心で、被覆管はステンレス鋼を用い、Puの装荷量が多い。表-2-6に炉心要目を図-2-5～-6に炉構造図を示す。KHCRでは、燃料集合体長を現行PWRより低くすることにより、流路狭隘による圧損の増加のために起こるポンプ力の不足を補っている。

GEOMETRICAL CHARACTERISTICS OF THE FISSILE FUEL ASSEMBLY

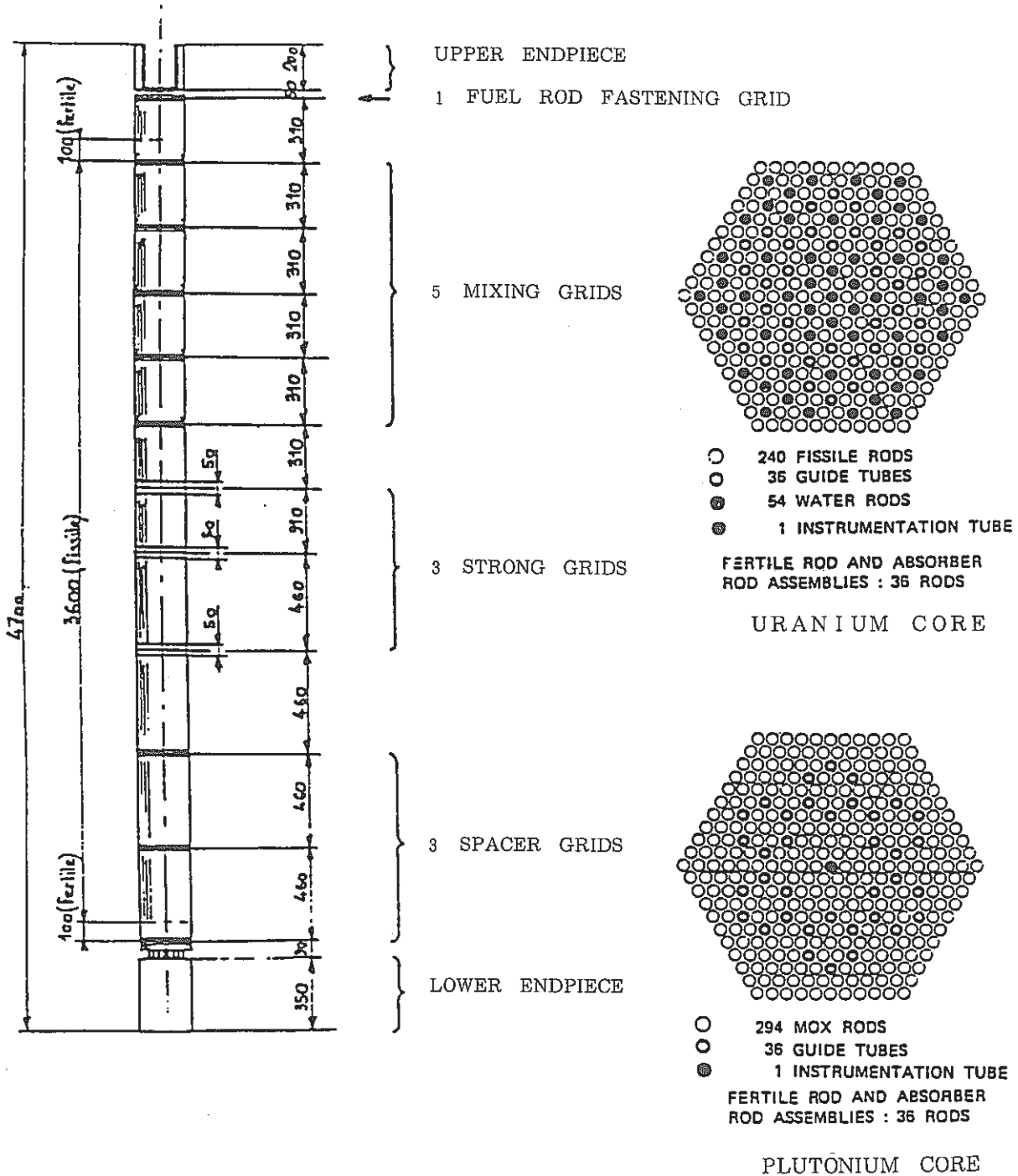
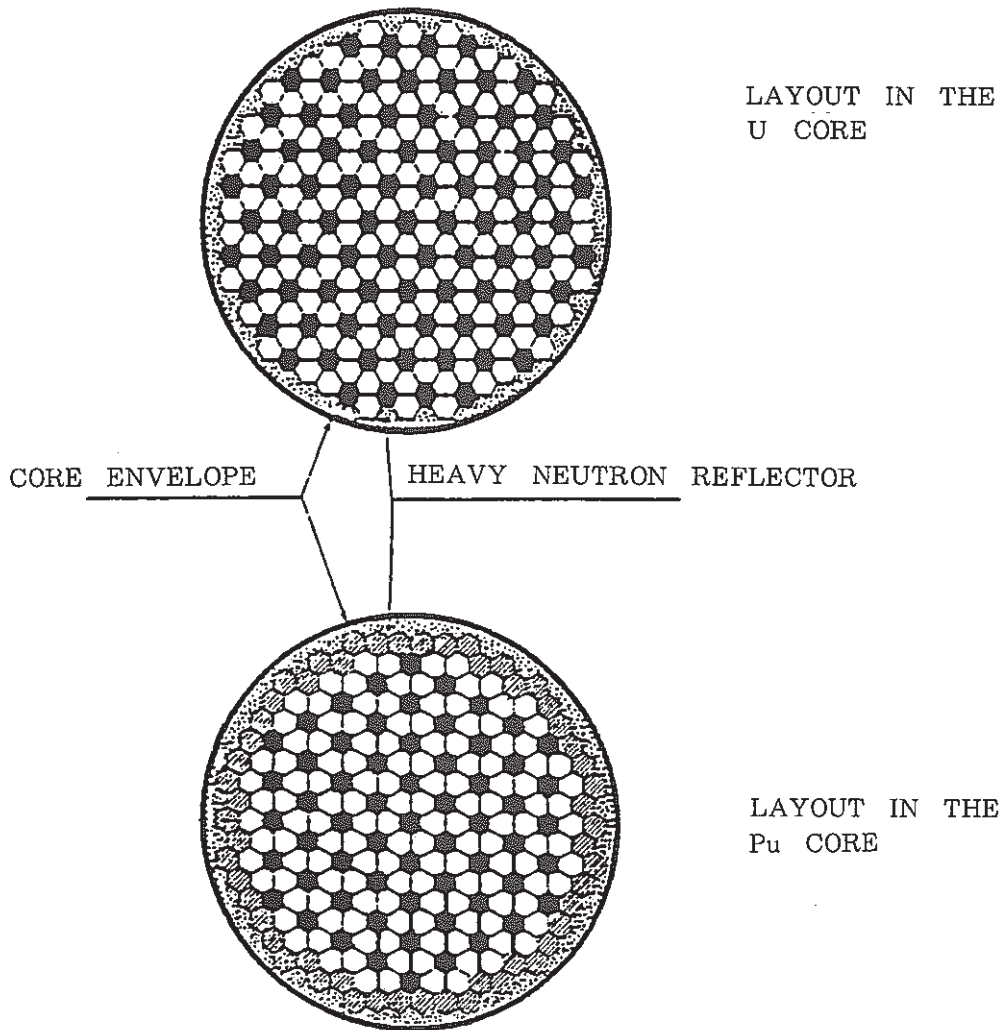


図-2-1 RCVS燃料集合体<sup>13)</sup>

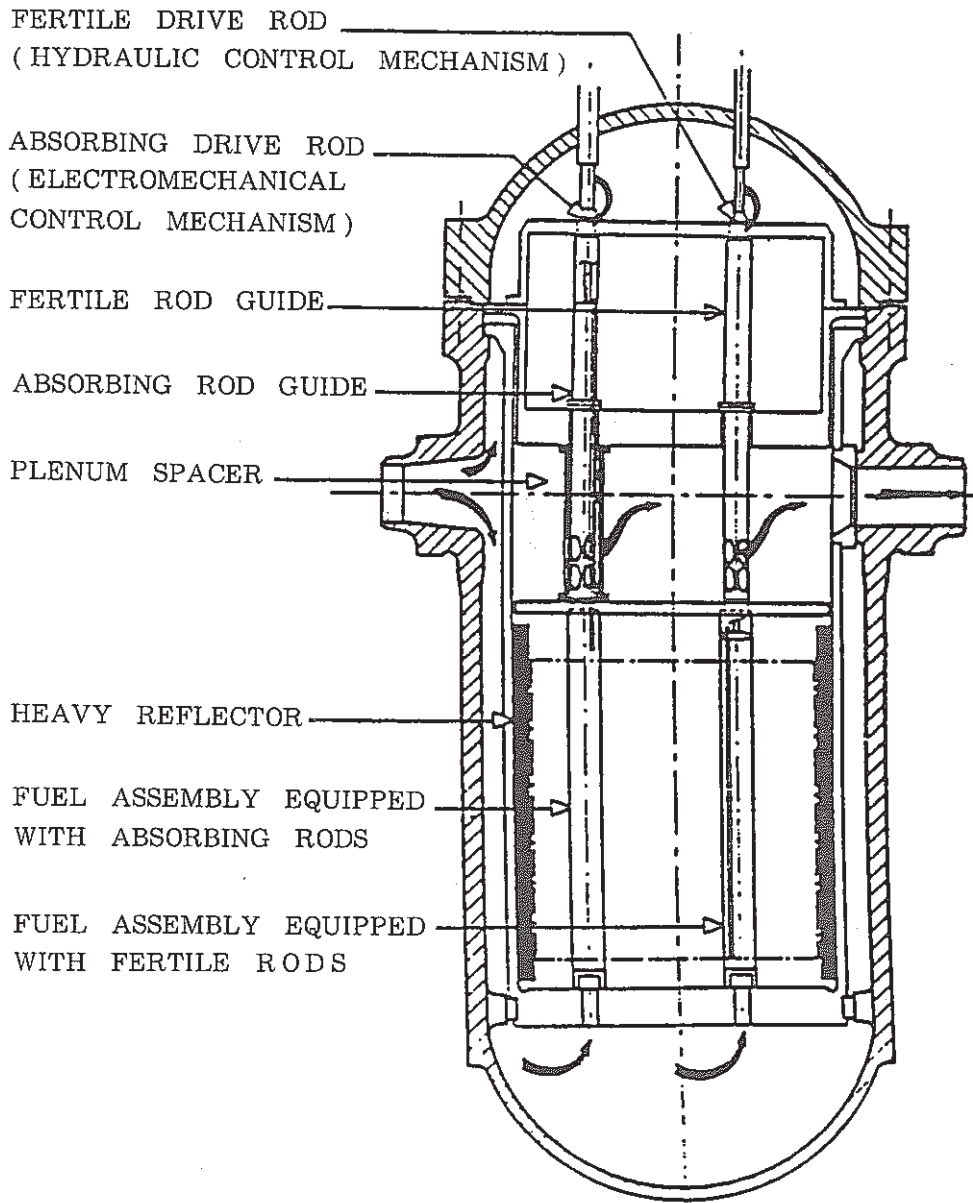
図-2-2 燃料集合体断面<sup>13)</sup>

SPECTRAL SHIFT REACTOR-CORE LAYOUT DIAGRAMS



- FUEL ASSEMBLIES EQUIPPED WITH FERTILE RODS
- FUEL ASSEMBLIES EQUIPPED WITH ABSORBER RODS
- ▨ FUEL ASSEMBLIES WITH FERTILE RODS (RADIAL BLANKET)

图-2-3 RCVS炉心配置图<sup>13)</sup>



SIMPLIFIED LONGITUDINAL CROSS SECTION  
OF THE RCVS REACTOR

图-2-4 RCVS原子炉構造图<sup>13)</sup>

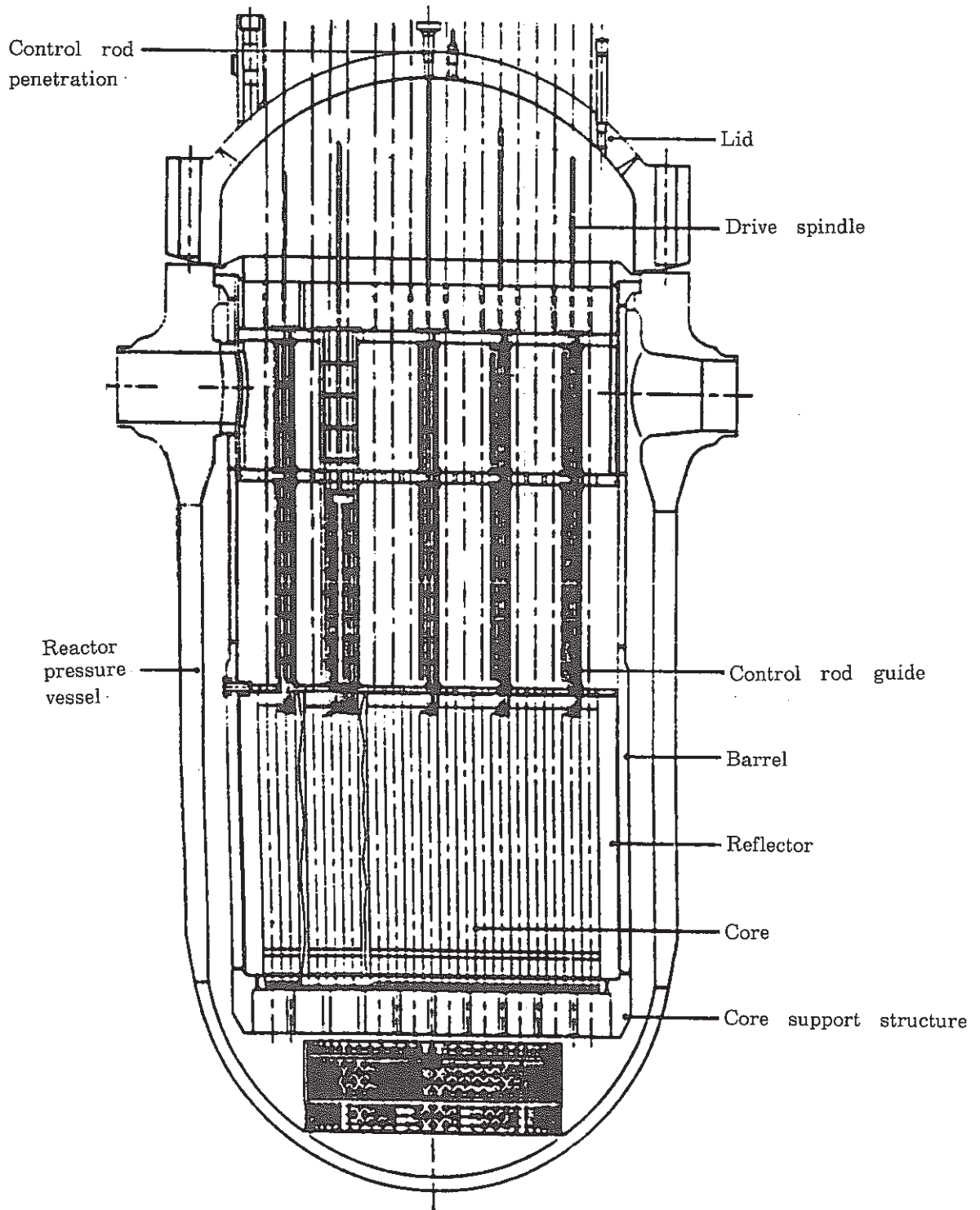
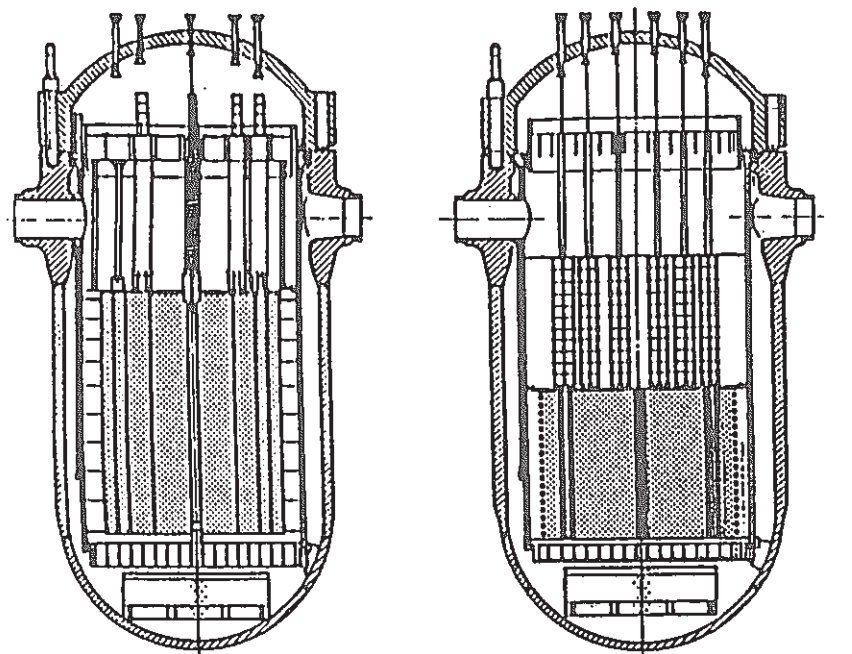


图-2-5 KHCR原子炉构造图<sup>13)</sup>

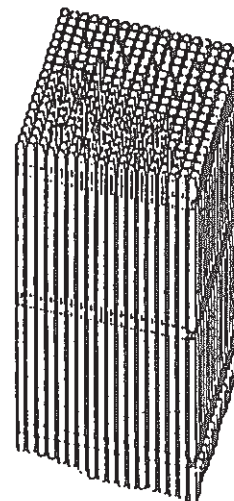
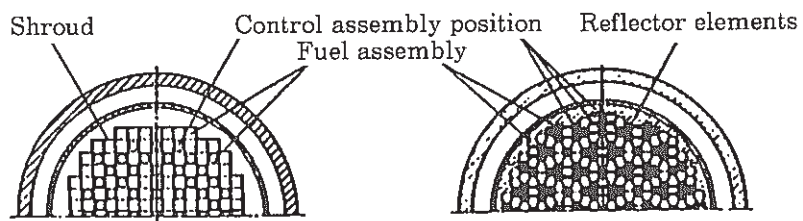


PWR

193 Fuel assemblies  
61 Control assembly positions

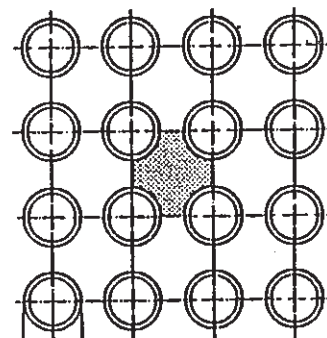
KHCR

349 Fuel assemblies  
151 Control assembly positions  
61 Drive mechanisms

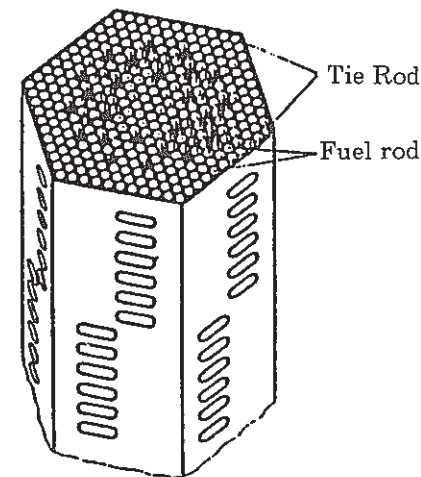


PWR

Number of fuel rods:300

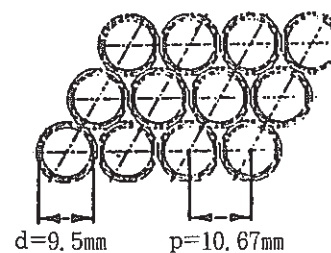


Water-to-fuel volume ratio :  $\approx 2$



KHCR

301



$\approx 0.5$

図-2-6 PWR とKHCRの原子炉及び燃料比較<sup>13)</sup>



表-2-1 RCVS (フランス) の開発計画<sup>13)</sup>

	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97
炉 概 念	フィージビリティスタディ													
						予備概念設計								
R & D	予 備 設 計													
	着工													
	▽													
	炉 物 理 研 究													
	熱 水 力 研 究 (DNB, 親物質棒冷却)													
	安 全 性 (再冠水、バルーニング)													
	炉 構 造 研 究 (流動振動、フローパターン、CRDM)													

表-2-2 R C V S基礎研究の一覧（フランス）<sup>13)</sup>

技術分野	実施項目	実施場所	施設及び内容
設計研究	フィージビリティー 研究	フラマトム	1984年～1987年
炉物理 APOLLO, CRONOS, X-SECTION 等のコードの 検証、データ 補充	ERASME計画 臨界実験	C E A	EOLE炉 稠密炉心の核特性測定 $V_m/V_f = 0.5、0.9、2.1$
	ICARE計画 燃焼特性基礎試験	C E A	MELUSINE炉 燃焼に伴う重核種、核分裂性核種の生成・減衰特性、燃焼時の核設計精度検証
	MORGANE計画 核分裂生成物の特性 実験	C E A	MIMERVE炉 オキシレーションロッドによる核分裂生成物の中性子捕獲特性
熱水力	GRAZIELLA実験	C E A	フロンによるDNB実験
	OMEGA実験	C E A	高温高圧水によるDNB実験
	スペクトルシフト棒 の熱伝達実験	C E A	親物質棒の案内シンプルの限界熱流束実験
安全性	ECCHO・B 実験	C E A	37ロッドによる再冠水熱伝達実験
	PERICLES実験	C E A	127ロッドによる再冠水熱伝達実験
燃料	燃料集合体流動試験	C E A	HERMES-Tループによる圧損等の測定
炉内構造	炉上部プレナム流動 試験	C E A	炉上部プレナム内の制御棒内管の流動振動試験
	制御棒案内管内流動 試験	C E A	制御棒案内管の中のRCCスペクトルシフト棒の流動振動試験

表-2-3 RCVSの炉心主要目<sup>13)</sup>

燃料集合体形状	正六角形	
燃料棒		
被覆材	ジルカロイ	
直径	9.5 mm	
ピッチ	12.25 mm	
炉心		
有効長	4,250 mm	
核分裂有効長		
U炉心	4,050 mm	
Pu炉心	3,650 mm	
濃縮度富化度	60,000Mwd/t 4バッチ*	
U炉心	4.2	
Pu炉心	6.0	
燃料集合体の構造 (Pu炉心)		
燃料棒数	294 本	
案内シンブル	36 本 (出力制御棒又は減速材調整制御棒)	
計装管	1 本	
スペクトルシフト幅 (Vm/Vfの可変範囲)	減速材調整制御棒挿入	減速材調整制御棒引抜
U炉心	1.65	1.98
Pu炉心	1.10	1.36
転換比 (Pu炉心)	0.98 ** (炉心は0.88)	
Pu生成率 (目標)		

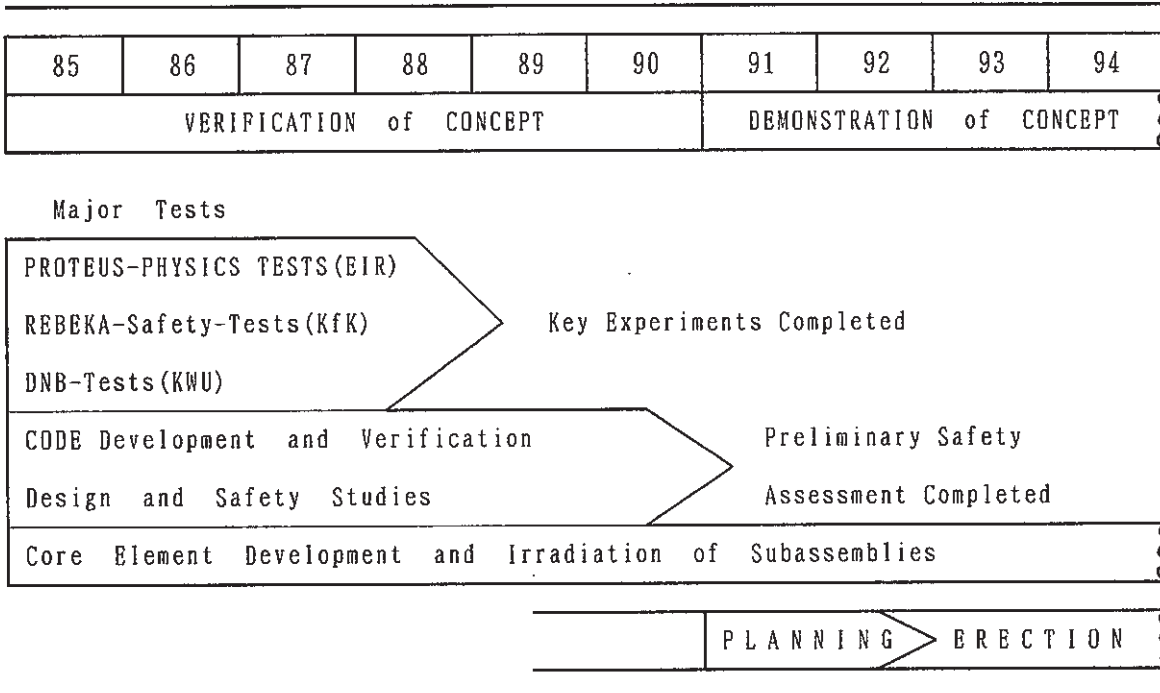
注)

\* 60,000Mwd/t以上の燃料度を得るためには、この条件では5バッチ以上が必要であると考えられる。

\*\*平均転換比で定義すると約0.92となるが、この値も燃焼度に依存する。

また、ブランケットの寄与はかなり大きく見積もられているようで、この値は理想的な目標値と考えられる。

表-2-4 KHCR (KWU) の開発計画<sup>13)</sup>



LWHCR Joint Development Program EIR, KfK, KWU

表-2-5 K H C R 共同開発プログラム<sup>13)</sup> (p/d = 1.12)

主要技術分野	主な研究	担当機関	施設名称
炉物理      ボイド係数負か？	反応率：ボイド反応度	EIR	PROTEUS II
緊急 炉心冷却	緊急時の炉心冷却性	KfK	FLORESTAN
	上部からの強制補給中の冷却性	EIR	NEPTUN
	高圧水実験	KWU	BENSON
熱水力      定常状態の炉心冷却性	高温高圧DNB実験： 圧力損失、限界熱流束	KWU	KARLSTEIN
	フレオンDNBR実験	KWU *TUBS KfK	KRISTA
照射実験      60MWd/kg以上での被覆管の安定性	炉心条件下の材料挙動	KWU	KWO
機械設計      設計の信頼性	燃料集合体のホールドアップ機構、炉内構造	KWU	

\* Technical University Braunschweig, FRG

表-2-6 西独のHCPWR炉心要目<sup>15)</sup>

	KWU+ブラウンシュバイク大学		KWUのLWHCR (APWR)	
	Type A	Type B	均質炉	非均質炉 (Seed/Blanket)
出力	3782	〃	3614	3462
燃料	UO <sub>2</sub> /PuO <sub>2</sub>	〃	〃	〃
インベントリ (tHM)	121.5	〃	fis. 8.5	fis. 8.9
濃縮度: 取替燃料 (Puf%)	7.5	〃	〃	8.2 (16/5)
炉心: 実効長×等価直径 (cm×cm)	233×370	〃		
平均出力密度 (W/cm <sup>2</sup> )	151	〃		
平均燃焼度 (MWd/tHM)	45,000	〃		
反応度変化/サイクル (%)	2	〃		
Full-power day/cycle	290	〃		
実効V <sub>m</sub> /V <sub>f</sub>			0.52	0.56 (0.74/ 0.23)
転換比	0.95	〃	0.92	0.93
集合体数	511	235	349	151
燃料集合体構成 (燃料-制御棒-構成材)	199-12-6	439-24-6	313-12-6	319/408-12 /0-0/6
スペーサ	ヘリカルフィン	〃	〃	グリッド/ヘリカル
被覆管外径 (cm)	0.95	〃	〃	0.74/1.117
被覆管材質	SUS	〃		
被覆管肉厚 (cm)	0.04	〃		P/D
ピンピッチ (cm)	1.05	〃	P/D1.123	=1.24/1.06
線出力 (W/cm)	155	〃	165	181/146
平均表面熱流束 (W/cm <sup>2</sup> )	52	〃		
平均比出力 (W/gHM)	31.0	〃		
制御棒	61×7×9 /B <sub>4</sub> C	66×3×21 /B <sub>4</sub> C		
ボロンワース (ppm/%反応度)	3250	〃	~3300	〃
系の圧力 (bar)	158	〃		
系の流量 (kg/s)	16,500	〃	16,280	14,040
冷却材温度 炉心入口/出口 (℃)	286/326	〃	dT=40.2	dT=41.2
圧損 (bar)			3.90	5.90

### 3. サイクル諸量等の計算例

#### 3.1 原研におけるサイクル諸量の計算例<sup>16), 17), 18)</sup>

本計算は、原子力発電規模を想定し、導入炉型として従来のLWR-FBR路線にHCLWRを加えて、その設備投入及び天然U節約の効果を調べることを目的として実施された。

##### 3.1.1 前提条件

項目	設定条件
投入発電規模	図-3-1 (原子力ビジョン) (ケース2基準) <ul style="list-style-type: none"> <li>・1985年以前は実績値</li> <li>・1985年～2000年：2.5GWe/年</li> <li>・2000年～2100年：1.5GWe/年</li> </ul>
リードタイム及びラグタイム(各炉型共通)	天然U調達 → U濃縮または成型加工 : 0年 U濃縮 → 成型加工 : 1年 成型加工 → 燃料装荷 : 1年 燃料取出 → 燃料再装荷 : 6年 or 4年) 燃料取出 → 再処理 : 4年 or 2年)
ロス率(各炉型共通)	U濃縮 : 1.0 % 成型加工 : 1.5 % 再処理 : 3.0 %
<sup>235</sup> U濃度	天然U : 0.711 % 濃縮テイルU : 0.3 %
炉型導入条件	LWR : 1994年まで投入、1995年以降新設なし。 ALWR : 1995年より投入。 ATR : 1979年(原型炉:16.5万kWe)、1995年(実証炉:60.0万kWe)、以降新設なし。 プルサーマル計画: (1) 実用規模実証計画 1994年～2012年: 200万kWe 対象 (2) 本格利用 1997年～2012年: 1000万kWe 対象
炉型導入条件	プルサーマル積極投入ケース: 1994年: 2GWeを生涯プルサーマル炉 1997年～2029年: 既設、新設ともプルサーマル化(kWe)、以降新設なし。 HCLWR: 2000年より投入 FBR : 1993年(原型炉:28万kWe)、2002年(実証炉1号:60万kWe)、2012年(実証炉2号:100万kWe)、2022年(実証炉3号:130万kWe)
炉心特性	LWR : 現行PWRとBWRの平均値 ALWR : APWRとABWRの平均値 ATR : ATR(Pu+N,U.)の平均値 プルサーマル: 現行LWRの1/3MOX炉心 HCLWR* : (1) スペクトルシフト炉心1: MHC-7C(Z) (Vm/Vf=1.4、4.5万Mwd/t)で $1.1 \leq Vm/Vf \leq$

項 目	設 定 条 件 (つづき)	
炉心特性	1.4 シフトする炉心 (2) スペクトルシフト炉心 2 : MHC-8(Z) (Vm/Vf=1.1、4.0万Mwd/t)ベースでスペクトルシフトする炉心 (3) U置換炉心 : Vm/Vf=1.62のU炉心 F B R : F B R実証炉データベース	
試算期間	2100年まで	F B R実用化時期を2030年と2050年以降の2ケース
最適化条件	(1) 天然U積算所要量を最小とする。 (2) Pu蓄積量が負にならないこと。 (3) 使用済燃料は全量再処理する。	

注) \* : H C L W Rのレファレンス炉心はいずれも三菱<sup>9)</sup>によるものである。

### 3.1.2 計算ケース

計算ケースを表-3-1に示す。

### 3.1.3 計算結果

- ① L W R - A L W R - F B R路線にプルサーマル計画分を加えた場合、2100年時点でこれによる天然U節約の効果は認められない。(図-3-2)
- ② L W R → A L W R → プルサーマル → F B R路線上にH C L W Rを導入した場合、天然U所要量の低減に効果があり(図-3-3)、18万tの低減が計れる。この場合H C L W RによりF B Rの導入量が低減するという現象は認められない。(図-3-4)
- ③ A L W RとF B Rの間にプルサーマルを積極的に投入する場合、天然U所要量が低減する効果はあるが、プルサーマル計画分に引き続いてH C L W Rを投入した方が低減効果が大である。(図-3-5)
- ④ 再処理の遅れ期間を6年から4年に短縮した場合、F B Rの自立化を早め(図-3-6)、天然Uの主要量を低減でき、さらに、H C L W R投入による効果を大きくすることができる。(図-3-3と図-3-7の比較)
- ⑤ F B R実用化期が遅れる場合(2030年→2050年)、2100年におけるF B R投入容量を變えることなく、その間にH C L W Rを代替炉として投入可能である。(図-3-8)

### 3.2 三菱におけるサイクル諸量等の計算例<sup>9)</sup>

本計算は、準稠密炉心によるH C P W Rを投入した場合に、累計天然U消費量及び稼



働全プラントの平均燃料サイクルコストに与える効果を調べることを目的として実施された。

### 3.2.1 前提条件

・ 炉型投入パターン：

a ; H C P W R → F B R

2001年～2030年 H C P W R 及び H C P W R U 置換炉心

2031年～ F B R

b ; A L W R 1/3 プルサーマル → F B R

2001年～2030年 A L W R 1/3 プルサーマル 及び A L W R U 炉心

2031年～ F B R

c ; A L W R U 炉心 → F B R

2001年～2030年 A L W R U 炉心

2031年～ F B R

・ 計算期間 : 2001年より80年

・ 既設 L W R 基数 : 53基 (2000年時点)

・ 2001年よりの新規プラント投入基数 : 長計に基づく

・ 取出より再装荷までの時間遅れ : F B R → 6年、F B R 以外 → 4年

・ プラント寿命 : 40年

・ 取出燃焼度 : 45,000Mwd/t

・ 再処理容量 : 全量再処理または、再処理制限

・ 炉外での  $^{241}\text{Pu}$  の崩壊考慮

・ 回収 U の再処理考慮

・ サイクルコスト計算における単価等は、OECD/NEAのデータ等を参考にする。

・ M O X の成型加工費・再処理価格は U 燃料の1.5 ~ 2倍

・ 金利 : 5 % / 年

・ エスカレーション率 : 2 % / 年

### 3.2.2 計算結果

- ① HCLWR→FBR路線はALWR 1/3プルサーマル→FBR路線に比べ天然U消費量が少ない。(図-3-9)
- ② 再処理制限のない場合、HCLWR→FBR路線における2055年以降のサイクルコストは、他の炉型投入パターンに比べ低くなる。しかし、FBR導入以前のサイクルコストは、他の投入パターンに比べ高くなる。(図-3-10)
- ③ 再処理制限があり、かつ、天然U価格の高騰等を考慮した場合、HCLWR→FBR路線は、ALWR U→FBR路線と十分競合可能である。(図-3-11)
- ④ 本計算では、FBR投入時のPu不足を補うためHCLWRの燃料を全て取り出し再処理を行うことにしている。従って、FBR投入時には再処理費とHCLWR初装荷用のU燃料の燃料費が大となる。
- ⑤ また本計算において、HCLWRの転換比を変えた(0.85→0.9)計算を行っているが、転換比による天然U消費量減少へのメリットはあまりないとの結果も得ている。

### 3.3 サイクルコストの計算例<sup>20)</sup>

各種炉型のサイクルコストの計算結果を示す。計算の前提となる炉特性データ並びにコストデータ等を表-3-2～-3に示す。表-3-3に示すデータは、OECD/NEAのデータを参考にしている。

#### 3.3.1 単炉の計算結果

各種炉型単炉でのサイクルコスト(均等化コスト)を表-3-4に示す。HCLWRは、高燃焼度が達成でき、同様の発電量に対する所要物質量が他の炉型に比べ少なく済むため、サイクルコストが小さくなっている。

またHCLWRの場合、天然U所要量及び濃縮役務所要量とのトレードオフなしに高燃焼度化が図れる特徴がある。

従って、Uに関する諸条件が制約にならないHCLWRの場合、サイクルコストの主要部分が加工コスト及び再処理コストになる。またHCLWRでは、サイクルコストに占めるPuクレジットの比率が高いことから、サイクルコスト検討でのPuクレジットの取り扱いが重要となってくる。

### 3.3.2 多炉共存系の計算結果

Pu生産炉とPu消費炉からなる共存系を考え、系全体のサイクルコスト（均等化コスト）を計算した結果を表-3-5に示す。

系全体のコストの計算は、下式に基づいている。

$$C_s = (1 / 1 + x) \cdot C_1 + (x / 1 + x) \cdot C_2$$

ここで、 $C_s$  : 系全体のコスト

$C_1$ 、 $C_2$  : それぞれ炉型1及び炉型2のコスト

$x$  : 生産炉1基で賄える消費炉の基数

この結果、単炉ベースで大きな差があった均等化コストの値は、かなり接近したものとなっている。

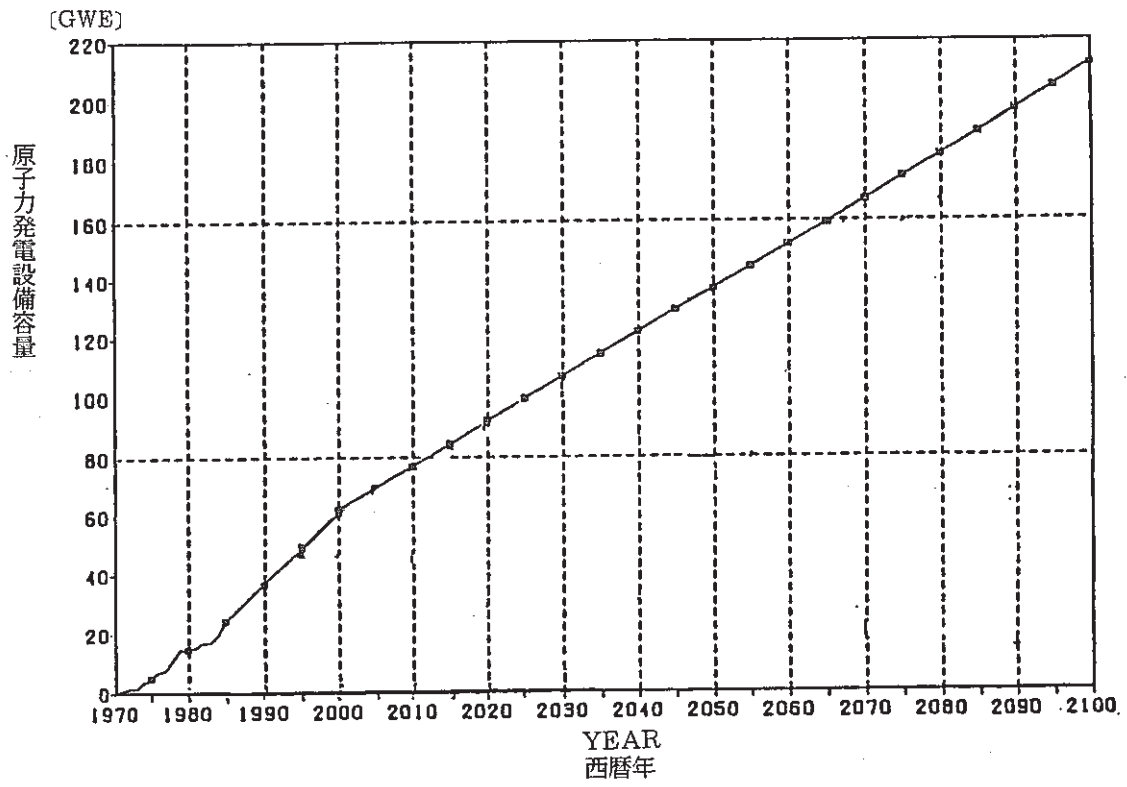


図-3-1 投入する原子力発電容量<sup>16)</sup>

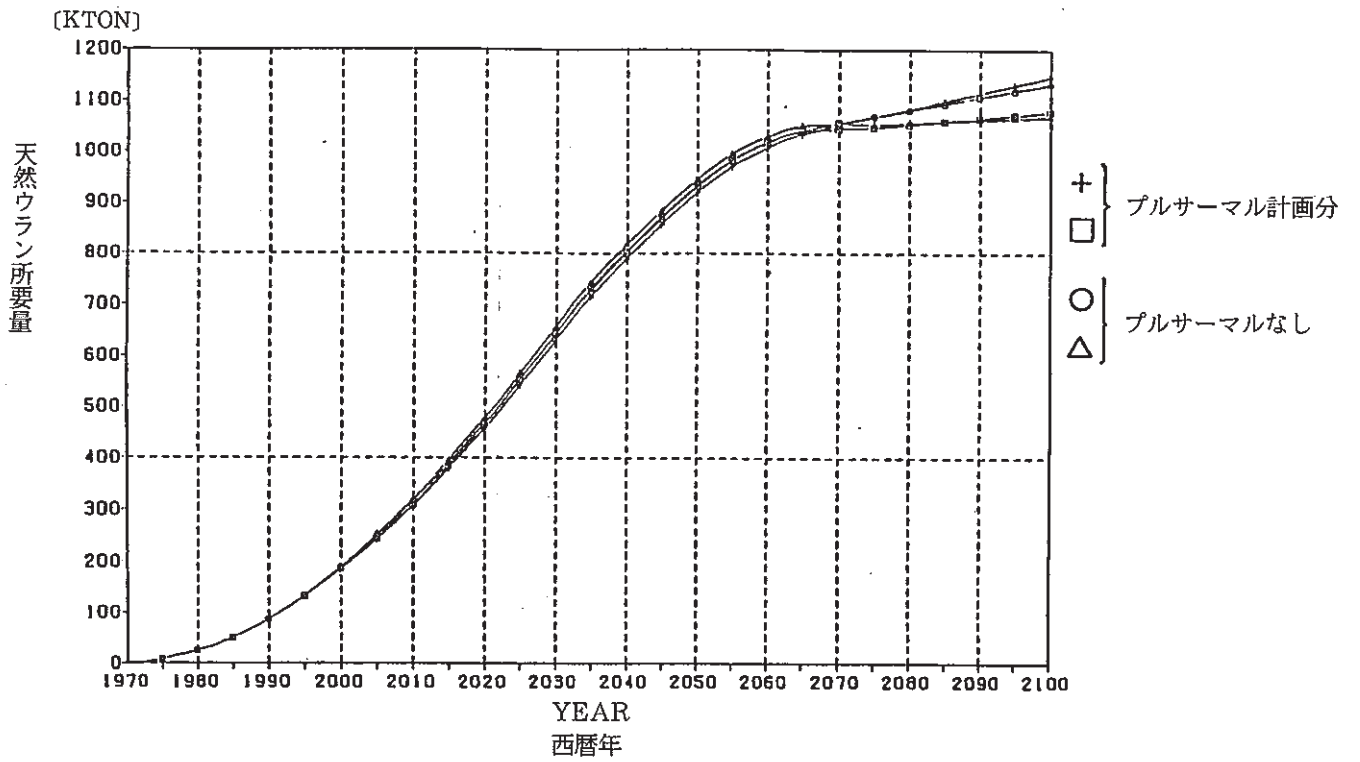


図-3-2 天然ウラン所要量 - LWR+ALWR+FBR路線におけるプルサーマル計画分の投入の効果 - 16)

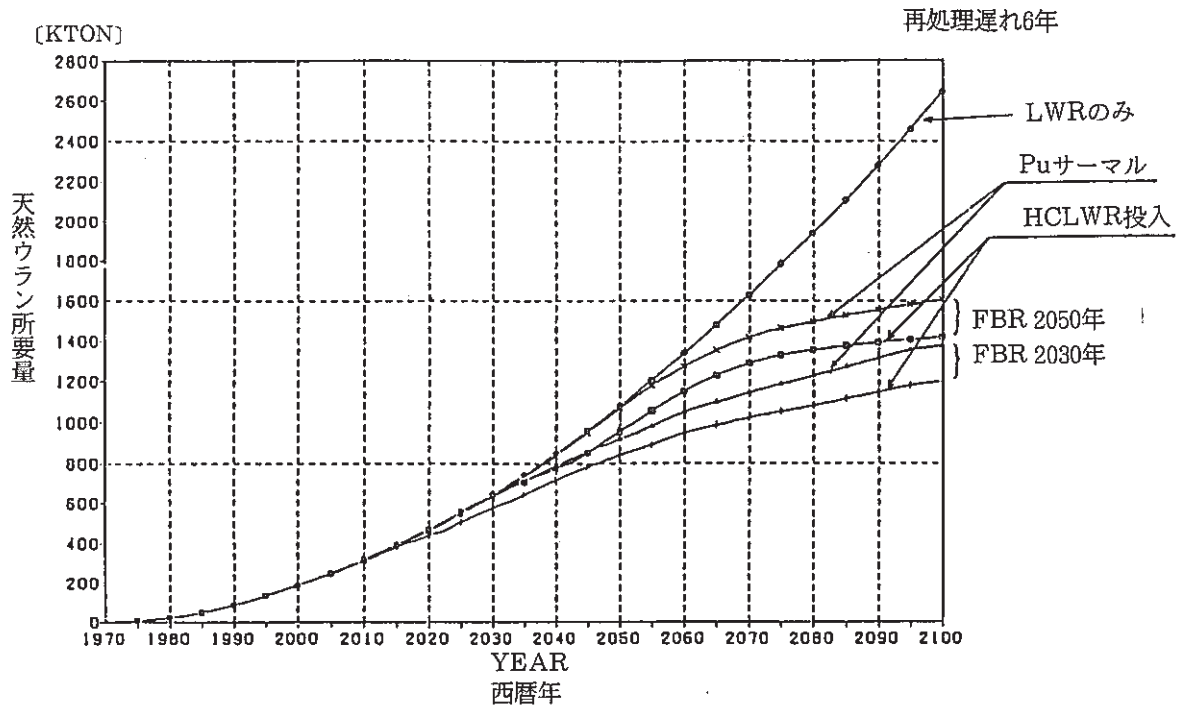


図-3-3 天然ウラン所要量 - LWR+ALWR+Puth+FBR 路線にHCLWR を投入した効果 - (6)

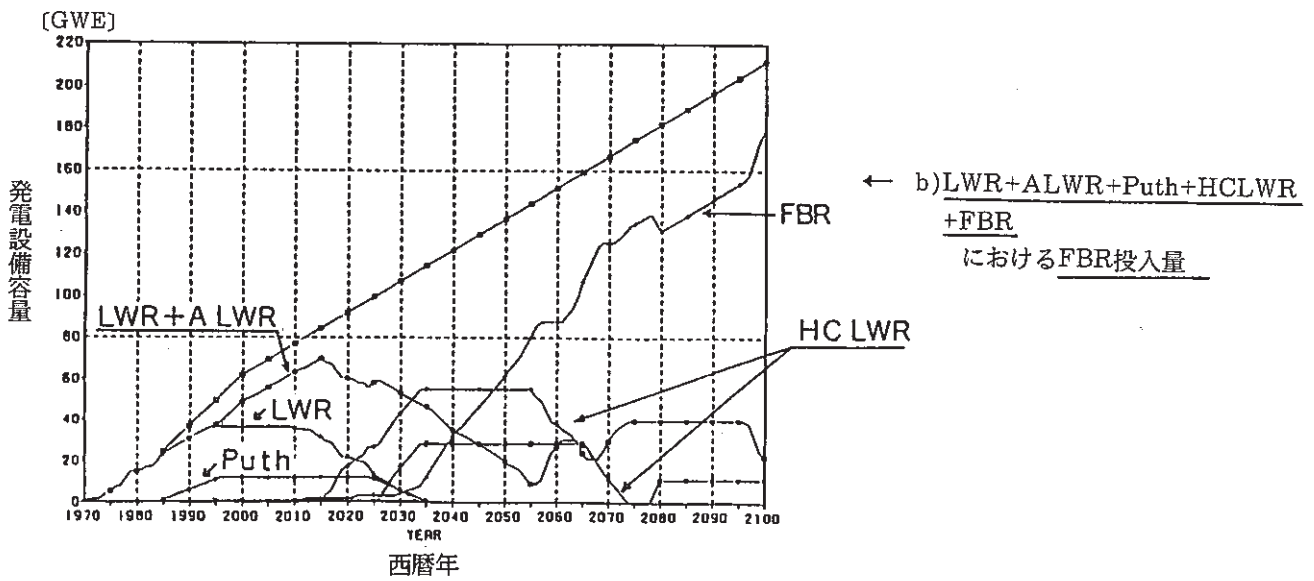
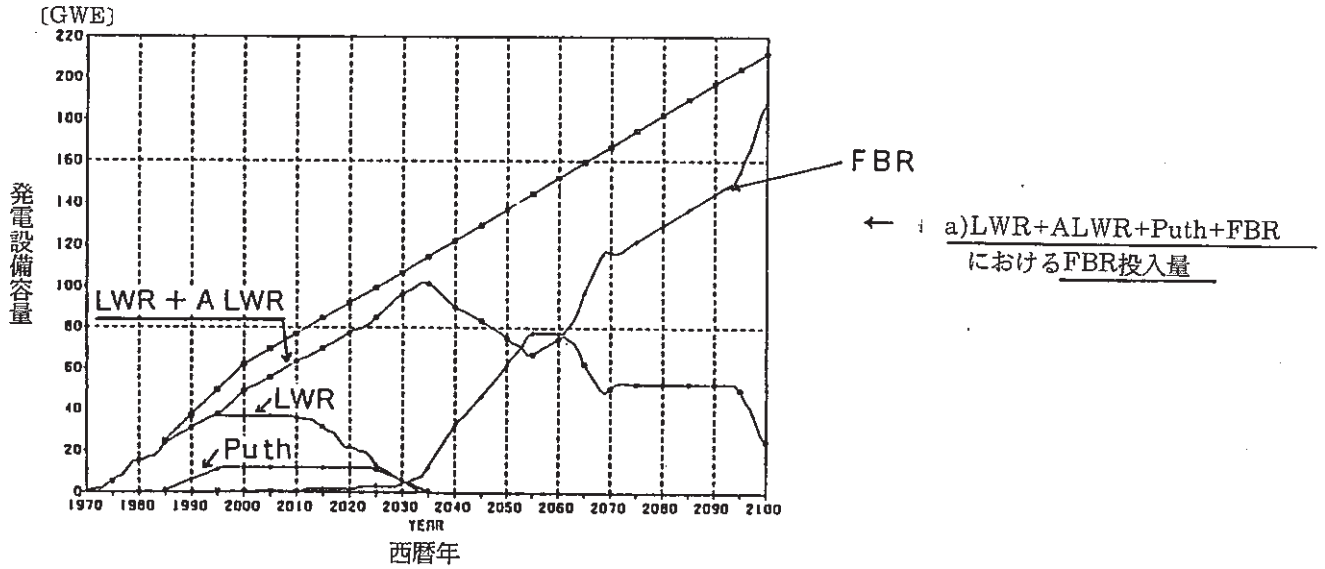


図-3-4 HCLWR の導入によるFBR への影響<sup>16)</sup>

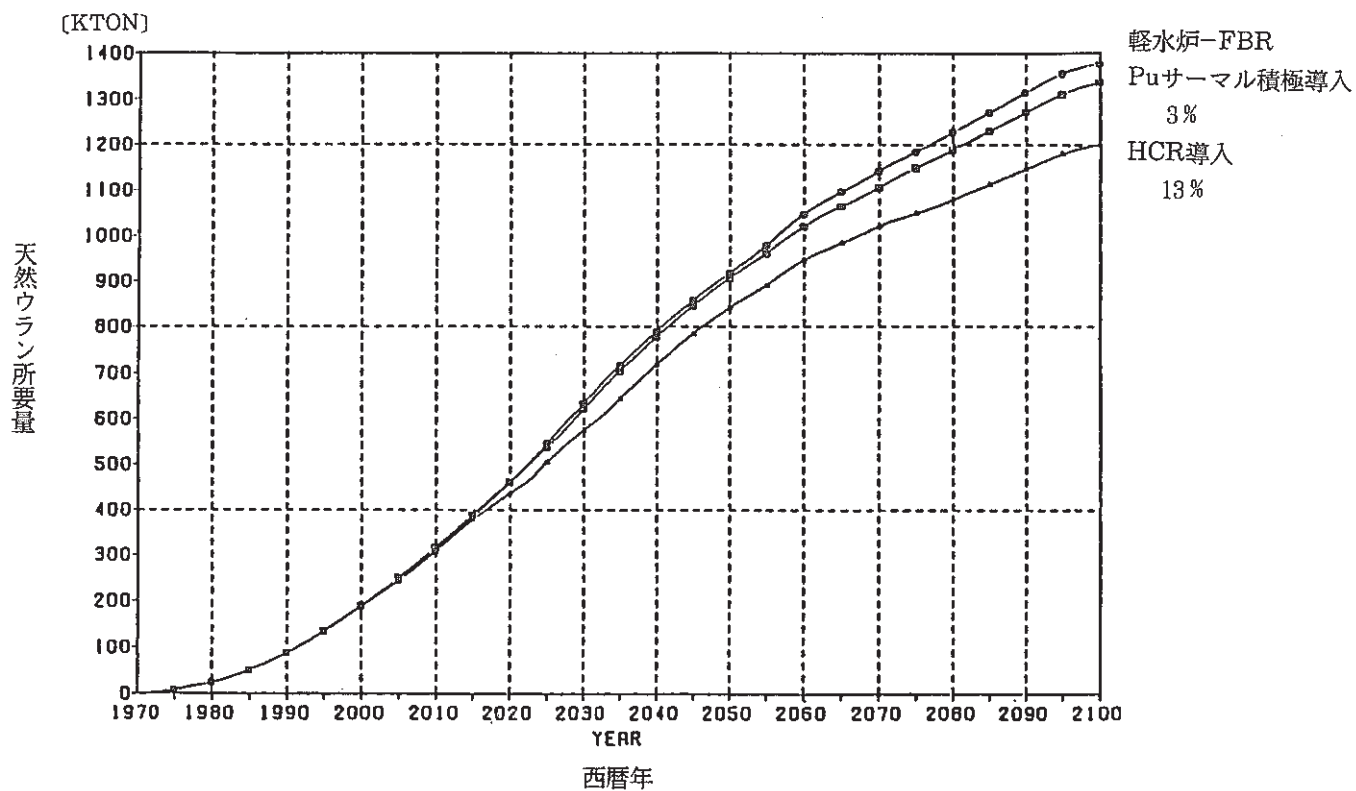


図-3-5 天然ウラン所要量 - プルサーマル積極導入の効果 - (6)



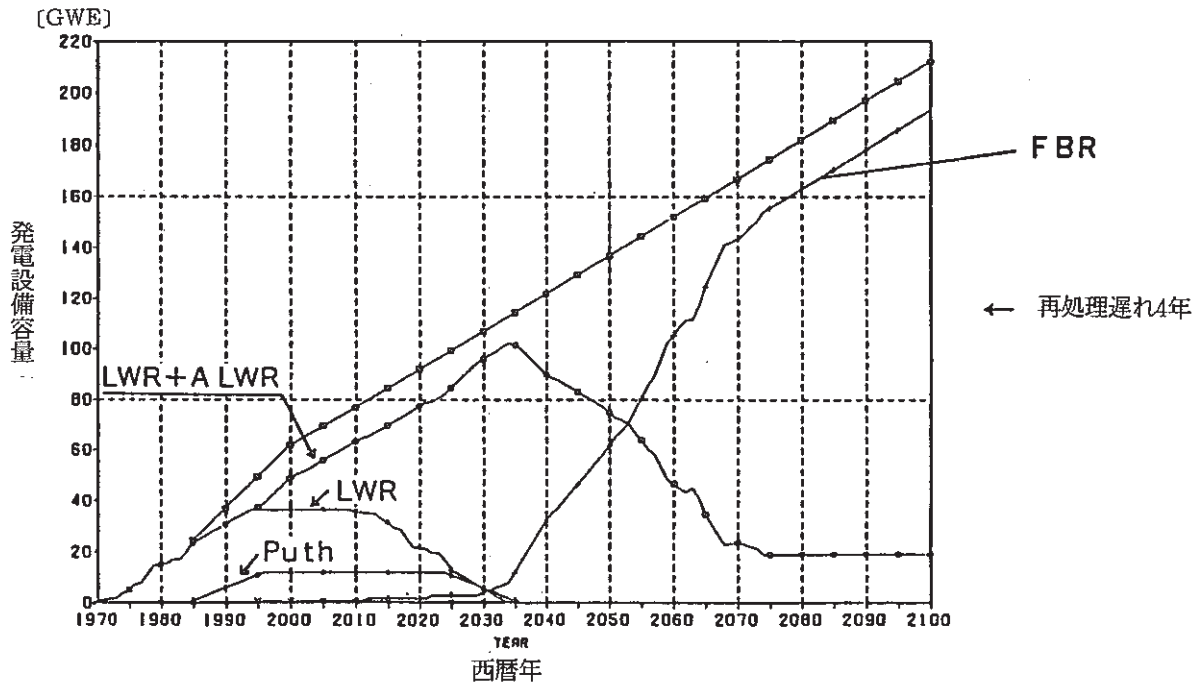
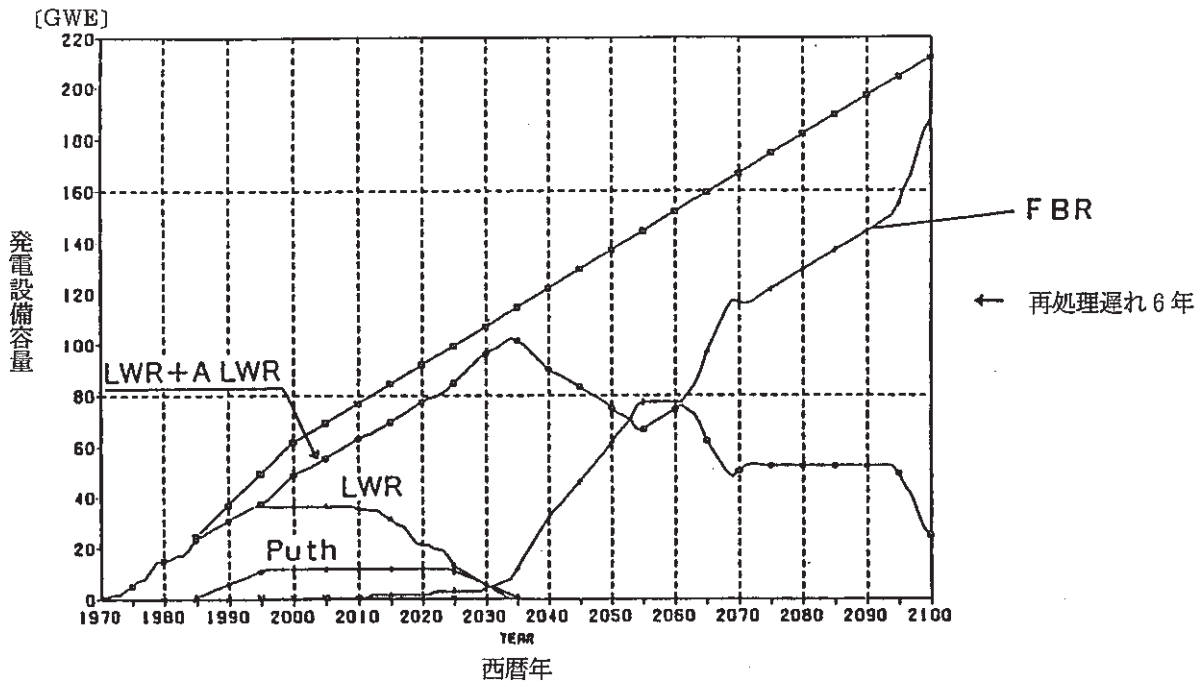


図-3-6 再処理遅れのFBR 自立の効果 - LWR+ALWR+Puth+FBR の場合 - <sup>(6)</sup>

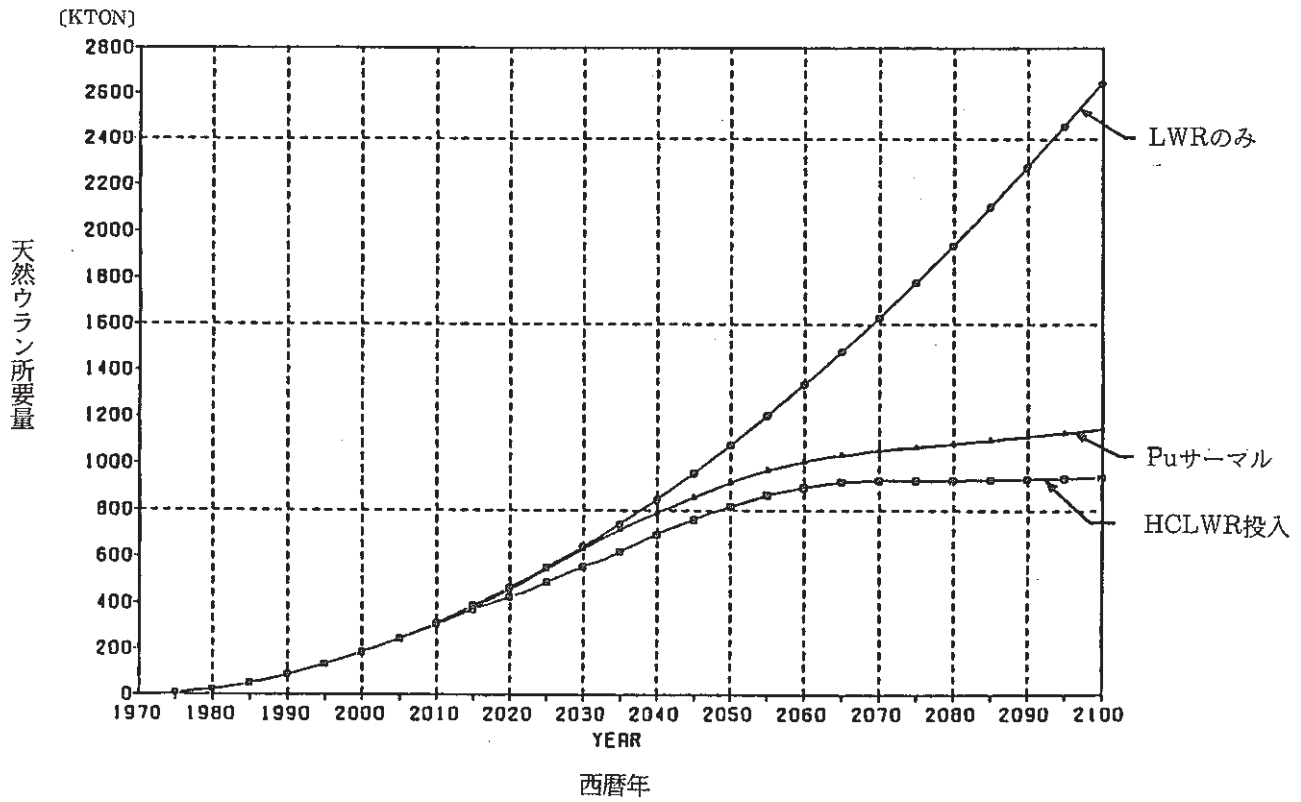
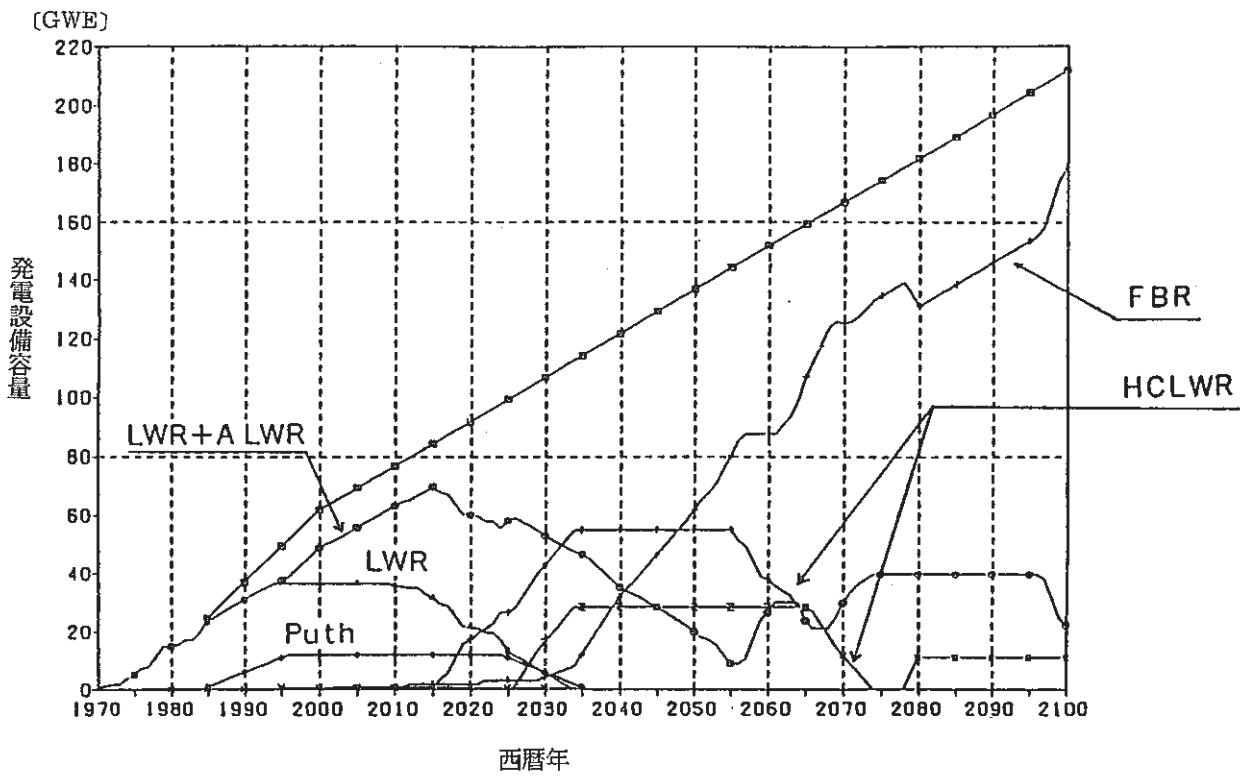
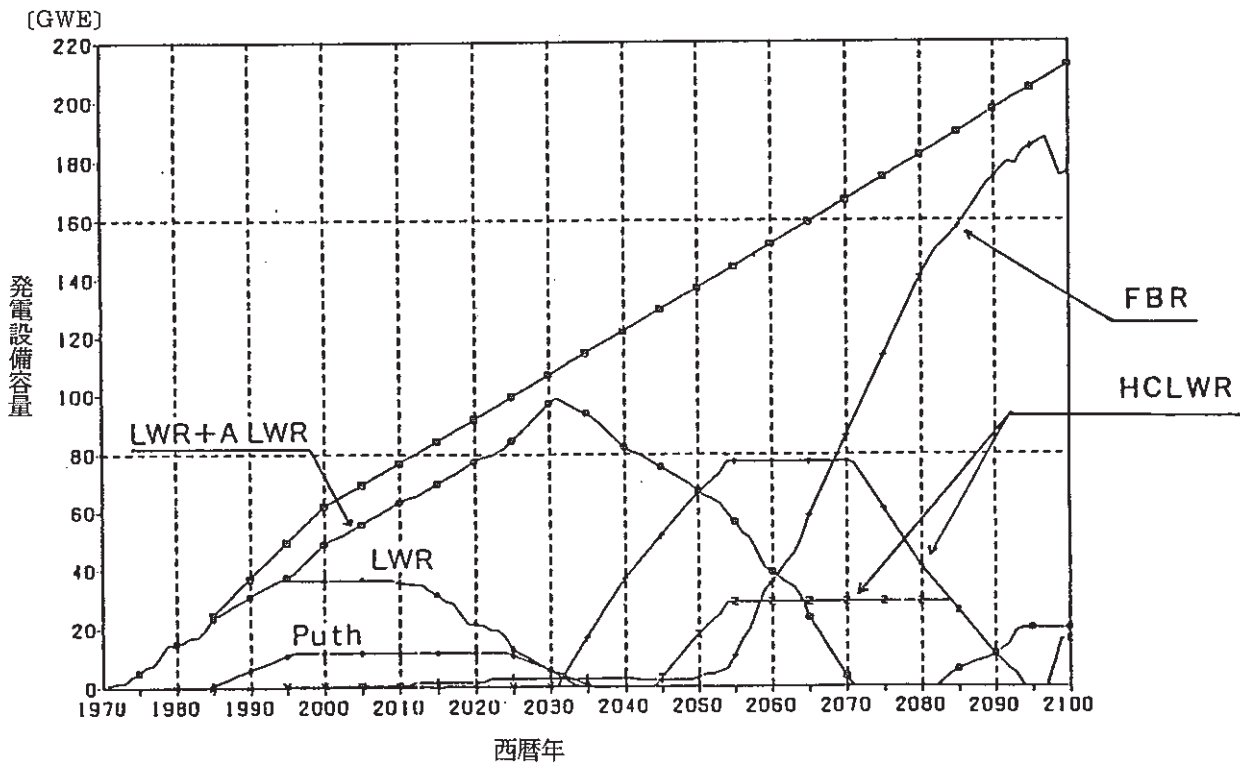


図-3-7 天然ウラン所要量 - 再処理遅れ4年の場合 - (6)



a) FBR実用化2030年の場合



b) FBR実用化2050年の場合

図-3-8 FBR 実用化期の差による各炉型の投入量比較<sup>16)</sup>

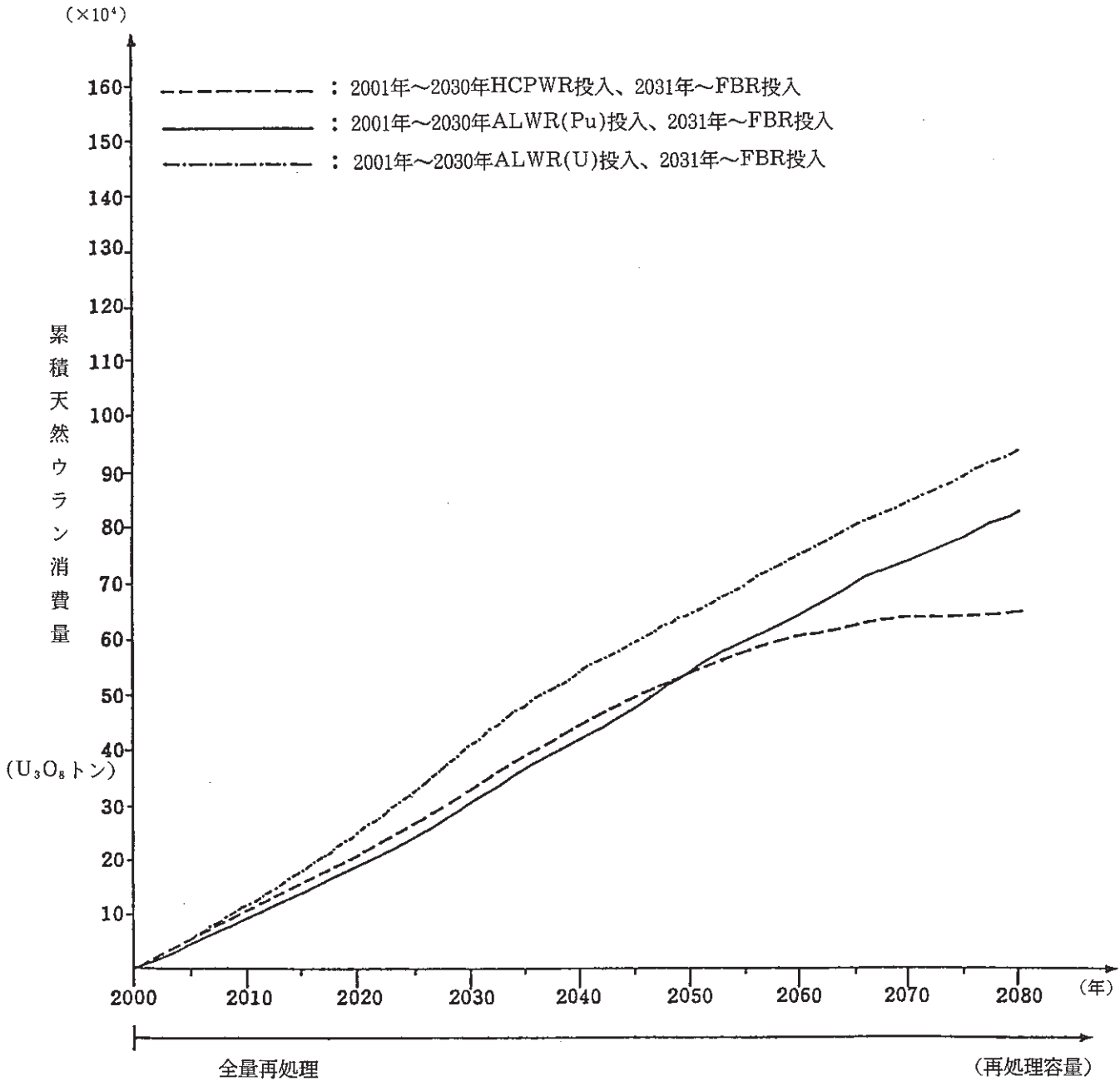


図-3-9 累積天然U消費量 (投入基数:長計ベース) <sup>9)</sup>

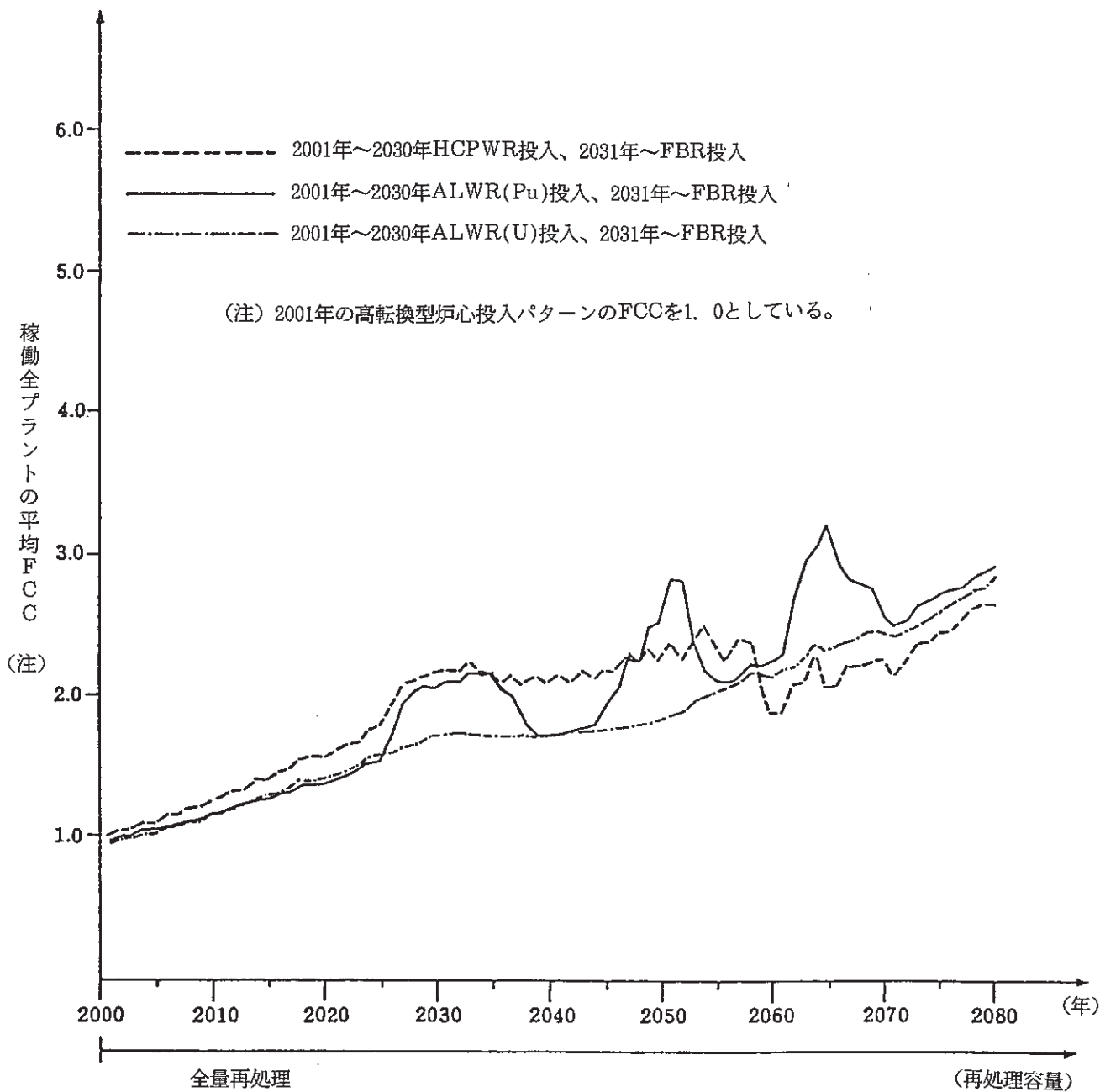


図-3-10 燃料サイクル費（投入基数：長計ベース）<sup>9)</sup>

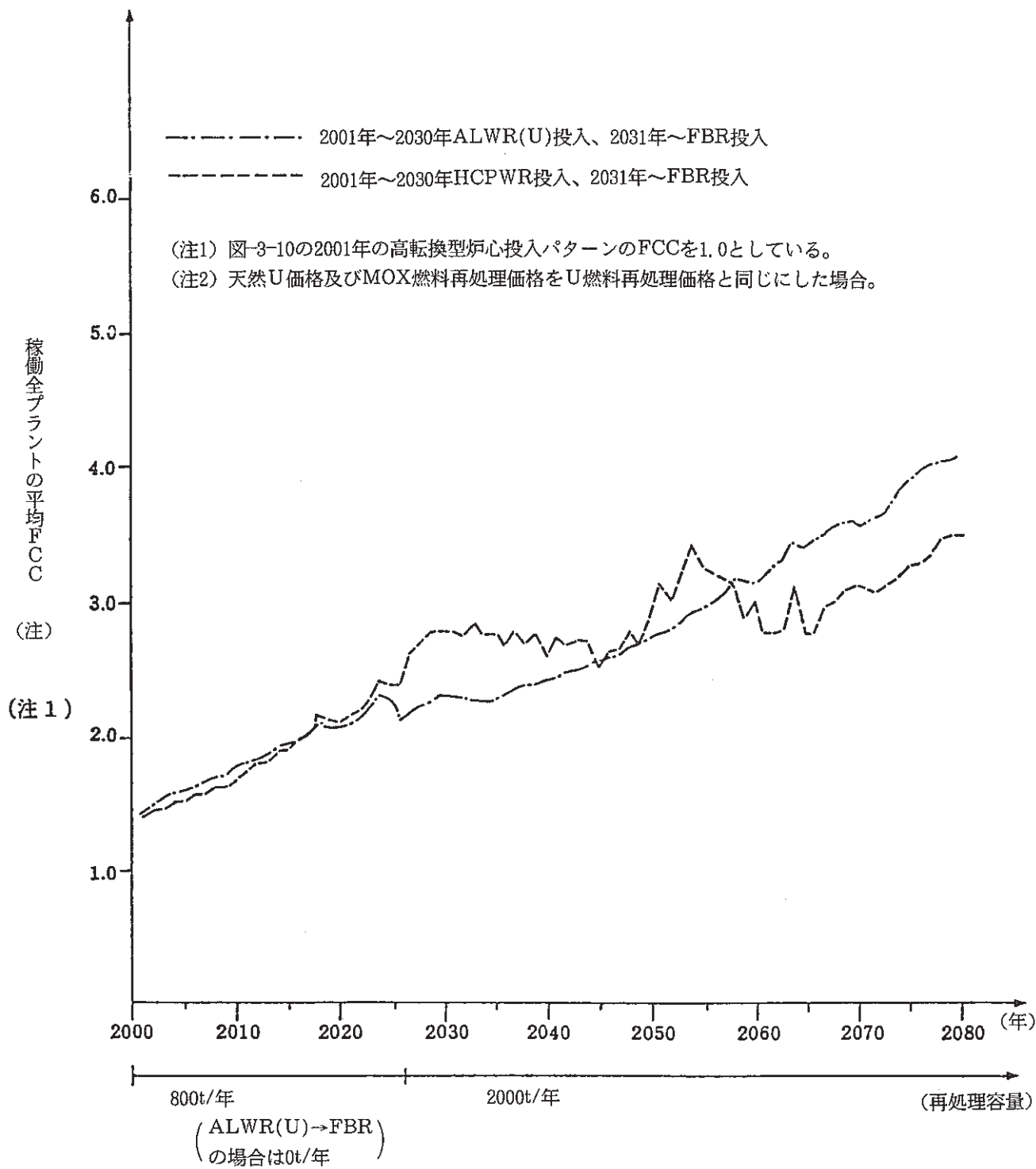


図-3-11 燃料サイクル費 (注2) (投入基数:長計ベース)<sup>9)</sup>

表-3-1 計算ケース<sup>1)</sup>

Case No.	炉型構成	FBR導入開始時期	HCLWR炉型	リサイクルタイム	ケース記号					
					炉型組合せ	FBR条件	HCLWR炉型	リサイクルタイム	*1	*2
1	L - A L	————	————	6 or 4年	L	——	————	X or Y	E	
2	L - A L - P - F	2030年	————	6 or 4年	P F	1	————	X or Y	E	
3	L - A L - P - F	2050年	————	6年	P F	2	————	X	E	
4	L - A L - P - H - F	2030年	スペクトルシフト1	6 or 4年	P H F	1	D	X or Y	E	
5	L - A L - P - H - F	2030年	スペクトルシフト2	6年	P H F	1	E	X	E	
6	L - A L - P - H - F	2050年	スペクトルシフト1	6年	P H F	2	D	X	E	
7	L - A L - P P - F	2030年	————	6年	P P F	1	————	X	E	
8	L - A L - F	2030年	————	4年	F	1	————	Y	E	
9	L (F) - A L - F	2030年	————	4年	F	1	————	Y	E	F
10	L (F) - A L - P - F	2030年	————	4年	P F	1	————	Y	E	F

\*1) “E”は計算期間が2100年まで拡張されたことを表す

\*2) “F”は従来型LWRの続投により、A-LWRと競合させたケースを表す

注1) 計算ケース数は全部で13ケースとなる

注2) 炉型略号

炉型	略号
LWR	L
LWR 〔1995年以降続投〕	L (F)
A-LWR	AL
LWR (Pu) 〔計画分〕	P
“ 〔制約無し〕	PP
HCLWR	H
FBR	F

注3) FBR導入時期

導入時期	記号
2030年	1
2050年	2

注4) HCLWR炉型

炉型	記号
スペクトルシフト1	D
スペクトルシフト2	E

注5) リサイクルタイム

年数	記号
6年	X
4年	Y

表-3-2 1000MW原子炉の炉型別燃料装荷・取出量 (t/GWey) 及び回収エネルギー  
 (  $\times 10^4$  MWtD/GWey ) <sup>20)</sup>

炉型	天然ウラン		核分裂性プルトニウム		回収エネルギー
	平衡装荷量	平衡取出量	平衡装荷量	平衡取出量	
PWR (U)	149.12	33.29	0	0.17	81.026
BWR (U)	155.45	37.22	0	0.16	83.692
PWR (Pu)	110.20	26.43	0.3	0.32	81.313
BWR (Pu)	112.64	27.58	0.303	0.308	83.771
ATR (U)	113.97	0.412	0	0.108	87.910
ATR (Pu+NU)	26.795	5.139	0.512	0.176	88.019
HCLWR	4.514	2.370	1.519	1.28	84.633

注) 但し、テイルウラン濃度は0.2%とした。



表-3-3 サイクルコストの計算のための前提条件<sup>20)</sup>

1. 原子炉に関する前提事項		
運転開始年		1995年
供用年数		30年
2. コストに関する前提事項		
通貨単位の基準時点	1984年1月1日の米国ドル	
3. 燃料サイクルに関する前提事項		
濃縮の廃棄テイル濃度		0.25%
リード/ラグ・タイム		
ウランの購入		21ヶ月
転換		18ヶ月
濃縮		12ヶ月
成形加工		6ヶ月
再処理サイクル		
中間貯蔵を含む再処理		5年
廃棄物処理処分		40年
ワンス・スルー・サイクル		
中間貯蔵を含むSFの処分		40年
物質ロス係数		
転換		0.5%
成形加工		1%
再処理		2%
その他		0%
4. その他		
割引率		5%
5. コスト・データ		
	ウラン燃料	MOX燃料
(1984年米国ドル)		
ウランの購入	32 / 1 b U <sub>3</sub> O <sub>8</sub>	
	上昇率 年2%	
転換	6 / kg U	
濃縮	130 / kg SWU	
成形加工	190 / kg U	522 / kg HM
SF輸送	40 / kg HM	100 / kg HM
中間貯蔵	(40 + 4 / 年) / kg HM	(50 + 4 / 年) / kg HM
再処理	750 / kg HM	
廃棄物処分	150 / kg HM	
(ワンス・スルー)	(350 / kg HM)	
ウラン・クレジット	新しいウランおよび濃縮SWUの 相当コストの80%	
プルトニウム・クレジット	15 / g fissile Pu	

表-3-4 各種炉型のサイクルコストの構成<sup>20)</sup>

均等化コスト [ mills/kWh ]

	再処理ありLWR	フルサーマル	ATR	HCLWR
Uの購入	3.626	2.637	0.584	—
転換	0.170	0.123	—	—
濃縮	2.314	1.459	—	—
成型加工	0.825	1.304	2.343	1.481
使用済燃料輸送	0.140	0.140	0.130	0.080
中間貯蔵	0.210	0.246	0.227	0.141
再処理	2.058	2.062	1.909	1.181
廃棄物処理処分	0.075	0.075	0.069	0.043
Uクレジット	-0.534	-0.337	—	—
Puクレジット	-0.256	0.131	0.708	0.983
合計	8.628	7.840	5.970	3.910

表-3-5 UバーナーとPuバーナーの共存系におけるサイクルコスト<sup>20)</sup>

	生産炉 / 消費炉 *	共生系の均等化コスト [mills/kWh]
Pu - サーマル LWR	—————	7.840
再処理型 LWR + ATR	1 / 0.491	7.754
再処理型 LWR + HCLWR	1 / 0.690	6.703

\* 注 同出力(1000MWe)の炉について、生産型炉(再処理方式LWR)使用済燃料再処理から発生する核分裂性プルトニウム量と消費型炉で補給する必要のある核分裂性プルトニウム量が等しくなる炉基数の比率。

## 参考文献

## 参 考 文 献

- [ 1 ] 竹田敏一 等：わが国における高転換軽水炉の開発状況、日本原子力学会誌 vol.29 No.12、(1987.12)
- [ 2 ] 山下淳一 等：高転換型沸騰水炉概念の開発、日立評論 vol.70 No.4、(1988.4)
- [ 3 ] 小倉成美 等：新型PWRと将来型PWRの開発戦略、三菱重工原子力技術資料、(1984.11)
- [ 4 ] 下村、川太：高転換型軽水炉(HCLWR)の動向について、PNC建運本部資料、(1987.1)
- [ 5 ] ラマーシュ：原子炉の初等理論(上)、吉岡書店、(1974.6)
- [ 6 ] ドッデルスタット 等：原子炉の理論と解析(上)、現代工学社、(1980.4)
- [ 7 ] 竹田隼三：3.6 炉型戦略からみた課題 日本原子力学会 第18回炉物理・夏期セミナーテキスト「高転換軽水炉の諸問題」、(1986.7)
- [ 8 ] 中間炉の国際評価に関する研究、勸工業開発研究所、(1985.3)
- [ 9 ] 関西電力 等：電力共通研究「高機能炉心のフィージビリティに関する研究」の状況、高転換軽水炉連絡協議資料、(1988.6)
- [10] 村尾良夫 等：日本原子力学会「昭和63秋の大会」予稿集 F36、(1988.10)
- [11] 原研：原研における研究開発の進捗 高転換軽水炉の熱水力工学的研究、高転換軽水炉連絡協議資料、(1988.6)
- [12] 原研：原研における研究開発の進捗状況 (炉物理の解析的研究)、高転換軽水炉連絡協議資料、(1988.6)
- [13] 通商産業省 軽水炉高度化推進委員会海外調査団 概要報告、(1987.12)
- [14] 秋山 守：21世紀に向かう欧米の軽水炉、エネルギーレビュー、(1988.4)
- [15] DINAMAN計画具体化検討(I)報告書、プルトニウム燃料部、(1987.9)
- [16] 核燃料サイクルから見た高転換軽水炉の導入効果(JALTESモデルによる試算)(第2報)、原研 動安部 核エネ研、(1986.7)
- [17] 長期核燃料サイクルにおける高転換軽水炉の導入効果、原研 動安部 核エネ研、(1986.7)
- [18] [16] のまとめ(paper)
- [19] 梅岡利弘 等：日本原子力学会「昭和61年分科会」予稿集F12-F17、(1986.10)

〔20〕 三菱総合研究所：プルトニウム利用に関する調査、(1986.3)