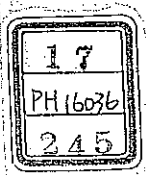


# プルトニウム利用に関する調査

昭和61年3月

株式会社 三菱総合研究所



# はじめに

プルトニウムは、ウランの燃焼結果として生ずる副産物であり、それを再利用しない手はないと考えられる。しかし、いかなる新技術を商業化する場合にも技術開発、需給計画など広汎な分野でのコスト（あるいは、リスク、セキュリティ）、ベネフィット論を展開し、実用の可能性を網羅、検証しておくことが大切である。

本調査は、このような基本的精神に立脚し、昨年度行なわれた「原子力開発利用の石油市場、天然ウラン市場に与える影響に関する調査」が資料の調査・分析に主眼が置かれたのに対し、本年度はその成果も一部考慮して、プルトニウム利用のインセンティブを定量的に評価、分析することを目的として実施するものである。

本調査の実施にあたっては、下記の有識者によって構成される委員の指導を受けた。各委員に対し深く謝意を表す次第である。

昭和61年3月

|          |        |                                     |
|----------|--------|-------------------------------------|
| 委員長      | 鈴木 篤之  | 東京大学工学部原子力工学科 助教授                   |
| 委員(五十音順) |        |                                     |
|          | 飯倉 穰   | 日本開発銀行 名古屋支店 総務課長                   |
|          | 菊池 三郎  | 動力炉・核燃料開発事業団 企画部 調査役                |
|          | 北本 紘一  | 電気事業連合会 原子力部 副部長                    |
|          | 鈴木 達治郎 | 国際エネルギー政策フォーラム 主任研究員                |
|          | 平田 禎也  | 東京電力 原子燃料部 原子燃料計画課 副長               |
|          | 山地 憲治  | 電力中央研究所 経済研究所 経済部<br>エネルギー研究室 主査研究員 |

# 目次

|   |    |
|---|----|
| はじめに  |    |
| 要約  |    |
| 1. 目的                                       | 1  |
| 2. 核燃料の燃焼特性とプルトニウム利用効果                      | 2  |
| 2.1 序                                       | 2  |
| 2.2 天然ウラン燃料の利用効率                            | 2  |
| (1) 序                                       | 2  |
| (2) 天然ウラン燃料の多重リサイクル究極利用効率                   | 2  |
| (3) 多炉共存系の天然ウラン利用効率                         | 10 |
| 2.3 最適燃焼度とプルトニウム利用                          | 12 |
| (1) 軽水炉燃料の燃焼特性                              | 12 |
| (2) 核燃料サイクルコストと燃焼度の関係                       | 14 |
| (3) 最適燃焼度の存在条件                              | 17 |
| (4) プルトニウム利用と最適燃焼度の関係                       | 19 |
| 2.4 まとめ                                     | 20 |
| 3. プルトニウム燃料利用の経済性分析                         | 21 |
| 3.1 序                                       | 21 |
| 3.2 既往の経済性分析                                | 21 |
| (1) OECD/NEA, CRS, KfK, Bechtel/EPRIの経済性分析例 | 21 |
| (2) 軽水炉, ATR, FBRの発電原価比較                    | 27 |
| (3) プルトニウム価値の定量化                            | 30 |
| 3.3 OECD/NEAの手法による核燃料サイクルコスト評価              | 35 |
| (1) 序                                       | 35 |
| (2) 評価モデル                                   | 36 |
| (3) コスト・データ及び物質フローデータ                       | 40 |
| (4) 単基ベース評価の結果                              | 42 |
| (5) 多炉共存系の検討                                | 49 |
| 3.4 プルトニウム利用のセキュリティ効果                       | 51 |
| (1) セキュリティ効果の背景                             | 51 |
| (2) インポート・プレミアム                             | 53 |
| (3) 世界の天然ウラン供給曲線                            | 54 |
| (4) 世界の天然ウラン需要曲線                            | 63 |

|                                     |     |
|-------------------------------------|-----|
| (5) プルトニウムのセキュリティ価値 .....           | 63  |
| 4. 技術革新とプルトニウム経済 .....              | 66  |
| 4.1 序 .....                         | 66  |
| 4.2 プルトニウム需給計画とコスト・ダウン .....        | 66  |
| (1) プラント規模の効果 .....                 | 66  |
| (2) プラントの習熟効果 .....                 | 73  |
| (3) 規模の効果と習熟効果がプラント最適規模に与える影響 ..... | 76  |
| 4.3 再処理技術開発の国際動向 .....              | 82  |
| (1) 日 本 .....                       | 82  |
| (2) フランス .....                      | 92  |
| (3) 西ドイツ .....                      | 95  |
| (4) イギリス .....                      | 100 |
| (5) アメリカ .....                      | 100 |
| (6) ま と め .....                     | 103 |
| 5. 結 言 .....                        | 106 |
| 参 考 文 献 .....                       | 107 |
| 付 録 .....                           |     |
| A. 軽水炉のコスト分析 .....                  | 109 |
| B. 合成燃料製造プラントの習熟効果分析 .....          | 122 |
| C. インポート・プレミアムの導出 .....             | 129 |

表 目 次

|  |     |
|--|-----|
| 表 (1) 本報告書の主な結果 .....  | (2) |
| 表 (2) 本報告書において定量的な結果を導くために使われた手法及び概念 .....                                       | (2) |
| 表 (3) ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共存ケースにおける天然ウラン燃料利用効率 .....                            | (4) |
| 表 (4) プルトニウム利用が経済的となり得る再処理コスト上限値 .....   | (5) |
| 表 (5) ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共存系における核燃料サイクルコスト .....                               | (6) |
| 表 (6) ウラン依存度低減化によるインポート・プレミアム .....  | (7) |
| 表 (7) 各国における再処理実績と R & D .....   | (9) |
| 表 2.2.1 PWR内熱中性子に対する核種の核的性質 .....  | 8   |
| 表 2.2.2 1,000 MWe 原子炉の炉型別燃料装荷・取出量及び回収エネルギー .....                                 | 10  |
| 表 2.2.3 ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共存ケースにおける天然ウラン燃料利用効率 .....                          | 11  |
| 表 3.2.1 OECD/NEA 経済性分析モデルの概要 .....   | 22  |
| 表 3.2.2 CRS 経済性分析モデルの概要 .....  | 23  |
| 表 3.2.3 KfK 経済性分析モデルの概要 .....  | 25  |
| 表 3.2.4 Bechtel/EPR I 経済性分析モデルの概要 .....  | 26  |
| 表 3.2.5 プルトニウム利用が経済的となり得る再処理コスト上限値 .....   | 33  |
| 表 3.2.6 プルトニウム全回収ケースにおけるプルトニウム価値 .....   | 34  |
| 表 3.3.1 核燃料サイクルコストの計算における前提及びデータ .....   | 41  |
| 表 3.3.2 核燃料サイクルコストの構成(1): 再処理方式 LWR .....  | 44  |
| 表 3.3.3 核燃料サイクルコストの構成(2): プルサーマル LWR .....                                       | 45  |
| 表 3.3.4 核燃料サイクルコストの構成(3): ATR .....  | 46  |
| 表 3.3.5 核燃料サイクルコストの構成(4): HCLWR .....  | 47  |
| 表 3.3.6 ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共存系における核燃料サイクルコスト .....                             | 50  |
| 表 3.4.1 各国別 U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 計画生産量 .....                            | 54  |
| 表 3.4.2 カナダ・南アフリカ・オーストラリア・アメリカの U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 計画生産量と将来限界費用 ..... | 55  |
| 表 3.4.3 カナダの計画生産量を除いた場合の U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 計画生産量と将来限界費用 .....        | 56  |
| 表 3.4.4 南アフリカの計画生産量を除いた場合の U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 計画生産量と将来限界費用 .....      | 57  |
| 表 3.4.5 オーストラリアの計画生産量を除いた場合の U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> 計画生産量と将来限界費用 .....    | 58  |

|         |  |     |
|---------|--|-----|
| 表 3.4.6 | アメリカの計画生産量を除いた場合の $U_3O_8$ 計画生産量と<br>将来限界費用 .....                                | 59  |
| 表 4.2.1 | 各種資料による原子力発電所のスケール指数の比較 .....  | 70  |
| 表 4.2.2 | MOX燃料加工費の生産規模依存性 .....   | 73  |
| 表 4.3.1 | 各材料の耐食性の比較 .....   | 84  |
| 表 4.3.2 | 遠隔装置の使用目的と特徴 .....   | 86  |
| 表 4.3.3 | 高速炉燃料リサイクル試験施設概略仕様 .....   | 89  |
| 表 A.2.1 | Comparison of regression equation coefficients<br>for construction time .....    | 113 |
| 表 B.1   | Cost improvement framework .....   | 125 |
| 表 B.2   | General assumption for calculation of unit product cost .....                    | 126 |
| 表 B.3   | ベースライン・ケースのプラント諸元の設定値 .....  | 126 |
| 表 B.4   | Variation of coal baseline : failure to transfer<br>operational experience ..... | 127 |
| 表 B.5   | Variation on shale baseline : economies of scale<br>in mine facilities .....     | 128 |
| 表 B.6   | Summary of cost improvement approximations .....                                 | 128 |

## 目 次

|         |   |     |
|---------|---|-----|
| 図 (1)   | 最適燃焼度のコスト依存性 .....  | (4) |
| 図 2.2.1 | ウラン燃料系での中性子バランス .....                                     | 3   |
| 図 2.2.2 | ウラン燃料におけるプルトニウムの利用状態 .....                                | 6   |
| 図 2.2.3 | $P_0^{242}$ 以降の連鎖系 .....                                  | 9   |
| 図 2.3.1 | 燃料濃縮度とウランの資源利用率 .....                                     | 12  |
| 図 2.3.2 | 燃焼度と濃縮度の関係 .....  | 13  |
| 図 2.3.3 | 米国における燃焼度別核廃棄物基金 .....                                    | 16  |
| 図 2.3.4 | 最適燃焼度のコスト依存性 .....  | 18  |
| 図 3.2.1 | ATR の軽水炉に対する経済的競合ライン .....                                | 28  |
| 図 3.2.2 | FBR の軽水炉に対する経済的競合ライン .....                                | 29  |
| 図 3.2.3 | プルトニウム価値の求め方 .....  | 31  |
| 図 3.2.4 | COGEMA のプルトニウム価値算出方法 .....                                | 32  |
| 図 3.2.5 | ウラン・リサイクルがプルトニウム・リサイクルの経適性に与える<br>効果(1) : 再処理コスト上限値 ..... | 34  |
| 図 3.2.6 | ウラン・リサイクルがプルトニウム・リサイクルの経済性に与える<br>効果(2) : プルトニウム価値 .....  | 35  |
| 図 3.4.1 | インポート・プレミアムの構成要因 .....                                    | 51  |
| 図 3.4.2 | 石油輸入削減による供給障害インパクトの低減効果 .....                             | 52  |
| 図 3.4.3 | 1985 年におけるウラン供給曲線 .....                                   | 60  |
| 図 3.4.4 | 2000 年におけるウラン供給曲線 .....                                   | 61  |
| 図 3.4.5 | 1985 ~ 2004 年通算のウラン供給曲線 .....                             | 62  |
| 図 4.2.1 | 化学プラントのスケールメリット(1), (2), (3) .....                        | 67  |
| 図 4.2.2 | 各種資料による原子力発電所のスケールファクターの比較 .....                          | 71  |
| 図 4.2.3 | 再処理プラント資本費のスケール依存性 .....                                  | 72  |
| 図 4.2.4 | 国内外原子力発電所建設費の建設単価 .....                                   | 74  |
| 図 4.2.5 | 習熟効果による建設コストの低減 .....                                     | 75  |
| 図 4.2.6 | 動態的最適建設規模・基数の決定方法 .....                                   | 78  |
| 図 4.2.7 | プラント動態的最適規模のスケール指数, 習熟指数依存性 .....                         | 81  |
| 図 4.2.8 | プラント動態的最適規模の需要増加指数, 習熟指数依存性 .....                         | 81  |
| 図 4.3.1 | 酸回収蒸発缶概要図 .....   | 84  |
| 図 4.3.2 | 故障箇所概要 .....  | 84  |
| 図 4.3.3 | 溶解槽の遠隔補修システム .....  | 86  |
| 図 4.3.4 | 床面走行型点検装置(試作機)の概要図 .....                                  | 87  |
| 図 4.3.5 | 多関節型点検装置の概要図 .....  | 88  |

|          |  |     |
|----------|--|-----|
| 図 4.3.6  | 溶解セル点検装置の概要図 .....   | 88  |
| 図 4.3.7  | 主建屋の鳥瞰図 .....  | 89  |
| 図 4.3.8  | セル内の遠隔保守機器の概念図 .....   | 91  |
| 図 4.3.9  | 大型遠隔セルの断面 .....  | 91  |
| 図 4.3.10 | Continuous rotary dissolver : second<br>industrial prototype general view .....  | 94  |
| 図 4.3.11 | WA-350 (FEMO方式) プラント・レイアウト .....   | 96  |
| 図 4.3.12 | WA-350 モジュール・ラック (例) .....   | 98  |
| 図 4.3.13 | A system overview of the WAW Femo-Cell (process cell)<br>remote maintenance equipment .....                            | 99  |
| 図 4.3.14 | Breeder reprocessing engineering test maintenance<br>system schematic .....  | 102 |
| 図 4.3.15 | 遠隔度の増加傾向 .....   | 104 |
| 図 A.1.1  | Construction-time learning curve .....   | 111 |
| 図 A.1.2  | Cost-learning curve .....  | 111 |
| 図 A.2.1  | Comparison of linear and nonlinear regressions of equations<br>for construction time as a function of plant size ..... | 114 |
| 図 A.2.2  | Comparison of equation forms of the regression analysis<br>plotted at the sample means .....                           | 116 |
| 図 A.3.1  | スケールメリットの表現 .....  | 120 |
| 図 A.3.2  | 習熟効果の表現 .....  | 120 |
| 図 A.3.3  | 規模の経済と習熟効果を考慮した原子力発電所総建設費(1) .....   | 121 |
| 図 A.3.4  | 規模の経済と習熟効果を考慮した原子力発電所総建設費(2) .....   | 121 |
| 図 A.3.5  | 小型に標準化した方が総建設費が安くなるためのスケール指数と<br>習熟のスロープの条件 .....  | 121 |
| 図 B.1    | Baseline coal case .....   | 127 |
| 図 B.2    | Variation on coal baseline : continued pioneer plant<br>improvement .....  | 127 |
| 図 B.3    | Variation on coal baseline : no initial performance problems .....   | 127 |
| 図 B.4    | Baseline shale case .....  | 127 |
| 図 B.5    | Variation on shale baseline : no initial performance<br>problems .....   | 127 |

要 約

(1) 序

ウラン価格が安くなりつつある今日、プルトニウムを利用するよりもワンスルーとして現行軽水炉の高燃焼度化を目指した方が経済的であると認識がある。しかし、それがいかなる場合においても正しいと言えるかといった疑念も存在する。

そもそも、核燃料としてプルトニウム利用が行なわれず、ウラン燃料にのみ依存しているということは、資源の有効利用の観点からどのようなことになるのか、また、プルトニウム利用の意義が十分に整うための経済的諸条件は何なのか、そして今後、プルトニウム利用を推進するとすれば、どのような技術開発目標や計画を立てるべきなのか、といった疑問も出てくる。

本調査ではこのような背景の下に、次の3つの視点から分析が行なわれた。即ち、

- (1) ウラン・プルトニウム系の資源的・経済的燃焼特性
- (2) プルトニウム利用の経済性とセキュリティ効果
- (3) 技術進歩がプルトニウム利用方策に及ぼし得る影響

の3点である。

これらの視点に基づいて、定量的な分析を行ない、表(1)のような定性的結果が得られた。また、各々の結論を定量的に導くために適用された分析手法及び概念は、表(2)に示す通りである。(それぞれの手法や概念の詳細は本文参照)

以下に、本報告書において得られた各結果について要点を述べる。

表(1) 本報告書の主な結果

| 疑 問                                 | 定 性 的 な 結 果   |
|-------------------------------------|---|
| ① 核燃料としてプルトニウムを利用しないでウランだけに依存していると? | ウラン・プルトニウム系で達成し得る高い燃料利用効率を十分発揮することができない。(2.2) また、ウラン燃料の高燃焼度化をはかることは、ウラン精鉱・濃縮コスト高、再処理コスト安の条件下では必ずしも経済的優位性を持たない。(2.3)         |
| ② ではプルトニウムを利用すると問題は解決されるのか?         | 資源論的には高速増殖炉の導入が理想的であるが、それまでにプルサーマル、ATR、HCLWR等で既発生分のプルトニウムを消費することが考えられている。その経済性は、炉型によって異なるが、セキュリティ面でのプルトニウム利用の意義は少なくない。(3.4) |
| ③ 今後、プルトニウム利用を推進するに当たって留意すべき点は?     | 経済性の面では再処理コスト、MOX加工コストの低減化を目指す努力が必要である。(3.2) また、コストを下げるための技術革新と適正なプルトニウム需給計画をたてることが肝要である。(4.2)(4.3)                         |

注) ( )は、本文の節番号

表(2) 本報告書において定量的な結果を導くために使われた手法及び概念

|       |                                   |
|-------|-----------------------------------|
| (2.2) | U-Pu系燃焼計算・天然ウラン燃料利用効率による分析        |
| (2.3) | 最適燃焼度存在条件                         |
| (3.2) | プルトニウム価値定量化                       |
| (3.3) | 炉型別核燃料サイクルコスト算出モデルによる分析           |
| (3.4) | インポート・プレミアムによるプルトニウム・セキュリティ価値の定量化 |
| (4.2) | 動的的最適規模決定手法                       |

## [2] 核燃料の燃焼特性とプルトニウム利用効果

プルトニウム利用の本来の目的は、原子力の分野に特有の「燃料の増殖性」という性質を有効に活用しようという基本的考えに基づいているはずであり、そのことを天然ウラン燃料利用効率という概念を用いて定量的に再認識することが本章の意図する第一点である。又、本章のもう一つのねらいは、現行軽水炉の高燃焼度化が本当に経済的であるのか、またそれが成立せず、最適燃焼度が存在するとしたら、どのような条件が考えられるのかを定量的に分析・評価することである。

現行軽水炉での天然ウラン燃料から回収し得るエネルギーは、本来1トンの天然ウランから発生する約  $10^6$  MWtD<sup>\*</sup>のエネルギーのわずか0.5%強である。しかし、燃焼後に取出した核分裂性のウラン及びプルトニウムを再利用することによって、この天然ウラン燃料利用効率は、約2倍前後にまで高められる。この様子は表(3)に示されてある。即ち、炉心燃料としてウランのみを利用する原子炉を、プルトニウム燃焼炉と組合わせてプルトニウムを余すことなく消費することを考えれば、そのシステムで達成され得る天然ウラン燃料利用効率は、最高1.2%にまで向上する。また、高速増殖炉に至っては、むしろプルトニウムを消費し切れず、天然ウラン燃料利用効率は、飛躍的に向上することも本論では示されている。

このように、資源論的にはプルトニウム利用の形態としては高速増殖炉が最も効率的であることは周知の通りであるが、既に発生している取出燃料中のプルトニウムを来世紀まで放置しておくというオプションは、資源の有効利用という立場からは必ずしも好ましいものではなく、それならば、増殖比が1未満でも、技術的にすぐ適用可能なプルトニウム燃焼炉を導入し、現行軽水炉等とのコンビネーションによる燃料利用効率の向上を図ることがより望ましいプルトニウム利用方策とも言える。但し、資源の有効利用という観点以外の要因にも留意する必要がある。

1つは、経済性の問題である。特に核燃料サイクルコストに影響を及ぼす要因として燃焼度がある。この燃焼度を燃料寿命などの炉工学的制約の許容範囲内で可能な限り大きくとることは、確かにウラン価格が安い状況下においては資源論的にも経済的にも有効な方法と考えられる。しかし、本論の解析結果(図(1)参照)によると、ウラン価格の高い状況下において濃縮度を高めて高燃焼度化を達成することは、ワンスルーケースにおいても核燃料サイクルコストを一方的に低減化することにはならず、このことは、リサイクルケースにおいて再処理費の安い場合においても当てはまる。要するに、核燃料サイクルコストの観点から見て核燃料をリサイクル利用した方が有利である経済的諸条件が整っている

\*) ウラン燃料における1回の核分裂当りに発生するエネルギーが約200 MeV、 $1 \text{ MeV} = 1.854 \times 10^{-24} \text{ MWtD}$ 、アボガドロ数を  $6.02 \times 10^{23}$ 、ウランの原子量を  $A (\approx 238)$  とすると、 $200 \times 6.02 \times 10^{23} \times 1.854 \times 10^{-24} / A \approx 0.94 \times 10^6$  で概算される。

ならば、濃縮度を高めることによる第1サイクル燃焼度の一方的増大化はむしろ不適当となることが示された。従って、もし他の要因をも鑑みる時にやはり高燃焼度化が最適となるならば、濃縮度を高める以外の方法、例えば  $\text{U}^{238}$  から生成されるプルトニウム量を増やすような炉設計に変更することなどの対応が考えられよう。要は、ウラン市場の動きや、再処理実績の積み上げなどに関する長期的展望をもって最適燃焼度を決定することが重要である。

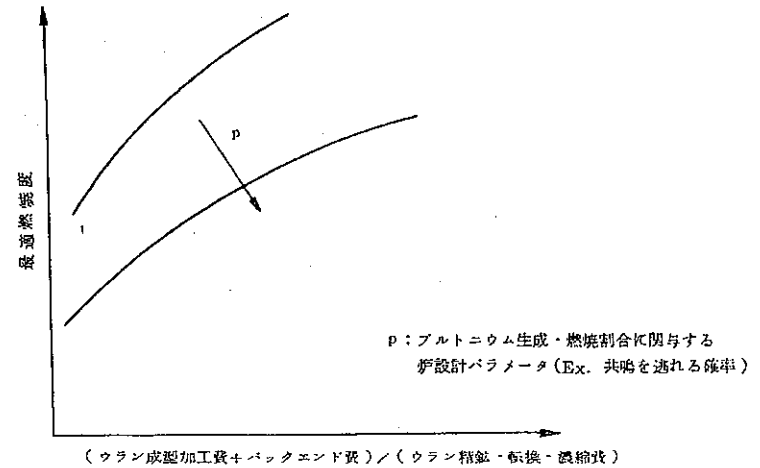
表(3) ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共存ケースにおける天然ウラン燃料利用効率[%]

| ケース<br>ウラン・バーナー | ワンスルー<br>ケース | A TR (Pu+Nu)<br>との共存ケース | HCLWR<br>との共存ケース |
|-----------------|--------------|-------------------------|------------------|
| PWR (U)         | 0.5434       | 0.9903 (0.5060)         | 1.203 (0.7113)   |
| BWR (U)         | 0.5384       | 0.9771 (0.4762)         | 1.173 (0.6695)   |
| A TR (U)        | 0.7713       | 0.9641 (0.3214)         | 1.102 (0.4519)   |

注) 共存ケースの( )内は、プルトニウム・バーナーのウラン・バーナーに対する発電量割合。なお、天然ウラン燃料利用効率の定義は、次式で与えられる。即ち、

$$\text{天然ウラン燃料利用効率} = \frac{\text{回収エネルギー} [\text{MWtD/GWey}]}{\text{平衡装置天然ウラン消費量} [\text{トン/GWey}] \times 10^6 [\text{MWtD/トン}]} \times 10^2 (\%)$$

である。



図(1) 最適燃焼度のコスト依存性

\* pが小さくなる(矢印の方向)ほど  $\text{U}^{238}$  から転換されるPu利用率が高まる。

③ プルトニウム燃料利用の経済性分析

プルトニウム利用の経済性を一般的に分析する方法は、本報告書で調査・整理されているように様々あるが、ここでは、OECD/NEA、CRS (Congressional Research Service)、KfK (Karlsruhe Research Institute)、Bechtel/EPRI (Bechtel/Electric Power Research Institute) と電気事業連合会での試算結果について概要をまとめた。以上の比較・検討を行なった結果、概して回収ウランと回収プルトニウムのクレジットの定量化が不明確になっていることが指摘された。そこで本報告書においては COGEMA が採用しているインディファレンス法によるプルトニウム価値の考え方を明らかにし、同時にプルトニウム利用が経済的に有利となり得るための再処理コスト上限値を表(4)のように求めた。これらの値は、使用済燃料貯蔵費が 4,400 ¥/kgHM から 10,000 ¥/kgHM に増加すると 224 \$/kgHM ずつ増加し (即ち再処理し易くなり)、他方、回収ウラン貯蔵費が 0 ¥/kgHM から 4,400 ¥/kgHM に増加すると逆に 135 \$/kgHM の減少となる (即ち、再処理条件が厳しくなる)。このように、プルトニウム利用が経済的に可能となるための条件は、他の要因とつねに連動して変化するため、核燃料サイクル全体を考慮できる評価の重要性が認識されることである。

表4 プルトニウム利用が経済的となり得る再処理コスト上限値 [ \$/kgHM ]

| MOX<br>フロント<br>エンド・コスト<br>[ ¥/kgHM ] | MOX<br>成型加工<br>コスト<br>[ ¥/kgMOX ] | 0.5 × 10 <sup>5</sup> | 10 <sup>5</sup> | 2 × 10 <sup>5</sup> | 3 × 10 <sup>5</sup> |
|--------------------------------------|-----------------------------------|-----------------------|-----------------|---------------------|---------------------|
| 2                                    | 463                               | 423                   | 343             | 263                 |                     |
| 3                                    | 627                               | 587                   | 507             | 427                 |                     |
| 4                                    | 790                               | 750                   | 670             | 590                 |                     |
| 5                                    | 954                               | 914                   | 834             | 754                 |                     |

(1\$ = 250¥)

注) 軽水炉ワンスルー燃料サイクルとの比較。  
使用済燃料貯蔵費 4,400 ¥/kgHM  
回収ウラン貯蔵費・ウランリサイクルは無視

次に、プルトニウムを燃焼させる原子炉の核燃料サイクルコストを炉型別に比較するため、OECD/NEAモデルで我が国のデータを用いて試算した。その結果は、次の通りである。

|           |                   |
|-----------|-------------------|
| ワンスルー-LWR | 7.950 (mills/kwh) |
| 再処理LWR    | 8.628             |
| プルサーマルLWR | 7.840             |
| ATR       | 5.998             |
| HCLWR     | 3.910             |

(1 mill = 1/1000 \$)

また、表(5)にはLWR再処理燃料から回収される核分裂性プルトニウムを余すことなくプルトニウム・バーナーに装荷させる共生系の核燃料サイクルコストを求めた結果を示した。いずれにしてもHCLWRが経済的にも魅力ある結果となっているが、このことは表(3)に示されているように、HCLWRが天然ウラン燃料利用効率も他の炉型に比べて極めて大きいという結果からもうなづけよう。

表(5) ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共生系における核燃料サイクルコスト

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

\*注 同出力(1000 MWe)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Pu-fissile量と、消費型炉で補給する必要があるPu-fissile量が等しくなる炉基数の比率。  
プルサーマルの場合は、SGRモードであるため、ここで定義された「生産炉/消費炉」の値は存在しない。



プルトニウム利用の経済性がウラン価格に大きな影響を受けることは、OECD/NEAなどの感度分析結果からも理解されるところとなっている。特に我が国のように現行軽水炉燃料のほとんどを海外のウランに依存しているという事実は、もし石油ショックのような事態が、ウラン市場においてもおきたとしたら、という不安につながるも考えられる。そこで本報告書においては、前年度の「原子力開発利用の石油市場、天然ウラン市場に与える影響に関する調査」で紹介された「インポート・プレミアム」の概念をこの問題に適用することを試みた。一例として、今後20年間にカナダ・オーストラリア・アメリカ・南アフリカのウラン鉱山からの供給停止が少なくとも1度は起きると考えられる場合に、あらかじめウラン・バーナーに代替して年平均5トン分の核分裂性プルトニウムを発電炉として利用していた場合のインポート・プレミアムを計算すると、表(6)のようになった。

このようなウラン依存度低減化によってもたらされるプルトニウム利用のセキュリティ効果は、核分裂性プルトニウム1gに換算すると、2,000円～3,000円の価値に相当すると計算される。計算結果に広がりが出てくる理由は、ウランショックの発生し得る時点でのウラン依存度の程度による。つまり、ウラン需要の高い時にウラン・ショックの起きる可能性の大きい状況下においてこそ、プルトニウム導入の意義はより強まることを意味する。

経済的にプルトニウム利用が成り立たなくても、将来の天然ウラン供給国側の不確実性を考えるとき、経済的不利な条件をある程度相殺し得るセキュリティ要因によって、プルトニウム利用促進の合理性が裏付けられた、とも言える。

表(6) ウラン依存度低減化によるインポート・プレミアム [1985US\$/2bU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>]

| ウラン供給<br>障害国 | ウラン需要の低いところで<br>ウラン・ショックが起きるケース |                 |                    | ウラン需要の高いところで<br>ウラン・ショックが起きるケース |                 |                    |
|--------------|---------------------------------|-----------------|--------------------|---------------------------------|-----------------|--------------------|
|              | 市場力要因                           | 安全保障要因<br>(最大値) | 最大のインポート<br>・プレミアム | 市場力要因                           | 安全保障要因<br>(最大値) | 最大のインポート<br>・プレミアム |
| カナダ          | 18.46                           | 29.31           | 47.77              | 38.4                            | 22.95           | 267.9              |
| 南アフリカ        | 18.46                           | 11.23           | 29.69              | 38.4                            | 37.1            | 75.5               |
| オーストラリア      | 18.46                           | 9.89            | 28.35              | 38.4                            | 8.44            | 122.8              |
| アメリカ         | 18.46                           | 4.60            | 23.06              | 38.4                            | 0               | 38.4               |

#### (4) 技術革新とプルトニウム経済

プルトニウム利用の経済的優位性を確立するための重要なコスト要因として、第3章の経済性分析において、再処理費及びMOX成型加工費が指摘されたが、ここではまず、プラント規模と習熟効果によるコスト・ダウンをねらうための努力目標を、ある最適化モデルの分析結果に基づいて数値的に示した。その結果、そのプラントへの需要伸び率が今後大幅に伸びない限り、プラント規模は、計画初期にはまず小型化多数建設の習熟効果によるコスト減を目指し、ある程度の効果が得られてからスケール・メリット効果を利用して大型プラントの導入を図ることが、長期的経済性の観点から最適であることがわかった。

この結果は、プラント需給計画が策定されている場合には、計画されているプラント規模によって長期的にはコスト最小化が達成され得るようなスケール・メリットと習熟効果とを十分持ったプラントを製造・維持していくべき努力目標を示唆していると考えられる。また、過去の研究開発段階で得られた知見・ノウハウなどの経験的蓄積と今後の技術進歩予測などから判断して、おおよそのスケール・メリットと習熟効果とが見通せる場合には、それに見合ったプラントスケールを需給計画とともに策定されるべきであろう。例えば、我が国の場合、LWR燃料再処理に関しては既にプラント規模及び需給計画が定められているため、前者のケースに相当すると考えられるが、MOX燃料プラントやFBR燃料再処理プラントなど、これからプラント計画を決定する場合には、後者のケースと考えられよう。

また、本報告書では、日本・フランス・西ドイツ・イギリス・アメリカの5ヶ国における再処理実績及びR&Dの概要をまとめている(表(7)参照)。その結果、LWR再処理とFBR再処理には技術的な共通点がいくつか存在し、本来、LWR再処理用に開発された技術が、FBR再処理においても参考となり、適用可能なこと、又、逆のケースも有り得ることがわかった。再処理プラントの経済性向上のためには、まず稼働率を期待通りの値にまでもっていく努力が必要であり、そのためには、過去の運転実績に基づく設計段階からの配慮と、将来発展し得る最先端技術の有効な活用の可能性などを慎重に検討しておく必要がある。

表(7) 各国における再処理実績とR&D

| 国    | プラント試験施設             | 対象炉                        | 定格能力  | 実績   | トラブル要因  | R & D  |
|------|----------------------|----------------------------|---|--|---|--|
| 日本   | 東海                   | LWR                        | 0.7トン/日   | 1977年以来<br>累積処理量<br>253トン                            | ①機器の故障<br>②故障機器の交換方法が非合理的<br>③除染作業の長期時間化<br>④材料・機器交換頻度が高いこと | ①運転操作基準の修正<br>②高耐食性材料の開発・採用<br>③国産機器の製作<br>④遠隔補修・点検技術の開発・充実化   |
|      | 第1,2応用試験棟<br>CPF     | FBR<br>(常陽)                | 試験規模  | 約10年前より<br>主要機器の実規模<br>モックアップ試験<br>ホット試験             |   | ①運転性能・装置の改良<br>②レーザーによる前処理せん断技術<br>③保守技術のR&D大型遠隔セルの採用<br>④機器のモジュール化カセット化<br>⑤光ファイバーの利用<br>⑥機器交換・補修, 作業用ロボットの開発 |
|      | 高速炉<br>リサイクル<br>試験施設 | FBR<br>(もんじゅ)              | パイロット<br>スケール<br>当面は,<br>120kg/日,<br>年間100日<br>最大<br>240kg/日,<br>年間200日 |  |   |  |
| フランス | UP-2                 | ガス炉<br>LWR                 | ガス炉燃料<br>4トン/日<br>LWR燃料<br>2トン/日  | 1966年通開<br>ガス炉用<br>27トン/日<br>LWR用<br>1.3トン/日         | ①せん断機の構造<br>②マニピュレータ不備                                      |  |
|      | SPI<br>(工業用プロトタイプ施設) | ガス炉<br>LWR                 |   | 1976年以来<br>コールド実規模<br>試験<br>(UP-2-800)<br>(UP-3に向けて) |   | ①機器試験<br>②機器の標準化, 遠隔解体, 遠隔交換装置の開発  |
|      | UP-3                 | ガス炉<br>LWR                 | 5.25トン/日<br>800トン/年   | *完成は1989<br>年の予定                                     |   | ①前処理工程の2系列化<br>②スペアの設置<br>③連続回転溶解槽の採用  |
|      | AT-1                 | FBR<br>(ラプソディ)<br>(フェニックス) | 1kg/日   | 1969~79年まで<br>累積処理量<br>約1トン                          |   |  |

表(7) つづき

| 国    | プラント試験施設                    | 対象炉  | 定格能力                             | 実績                                 | トラブル要因                                | R & D   |
|------|-----------------------------|--|----------------------------------|------------------------------------|---------------------------------------|---|
| フランス | SAP                         | FBR  | パイロット規模<br>10~30kg/日             | 1979年以来<br>約6トン<br>以上              |                                       |   |
|      | TOR<br>(SAPに<br>付加)         | FBR  | 50kg/日<br>5トン/年                  | 今年通開<br>予定                         |                                       | ①溶解槽は連続式,<br>パッチ式を併用  |
|      | MAR-600                     | FBR<br>(スーパーフェ<br>ニックス+そ<br>の後の実用<br>炉3基分) | 50~60トン<br>/年<br>Pu量にして<br>年産7トン | 今後・予定                              |                                       | ①FBR再処理試験<br>及びUP-2-800,<br>UP-3の研究開発成<br>果も反映させる<br>②プロセス機器のセル<br>内隔離及びモジュ<br>ール化・遠隔操作の簡<br>易化<br>③デザインのコンパクト<br>化<br>④連続式の溶解槽採用<br>可能(UP-3の経費<br>を踏まえて) |
| 西ドイツ | WAK                         | LWR  | 0.175kg/日<br>35トン/年              | 1971年以来<br>累積処理量<br>140トン          | 1980年に<br>溶解槽故障<br>(2年半の運転<br>中断時期有り) |   |
|      | TECO<br>(実規模機<br>器試験施<br>設) | LWR  |                                  | 1982年より<br>試験<br>(WA-350)<br>へ向けて) |                                       | ①完全遠隔保守方式<br>(FEMO)の採用<br>(保証稼働率60%<br>目標)<br>②レイアウトの工夫<br>③機器のモジュール化,<br>標準化<br>④サービス・セルの活<br>用によるノンストッ<br>プ補修<br>⑤技術進歩に対応し得<br>る柔軟な機器交換シ<br>ステム         |

表(7) つづき

| 国    | プラント<br>試験施設         | 対象炉                   | 定格能力  | 実 績   | トラブル要因      | R & D  |
|------|----------------------|-----------------------|---|---|-------------|--|
| イギリス | セラフィールド              | ガス炉<br>LWR            |   | 1952年以来<br>軍事用ととも<br>運転<br>(1973, 83,<br>85に放射物<br>質漏洩事故) | 前処理<br>品質管理 |  |
|      | THORP                | ガス炉<br>LWR            | 前処理<br>7トン/日<br>抽出<br>5トン/日                       | 1990年運開<br>予 定<br>(それに向けて<br>コールド実験機<br>試験を重ねる)           |             | ①機械的前処理のみ<br>遠隔保守<br>②前処理, 抽出両ブ<br>ロセス間に中間貯<br>槽を設け, トラブ<br>ルの運動を防止<br>③他国との情報交換<br>による技術の向上 |
|      | ドーンレイ                | FBR<br>(DFR)<br>(PFR) | 12トン/年<br>(DFR用)<br><br>30kg/日<br>7トン/年<br>(PFR用) | 1960年～<br>1970年の中<br>DFR用施設<br>1980年より<br>PFR用施設          |             |  |
|      | EDRP<br>(実証規模<br>施設) | FBR<br>実証炉            | 60～80<br>トン/年<br>(実証炉<br>3基分)                     | 設計段階  |             | ①保守条件の簡素化<br>②機器の小型化・モ<br>ジュール化<br>③プロセス機器の半<br>遠隔保守   |
| アメリカ | BRET<br>施設           | FBR                   | 約100kg/日  | LWR再処理は<br>停帯<br>概念設計段階<br>1990年ホッ<br>ト<br>運転開始予定         |             | ①40年の歴史をも<br>つキャニオン方式<br>遠隔保守技術の利<br>用<br>②7つのサブシステ<br>ムより構成された<br>試験施設                      |



## 1. 目的

資源小国、日本において、エネルギー需給を自立する要請が国家的課題であることは認識されているところである。しかしながらその実現には、多大の労力と長い時間を要することも確かである。既に、ウランを燃焼する軽水炉技術は世界的にも円熟期に入り、来世紀に向けての原子力計画の方向性をあらゆる面から模索している段階に入っていると考えられる。その一方策として、軽水炉運転実績の証しとしてプルトニウム発生の問題がある。このプルトニウムを高速増殖炉で燃焼させ、いずれは自立型燃料サイクルの実現を目指すことが、原子力開発初期からの願望でもあり、又、理想でもあった。ところが高速増殖炉の商業ベース化にはまだ20~30年の年月を要するとの認識が今日高まりつつあり、それまでの過渡期におけるプルトニウムの有効利用方法がどうあるべきかが新たな問題としてクローズ・アップされてきた。

そもそもウラン価格が安くなっている今日、プルトニウムを何故利用しなければならないのかといった素朴な疑問をまず解決する必要がある。例えば、プルトニウムを利用しなければ核燃料の利用効率がどの程度で頭打ちとなるのか、あるいは、現行軽水炉の高燃焼度化が果たして経済的優位性を一方的に確立し得るものなのかなどである。そのためには、資源論的アプローチと経済性の分析・評価が重要になってくると考えられる。

そこで本報告書では、i)ウラン・プルトニウム系の資源的・経済的燃焼特性、に着目した分析・評価を目的の1つとする。

次に、プルトニウム利用を実現するための要因として、ウラン価格や再処理コストなどの“コスト”の問題がある。資源論的には十分メリットがあってもそれを実現するためのコストが高いのでは結局、プルトニウム利用は遅延化の傾向を呈することになる。従って、プルトニウム利用が経済的にもメリットを有するための諸条件を明らかにしておくことが重要と考えられる。そこで、本報告書では、第2の目的として、ii)プルトニウム利用の経済性とセキュリティ効果、を定量的に分析・評価することを掲げる。

また、プルトニウム利用が、資源・経済・セキュリティの各面から見て、ワンズ・スルーの場合よりも有利になる条件が提示されたとしても、それを達成するためには、どのような技術開発目標及びプルトニウム利用計画を立てたらよいのか、という問題が出てくると考えられる。そこで、ここでは、iii)技術進歩がプルトニウム利用方策に及ぼし得る影響、についての調査・分析を行なう。

以上の3課題は相互に関連していることも確かであるが、本報告書では個別のモデルを作成して簡単な試算を行ない、それぞれ毎に結果の解釈を行なうと同時に、今後のプルトニウム利用計画への一指針を提示することを目的として実施するものである。

## 2. 核燃料の燃焼特性とプルトニウム利用効果

### 2.1 序

ここでは、原子炉燃料の燃焼度に着目して、ウラン・プルトニウム系燃料サイクル確立の意義を

(i) 天然ウラン燃料利用効率

(ii) 核燃料サイクルコスト

の2点から、簡単な数値例を含めて定量的に分析・考察することを目的とする。

### 2.2 天然ウラン燃料の利用効率

#### (1) 序

現在、我が国で稼働中の軽水炉では、 $UO_2$ 燃料を燃焼させているが、この場合の燃料利用率は、核分裂性の $U^{235}$ からのエネルギーの他に、 $U^{238}$ の直接及び間接的なエネルギー寄与率から構成されていると考えられる。即ち、 $U^{238}$ は、高速中性子によって自分自身が核分裂してエネルギーを発生させる働きと同時に、熱中性子の吸収・捕獲によって生成されるPu系の核分裂エネルギーの間接的生産源ともなっている。このように、同位体の中性子リサイクルに対する連鎖反応を利用し、増殖された新燃料を再利用することが原子力特有の性質でもあり、今後の原子力発電の一つの方向性を示唆する基本的な考え方にもつながっている。即ち、資源論的には現在までに発生したプルトニウムを高速増殖炉にて燃焼させることが最も効率的な方策であるが、その実現までの期間をブル・サーマルやATRもしくはHCLWRと言った炉型で利用しようと言ひ考え方、あるいは高速増殖炉が仮りに導入されたとしても余剰のプルトニウムをそれらの炉型と共存して消費していく必要性も核物質防護の観点から有り得るとの認識もあって、プルトニウムの利用方法に様々なバリエーションが出てきている。

そこで、ここではまず、天然ウランの利用効率を中性子サイクルと核燃料サイクルの2点から評価し、今後の核燃料の有効な使い方を模索するための一つの参考結果を提示する。

#### (2) 天然ウラン燃料の多重リサイクル究極利用効率

現在の軽水炉では、ある程度の燃焼時間が経つと燃料交換を行ない、原子炉内の反応度がゼロに到達するまでの燃焼を行なうことを繰り返している。従って、1つの原子炉のライフ・サイクルにおいて利用される燃料は、新しいもの、古いものが混在してくるため、それを追跡してウラン燃料の利用効率を求めることは、複雑であり、かつあまり意味がないと考えられよう。そこでまず、天然ウランを消費することによって、どれだけのエネルギーがトータルとして発生し、利用されるのかを伊物理的観点から求めてみる。

そのために、図2.2.1に示すようなウラン燃料系での中性子のバランスを考える。ここで、 $U^{235}$ 及び $U^{238}$ が中性子を $Na^{25}$ 個、 $Na^{28}$ 個吸収・核分裂することによって、それぞれ、

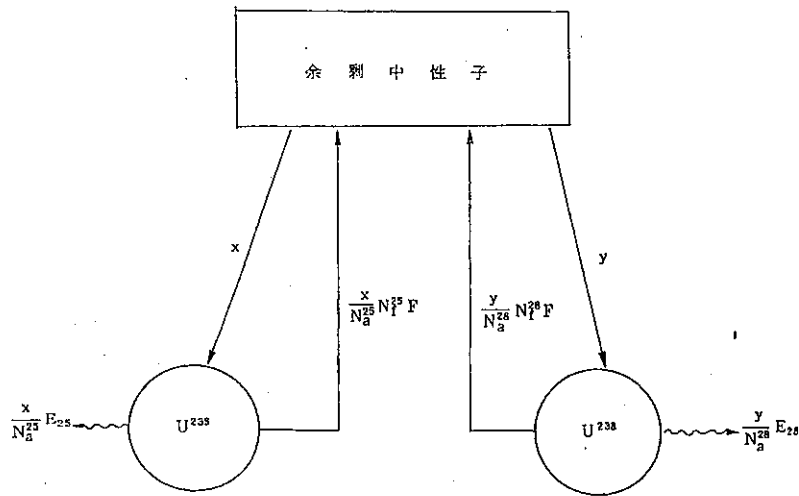


図 2.2.1 ウラン燃料系での中性子バランス

$E_{235}$  及び  $E_{238}$  のエネルギーを発生し、又、 $N_f^{25}$  個及び  $N_f^{28}$  個の中性を新たに発生するものとする。実際の原子炉では、1 サイクルの燃焼は、反応度がゼロになる時点で終了し、それまでに消滅・生成される核種の濃度によって、 $U^{235}$  及び  $U^{238}$  系に利用される中性子数（これを  $x, y$  個としよう）は左右される。即ち、 $x, y$  は燃焼度に依存していると考えられる。しかし、ここではまず、天然ウラン燃料に中性子を徹底的に照射してエネルギーを絞り出す場合を考える。この場合に成り立っていると考えられる中性子バランス式は、余剰中性子が全て無駄なく燃料に利用されて残っていない状態に対応して、

$$-x + \frac{x}{N_a^{25}} N_a^{25} F' - y + \frac{y}{N_a^{28}} N_a^{28} F' = 0 \quad (2.2.1)$$

となる。ここで、 $F'$  は、発生中性子数 1 個当たりにおいて、原子炉内に含まれている燃料以外の物質へ使われてしまう中性子数を差し引いた、燃料利用中性子数の割合である。

従って、 $U^{235}$  と  $U^{238}$  の各原子に吸収・利用される中性子数、もしくは、その中性子吸収によってエネルギー発生に利用された  $U^{235}, U^{238}$  原子の数の比（これを  $Z_\infty$  とおく）は、

$$Z_\infty = \frac{y}{x} = \frac{r_{28}-1}{1-r_{28}} (>0) \quad (2.2.2)$$

ここで、 $r_i = \frac{N_f^i}{N_a^i} F$  ( $i = 25$  or  $28$ )

であり、又、発生エネルギー  $E$  は、

$$\begin{aligned} E &= \frac{x}{N_a^{25}} E_{25} + \frac{y}{N_a^{28}} E_{28} \\ &= \frac{x}{N_a^{25}} \hat{E} \end{aligned} \quad (2.2.3)$$

ここで、 $\hat{E} = E_{25} + \frac{N_a^{26}}{N_a^{28}} \cdot \frac{r_{28}-1}{1-r_{28}} \cdot E_{28}$

と表わすことができる。つまり、(2.2.3) 式の第 1 項は、 $U^{235}$  の、又、第 2 項は、 $U^{238}$  のエネルギー発生への寄与をそれぞれ表わしたものとなっている。これは、(2.2.1) 式が成立しているという前提から導き出されたことに留意する必要がある。即ち、実際には、ある燃焼度  $B$  (MWtD/T) に対応して  $\frac{y}{x}$  が変わると考えられるため、これを  $Z(B)$  とおく。又、この燃焼度に対応した  $U^{235}$  の消費量を  $x$  (トン\*)、 $UO_2$  燃料の濃縮度を  $e$  とおくと、 $UO_2$  燃料 1 トンから発生するエネルギーが、約  $10^6$  MWtD であることより、近似的に、

$$B \cdot \frac{x}{e} \approx E(Z(B)) \cdot 10^6 \quad (2.2.4)$$

ここで、 $E(Z(B)) = \frac{x}{N_a^{25}} \left\{ E_{25} + \frac{N_a^{26}}{N_a^{28}} Z(B) \cdot E_{28} \right\}$

という式が成立するものと考えられる。又、この場合の天然ウラン 1 トン当りの発生エネルギーに対する燃焼度  $B$  のエネルギー発生（これを天然ウラン利用効率と呼び、 $G$  とする）は、天然ウランの  $U^{235}$  存在比を  $e_f$ 、濃縮プロセスにおける減損ウラン濃度を  $e_t$  とおくと、

$$G = \frac{B \cdot \frac{x}{e}}{10^6 \cdot F} = \frac{B(e_f - e_t)}{10^6(e - e_t)} \quad (2.2.5)$$

(ここで、 $F$  は天然ウラン装荷量)

$$= \left[ 1 + \frac{N_a^{26}}{N_a^{28}} \cdot \frac{E_{28}}{E_{25}} \cdot Z(B) \right] \cdot \frac{E_{25}}{N_a^{25}} \cdot e \cdot \frac{e_f - e_t}{e - e_t} \quad (2.2.5')$$

と表わすことができる（(2.2.4) 式より  $B$  を消去）。

このとき、1 サイクル当りの燃焼度  $B$  の結果として炉内から回収される核分裂性物質の裂荷された核分裂性物質に対する重量割合を  $S$  とおくと、1 炉型で  $n$  回リサイクルを行なうことによって得られる天然ウランのリサイクル利用効率（これを  $G_n$  とおく）は、リサイクル毎のトータルエネルギーを最初の天然ウラン装荷量で割ることにより、

$$\begin{aligned} G_n &= \frac{B \cdot \frac{x}{e} (1+S+S^2+\dots+S^{n-1})}{10^6 F} \\ &= G \cdot \frac{1-S^{n+1}}{1-S} \end{aligned} \quad (2.2.6)$$

\* 前記(2.2.1)式中の  $x$  は  $U^{235}$  系に利用される中性子数と定義されているが、(2.2.1)式が成立しているような平衡状態での中性子バランスでは、 $x$  は  $U^{235}$  の消費量に置き換えてもさしつかえない。

となる。但し、ここでは、1サイクルで残存した核分裂性物質はそのまま次のサイクルの装荷燃料となることを仮定している。

また、もし、サイクルが連続時間的に行なわれると仮定すると、この場合の $G_n$ (これを $G_n^s$ とおく)は、それまでのサイクル時間を $tn$ とすると、

$$G_n^s = \frac{B \cdot X}{10^{24} P} \int_0^{tn} S^t dt$$

$$= G \cdot \frac{1 - S^{tn}}{\ln \frac{1}{S}} \quad (2.2.7)$$

として計算されよう。ここでもし増殖炉のように、 $S \geq 1$ と考えられる場合には、(2.2.6)及び(2.2.7)いずれの式を用いても、無限回リサイクルすると、天然ウランのリサイクル効率は無限大となるが、現行軽水炉やブル・サーマル、ATR、HCLWRでは、 $S < 1$ である。

従って、

$$\lim_{n \rightarrow \infty} G_n = \frac{G}{1-S} \quad (2.2.8)$$

$$\lim_{n \rightarrow \infty} G_n^s = \frac{G}{\ln \frac{1}{S}} \quad (2.2.9)$$

となり、無限回のリサイクルを自給自足システムで行なっても、天然ウラン利用効率はある程度の向上は達成できても、究極的にはリサイクルしないケースの利用効率 $G$ の高々

$\frac{1}{1-S}$  倍もしくは  $\frac{1}{\ln \frac{1}{S}}$  倍で頭打ちとなることが示された。

なお、天然ウラン燃料を無限に連続燃焼し続けることによって究極的に(2.2.1)式が成り立ち、従って、その場合に得られる燃料利用効率 $G_{\infty}^p$ は、(2.2.2)、(2.2.3)、(2.2.5)式から

$$G_{\infty}^p = (1 + CZ_{\infty}) \cdot D \quad (2.2.10)$$

ここで、 $C = \frac{Na^{25}}{Na^{24}} \cdot \frac{B_{25}}{B_{24}}$

$$D = \frac{B_{25}}{Na^{25}} e^{\frac{e_f - e_1}{e - e_1}}$$

と表わすことができる。このことと、連続時間的に燃焼度 $B$ のリサイクルが繰り返されることによって究極的に得られる燃料利用効率、即ち、(2.2.9)式の値 $G_{\infty}^s$ とは、近似的に等価となり得ると考えられる。即ち、(2.2.5)、(2.2.9)、(2.2.10)式より、

$$1 + CZ_{\infty} = \frac{1 + CZ(B)}{\ln \frac{1}{S}} \quad (2.2.11)$$

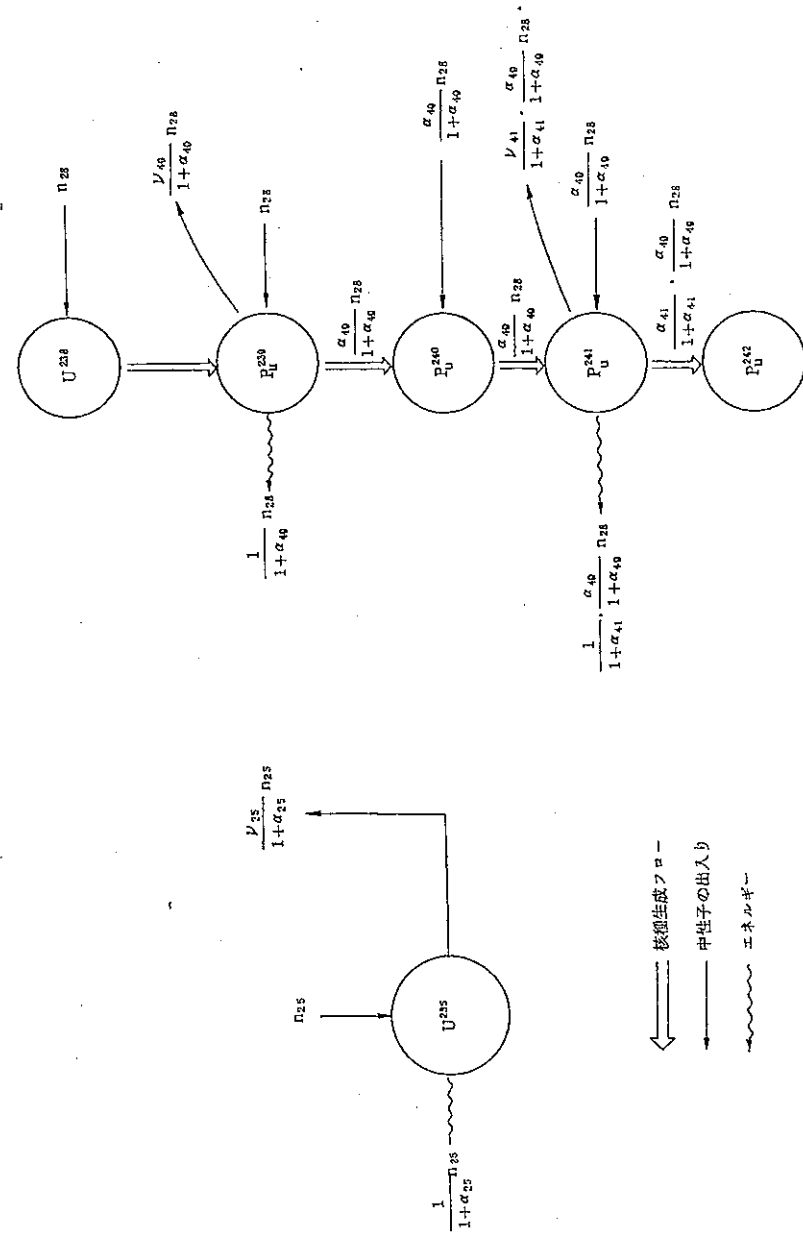


図 2.2.2 ウラン燃料におけるプルトニウムの利用状態

但し、 $Z(B)$  は、(2・2・4)式より、

$$Z(B) = \left( \frac{B}{10^6 e} \frac{Na^{25}}{E_{25}} - 1 \right) \frac{1}{C} \quad (2 \cdot 2 \cdot 12)$$

で対応づけられる。

次に、 $Na^i$ ,  $Nf^i$ ,  $E_i$  ( $i = 25$  or  $28$ ) を文献(1)の考え方に基づいて求めてみる。

図 2.2.2 には、ウラン燃料における同位体の利用状態が示されている。U<sup>235</sup> の場合、 $n_{25}$  個の中性を  $n_{25}$  個の U<sup>235</sup> が吸収すると、 $\frac{1}{1+\alpha_{25}}$  の確率で核分裂を起こし、 $\frac{\nu_{25}}{1+\alpha_{25}}$   $n_{25}$  個の中性を発生する。ここで  $\nu_i$  は核種  $i$  が 1 回の核分裂時に発生する中性子数を表わす。また、 $\alpha_i$  は核種  $i$  の捕獲 [v.s.] 核分裂の割合を表わす。又、U<sup>238</sup> 系では、 $n_{28}$  個の中性を  $n_{28}$  個のウランが吸収することによって、Pu<sup>239</sup> が  $n_{28}$  個生成され、それが  $n_{28}$  個の中性を吸収して  $\frac{1}{1+\alpha_{49}}$  の確率で核分裂し、 $\frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}}$  の確率で Pu<sup>240</sup> になる。又その際  $\frac{\nu_{49}}{1+\alpha_{49}}$   $n_{28}$  個の中性を発生する。Pu<sup>240</sup> は  $\frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}}$  個生成し、同数の中性子を吸収しては同数の Pu<sup>241</sup> が生成される。この Pu<sup>241</sup> が  $\frac{1}{1+\alpha_{41}}$  の確率で核分裂 (従って、 $\frac{1}{1+\alpha_{41}} \cdot \frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}}$   $n_{28}$  に相当するエネルギーの発生) と同時に、 $\frac{\nu_{41}}{1+\alpha_{41}} \cdot \frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}}$   $n_{28}$  個の中性を発生する。又、核分裂しなかった Pu<sup>241</sup> は  $\frac{\alpha_{41}}{1+\alpha_{41}}$  の確率で、即ち  $\frac{\alpha_{41}}{1+\alpha_{41}} \cdot \frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}}$   $n_{28}$  個の Pu<sup>242</sup> になる。これより、 $n_{25} = n_{28} = 1$  と置いて

$$\begin{aligned} Na^{25} &= 1, \quad Nf^{25} = \frac{\nu_{25}}{1+\alpha_{25}}, \quad E_{25} = \frac{1}{1+\alpha_{25}} \\ Na^{28} &= 2n_{28} + \frac{2\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}} n_{28} = 2 \left( 1 + \frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}} \right) \\ Nf^{28} &= \frac{\nu_{49}}{1+\alpha_{49}} + \frac{\nu_{41}}{1+\alpha_{41}} \cdot \frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}} \\ E_{28} &= \frac{1}{1+\alpha_{49}} + \frac{1}{1+\alpha_{41}} \cdot \frac{\alpha_{49}}{1+\alpha_{49}} = \frac{1}{1+\alpha^*} \end{aligned}$$

ここで、 $\alpha^* = \frac{\alpha_{49} \alpha_{41}}{1+\alpha_{49} + \alpha_{41}} \quad (2 \cdot 2 \cdot 13)$

が得られる。

今、表 2.2.1 の核データと、 $F' = 0.7569$  という値<sup>(1)</sup> を用いて (2・2・10) 式に基づく天然ウラン究極利用率  $G^P$  を求めてみる。

まず、(2・2・13)式より

$$\begin{aligned} Na^{25} &= 1, \quad Nf^{25} = 196, \quad E_{25} = 0.8066 \\ Na^{28} &= 2.704, \quad Nf^{28} = 2642, \quad E_{28} = 0.9037 \end{aligned}$$

を得る。従って、(2・2・2)式より、

$$\begin{aligned} \gamma_{25} &= 1.483, \quad \gamma_{28} = 0.7397 \\ Z_{\infty} &= 1.857 \end{aligned}$$

となり、又、(2・2・10)式より、 $C = 0.4144$  であるので、

$$G_{\infty}^P = 1.427 \times e \cdot \frac{ef - e_1}{e - e_1} \quad (2 \cdot 2 \cdot 14)$$

が得られる。ここで、1.427 という数字は核特性データのみ依存する定数と考えられる。そして、もし変わり得るとすれば、それは、炉設計を変更することに対応しよう。

表 2.2.1 PWR 内熱中性子に対する核種の核的性質<sup>(2)</sup>

| Nuclide             | Subscript <sup>†</sup> | Absorption cross section, $\sigma_a, b$ | Neutrons produced  |                              | Ratio of capture to fission cross section, $\alpha$ | Poisoning ratio of high-cross section fission products, $\mu$ |
|---------------------|------------------------|---|--------------------|------------------------------|---|---|
|                     |                        |   | Per fission, $\nu$ | Per neutron absorbed, $\eta$ |   |   |
| <sup>235</sup> U    | 25                     | 555.57                                  | 2.43 <sup>‡</sup>  | 1.9600                       | 0.2398  | 0.0541  |
| <sup>236</sup> U    | 26                     | 123.9                                   |                    |                              |   |   |
| <sup>238</sup> U    | 28                     | 2.2342                                  | 2.79 <sup>§</sup>  | 2.3432 <sup>§</sup>          | 0.1902 <sup>§</sup>                                 | 0.0683  |
| <sup>239</sup> Pu   | 49                     | 7618.2                                  | 2.87 <sup>‡</sup>  | 1.8600                       | 0.5430  | 0.0549  |
| <sup>240</sup> Pu   | 40                     | 2616.8                                  |                    |                              |   |   |
| <sup>241</sup> Pu   | 41                     | 1567.3                                  | 3.06 <sup>‡</sup>  | 2.2230                       | 0.3765  | 0.0547  |
| <sup>242</sup> Pu   | 42                     | 381.0                                   |                    |                              |   |   |
| F.P.P. <sup>§</sup> | F                      | 80                                      |                    |                              |   |   |
| Zircaloy-4          | Z                      | 1.030                                   |                    |                              |   |   |
| Inconel-718         | I                      | 3.749                                   |                    |                              |   |   |
| Water               | W                      | 0.544                                   |                    |                              |   |   |

<sup>§</sup> In fast fission.

一方、現行軽水炉燃料についての平衡燃料の出入れに関するデータを用いて、各燃焼度のリサイクルを無限回繰り返して得られる場合の究極燃料効率  $G_{\infty}^S$  ((2・2・9)式) を求めてみる。PWR の場合、燃焼度  $B = 31900 \text{ MWtD/T}$  であるので、(2・2・5)式より、

$$G = 0.0319 \times \frac{ef - e_1}{e - e_1} \text{ となり、又、核分裂性物質の平衡装荷量と平衡取出量}$$

は、それぞれ 0.8128 トン/年、0.3887 トン/年であるので、 $S = 0.3887 / 0.8128 = 0.4782$  となる。従って、(2・2・9)式より、

$$\begin{aligned} G_{\infty}^S &= (0.0432437/e) \times e \cdot \frac{ef - e_1}{e - e_1} \\ &= 1.351 \times e \cdot \frac{ef - e_1}{e - e_1} \end{aligned} \quad (2 \cdot 2 \cdot 15)$$

(ここで、 $e = 3.2\%$ )

となる。同様に、BWR の場合には、 $S = 0.4045 / 0.8511 = 0.4753$ 、 $e = 3\%$  であるので、



$$G_{\infty}^C = 1.322 \times e \frac{e_f - e_t}{e - e_t} \quad (2.2.16)$$

となる。

(2.2.15), (2.2.16)式と, (2.2.14)式とを比較してわかるように,  $G_{\infty}^C$  と  $G_{\infty}^D$  とは比較的良好な精度で一致し得ることがわかる。両者が完全に一致しない理由は,  $G_{\infty}^D$  が U-Pu 系の燃焼方程式を連続時間的に無限に続けた場合の延長線上で効率を出している(従って, 理論値とも言えよう)のに対し,  $G_{\infty}^C$  は, 実際の燃料出入量(従って, それはある特定の燃焼方程式の解とは一致したものとはならない)に依存していることが主に挙げられる。ただし,  $G_{\infty}^D$  を用いるメリットは, 燃料利用効率的な観点に立つ場合, 炉内に存在するのは不利となり得る核種を見出し, その効果も合わせて評価できる点にあると考えられる。

例えば,  $Pu^{242}$  以降の中性子連鎖反応系として図 2.2.3 のようなルートを考慮する。この場合の究極燃料利用率  $G_{\infty}^D$  を同様に計算すると,

$$G_{\infty}^D = 1.285 \times e \cdot \frac{e_f - c_t}{e - e_t} \quad (2.2.17)$$

となり, (2.2.14) 式の値と比べて小さな値になる。つまり,  $Pu^{242}$  以降の核種として図 2.2.3 に示される経路の核種の存在は, 燃料の有効利用の観点からは不利な状況を与えると考えられる。

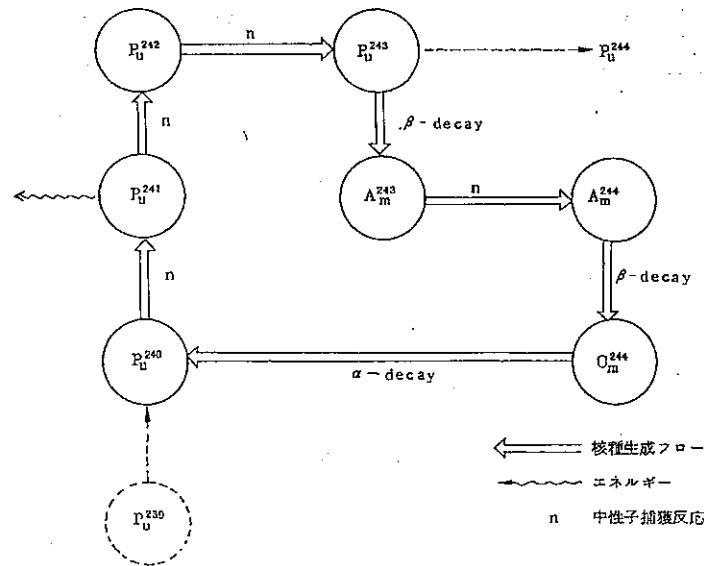


図 2.2.3  $Pu^{242}$  以降の連鎖系

### (3) 多炉共存系の天然ウラン利用効率

前節においては, いずれの考え方をベースにしても, 天然ウランの燃料利用効率は, 増殖炉でない限り, 上限値が存在する。しかし, その上限値は, 現在検討されているプルトニウム・バーナーとの共存システムにおいて, プルトニウム利用を実現することによって向上し得ると考えられる。

そこで, ここではこれら数種の炉型を単独もしくは組合せることによって, 天然ウラン利用効率がどの程度向上し得るのかを表 2.2.2 の値を用いて試算してみる。

表 2.2.2 1,000 MWe 原子炉の炉型別燃料装荷・取出量 [トン/GWe] 及び回収エネルギー [ $\times 10^4$  MWtD/GWe]

| 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)     | 14.912 | 3.329 | 0          | 0.17  | 81.026  |
| BWR(U)     | 15.545 | 3.722 | 0          | 0.16  | 83.692  |
| PWR(Pu)    | 11.020 | 2.643 | 0.3        | 0.32  | 81.313  |
| BWR(Pu)    | 11.264 | 2.758 | 0.303      | 0.308 | 83.771  |
| ATR(U)     | 11.397 | 0.412 | 0          | 0.108 | 87.910  |
| ATR(Pu+Nu) | 2.6795 | 5.139 | 0.512      | 0.176 | 88.019  |
| HCLWR      | 4.514  | 2.370 | 1.519      | 1.28  | 84.633  |

注) 科学技術庁提供の炉特性データに基づき, MRI作成。但し, 濃縮ウラン廃棄材濃度は 0.2% とした。

まず, ウラン・バーナーがワンス・スルーである場合の天然ウラン燃料利用効率は, (2.2.5) 式より求めることができる。それを表 2.2.2 のデータを用いて PWR(U), BWR(U), ATR(U) 毎に計算すると, 表 2.2.3 のワンススルーケースに示される値となる。ATR(U) は, 軽水炉に比べ, ウランの装荷量が少ない割に, 発生エネルギーが大きいため, ワンススルーでも効率が高くなっていることがわかる。

次に, これらのウラン・バーナーをプルトニウム・バーナーと組合せることによって, 両方の炉から回収される核分裂性物質を融通し合う共存ケースを考えてみる。この場合の天然ウラン燃料利用効率  $G$  は, 次のように定義することができる。即ち,

$$G = \frac{E_1 R_1 + E_2 R_2}{[(NU_1 - NV_1) R_1 + (NU_2 - NV_2) R_2]} \times 10^2 [\%] \quad (2.2.18)$$

但し,  $R_i$  : 炉型  $i$  の年総発電量 [GWe]

$E_i$  : 炉型  $i$  の年回収エネルギー [MWtD/GWe]

$NU_i$  : 炉型  $i$  の年平衡装荷天然ウラン [トン/GWe]

$NV_i$  : 炉型  $i$  の年平衡取出天然ウラン [トン/GWe]

$i = 1, 2$  (炉型の種類)

$10^6$ : 1トンの天然ウランから発生するエネルギー [MWtD/トン]

である。ここで、2つの炉型の発電量構成比  $R_1:R_2$  は、両炉型から回収される核分裂性プルトニウムを余すことなく両炉型で消費するプルトニウム自給自足システムの実現により、次のように求められるものとする。即ち、

$$P_1 R_1 + P_2 R_2 = q_1 R_1 + q_2 R_2 \quad (2.2.19)$$

但し、 $P_i$ : 炉型  $i$  の年平衡取出核分裂性プルトニウム [トン/GWe $\cdot$ 年]

$q_i$ : 炉型  $i$  の年平衡装荷核分裂性プルトニウム [トン/GWe $\cdot$ 年]

というプルトニウム需給条件より、

$$R_1:R_2 = (q_2 - P_2):(P_1 - q_1) \quad (2.2.20)$$

である。勿論、(2.2.20)式が成り立つのは、

$$(q_2 - P_2) \times (P_1 - q_1) > 0 \quad (2.2.21)$$

となる場合である。これより、2種類の炉型でプルトニウム自給自足システムを構成しなくても、プルトニウムが十分に余るケース、例えば、プルトニウム装荷量の少ないブルサーマルや、逆に増殖性の高いFBRとの共存ケースは、(2.2.18)、(2.2.19)式の評価体系から除かれることとなる。そこで、プルトニウム・バーナーとしてATR(Pu+Nu)とHCLWRをウラン・バーナーのパートナーとなる共存ケースを考える。この場合の天然ウラン燃料利用率は、表2.2.2のデータを(2.2.18)、(2.2.19)式に代入して各組合せ毎に算出されるが、その結果は、表2.2.3のようになる。軽水炉の場合、ワンスルーケースでは、せいぜい0.5%程度の効率であったものが、ATR(Pu+Nu)、HCLWRとのプルトニウム自給自足共存システムを構成することによって、1.8~2.2倍にまで効率向上が達成され得ることがわかる。また、ATR(U)についても、ワンスルーケースに比べて1.2~1.4倍程度の効率向上となる。

以上は、プルトニウムを余さないという制約条件の場合であるが、一般には例えば、発電量制約等の他の要因によってプルトニウム余剰が生じ、一部貯蔵するなどのケースが考えられるが、そのようなケースを定量化するためには、時間的な取り扱いを含めた評価体系を構築する必要がある。

表2.2.3 ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共存ケースにおける天然ウラン燃料利用率 [%]

| ウラン・バーナー \ ケース | ワンスルーケース | ATR (Pu+Nu)との共存ケース | HCLWRとの共存ケース  |
|----------------|----------|--------------------|---------------|
| PWR (U)        | 0.5434   | 0.9903(0.5060)     | 1.203(0.7113) |
| BWR (U)        | 0.5384   | 0.9771(0.4762)     | 1.173(0.6695) |
| ATR (U)        | 0.7713   | 0.9641(0.3214)     | 1.102(0.4519) |

注) 共存ケースの ( ) 内は、プルトニウム・バーナーのウラン・バーナーに対する発電量割合

## 2.3 最適燃焼度とプルトニウム利用

### (1) 軽水炉燃料の燃焼特性

軽水炉燃料を反応度がゼロになるまで燃焼させることによって得られる燃焼度は、燃料装荷時点での核分裂性物質の濃縮度に依存する。従って、2.2節で考察された天然ウラン燃料利用率は、この濃縮度が変わることによる天然ウラン所費量と取出燃焼度双方の変化を受けて影響されることになる。このことは、ワンス・スルーケースのみならず、リサイクルケースにおいても当然のことながら言える。即ち、(2.2.5)、(2.2.6)式より、一般に  $n$  回リサイクル行なうことによって得られる天然ウラン燃料利用率  $G_n$  は、

$$G_n = \frac{B(e^c - e^{-c})}{10^6(e - e^{-e})} \cdot \frac{1 - S^{n+1}}{1 - S} \quad (2.3.1)$$

と表わされる。ここで濃縮度  $c$  が変わると、軽水炉内の燃焼特性に依存して燃焼度  $B$  及び、核分裂性物質の取出量と装荷量の比  $S$  も変わることとなる。従って、天然ウラン燃料利用率  $G_n$  は、濃縮度を高めることによって一方的に増加するとは限らず、ことにリサイクル回数  $n$  が増すことにも依存することがわかる。このことを数値的に示したものが図2.3.1である。初期サイクル、即ち、 $n=0$  の場合には、(2.3.1)式より  $G_n$  は、 $B$  と  $e$  のみに依存し、濃縮度  $c$  が3, 4, 5%と増加させると、濃縮時のテイル損失効果よりも燃焼度長の効果の方が強いために、結局ウランの利用効率は大きくなっている。しかし、1回リ

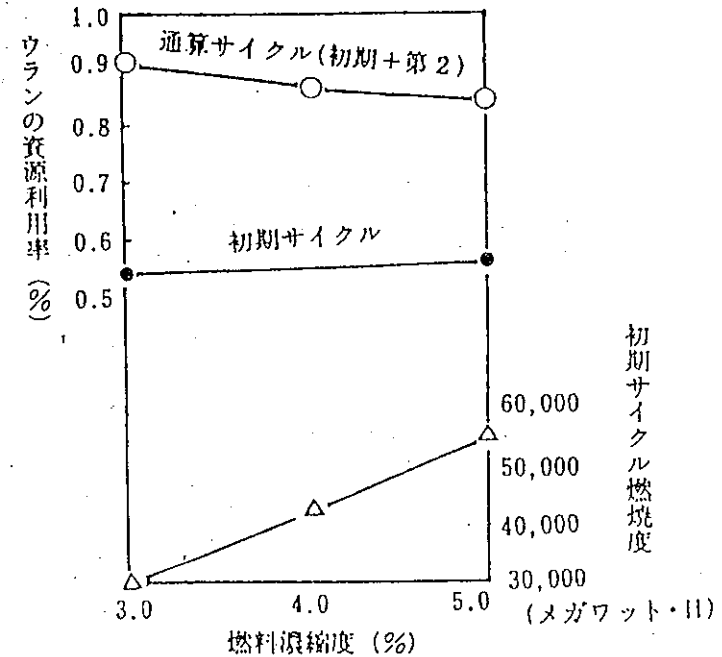


図2.3.1 燃料濃縮度とウランの資源利用率 (8)

サイクルした場合の通算サイクルにおける燃料利用効率 $\eta$ は、(2.3.1)式で言うと $n=1$ の場合に対応しているため、 $S$ にも依存するので必ずしも濃縮度とともに増加するとは限らない。このことは、図 2.3.1 の結果にもあらわれている。つまり、この試算結果から見ると、使用済燃料を再処理して得られる資源的価値は高濃縮度燃料ほど減耗する傾向にある<sup>(3)</sup>と管見。但し、この結果は現行軽水炉の炉設計パラメータに対する結果であり、従って例えば、HCLWRのような炉設計条件の下で同様の傾向が一般に成立し得るとは限らないことにも留意しておく必要がある。

例えば、炉設計パラメータの1つである共鳴を逃れる確率 $p$ が変わると燃焼度と濃縮度の関係は図 2.3.2 に示されるように微妙に変化することがわかる。このような燃焼特性の変動は、核燃料サイクルコストの増減にも微妙な影響となってあらわれる。そのことを、次に数値的に示すこととする。

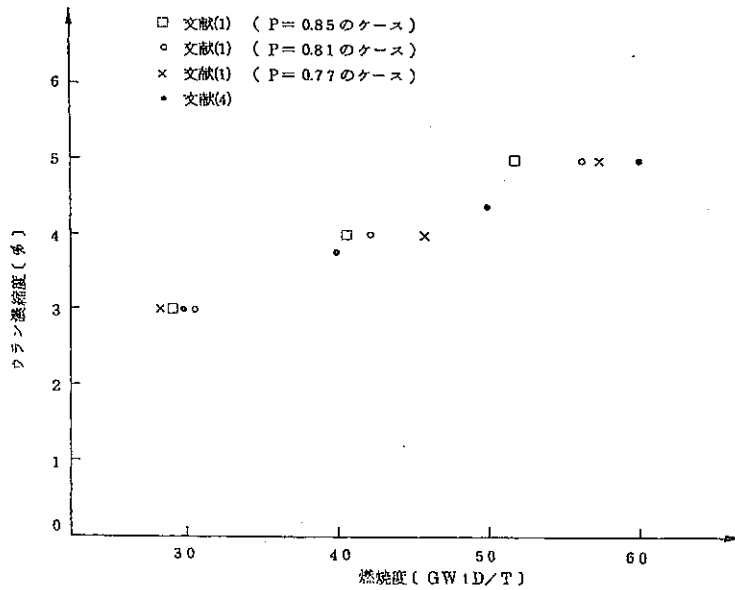


図 2.3.2 燃焼度と濃縮度の関係

## (2) 核燃料サイクルコストと燃焼度の関係

核燃料サイクルコストは、フロントエンド・コスト(これを $C_u$ )とバックエンド・コスト(これを $C_d$ )の和として計算することができる。<sup>(5)</sup>

フロントエンド・コスト

$$C_u [\$/\text{kweh}] = Y \times 10^{-3} \times \frac{M}{8760f} \times (2.5998058 Qv_1 + Qv_2 + e_1 v_3 + v_4)$$

ここで、 $Y$  : 為替レート [¥/\\$]

$f$  : 稼働率 [-]

$M$  :  $10^6$  KWe 発電所年間装荷燃料 [MTHM/GWe $\cdot$ y]

$$\text{但し, } M = \frac{365f \times 10^3}{B e_0} a_0 + \frac{10^3 b_0}{W e_0} \cdot \frac{p}{1 - e^{-p\tau}}$$

$B$  : 燃焼度 [MWtD/トン]

$W$  : 比出力 [MWt/トン]

$e_0$  : 熱効率 [-]

$a_0$  : 重金属に占める平衡装荷燃料の割合 [-]

$b_0$  : 重金属に占める初装荷燃料の割合 [-]

$Q$  : 濃縮前後における天然ウランと濃縮ウランの比 [-]

$$\text{但し, } Q = \frac{x_p - x_w}{x_f - x_w}$$

$x_f$  : 天然ウラン濃度 [-]

$x_p$  : 濃縮ウラン濃度 [-]

$x_w$  : 廃棄ウラン濃度 [-]

$e_1$  : 濃縮ウラン当りの分離作業量 [-]

$$\text{但し, } e_1 = V(x_p) - V(x_f) - Q \{ V(x_f) - V(x_w) \}$$

$$V(x) = (2x - 1) \ln \frac{x}{1-x} \quad (\text{レーザー濃縮の場合, 関数形が変わる}^{(1)})$$

$v_1$  : ウラン精製費 [\$/lb $U_3O_8$ ]

$v_2$  : UF<sub>6</sub>転換費 [\$/kgU]

$v_3$  : 濃縮費 [\$/kgSWU]

$v_4$  : UO<sub>2</sub>加工費 [\$/kgU]

$$\begin{aligned} \text{注 1. } 1 \text{ lb } U_3O_8 &= \frac{1}{2000} \text{ s.t. } U_3O_8 = \frac{1}{2000} \times 0.9072 \text{ MT } U_3O_8 \\ &= \frac{0.9072}{2000} \times \frac{238 \times 3}{238 \times 3 + 16 \times 8} \text{ MTHM} \\ &= \frac{10^{-3}}{2.5998058} \text{ MTHM} \end{aligned}$$

注 2 濃縮プラントの建設費を加えるとすれば、 $v_3$ に含め得る。

注3. MOX燃料を一部(もしくは全炉心)装荷する場合には, MOX成型加工費を  $v_{10}$  [\$/kg MOX] とすれば,

$$C_m [\$/KWh] = Y \times 10^{-3} \times \frac{M_{mox}}{8760f} \times v_{10}$$

バックエンド・コスト

$$C_d [\$/KWh] = Y \times 10^{-3} \times \frac{R}{8760f} \times (v_5 + v_6 + v_7 + v_8 + v_9)$$

ここで,

R : 10<sup>6</sup>KWe 発電所年間取出燃料 [MTHM/GWe]

$$\text{但し, } R = \frac{365f \times 10^3}{Be_0} a'_0 + \frac{10^3 b'_0}{We_0} \cdot \frac{Pe^{-\rho\tau_L}}{1 - e^{-\rho\tau_L}}$$

$a'_0$  : 重金属に占める平衡取出燃料の割合 [-]

$b'_0$  : 重金属に占める閉鎖時取出燃料の割合 [-]

$v_5$  : 使用済燃料輸送費 [\$/kgU]

$v_6$  : 使用済燃料貯蔵費 [\$/kgU]

なお, 中間貯蔵の場合, initial fee, final fee を各々  $v_6^i$  [\$/kgU],

$v_6^f$  [\$/kgU]; 貯蔵期間を  $\tau_s$  [y] とすれば,

$$v_6 = \frac{v_6^i + e^{-\rho\tau_s} v_6^f}{1 - e^{-\rho\tau_s}} \quad [ \$/kgU ]$$

もし, 年間貯蔵費  $w_6$  [\$/kgU·y] が与えられていると,

$$v_6 = \frac{1}{\rho} w_6 \text{ とおきかえるとよい。}$$

$v_7$  : 再処理費 [\$/kgU]

$v_8$  : 使用済燃料処分費 [\$/kgU]

$v_9$  : 高レベル廃棄物処分費 [\$/kgU]

注4. 再処理建設費は, 年経費に換算後,  $v_7$  に含め得る。

注5. 回収プルトニウム及び回収ウランのクレジットは, 基本的に, 将来の炉型戦略のフィードバックとして, 決定される性質のものであるため, 精確な予測値を与えることは, ほとんど不可能に近い。

注6.  $v_5, v_6, v_7, v_8, v_9$  の燃焼度依存性が問題となる。

$v_8, v_9$  については, 米国では, 1 ミル/kwh (即ち, kgU 当りでは燃焼度に比例して増加) と決まっている (図 2.3.3 参照)。

以上より, 核燃料サイクルコスト C は,

$$C = C_u + C_d$$

(2.3.1)

より求めることができる。

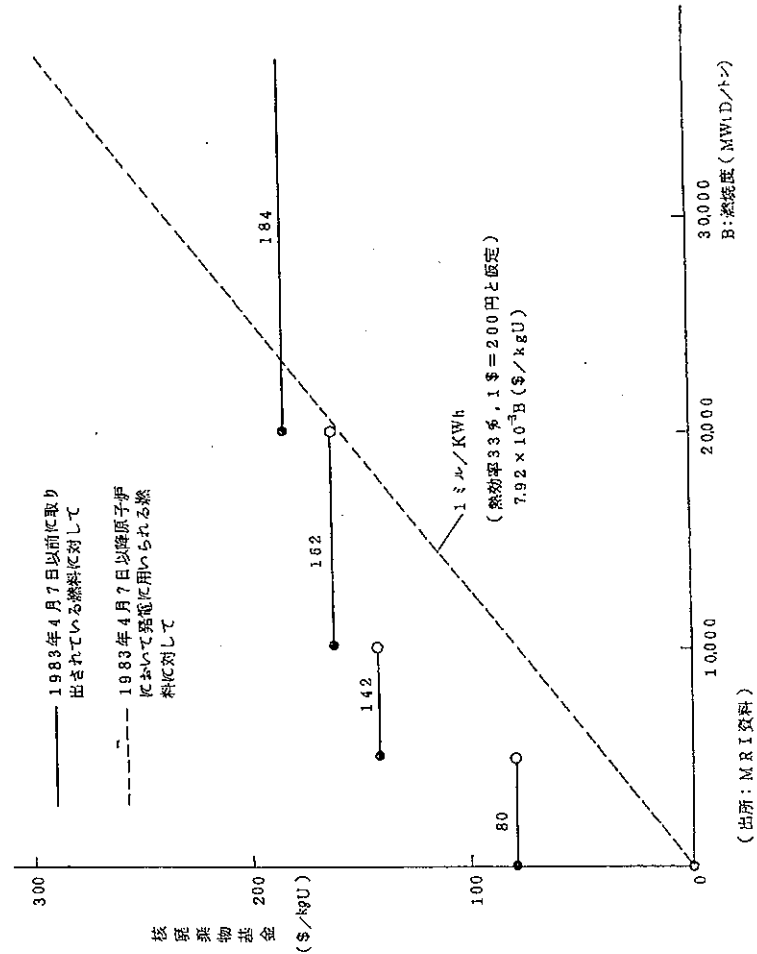


図 2.3.3 米国における燃焼度別高レベル廃棄物基金

(3) 最適燃焼度の存在条件

いま、重金属=平衡装荷、平衡取出燃料及び、初装荷燃料の項を無視すると、式(2.3.1)において、 $a_0 \cong a_0' \cong 1$ ,  $b_0 = b_0' = 0$ となるから、

$$C = \frac{Y}{24 e_0 B} (QU + e_1 v_3 + v_4 + v_D) \quad (2.3.2)$$

ここで、 $U = 2.6 v_1 + v_2$

$$Q = \frac{x_P - x_W}{x_P - x_W}$$

$$e_1 = V(x_P) - V(x_W) + Q \{ V(x_W) - V(x_P) \}$$

$$v_D = v_5 + v_6 + v_7 + v_8 + v_9 \quad (\text{バックエンド・コストの和})$$

と表わすことができる。ウラン濃縮度  $x_P$  が、図 2.3.2 にも示されているように、燃焼度  $B$  の連続関数(これを  $f(B)$ )で近似することができるならば、 $x_P$  は、 $B$  の増加関数(即ち、 $f'(B) > 0$ )である。従って、上式で見るとわかるように、燃焼度の増加は、天然ウランの供給量と製品生産量との比  $Q$  の増加をもたらし、核燃料サイクルコスト  $C$  の増加を促す。同時に、単位エネルギー当りのコスト減(上式の分母に  $B$  が入っていること)をもたらし、この2つの増減効果の特性は、各コスト  $v_i$  ( $1 \leq i \leq 7$ )と、濃縮過程における廃棄材濃度  $x_W$  及び燃焼特性  $f(B)$ (即ち、炉設計パラメータ)に依存して異なったものとなる。

仮りに、核燃料サイクルコスト  $C$  が燃焼度  $B$  に対して十分に滑らかならば、 $B$  に対する  $C$  の微係数

$$\frac{\partial C}{\partial B} = \frac{Y}{24 e_0 B^2} \{ (U \frac{\partial Q}{\partial B} + v_3 \frac{\partial e_1}{\partial B}) B - (UQ + e_1 v_3 + v_4 + v_D) \} \quad (2.3.3)$$

が存在するので、燃焼特性関数  $f(B)$  を近似的に与えれば、核燃料サイクルコストの燃焼度依存性を調べることが可能となる。

ちなみに、図 2.3.2 の文献(1)の3ケースについて

$$f(B) = q_0 + q_1 B + q_2 B^2 \quad [\%]$$

という2次関数をあてはめると、係数  $q_0, q_1, q_2$  は次のようになった。

|            | $q_0$ [%]  | $q_1$ [%/GWtD/トン]      | $q_2$ [%/(GWtD/トン) <sup>2</sup> ] |
|------------|------------|------------------------|-----------------------------------|
| $p = 0.85$ | 0.525174   | 0.0844544              | $294731 \times 10^{-5}$           |
| $p = 0.81$ | -0.1805276 | 0.12029                | $-5.0078 \times 10^{-4}$          |
| $p = 0.77$ | 2.4856802  | $-8.48 \times 10^{-3}$ | $9.10279 \times 10^{-4}$          |

今、濃縮コスト  $v_3 = 0$  の場合を考えると、核燃料サイクルコスト  $C$  が最小となる燃焼度(これを最適燃焼度  $B^*$ )が存在するならば、次の式で表わすことができる。即ち、

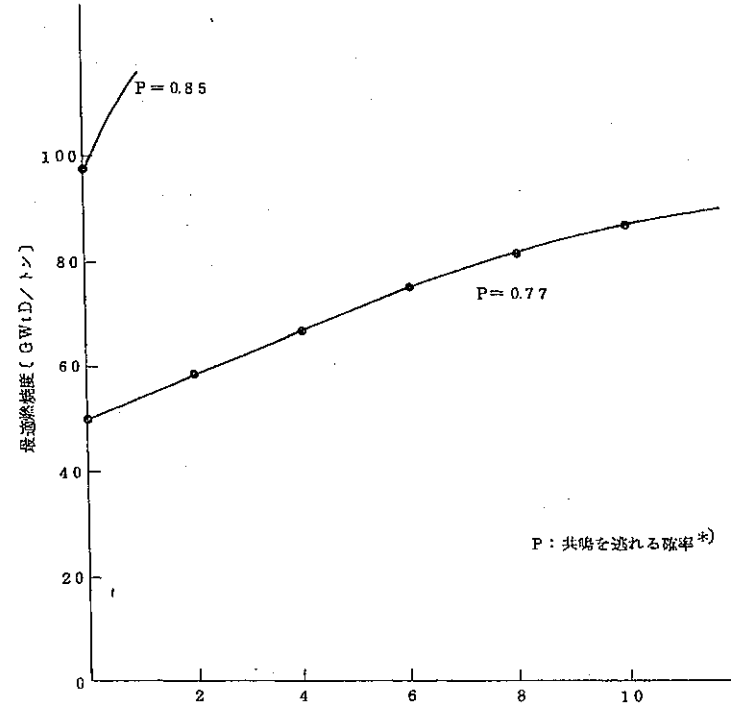
$$B^* = \sqrt{\left( \frac{x_P - x_W}{q_2} \right) \left( \frac{v_4 + v_D}{U} \right) + \frac{1}{q_2} (q_0 - x_W)} \quad (2.3.4)$$

である。ここで、天然ウラン  $U^{235}$  濃度  $x_P = 0.711$ 、廃棄材濃度  $x_W = 0.25$  と仮定して、

$B^*$  の  $\frac{v_4 + v_D}{U}$  依存性をグラフ化すると、図 2.3.4 のようになった。但し、 $p = 0.81$  のケースでは、燃焼度が高くなるほど核燃料サイクルコストは単調に減少するため、最適燃焼度は存在しない。即ち、最適燃焼度の存在するためのパラメータが満たすべき条件は、 $v_3 = 0$  の場合、

$$\frac{1}{q_2} \{ (x_P - x_W) \left( \frac{v_4 + v_D}{U} \right) + (q_0 - x_W) \} > 0 \quad (2.3.5)$$

となる。



ウラン成型加工コスト+バックエンド・コスト [\$/kgU] / ウラン精鉱・転換コスト [\$/kgU]

\* 共鳴を逃れる確率  $p$  が小さくなることは、プルトニウムの生成・燃焼による利用が活発になることに関連してくる。

図 2.3.4 最適燃焼度のコスト依存性

また、最適燃焼度  $B^*$  が小さくなる条件は、

(i) 燃焼度が增加することによるウラン濃縮度の増加が顕しい場合 ( $q_2 > 0$ )

ウラン精鉱費、 $UF_6$  転換費が高く、 $UO_2$  成型加工費、使用済燃料輸送・貯蔵費、再処理費、使用済燃料及び高レベル廃棄物処分費が安いこと（従って、バックエンド・コストが燃焼度に正比例し、即ち、kwh 当りのコストが燃焼度に無関係ならば、さらに  $B^*$  が小さくなる）また、ウラン廃棄材濃度が大きく、共鳴を逃れる確率が小さいこと（従って、レーザー濃縮による廃棄材濃度減は、高燃焼度化に有利な条件を与える。）

(ii) 燃焼度が增加することによるウラン濃縮度の増加が鈍化する場合 ( $q_2 < 0$ )

上記と逆の条件

であることがわかる。

以上の結果は、濃縮ウランコスト  $v_3 = 0$  の場合であるが、もし、これを考慮する ( $v_3 > 0$ ) と、最適燃焼度はより存在し易く考えられる。このことは、

$\frac{\partial C}{\partial B} = 0$  を満足する最適燃焼度  $B^*$  の  $v_3$  への依存度を調べると、 $q_2 > 0$  ならば、

$$\frac{\partial B^*}{\partial v_3} < 0$$

となることより導かれる。しかし、 $q_2 < 0$  となる場合には複雑であり、数値計算を行なう必要があると考えられる。

#### (4) プルトニウム利用と最適燃焼度の関係

核燃料サイクルコストが最小となるような燃料の燃焼度が存在するということは、高燃焼度化が不経済になる状況が有り得ることを意味している。

天然ウラン価格が安価安定していて、再処理コストも高い場合には、燃焼度を可能な限り高めることによって、核燃料サイクルコストの低減化が達成される（これは文献(2)と同じ結論）。ところが、長期的視点に立脚した場合、天然ウラン価格が全く上昇しないという理由は存在しない。また、再処理コストも現在では高いことになっているが、技術進歩や政策的な配慮によって今後低下する可能性もないとはいえない。このような状況がみえる場合には、炉設計を変更せずに、燃焼度を高度化し過ぎると、むしろ、濃縮までのコストが増加するために、返って核燃料サイクルコスト増をもたらす可能性がある。但し、炉設計を変更しても一方的に高燃焼度化が経済的とはならない。例えば、現在、高転換炉の設計を行なう研究が活発化しているが、HCLWRのように水排除系の炉心を設計した場合、共鳴を逃れる確率  $p$  が小さくなり、その結果、最適燃焼度が存在し易くなる。つまり、プルトニウムを有効に利用する体系自体、高燃焼化に歯止めをかける効果があると考えられる。もちろん、このような体系では、回収プルトニウムのリサイクルを行なうことの経済性も考慮しなければならぬ。

その場合には、再処理コスト以外に、MOX成型加工費、そして、その影響を受けて、プルトニウム・クレジットがどの程度あるのかも重要になってくる。一般にはウラン価格

が高く、MOX成型加工費が安いほどプルトニウム・クレジットが大きくなり、従って、核燃料サイクルコストに占めるバックエンド・コストが低減化される。このことは、結果的に最適燃焼度の存在を促すことになると考えられる。

一方、将来レーザー濃縮が実用化されると、廃棄材濃度が小さくなるため、高燃焼度化を促す要因になると考えられる。

以上を要するに、プルトニウムを有効利用する経済的諸条件の整っている場合には、核燃料サイクルコストが最小となる燃焼度の最適値が存在し、必要以上に高燃焼度化を目指すのは不適当である。つまり、一時的には高燃焼度化が経済的であっても、長期的には必ずしもそうはならないと言える。ただし、今現在のウラン価格低下の傾向及び再処理コスト高の状況下においては、確かに高燃焼度化が核燃料サイクルコスト減に寄与し得ると考えられるが、米国DOEが施している核廃棄物基金制度のように、発電量当りのバックエンド・コストが一定（即ち、MTHM当りの単価が燃焼度とともに増加する）なら、そのような状況下においても最適燃焼度は存在し易くなる。

#### 2.4 まとめ

本章では、核燃料の燃焼特性を主眼に置いたプルトニウム利用効果の定量的評価を試みた。その計算方法や精度についてはまだ課題として残されている点もあるが、その結果を要約すると、次の2点にまとめられる。

- ① 同じ核分裂エネルギーを回収するのに要する天然ウラン消費量を減らす方策の1つとして、プルトニウム利用は有効である。このことは、天然ウラン燃料利用効率、プルトニウム燃焼炉を導入した核燃料サイクルシステムを構成することによって、ワンズルー型現行軽水炉のほぼ倍にまで向上し得るという定量的結果より明らかとなった。
- ② ウラン価格が安い傾向にある今日では、プルトニウムを利用せずに現行軽水炉の高燃焼度化によって、経済性は常に高まるとの認識があるが、このことは、ウラン価格高、再処理コスト安の状況下では、必ずしも成立しないことが定量的に示された。但し、レーザー濃縮技術の導入によって濃縮過程での廃棄材濃度が低下する場合には、高燃焼度化が経済的に有利となるケースもあり得ることも同様の計算によって示唆された。

### 3. プルトニウム燃料利用の経済性分析

#### 3.1 序

ここでは、ウラン-プルトニウム系核燃料サイクル系における経済性分析を行うために、まず、過去の事例をいくつか調査・整理し、次に、そのうちの1つであるOECD/NEAの計算モデルを用いた経済性評価分析を行い、最後にセキュリティ面から見たプルトニウム利用の意義を追究・分析することを目的とする。

#### 3.2 既往の経済性分析

##### (1) OECD/NEA, CRS, KfK, Bechtel/EPRIの経済性分析例

プルトニウムに関する需給の緩和及びウラン需給に対する需給の緩和という状況下において、近年再びプルトニウム利用に対する経済性分析が各所で行われるようになってきた。

ここでは、この代表的な事例として、OECD/NEA、米国議会調査局 (Congressional Research Service 以下CRSという)、カールスルーエ原子力研究所 (Karlsruhe Research Institute 以下KfK)、ベクトル・電力研究所 (Bechtel/Electric Power Research Institute 以下Bechtel/EPRIという)の4例を取り上げ、以下にその概要について述べることにする。

##### a) OECD/NEA

OECD/NEAでは1985年に「核燃料サイクルの経済性」(The Economics of Nuclear Fuel Cycle)という報告書<sup>(7)</sup>を出した。これはOECD/NEAが1983年より新たに開始した核燃料サイクルに関する活動の1つの成果をまとめたものである。

本報告書では、OECD/NEAに参加している17ヶ国に対して、炉型、炉型戦略、マスバランスデータ、核燃料サイクルコストデータの提供を求め、それをもとに代表的なモデル発電所を想定し、その発電所の寿命にわたる核燃料サイクルコストをワンスルーサイクル、再処理サイクルについて求め、比較したものである。

OECD/NEAの結論として核燃料サイクルコストは不確実性による幅はあるものの、ワンスルーサイクルが現在のところ経済性がある。ただ、全発電コストでみるとその差は小さく、再処理サイクルが全く採用されないことにはつながらないとしている(表3.2.1参照)

##### b) CRS

CRSは1985年に「軽水炉でのプルトニウム利用の経済性」(Economics of Plutonium Use in Light Water Reactor)という報告書を出した。

これは、最近の日独独にみられるように、Puリサイクルを表明している国の立場と、米国のようにワンスルーサイクルを表明している国の立場を経済性の立場から比較したものである。

表 3.2.1 OECD/NEA経済性分析モデルの概要

| 核燃料サイクルの概要 | コスト計算の単位                      |                 | 1984.1.1                   |                            |
|------------|-------------------------------|-----------------|----------------------------|----------------------------|
|            | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | UF <sub>6</sub> | \$/kgU                     | \$/kgU                     |
| U加工        | U加工                           | U加工             | \$130/kgSWU                | \$130/kgSWU                |
| MOX        | MOX                           | MOX             | \$150/kgU                  | \$150/kgU                  |
| 再処理        | 再処理                           | 再処理             | \$550/kgHM(他に処理費 \$200/kg) | \$550/kgHM(他に処理費 \$200/kg) |
| SF貯蔵       | SF貯蔵                          | SF貯蔵            | \$40+4/y/kgHM              | \$40+4/y/kgHM              |
| SF輸送       | SF輸送                          | SF輸送            | \$40/kgHM                  | \$40/kgHM                  |
| Pu貯蔵       | Pu貯蔵                          | Pu貯蔵            | \$200/kgHM                 | \$200/kgHM                 |
| 廃棄物処理      | 廃棄物処理                         | 廃棄物処理           | \$150/kgHM                 | \$150/kgHM                 |
| HLW        | HLW                           | HLW             | \$200/kgHM                 | \$200/kgHM                 |
| LLW        | LLW                           | LLW             | \$150/kgHM                 | \$150/kgHM                 |
| ウラン        | ウラン                           | ウラン             | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |
| プルトニウム     | プルトニウム                        | プルトニウム          | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |
| 燃料         | 燃料                            | 燃料              | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |

| 核燃料サイクルの概要 | 核燃料サイクルの概要                    |                 | 核燃料サイクルの概要                 |                            |
|------------|-------------------------------|-----------------|----------------------------|----------------------------|
|            | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | UF <sub>6</sub> | \$/kgU                     | \$/kgU                     |
| U加工        | U加工                           | U加工             | \$130/kgSWU                | \$130/kgSWU                |
| MOX        | MOX                           | MOX             | \$150/kgU                  | \$150/kgU                  |
| 再処理        | 再処理                           | 再処理             | \$550/kgHM(他に処理費 \$200/kg) | \$550/kgHM(他に処理費 \$200/kg) |
| SF貯蔵       | SF貯蔵                          | SF貯蔵            | \$40+4/y/kgHM              | \$40+4/y/kgHM              |
| SF輸送       | SF輸送                          | SF輸送            | \$40/kgHM                  | \$40/kgHM                  |
| Pu貯蔵       | Pu貯蔵                          | Pu貯蔵            | \$200/kgHM                 | \$200/kgHM                 |
| 廃棄物処理      | 廃棄物処理                         | 廃棄物処理           | \$150/kgHM                 | \$150/kgHM                 |
| HLW        | HLW                           | HLW             | \$200/kgHM                 | \$200/kgHM                 |
| LLW        | LLW                           | LLW             | \$150/kgHM                 | \$150/kgHM                 |
| ウラン        | ウラン                           | ウラン             | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |
| プルトニウム     | プルトニウム                        | プルトニウム          | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |
| 燃料         | 燃料                            | 燃料              | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |

| 核燃料サイクルの概要 | 核燃料サイクルの概要                    |                 | 核燃料サイクルの概要                 |                            |
|------------|-------------------------------|-----------------|----------------------------|----------------------------|
|            | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | UF <sub>6</sub> | \$/kgU                     | \$/kgU                     |
| U加工        | U加工                           | U加工             | \$130/kgSWU                | \$130/kgSWU                |
| MOX        | MOX                           | MOX             | \$150/kgU                  | \$150/kgU                  |
| 再処理        | 再処理                           | 再処理             | \$550/kgHM(他に処理費 \$200/kg) | \$550/kgHM(他に処理費 \$200/kg) |
| SF貯蔵       | SF貯蔵                          | SF貯蔵            | \$40+4/y/kgHM              | \$40+4/y/kgHM              |
| SF輸送       | SF輸送                          | SF輸送            | \$40/kgHM                  | \$40/kgHM                  |
| Pu貯蔵       | Pu貯蔵                          | Pu貯蔵            | \$200/kgHM                 | \$200/kgHM                 |
| 廃棄物処理      | 廃棄物処理                         | 廃棄物処理           | \$150/kgHM                 | \$150/kgHM                 |
| HLW        | HLW                           | HLW             | \$200/kgHM                 | \$200/kgHM                 |
| LLW        | LLW                           | LLW             | \$150/kgHM                 | \$150/kgHM                 |
| ウラン        | ウラン                           | ウラン             | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |
| プルトニウム     | プルトニウム                        | プルトニウム          | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |
| 燃料         | 燃料                            | 燃料              | \$15/sPu                   | \$15/sPu                   |

表 3.2.2 CRS 経済性分析モデルの概要

| 核燃料サイクルの概要                    |  | 燃料の単価                         |  | 1995 年概                       |  |
|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|
| 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   |
| U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | 1990 燃料 \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>1995 燃料 \$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> |
| UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   |
| 燃料                            | 1990 燃料 \$120/kg SWU<br>1995 燃料 \$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   |
| U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   |
| MOX加工                         | 1990 燃料 \$1100/kg HM<br>1995 燃料 \$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  |
| 再処理                           | \$700/kg HM (再処理施設を含む)   | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  |
| SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   |
| SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   |
| Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   |
| SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  |
| HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  |
| LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  |
| ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  |
| Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   |
| 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   |

| 核燃料サイクルの概要                    |  |                               |  |                               |  |                               |  |                               |  |                               |  |
|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|
| 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   |
| U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | 1990 燃料 \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>1995 燃料 \$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> |
| UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   |
| 燃料                            | 1990 燃料 \$120/kg SWU<br>1995 燃料 \$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   |
| U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   |
| MOX加工                         | 1990 燃料 \$1100/kg HM<br>1995 燃料 \$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  |
| 再処理                           | \$700/kg HM (再処理施設を含む)   | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  |
| SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   |
| SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   |
| Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   |
| SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  |
| HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  |
| LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  |
| ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           |  |
| Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            |  |
| 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           |  |

| 核燃料サイクルの概要                    |  |                               |  |                               |  |                               |  |                               |  |                               |  |
|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|-------------------------------|--|
| 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   | 燃料                            | 単価   |
| U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | 1990 燃料 \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>1995 燃料 \$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$27/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub><br>\$32/260kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> |
| UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   | UF <sub>6</sub>               | \$6/kg U   |
| 燃料                            | 1990 燃料 \$120/kg SWU<br>1995 燃料 \$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   | 燃料                            | \$120/kg SWU<br>\$100/kg SWU   |
| U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   | U加工                           | \$200/kg U   |
| MOX加工                         | 1990 燃料 \$1100/kg HM<br>1995 燃料 \$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  | MOX加工                         | \$1100/kg HM<br>\$700/kg HM  |
| 再処理                           | \$700/kg HM (再処理施設を含む)   | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  | 再処理                           | \$700/kg HM  |
| SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   | SF貯蔵                          | \$10/kg HM/年   |
| SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   | SP輸送                          | \$40/kg HM   |
| Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   | Pu貯蔵                          | 再処理は再処理に含まれる。<br>処分は再処理に含まれる。<br>処分は2000年に行う   |
| SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  | SF処理                          | \$350/kg HM  |
| HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  | HLW処理                         | 高濃縮ウラン \$35/kg HM  |
| LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  | LLW処理                         | 低濃縮ウラン \$2000年に行う  |
| ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           | ウラン  | ウラン                           |  |
| Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            | Pu   | Pu                            |  |
| 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           | 7%   | 割引率                           |  |

CRSの結論として、①MOX燃料を利用するよりは濃縮ウラン燃料を利用する方が経済的である。②Pu購入コストを零としても、Pu購入後3年以内に利用しないと経済性が悪化する、③再処理のタイミングは遅い方が良いということを述べている(表3.2.2参照)

c) KfK  
KfKは1985年に、「代替バックエンド技術システム研究」(Systems Study Alternative Entsorgung)という報告書を出した。

これは、1979年の政府-連邦政府共同声明に基づき、再処理サイクルとその代替技術(ワンスルーサイクル)との比較調査を行ったものである。調査は、①技術内容、②エネルギー政策、③放射線に対する安全性、④経済性、⑤保障措置ということから2つのサイクルを比較したものである。この報告書における経済性評価事例を紹介する。

KfKレポートは他のレポートと異なり、電力会社を主体とした分析ではなく、2000年において使用済燃料の処理にそれぞれのサイクルで必要となる総コスト(バックエンド・コスト)を算出したものである。

KfKの結論としてワンスルーサイクルの方が経済的であるものの、全発電コストで見るとその差は小さく、従って今後とも引き続き再処理サイクルの確立に努めるべきであるとしている(表3.2.3参照)。

d) Bechtel/EPRI  
Bechtel/EPRIは1984年に「再処理の経済性 - 米国の状況」(Economics of Reprocessing-U.S.Context)という報告書を出した。

この報告書においてもワンスルーサイクルと再処理サイクルの核燃料サイクルコストを比較している。Bechtel/EPRIの結論として現在の状況下においては再処理サイクルの経済性はなく、再処理サイクルの経済性が出る状況は当面考えられないとしている(表3.2.4参照)。

核燃料サイクルの経済性評価として以上4種類の文献を紹介したが、経済性評価を行う立場によってその結果が異なるため、どのような立場に立った分析結果であるかを十分に把握する必要がある。



表 3.2.3 K f K 経済性分析モデルの概要

| 検討の前提  |  | コスト計算の単価 1984 DM(\$)          |   |
|--|--|-------------------------------|---|
| K f K が 1981 ~ 1984 年にかけて<br>○ SF 処分の実現性と安全性を判定するに足る直後処分の技術概念の開発<br>○ SF 処分の評価付けが可能となるように、I E (再処理サイクル) と A B (ウンスルー) の比較検討を行った報告の一部に経済性の検討が含まれている。ここでは、I E と A B がとも 2000 年に操業を開始するとして運転スケジュールに合わせた投資計算を行い、各工程で発生する総コストを標準化し 1 KgHM (1 kg U) 当りの DM (1984 価値) で比較している。<br><br>1300 MW の PWR をベースにマスタプランを考案 (別添参照) |  | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$ 78/kg U (30\$/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )<br>実質エスカレーション 1%                 |
|  |  | UF <sub>6</sub>               |   |
|  |  | 濃縮                            | \$ 125/kg SWU<br>エスカレーション -1%   |
|  |  | U 加工                          | DM 530/kg U (\$ 230)<br>回収ウラン DM 600/kg (\$ 261)                                    |
|  |  | MOX 加工                        | DM 1500/kg MOX (\$ 652) 輸送手段を含む   |
| 標準ケースの結果   |  | 再処理                           | 標準化コスト DM 1663/kgHM (\$ 732)<br>700t/年 2000年運転, 20年運転                               |
|  |  | SF 貯蔵                         |   |
|  |  | SF 輸送                         | DM 42/kgHM, 処理済 DM 66/kgHM<br>(\$ 18) (\$ 29)                                       |
|  |  | Pu 貯蔵                         |   |
|  |  | 廃棄物処理処分                       | DM 471/kgHM (\$ 205)  |
|  |  | SF 処理処分                       | 処理 DM 554/kgHM (\$ 241),<br>処分 DM 449/kgHM (\$ 195)*<br>処分能力を 25 年分, 50 年分では DM 627 |
|  |  | HLW 輸送                        | DM 17/kgHM (\$ 74)  |
|  |  | LLW 輸送                        |   |
|  |  | ウランクレジット                      | DM 45/kgHM (\$ 196)   |
|  |  | Pu クレジット                      | DM 582/kgHM (\$ 253)<br>gPu (-9g/kgHM として) 当り<br>DM 65/gPu (\$ 281/gPu)             |
|  |  |                               | DM/\$ 230<br>輸送費エスカレーション 1%   |
| その他のケースの結果   |  |                               |   |
| 1. ウンスルー優位性は、ウラン価格が年 3% で上昇し、現在の \$ 78/kg U が 2000 年に約 \$ 210/kg U に上昇する場合でも変わらない。<br>2. SF 処分に関する用地面積の問題は結論が出ていないが、その結果によりウンスルーの優位性が失われることはない。<br>3. ウンスルーの場合、最終的な原子力発電計画を 40~50 GW に設定すると、O B C D 内からの供給では殆んど賸さない需要が発生する。  |  |                               |   |

表 3.2.4 Bechtel/EPR I 経済性分析モデルの概要

| 検討の前提   |  | コスト計算の単価 1984 \$              |                                   |
|---|--|-------------------------------|-----------------------------------|
| 1995 年運用寿命 30 年, 3411 MWt の PWR を想定し、①ウンスルー、②Uリサイクル、③U/Puリサイクルの3つのオプションについて 30 年間のコストを資本化率で比較する。比較は 1984 年の現在価値で行う。なお、フロントエンドコストは、コストを資本化し、エネルギーの生涯期間にわたって減価償却、バックエンドコストは、運転費と考える。<br>炉仕様 PWR 3411 MWt, 発電率 65% 33000 MWD/トン<br>調峰タイム 0.25%<br>物流及び炉内 → 発電コストの算定過程が不明   |  | U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | \$ 35/lb                          |
|   |  | UF <sub>6</sub>               | \$ 8/kg                           |
|   |  | 濃縮                            | \$ 135/kg SWU                     |
|   |  | U 加工                          | \$ 220/kg U                       |
|   |  | MOX 加工                        | \$ 770/kg U                       |
| 標準ケースの結果  |  | 再処理                           | \$ 800/kg HM                      |
|   |  | SF 貯蔵                         | \$ 120/kg HM ウンスルーのみ              |
|   |  | SF 輸送                         | \$ 30/kg HM 再処理ケースのみ              |
|   |  | Pu 貯蔵                         |                                   |
|   |  | 廃棄物処理処分                       | HLW 処分 0.8 Mill/kwh               |
|   |  | SF 処理処分                       | 処分 1 Mill/kwh                     |
|   |  | HLW 輸送                        | \$ 20/kg としているが、サイクルコストには計上していない。 |
|   |  | LLW 輸送                        |                                   |
|   |  | ウランクレジット                      |                                   |
|   |  | Pu クレジット                      |                                   |
|   |  | 前引率                           | 4%                                |
| その他のケースの結果  |  |                               |                                   |
| 1. 中立法によるウラン価格と再処理損益分岐価格の分析より、\$ 100/Kg の再処理コスト変動 = \$ 17/lb の変動であることが判明した。従って \$ 50/lb に見合う再処理は \$ 488/Kg、一方、\$ 35/lb に見合う再処理は \$ 394/Kg である。<br>2. ウラン価格、再処理、Pu 価値の相関は次のとおり。\$ 35/lb, \$ 400/Kg → \$ 25/g; \$ 35/lb, \$ 800/kg → \$ 80/g<br>3. 感度分析を行った結果、高燃焼率化、SWU コストの低減はウンスルーに有利であり、MOX 加工費が \$ 100/kg 変動すると再処理の損益分岐価格は \$ 40/kg 変わることがわかった。<br>4. コスト感度による Pu 価値、① 20000 MW D/トンと任意の高い SF については再処理が \$ 300~400/kg でコスト回収する Pu 価値は \$ 20~40/kg Puf、② 標準ケース (33000 MW/トン, \$ 800/kg) では、\$ 130/g Puf、③ ウランが \$ 110/lb のとき、④ では Pu 価値 = 0、⑤ では \$ 25/g |  |                               |                                   |

② 軽水炉, ATR, FBRの発電原価比較

前項では、海外諸機関において行われた原子力発電の経済性分析を行った例を述べたが、ここでは、我が国の電気事業連合会で試算された「軽水炉・ATR・FBRの発電原価比較」の概容説明を行う。

まず、計算の前提条件は次の通りである。

③ 燃料費算出

- ① 出力を100万kWに規格化( ATRは60万kW実証炉燃料所要量を出力比例で100万kWのそれを算出し、FBRは電力実証炉100万kWの燃料所要量を用いている。
- ② 軽水炉・ATR・FBRとも利用率は70%としている。
- ③ 核燃料サイクル各工程の単価は58年度契約価格を用いている。ただし、再処理費はBNFLおよびCOGEMAの再処理費用(83年価格の日本負担分)を用いている。(輸送費は82年度国内外輸送単価0.8億円/tU)

| 精 鈹 費                                    | 転 換 費         | 濃 縮 費         | 再 転 換<br>成 型 加 工 費 | 再 処 理 費     | プルトニウム<br>単 価 |
|--|---------------|---------------|--------------------|-------------|---------------|
| 35<br>\$/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> | 6.3<br>\$/kgU | 139<br>\$/SwU | 1.04<br>億円/t       | 1.8<br>億円/t | 7<br>百万円/kg   |

- ④ ATRの成型加工費、FBRの再処理費および成型加工費は軽水炉燃料の価格をベースにその倍率を変化させる。
- ⑤ ATR, FBRで用いる劣化ウランは無料と考える。
- ⑥ FBR炉心燃料の再処理及び成型加工単価は文献⑨に従い、以下のようなLWR燃料の場合の倍率を想定している。

|           | 軸方向ブランケットを含む | 軸方向ブランケットを含まない |
|-----------|--------------|----------------|
| 再 処 理 費   | 約 5 倍        | 約 7.6 倍        |
| 成 型 加 工 費 | 約 5 倍        | 約 7.6 倍        |

④ 発電原価(送電端)

- ① 軽水炉の建設費は30万円/kW(通産58年発電表値)とする。
- ② 16年耐用平均発電原価を算出し比較。
- ③ 所内率は軽水炉4%, ATR8.2%, FBR9%。
- ④ ATR, FBRの建設費は軽水炉をベースにその倍率を変化させる。

これらの前提条件に対し、軽水炉についてはウラン精鈹費を、ATRについては建設費とMOX燃料成型加工費を、またFBRについては建設費と炉心燃料の成型加工費、再処理費をパラメータとして変化させて、軽水炉対ATR、軽水炉対FBRの経済的競合性を比較分析している。その結果は図3.2.1、図3.2.2にそれぞれ示されているが、これをまとめると以下の通りである。即ち、ATR及びFBRが軽水炉と経済的に競合し得るための条件は、

① ATR

| ウラン鈹石代(精鈹費)                                  | 建 設 費                     | MOX燃料成型加工費 |
|--|---------------------------|------------|
| 現状(35\$/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )の1倍 | 建設費、成型加工費が軽水炉以下でないと競合できない |            |
| " 2倍   | 軽水炉と同等                    | 軽水炉と同等     |
| " 3倍   | 軽水炉の1.05倍以下               | 軽水炉の1.5倍以下 |

② FBR

| ウラン鈹石代(精鈹費)                                  | 建 設 費       | 炉心燃料の再処理・成型加工費 |
|--|-------------|----------------|
| 現状(35\$/lbU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> )の1倍 | 軽水炉の1.05倍以下 | 軽水炉の1.5倍以下     |
| " 2倍   | " 1.1倍以下    | " 2倍以下         |
| " 3倍   | " 1.15倍以下   | " 2.25倍以下      |
| " 6倍   | " 1.2倍以下    | " 4倍以下         |

となっている。但し、HLW処理処分コストは本計算に含まれていないこと及びプルトニウム価値を外生的に与えていることに留意する必要がある。

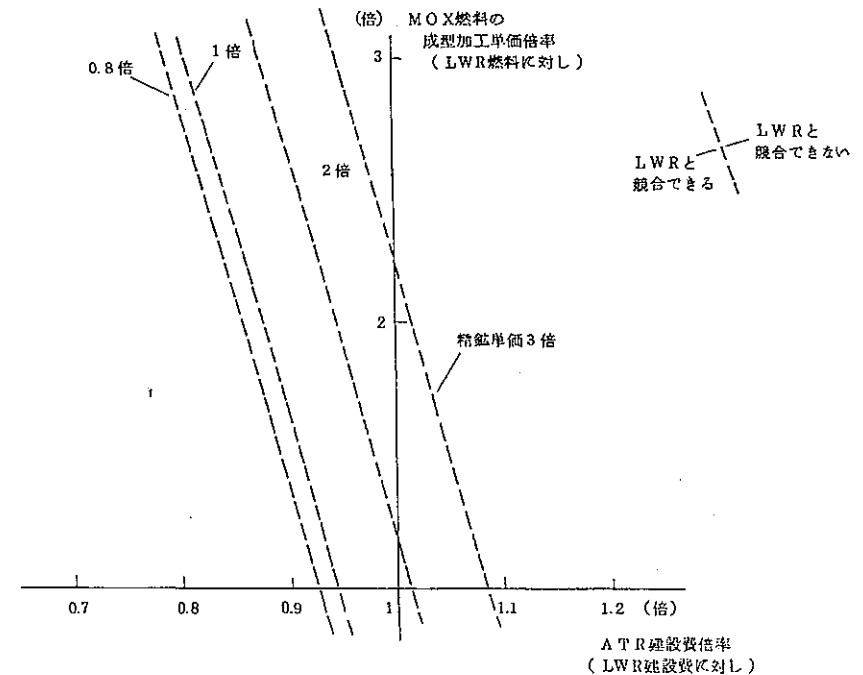
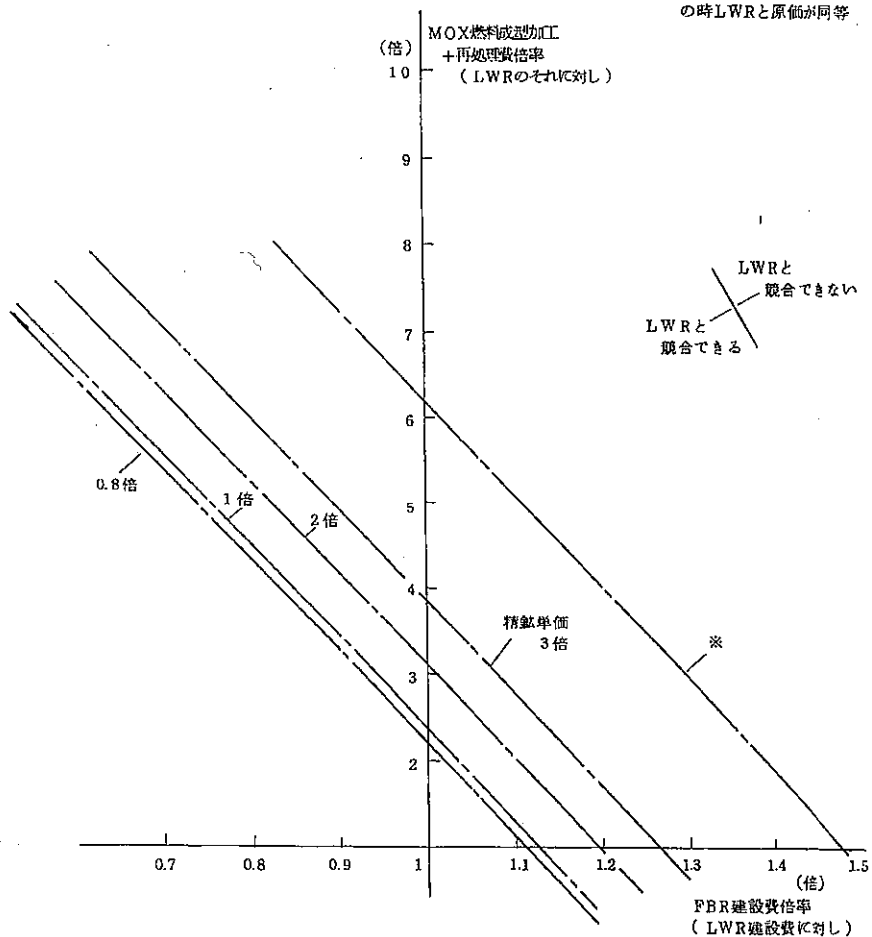


図3.2.1 ATRの軽水炉に対する経済的競合ライン  
(出所：電気事業連合会)

エネ調基本政策専門部会  
実用化小委報告では、

建設費 = LWR × 1.1  
ウラン価格 100 \$/lb U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>  
の時 LWR と原価が同等



(出所：電気事業連合会)

※精鉱単価 6倍 213.6 \$/lb U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>

図 3.2.2 FBR の軽水炉に対する経済的聯合ライン

### (3) プルトニウム価値の定量化

ワンスルー及びプルサーマル共存系において、ワンスルー 1 Gwey 当りの核燃料サイクル原価(これには、天然ウラン精鉱費, UF<sub>6</sub> 転換費, 濃縮費, 成形加工費, 再処理費等が含まれる)が C<sub>1</sub> 億円/Gwey, プルサーマル 1 Gwey 当りのそれ(これには、再処理費, MOX加工費などが含まれる)が C<sub>2</sub> 億円/Gwey, 両方の炉への発電需要量が D<sub>0</sub> Gwey, また、プルサーマル 1 Gwey 当りのプルトニウム所要量 p のうち、a% は自己回収分で賄うが、残りの (100 - a)% は、ワンスルーから回収され供給するものとする。このとき、ワンスルー及びプルサーマルの発電量を x<sub>1</sub>, x<sub>2</sub> Gwey とすると、

$$x_1 + x_2 \geq D_0 \quad (3.2.1)$$

$$x_2 \leq \left(\frac{a}{100-a}\right) x_1 \quad (3.2.2)$$

という 2 本の制約条件を満足する x<sub>1</sub>, x<sub>2</sub> のうち、

$$C = C_1 x_1 + C_2 x_2 \quad \text{億円}$$

を最小とする x<sub>1</sub>, x<sub>2</sub> の組合せを求める問題を考えてみる。

もし、(3.2.1) 式及び (3.2.2) 式が等号となれば、

$$x_1 = \left(1 - \frac{a}{100}\right) D_0 \quad \text{Gwey}$$

$$x_2 = \frac{a}{100} D_0 \quad \text{Gwey}$$

となり、このとき

$$C = C_1 \left(1 - \frac{a}{100}\right) D_0 + C_2 \frac{a}{100} D_0$$

$$= \left\{ C_1 \left(1 - \frac{a}{100}\right) + C_2 \frac{a}{100} \right\} D_0 \quad \text{億円} \quad (3.2.3)$$

である。

これより、もし、発電需要 D<sub>0</sub> をワンスルーもしくはプルサーマルで 1 Gwey 増やすことによる総コスト増 ΔC は、

$$\Delta C = C_1 \left(1 - \frac{a}{100}\right) + C_2 \frac{a}{100} \quad \text{億円/Gwey} \quad (3.2.4)$$

となる。これが線形計画法において求められる限界発電価格に相当するものである。

また、限界プルトニウム価値 λ (億円/Gwey) は、次のようにして求められる。即ち、ワンスルー業者が負担するとコスト C<sub>0</sub> は、

$$\bar{C}_0 = C_1 - \Delta C - \frac{a}{100-a} \lambda \quad (3.2.5)$$

また、プルサーマル業者が負担するとコスト C<sub>p</sub> は、

$$\bar{C}_p = C_2 - \Delta C + \lambda \quad (3.2.6)$$

とする。両者が共存するためには、双方の負担コストが等しい、即ち

$$\bar{C}_0 = \bar{C}_p$$

( 3-2-7 )

でなくてはならない。この様子を図 3.2.3 に示している。

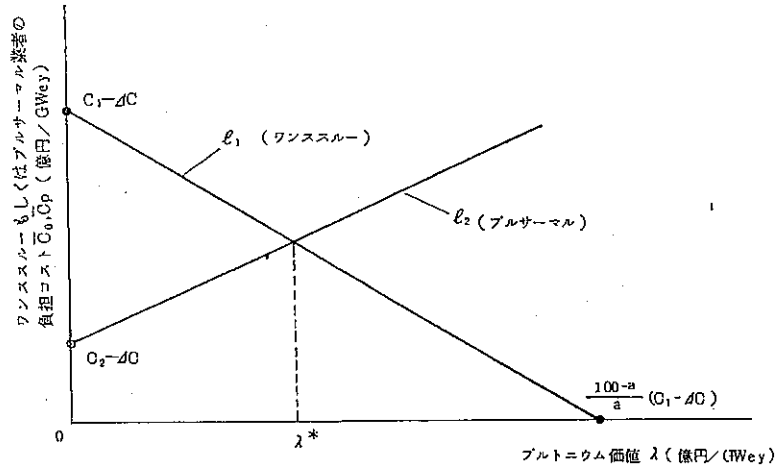


図 3.2.3 プルトニウム価値の求め方

これは、インディファレンス法によるプルトニウム価値の求め方と等価なものである。図 3.2.4 には、COGEMA で試算した例があるが、これはインディファレンス法に基づく方法である。これよりプルトニウム価値は、23 \$/g.fis.Pu となっている。

( 3.2.5 ) ~ ( 3.2.7 ) より求められるプルトニウム価値  $\lambda^*$  は、

$$\lambda^* = \left( 1 - \frac{a}{100} \right) ( C_1 - C_2 ) \quad ( 3-2-8 )$$

と表わされる。従って、プルトニウムがウラン燃料とプルトニウム燃料の共存系でプラスのクレジットを持つための条件は、

$$C_1 > C_2 \quad ( 3-2-9 )$$

となること、即ち、ウラン燃料 1 GweY 当りの核燃料サイクル原価よりもプルトニウム燃料 1 GweY 当りのそれが安くなることである。

このような意味で、プルトニウム価値は、プルトニウム燃料の経済性を論ずる上での 1 つのバロメーターとして有用な概念であると考えられる。

図 3.2.4 に示されている COGEMA の試算ケースでプルトニウム価値  $\lambda^*$  がプラスになったことは、( 3.2.9 ) の条件が成立するデータを入力したことに対応している。

このようなプルトニウム価値  $\lambda^*$  は、実際には時間とともに変化する性質のものであり、それを定量的に求める方法もある<sup>(6)</sup>。しかしいづれにしても、将来のプルトニウム利用計画

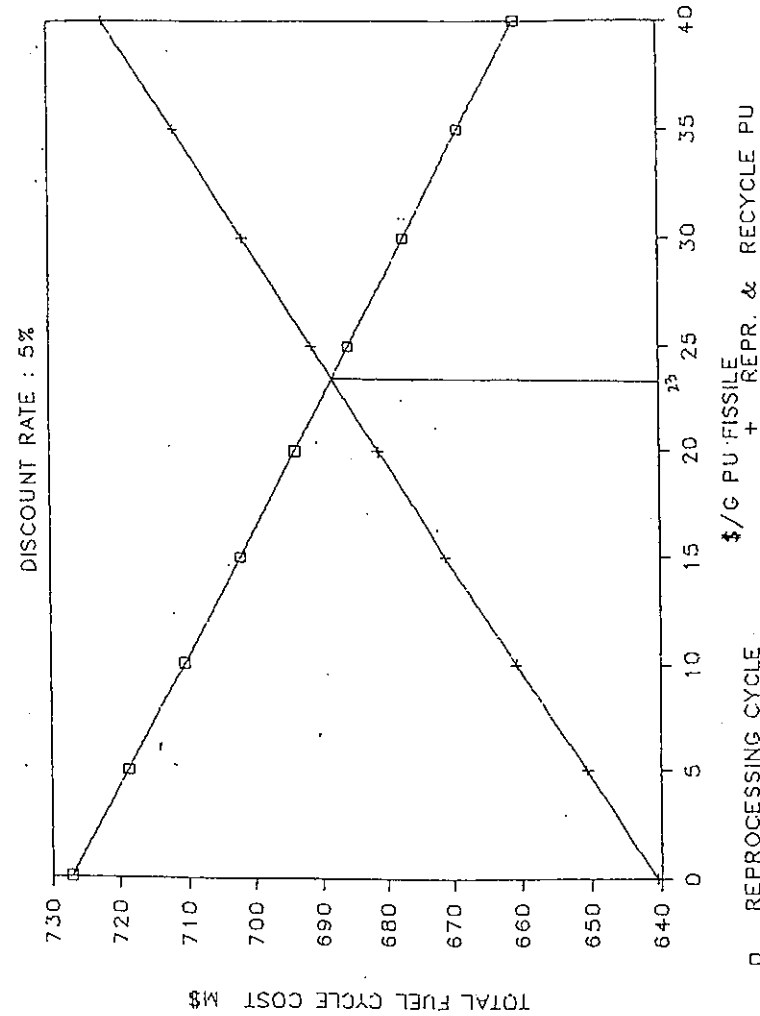


図 3.2.4 COGEMA のプルトニウム価値算出方法

( 出所 COGEMA 資料 )

のフィードバックのされた価値が反映するため、プルトニウム需給計画の妥当性を確かめるための有効な指標の1つとして活用することが可能となろう。

なお、以下の「プルトニウム利用が経済的となりうる一条件」の考察は、文献(5)をベースに行ったものであるが、その結果をまとめると次のようになる。

(i) ワンスルー及びプルサーマルの各燃料サイクル比較において回収プルトニウムのみを余すことなくリサイクルした方が経済的となるための再処理コスト上限値は、ワンスルーのフロントエンドコストとMOX加工費及び使用済燃料、回収ウランの各貯蔵費に依存し、それは、表3.2.5の通りである。例えば、ワンスルーのフロントエンドコ

表 3.2.5 プルトニウム利用が経済的となり得る再処理コスト上限値  
〔\$/kgHM〕

| MOX<br>成型加工<br>フロント<br>エンド・コスト<br>〔\$/kwh〕 | 0.5×10 <sup>5</sup><br>〔\$/kgMOX〕 | 10 <sup>5</sup> | 2×10 <sup>5</sup> | 3×10 <sup>5</sup> |
|--|-----------------------------------|-----------------|-------------------|-------------------|
| 2  | 463                               | 423             | 343               | 263               |
| 3  | 627                               | 587             | 507               | 427               |
| 4  | 790                               | 750             | 670               | 590               |
| 5  | 954                               | 914             | 834               | 754               |

注) 軽水炉ワンスルー燃料サイクルとの比較  
使用済燃料貯蔵費 4,400 \$/kgHM  
回収ウラン貯蔵費・ウランリサイクルは無視  
算出方法は、文献(5)による。

(1 \$=250 ¥)

ストが2 \$/kwhで、MOX加工費が20万円/kgHMならば、再処理コストは343 \$/kgHM以下でなければリサイクルメリットが生じない。

しかし、使用済燃料貯蔵費が高くなると、例えば343 + 224 = 567 \$/kgHMまで再処理上限コストが緩和される。しかし、回収ウラン貯蔵コストが高くなると、上記の例では、343 - 135 = 208 \$/kgHMにまで安くなる必要が生じる。又、プルトニウム価値は、表3.2.6に示されるように、ワンスルーのフロントエンドコストが高く、MOX加工費が安いほど高くなる。

(ii) これに対して、回収プルトニウム・回収ウランの双方を余すことなくリサイクルするケースが、ワンスルーケースに比べて経済的に安くなるための再処理上限値は、(i)の場合のパラメータの他に、リサイクル劣化ウラン再濃縮コスト(これをワンスルーケースのフロントエンドコストのβ倍かかるとおく)に依存することとなる。例えば、ワンスルーのフロントエンドコストが2 \$/kwh、MOX加工費が15万円/kgHM、使用済燃料貯蔵費が4,400円/kgHMの場合、このβが0.1減少する(例えば、レーザー濃

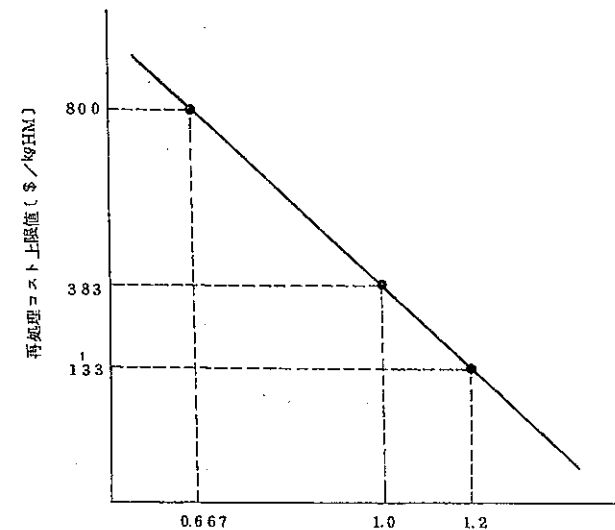
表 3.2.6 プルトニウム全回収ケースにおけるプルトニウム価値

〔\$/g.fis.Pu〕

| MOX<br>成型加工<br>フロント<br>エンド・コスト<br>〔\$/kwh〕 | 0.5×10 <sup>5</sup><br>〔\$/kgHM〕 | 10 <sup>5</sup> | 2×10 <sup>5</sup> | 3×10 <sup>5</sup> |
|--|----------------------------------|-----------------|-------------------|-------------------|
| 2  | 11,960                           | 10,293          | 6,960             | 3,627             |
| 3  | 18,773                           | 17,107          | 13,773            | 10,440            |
| 4  | 25,587                           | 23,920          | 20,587            | 17,253            |
| 5  | 32,400                           | 30,733          | 27,400            | 24,067            |

注) 前提条件は表3.2.5のケースと同じ

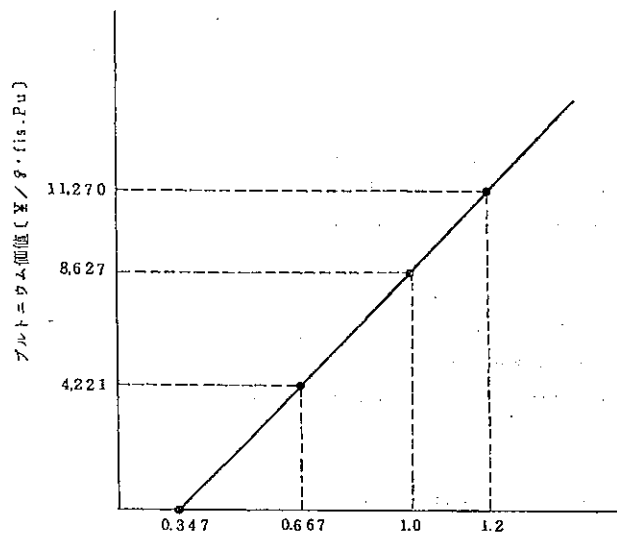
縮による回収劣化ウラン再濃縮が実現する場合など)毎に、再処理上限値は、125 \$/kgHMずつ増加、緩和され(図3.2.5)、プルトニウム価値は、1,322円/g.fis.Puずつ高くなる(図3.2.6)。



回収ウラン再濃縮ケースのワンスルーケースに対するフロントエンド・コスト比

注) ワンスルーケースのフロントエンド・コスト = 2 \$/kwh  
MOX成型加工コスト = 150,000 \$/kgHM  
使用済燃料貯蔵コスト = 4,400 \$/kgHM

図 3.2.5 ウラン・リサイクルがプルトニウム・リサイクルの経済性に与える効果(i) : 再処理コスト上限値



回収ウラン再濃縮ケースのワンスルーケースに対するフロントエンド・コスト比

注) 前提条件は、図3.2.5のケースと同じ

図3.2.6 ウラン・リサイクルがプルトニウム・リサイクルの経済性に与える効果(2): プルトニウム価値

(iii) 以上は、発生した使用済燃料及び回収プルトニウム、ウランをいずれも余すことなくリサイクルするケースであるため、プルトニウム価値がかなり高い傾向を呈している。しかし、一般には、使用済燃料や回収プルトニウム及びウランを一部貯蔵しながら、リサイクルするケースも考えられ、この場合のプルトニウム価値はもっと小さくなる。また、AmなどがPu貯蔵期間中に蓄積するため、MOX加工費にペナルティが発生する場合も考えられ、この場合のプルトニウム価値にさらに小さくなる。このように、プルトニウム価値は、プルトニウム燃料サイクルの経済性を評価する上での1つの目標として活用できる概念であり、これを経時的に求める方法も開発されている。<sup>(6)</sup>

### 3.3 OECD/NEAの手法による核燃料サイクルコスト評価

#### (1) 序

前項で概観した経済性評価手法のうち、OECD/NEAの手法を用いて、実際に核燃料サイクルコスト評価を行い、プルトニウム利用に関する炉型戦略についての知見を得ることが本項の目的である。

建設費および金利を含まない、核燃料サイクルコストのみによる議論で炉型戦略を全て

結論づけることはもとより不可能であるが、文献(7)の結果を検証するとともに、プルトニウム利用に関して各炉型がどのような特徴を有するかを核燃料サイクルコストの観点から探ることは決して無意味ではないと考える。

#### (2) 評価モデル<sup>(7)</sup>

##### a) 割引核燃料サイクルコスト

通常、核燃料サイクル各要素に関する現金支出は別個の時点において生じる。すなわち、ある燃料バッチの装荷時点に対して、各要素についてある一定のリード/ラグ・タイムの分だけ前後した時点に発生し、燃料再装荷の間隔に従って長期間にわたり支出プロファイルがくり返される。

核燃料サイクルコスト計算における要点は、

- ① 燃料バッチの仕様(物質フロー・データ)
- ② 核燃料サイクル各要素における支出プロファイル(コスト・データ)
- ③ 現金支出発生時点に従った現在価値換算(割引き)

から成っている。

##### b) モデルの定式化

核燃料サイクル要素は、次の10段階から成る。

- i = 1 ウランの購入
- i = 2 転換
- i = 3 濃縮
- i = 4 加工
- i = 5 使用済燃料の輸送
- i = 6 中間貯蔵
- i = 7 再処理
- i = 8 廃棄物の処分
- i = 9 ウラン・クレジット
- i = 10 プルトニウム・クレジット

これらの要素のコストを計算する上で必要となるパラメータは次の通りである。

#### 一般

|                |                |
|----------------|----------------|
| 割引率            | r              |
| 時間             | t              |
| 通貨単位の基礎となる時点   | t <sub>b</sub> |
| 燃料装荷の時期        | t <sub>c</sub> |
| 燃料滞留時間         | T <sub>r</sub> |
| <b>物質</b>      |                |
| ウラン原料の質量       | M <sub>r</sub> |
| 原子炉に装荷したウランの質量 | M <sub>p</sub> |

|  |                |
|--|----------------|
| 濃縮廃棄物内のウランの質量                                | $M_t$          |
| 取り出されたウランの質量                                 | $M_d$          |
| プルトニウムの質量(合計)                                | $M_{pu}$       |
| 核分裂プルトニウムの重量                                 | $M_{puf}$      |
| ウラン原料内のU-235の比率                              | $e_f$ (0.711%) |
| 原子炉に装荷したU-235の比率                             | $e_p$          |
| 濃縮廃棄物内のU-235の比率                              | $e_t$          |
| 取り出した燃料内のU-235の比率                            | $e_d$          |
| kgUをポンドU <sub>3</sub> O <sub>8</sub> に転換する係数 | $a$ (2.6)      |

核燃料サイクルのそれぞれの要素 i

|           |          |
|-----------|----------|
| 全体の成分コスト  | $F_i$    |
| 単位コスト     | $P_i$    |
| 上昇率       | $S_i$    |
| 物質の損耗     | $\ell_i$ |
| 損耗係数      | $f_i$    |
| リード/ラグタイム | $t_i$    |

各々の要素について、ある燃料バッチについてのコストは以下のように記述される。

i) ウラン購入

$$F_1 = M_f \cdot a \cdot f_1 \cdot P_1 \cdot (1 + s_1)^{t-t_b}$$

ここで、 $M_f = \frac{e_p - e_t}{e_f - e_t} \cdot M_p$

$$f_1 = (1 + \ell_2)(1 + \ell_3)(1 + \ell_4)$$

全てのフロント・エンド要素については次の式が当てはまる。

$$t = t_c - t_i$$

ii) 転換

$$F_2 = M_f \cdot f_2 \cdot p_2 \cdot (1 + s_2)^{t-t_b}$$

ここで、 $f_2 = (1 + \ell_2)(1 + \ell_3)(1 + \ell_4)$

iii) 濃縮

$$F_3 = S \cdot f_3 \cdot p_3 \cdot (1 + s_3)^{t-t_b}$$

ここで、

$S$  = 分離作業単位

$$= M_p V_p + M_t V_t - M_f V_f$$

$$M_t = M_f - M_p$$

$$V_x = (2e_x - 1) \ell_n \frac{e_x}{1 - e_x}, \text{ ことに } X \text{ はサブスクリプト } f, p, t \text{ のいずれかを表す。}$$

$$f_3 = (1 + \ell_3)(1 + \ell_4)$$

iv) 成型加工

$$F_4 = M_p \cdot f_4 \cdot P_4 \cdot (1 + s_4)^{t-t_b}$$

ここで、

$$f_4 = 1 + \ell_4$$

v) 使用済燃料の輸送

$$F_5 = (M_d + M_{pu}) \cdot P_5 \cdot (1 + s_5)^{t-t_b}$$

全てのバックエンド要素については次の式が当てはまる。

$$t = t_c + T_r + t_i$$

vi) 中間貯蔵

$$F_6 = (M_d + M_{pu}) \cdot P_6 \cdot (1 + s_6)^{t-t_b}$$

vii) 再処理

$$F_7 = (M_d + M_{pu}) \cdot P_7 \cdot (1 + s_7)^{t-t_b}$$

viii) 廃棄物処理処分

$$F_8 = (M_d + M_{pu}) \cdot P_8 \cdot (1 + s_8)^{t-t_b}$$

ix) ウラン・クレジット※

$$F_9 = U_3 O_8 \text{ クレジット} + \text{転換クレジット} + \text{SWU クレジット}$$

$$= M'_f \cdot a \cdot f_7 \cdot P_1 \cdot (1 + s_1)^{t-t_b}$$

$$+ M'_f \cdot f_7 \cdot P_2 \cdot (1 + s_2)^{t-t_b}$$

$$+ S_d \cdot f_7 \cdot P_3 \cdot (1 + s_3)^{t-t_b}$$

ここで、

$M'_f$  = 回収したウランの原料成分

$$= \frac{e_d - e_t}{e_f - e_t} \cdot M_d$$

$S_d$  = 回収したウランの分離作業単位

$$= M_d V_d + M'_t V_t - M'_f V_f$$

$$M'_t = M'_f - M_d$$

$V_x$  = 濃縮の項参照

$$f_7 = 1 - \ell_7$$

※ 注……ここでは新しいウランおよび濃縮SWU相当コストの100%として計算している。実際の許価では相当コストの80%とした。(表3.3.1参照)

x) プルトニウム・クレジット

$$F_{10} = M_{puf} \cdot f_7 \cdot M_{pu} \cdot (1 + s_{10})^{t-t_b}$$

ここで、

$M_{pu}$  = プルトニウムの価格

以上に示した成分コストは代表的なバッチについて示したものである。原子炉の供用期

間を通じてこれらのコストは時に応じて変動し、 $F_i(t)$ のように記述する必要がある。

全ての成分コストは特定の基準時点に合せて割引いてあり、これを合計して現在価値での全体の核燃料サイクルコストを計算する。

核燃料サイクルの全体の割引きコストは次の式で示される。

$$\sum_{i=1}^{t_0+L+T_2} \frac{F_i(t)}{(1+r)^{t-t_0}} \quad (3.3.1)$$

ここで、 $t_0$  = 基準時点 (運転開始時刻)

$L$  = 原子炉の供用年数

$T_1$  = リード・タイムの最大値 (フロントエンドにおけるもの)

$T_2$  = ラグ・タイムの最大値 (バックエンドにおけるもの)

$C$  を原子炉から発電された電力1単位当たりの一定の均等化した燃料コストとすると、燃料の全体のコストは次の形でも示される。

$$\sum_{t=t_0}^{t_0+L} \frac{C \cdot E(t)}{(1+r)^{t-t_0}} \quad (3.3.2)$$

ここで、 $E(t)$  = 時点  $t$  における純発電量

その他は(1)の式と同じ

これによって次の式が得られることになる。

$$\sum_{\text{Stages}} \sum_{\text{Time}} \frac{F_i(t)}{(1+r)^{t-t_0}} = \sum_{\text{Time}} \frac{C \cdot E(t)}{(1+r)^{t-t_0}} \quad (3.3.3)$$

平均あるいは均等化核燃料サイクルコスト  $C$  は、全体の割引きコストを発電された全体の割引き電力で割ることによって計算される ( $C$  は一定と定義されているため)。

$$C = \frac{\sum_{\text{Stages}} \sum_{\text{Time}} \frac{F_i(t)}{(1+r)^{t-t_0}}}{\sum_{\text{Time}} \frac{E(t)}{(1+r)^{t-t_0}}} \quad (3.3.4)$$

電力は原子炉の供用期間全体を通じて、多かれ少なかれ連続的に発電されるため、発電された電力の割引きを行うためには、連続割引き方式が使用できる。その後、割引率  $r$  を  $r' = \ln(1+r)$  に置換し (連続割引率と呼ばれる)、割引き係数を次の形の指数式で置換する。

$$\frac{1}{(1+r)^t} = \exp(-r' t) \quad (3.3.5)$$

方程式 (3.3.4) の分母は、指数の形で書き直され、発電された期間全体にわたって積分を行う。

$$\sum_{\text{Time}} \frac{E(t)}{(1+r)^{t-t_0}} = \int_{t_0}^{t_0+L} \exp(-r' t) \cdot E(t) dt \quad (3.3.6)$$

$E(t)$  は 0 から  $T$  までの期間にわたって一定と想定され、 $E$  に等しくなるため、上の積分の式は次の通りとなる。

$$\begin{aligned} E \int_0^T \exp(-r' t) dt &= E \cdot \frac{1 - \exp(-r' T)}{r'} \\ &= E \cdot T \cdot \frac{1 - \exp(-r' T)}{r' T} \quad (3.3.7) \end{aligned}$$

プラントの稼働率は原子炉の供用年数全体にわたってサイクルごとあるいは年ごとに変わる場合、 $E$  はそれぞれの運転年あるいはサイクルに応じて異なった値をとる。こうしたケースでは上の積分式を別個に取り、合計して全体の割引き発電量を計算する。

### (3) コスト・データ及び物質フロー・データ

核燃料サイクルコストの計算にあたって、その前提となる諸条件および燃料サイクル各要素における単価の設定値を表 3.3.1 に示す。これらのデータは文献(7)中のそれに準じている。

ここでとり上げる炉型式は、次の通りである。

- ① ワンススルー方式 LWR
- ② 再処理方式 LWR
- ③ プルサーマル LWR
- ④ ATR (Pu + Nu) (以下簡単のため ATR と略記する)
- ⑤ HLLWR

各々の炉型に対する炉特性・物質フロー・データは、表 2.2.2 と同一のものを用いる。但し、LWR は、PWR と BWR の平均とする。計算は炉の全寿命を通じ、平衡サイクルを仮定し、起動時および廃止時の非平衡サイクルは考慮しない。



表 3.3.1 核燃料サイクルコストの計算における前提及びデータ

|                   |                                     |                |
|-------------------|-------------------------------------|----------------|
| 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 |                                     |                |
| 濃縮の廃棄デール濃度        |                                     | 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        |                                     |                |
| (1984年米国ドル)       | ウラン燃料                               | MOX燃料          |
| ウランの購入            | 32/lb U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> |                |
| 転換                | 上昇率 年2%                             |                |
| 濃縮                | 6/kg U                              |                |
| 成形加工              | 130/kg SWU                          |                |
| SF輸送              | 190/kg U                            | 522/kgHM       |
| 中間貯蔵              | 40/kgHM                             | 100/kgHM       |
| 再処理               | (40+4/年)/kgHM                       | (50+4/年)/kgHM  |
| 廃棄物処分             | 750/kgHM                            |                |
| (ワンス・スルー)         | 150/kgHM                            |                |
| ウラン・クレジット         | (350/kgHM)                          |                |
| プルトニウム・クレジット      | 新しいウランおよび濃縮SWUの<br>相当コストの80%        |                |
|                   | 15/g fissile Pu<br>sic.             |                |

(4) 単基ベース評価の結果

以上の設定に従い、対象各炉型に対する単基ベース核燃料サイクルコストを計算したところ、次の結果を得た。

| 均等化核燃料サイクルコスト (mills/kwh) |       |
|---------------------------|-------|
| ワンススルーLWR                 | 7.950 |
| 再処理 LWR                   | 8.628 |
| ブルサーマルLWR                 | 7.840 |
| ATR                       | 5.998 |
| HCLWR                     | 3.910 |

この結果から、以下のことが考えられる。

i) 文献(7)との比較

文献(7)で評価された炉型はワンススルー方式LWR、再処理方式LWR、CANDU炉、ATRの4種である。このうちCANDU炉を除く3種について述べる。

LWRに関しては、ほぼ同様の傾向を示している。

ATRのコストについて、文献(7)では、リサイクル型LWRとほぼ同等の結果が示されているが、ここでの結果はワンススルー型LWRよりも低く約75%ほどになっている。

コスト・データは同じものを用いているので、この差異は用いた炉特性データ(物質フロー・データ)の違いによるものと思われる。文献(7)では600MWe出力の実証炉データを用いているが、ここでは表2.2.2に示す通り、1000MWeの炉についてのものである。詳しい比較は省略するが、年間ウラン所要量などを比較してみると表2.2.2のデータが20%ほど小さいものになっている。どちらがより正確かはあまり問題でなく、重要なのはデータの信頼性であって、特に設備費を含まない核燃料サイクルコストの算出とその結果においては炉特性データ、すなわち年間の処理量である物質フロー・データである、ということが言えよう。

ii) 単基ベースにおけるプルトニウム利用方式の検討

ブルサーマルLWR、ATR、HCLWRのプルトニウム炉型3種について考える。まず、ブルサーマルLWRは再処理方式LWRより安く、むしろワンススルー方式LWRと同等の結果となった。ただし、プルトニウム利用においてプルトニウム価格は核分裂性物質1gあたり\$15としており、プルトニウムの核分裂性物質濃度調整の費用、およびプルトニウム貯蔵の費用を考慮していないため、実際に在来型LWRとの優劣を判断するには不完全と言わざるを得ない。

ATRはブルサーマルLWRの約3/4、HCLWRは約1/2となった。

HCLWRとATRの物質フローを比べてみると、HCLWRの比出力(MWt/トン)がATRのその1.5倍ほど高い。すなわちHCLWRは高燃焼度(表3.3.2では46,230MWd/トン)が達成でき、同様の発電量に対する所要物質フローが小さくて済むため、核燃料サ

イクルコストが小さくなる。このように、核燃料サイクルコストを決定する因子は、転換能力自体よりもむしろ物質フローの量であり、HCLWRについて言えば天然ウラン・濃縮SWUとのトレードオフなしに高燃焼度化できることにある。

また、炉特性データをみる限り、ATRはHCLWRより装荷プルトニウム量が小さく、かつ消費量が大きいこと、ブルサーマル炉は見かけ上プルトニウム消費型よりむしろプルトニウム生産型炉であることが指摘される。

iii) 核燃料サイクル各要素の単価について

表3.3.2～3.3.5に、各炉型の結果について、核燃料サイクル各要素についての内訳を示す。ただし、ワンススルー方式LWRは省略した。

表3.3.2 核燃料サイクルコストの構成 (1)  
再処理方式LWR

| サイクル要素        | 均等化コスト [mills/kWh] | 比率      |
|---------------|--------------------|---------|
| 1. ウランの購入     | 3.626              | 42.0 %  |
| 2. 転換         | 0.170              | 2.0 %   |
| 3. 濃縮         | 2.314              | 26.8 %  |
| 4. 成形加工       | 0.825              | 9.6 %   |
| 5. SF輸送       | 0.140              | 1.6 %   |
| 6. 中間貯蔵       | 0.210              | 2.4 %   |
| 7. 再処理        | 2.058              | 23.9 %  |
| 8. 廃棄物処理処分    | 0.075              | 0.9 %   |
| 9. U・クレジット*   | - 0.534            | - 6.2 % |
| 10. Pu・クレジット* | - 0.256            | - 3.0 % |
| 計             | 8.628              | 100.0 % |

\* 注 UおよびPuクレジットは、コスト的に利得になるので負値で表示した。

表3.3.3 核燃料サイクルコストの構成 (2)  
フルサーマルLWR

| サイクル要素        | 均等化コスト[mills/kWh] | 比率      |
|---------------|-------------------|---------|
| 1. ウランの購入     | 2.637             | 33.6 %  |
| 2. 転換         | 0.123             | 1.6 %   |
| 3. 濃縮         | 1.459             | 18.6 %  |
| 4. 成形加工       | 1.304             | 16.6 %  |
| 5. SF輸送       | 0.140             | 1.8 %   |
| 6. 中間貯蔵       | 0.246             | 3.1 %   |
| 7. 再処理        | 2.062             | 26.3 %  |
| 8. 廃棄物処理処分    | 0.075             | 1.0 %   |
| 9. U・クレジット    | - 0.337           | - 4.3 % |
| 10. Pu・クレジット* | 0.131             | 1.7 %   |
| 計             | 7.840             | 100.0 % |

\* 注 以後、Puを装荷燃料中に含む炉においては、Puクレジットとして  
取出燃料再処理後の発生を負の値、装荷燃料中の所要量を正の値とし、  
各々リード/ラグ・タイムを考慮して差引した値を示す。

表3.3.4 核燃料サイクルコストの構成 (3)  
ATR

| サイクル要素       | 均等化コスト[mills/kWh] | 比率      |
|--------------|-------------------|---------|
| 1. ウランの購入    | 0.584             | 9.8 %   |
| 2. 転換*       | —                 | —       |
| 3. 濃縮*       | —                 | —       |
| 4. 成形加工      | 2.343             | 39.2 %  |
| 5. SF輸送      | 0.130             | 2.2 %   |
| 6. 中間貯蔵      | 0.227             | 3.8 %   |
| 7. 再処理       | 1.909             | 31.9 %  |
| 8. 廃棄物処理処分   | 0.069             | 1.2 %   |
| 9. U・クレジット*  | —                 | —       |
| 10. Pu・クレジット | 0.708             | 11.9 %  |
| 計            | 5.970             | 100.0 % |

\* 注 天然ウランを使用するため0とした。

\* 注 Uクレジットは0とした。

表 3.3.5 核燃料サイクルコストの構成 (4)  
HCLWR

| サイクル要素       | 均等化コスト [mills/kWh] | 比率      |
|--------------|--------------------|---------|
| 1. ウランの購入*   | -----              | -----   |
| 2. 転換*       | -----              | -----   |
| 3. 濃縮*       | -----              | -----   |
| 4. 成形加工      | 1.481              | 37.9 %  |
| 5. SF 輸送     | 0.080              | 2.1 %   |
| 6. 中間貯蔵      | 0.141              | 3.6 %   |
| 7. 再処理       | 1.181              | 30.2 %  |
| 8. 廃棄物処理処分   | 0.043              | 1.1 %   |
| 9. U・クレジット*  | -----              | -----   |
| 10. Pu・クレジット | 0.983              | 25.1 %  |
| 計            | 3.910              | 100.0 % |

\* 注 減損ウラン組成相当のウランを使用するため、廃棄テールを用いるものとし、転換・濃縮およびウランの購入価格を0とした。

\* 注 Uクレジットは0とした。

文献(7)では、ワンスルー方式LWRと再処理方式LWRの比較に焦点を絞って感度分析を行っている。ここでは詳細な分析は行わず、定性的な指摘にとどめる。

(a) ウラン価格

文献(7)では、LWR核燃料サイクルコストについて、ウラン価格が最大の影響を及ぼすとしている。

表 3.3.2～表 3.3.5 によれば、ウランの購入費用の比率は再処理方式LWR、プルサーマルLWR、ATRの順に低くなっていき、HCLWRは0である。換言すれば、ウラン価格の影響は、前者ほど強く受けることになる。

本評価の設定(1984年価格で\$32/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>、年率2%上昇)において、LWRよりプルサーマル、ATR、HCLWRのいずれもが低いコスト値になったことにより、この設定値のもとではプルトニウム利用の導入に有利な条件が存在していることになる。

(b) 濃縮SWU

再処理方式LWRで25%強、プルサーマルLWRで20%弱の寄与を示す濃縮費の存在は、プルトニウム利用導入の有利な条件の一つと言える。ここでは\$130/kgSWU、廃棄材濃度0.25%としているが、SWU単価が下落するとプルトニウム燃焼炉とLWRとの差が縮まること、将来導入が予想されるレーザー法ウラン濃縮ではSWUの概念が使えず評価法の再考を要すること、などが指摘される。

(c) 成形加工

LWRで10%前後の寄与を示す成形加工費が、MOX燃料を使用する炉で40%近くに上昇する。本評価の設定のもとでは、ウランに関する諸条件が制約にならないプルトニウム燃焼炉(ATR、HCLWR)の核燃料サイクルコストの主要部分が成形加工費・再処理費である。

本評価の設定値はUO<sub>2</sub>燃料について\$190/kgU、MOX燃料について\$522/kgHMと、2.5倍強になっている。これについては、1.5倍程度ではないかとの指摘もあるが、Am<sup>241</sup>のMOX燃焼成形加工への影響なども考え合わせる必要がある。

いずれにせよ、プルトニウム燃焼炉にとってMOX燃料成型加工費が最重要であることは疑いない。

(d) 再処理

設定値は全ての炉型について\$750/kgHMとしている。燃焼度を比較すると、HCLWRが46,000MWd/トン強と若干高い程度で、あとは30,000MWd/トン前後と大きな差はない。ただし、使用済燃料中のプルトニウム含有量は、HCLWRのそれがATR、プルサーマルLWR(MOX炉心部分)のそれに比べ5倍近い(fissile含有量で6倍近い)値となっている。

プルサーマルLWR、ATRについて、再処理は在来型、LWRより若干高くなるのではないかと、この指摘もある。

どのような値を採用すべきかの議論はここでは避けるが、本評価ではプルトニウム燃焼炉の再処理費に関して一種の理想条件を想定している、と考えておきたい。プルトニウム燃焼炉の再処理費がLWRのそれに対しどの程度になるかは、MOX加工費と並ぶ課題と

いえる。

(c) プルトニウム価格

クレジットの値として \$15/g.fis.Pu とし、燃料として購入する場合も同じ価格としている。クレジットの設定値としては諸説があるが、いずれにせよプルトニウムの利用形態および時点に影響される。

本評価の場合、プルトニウムの利用形態と時期について特別な考慮を加えていない。すなわち、プルトニウムの貯蔵コスト、発生時点と使用時点のずれなどを考慮していない。単基ベースの評価であり、発生分は全てクレジットとし、所要量は何処からか調達できるというアプローチが可能であるが、より詳細な評価の際には不十分と言わざるを得ない。

さらに、核分裂性プルトニウム 1g あたりの価格としているが、核分裂性物質の濃度調整費用等も考慮していない。プルトニウム同位体の核変換等も考慮していない。

HCLWRなどはプルトニウム費が25%に上り、積極的なプルトニウム利用方策の検討のためには、より厳密な取扱いが要求されよう。

なお、プルトニウム価値が炉特性パラメータやコストによってどのように変化し得るのかについては、3.2節(3)で簡単な考察が行われているが、将来の新型炉導入計画など、時間的な要因を考慮した評価体系でのプルトニウム価値のダイナミックス計算も今後の課題として残されている。<sup>(5)</sup>

(5) 多炉共存系の検討

炉特性データ中の核分裂性プルトニウム所要量と取出量の関係から、対象プルトニウム燃焼炉のうちプルサーマルLWRは(初期炉心の分を考慮しなければ)プルトニウム生産型(自己充足型)であると言える。ATR, HCLWRは平衡サイクル時においても、所要量のうちのある部分を他の生産炉から(ここでは再処理型LWRを考える)補ってやる必要がある。単基ベースでの評価に加えて、ここではそのようなプルトニウム生産炉/消費炉から成る共存系を考え、系全体の均等化コストの評価について検討する。

1) プルトニウム需給バランス

コスト評価同様、プルトニウム生産炉/消費炉共存系では、核分裂性プルトニウムの生産量と補給量のバランスのみ考慮し、プルトニウム同位体組成変化、核分裂性物質濃度調整等は考慮しない。

なお、ここでは再処理からのプルトニウムを全て直ちに使うという、どちらかと言えば非現実的な設定を行っている。実際にはプルトニウム貯蔵とプルトニウム利用導入のタイミングなども考慮すべきではあるが、平衡サイクルのみ考慮した単基ベース評価という性質上、そのような設定にしている。

再処理方式LWRからの核分裂性プルトニウム生産量は1基あたり0.165トン/年であり、これをATR, HCLWRでの不足分として補給することを考える。1基あたりの核分裂性プルトニウム不足分はATRが0.336トン/年、HCLWRが0.239トン/年となる。従って、再処理型LWR1基で供給できる核分裂性プルトニウム量は、ATRで0.491基分、HCLWRで0.690基分となる。(表3.3.6)

LWRで0.690基分となる。(表3.3.6)

表3.3.6 ウラン・バーナーとプルトニウム・バーナーの共存系における核燃料サイクルコスト

|                    | 生産炉/消費炉*  | 共生系の均等化コスト<br>[ mills/kWh ] |
|--------------------|-----------|-----------------------------|
| プーサーマル<br>LWR      | —         | 7.840                       |
| 再処理型LWR<br>+ ATR   | 1 / 0.491 | 7.754                       |
| 再処理型LWR<br>+ 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が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。

ii) 共存系の均等化コスト

炉特性データとして全炉型について電気出力が等しくなっているため、共存系のコスト(これをDC<sub>sym</sub>とする)を次のように算出する。

生産炉/消費炉のバランスが1:xとなったとすると、共存系として評価すべき均等化コストは各々の単基ベースコスト(これらをDC<sub>p</sub>, DC<sub>c</sub>とする)について重みづけ平均をとったものに等しい。すなわち、

$$DC_{sym} = \frac{1}{1+x} \cdot DC_p + \frac{x}{1+x} \cdot DC_c$$

である。

ATR, HCLWRにつて算出した共存系均等化コストを、単独で成立する(補給を要さない)プルトニウム燃焼炉であるプルサーマルLWRと比較して表3.3.7に示す。

単基ベースで大きな差があった均等化コスト値がかなり接近しておりATRではほぼプルサーマル炉と同等になっている。

ATRはHCLWRに比べ、プルトニウムの消費量が大きい。装荷量はHCLWRのほうが大きいので、プルトニウム利用に関する両者の意味あるいはかなり異なったものとなっている。

無論、未だ実証された技術とは言えないHCLWRと、実証されつつあるATRの優劣を断じることは不適切であって、ここでは次のことを指摘するにとどめる。

まず、ATRの核燃料サイクルコストはLWRより安価である可能性があるが、プルトニウムの消費量が大きく、共存系としてみた場合さほどの利得があるわけではないと考え

られる。

HCLWRはプルトニウム炉内インベントリが大きく、かつ消費量が大きくない利点を持つ、高燃焼度達成が可能であり核燃料サイクルコストも低くなると思われるが、炉特性データその他の実証が待たれるところである。

付言するならば、プルスーマルLWRもプルトニウム燃焼炉の一つのオプションとして、核燃料サイクルコストの観点から存在しうると言えよう。

なお、本評価においては、時間の経過に基づく核物質フローの変化と、それが核燃料サイクルコストに及ぼす経年的な影響までは定量化できないが、それを考慮した研究報告もあり<sup>6)</sup>、ウランの輸入制約やプルトニウム需給バランスより求められるプルトニウム価値の定量化も同時に計算される評価体系となっている。

### 3.4 プルトニウム利用のセキュリティ効果

#### (1) セキュリティ効果の背景

プルトニウムの利用方策が経済的にあまり魅力がない場合でも、天然ウランや濃縮ウランを海外からの輸入に依存している限り、将来のウラン供給障害から受ける経済的損失を少しでも緩和しておく政策をとることは、我が国全体のエネルギーセキュリティの向上につながる。

そこで、ここでは、59年度の報告書で紹介された文献<sup>9)</sup>で用いられていた「インポート・プレミアム」の概念(図3.4.1、図3.4.2参照)を使って、プルトニウムのセキュリティ面での利用価値を定量的に求めることにする。

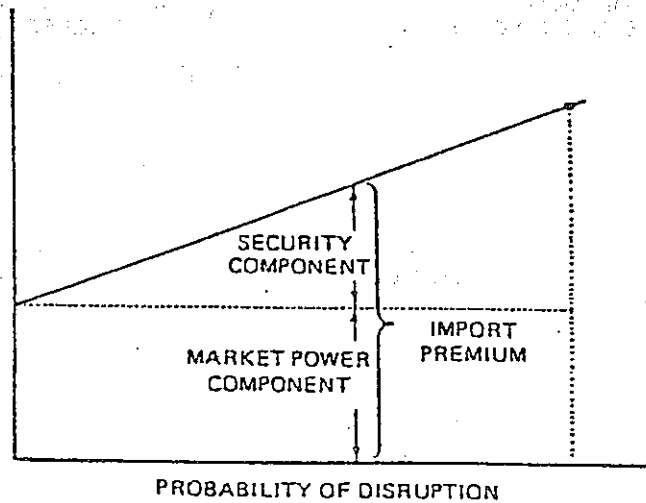


図3.4.1 インポート・プレミアムの構成要因

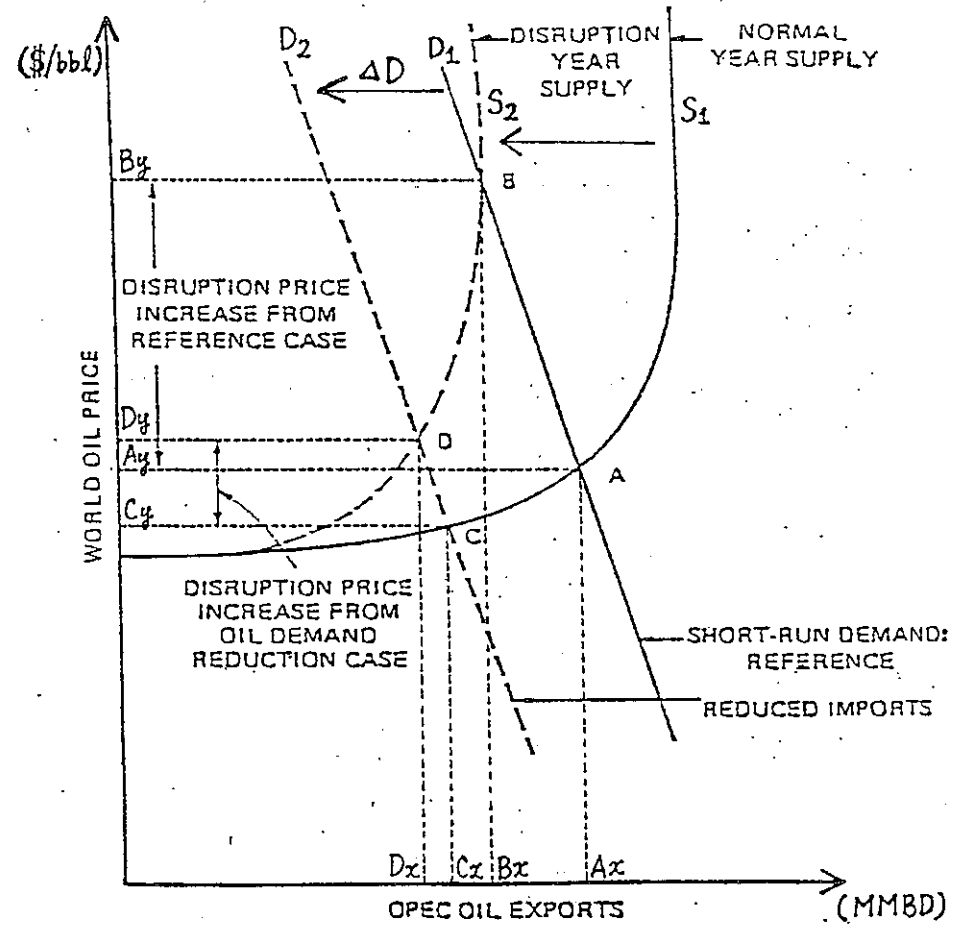


図3.4.2 石油輸入削減による供給障害インパクトの低減効果

(2) インポート・プレミアム

インポート・プレミアムの一般的な求め方は付録Cに述べることにし、ここでは簡単な例題を用いてその概念の理解を深めることとする。

いま、図3.4.2において、以下のような数値を仮定しよう。

| ケース     | エネルギー輸入量(MMBD) | 価格(\$/bbℓ) |              |
|---------|----------------|------------|--------------|
| 通常ケース   | 輸入抑制・有         | 6.0 (= Ax) | 3.5.0 (= Ay) |
|         | " 無            | 5.6 (= Cx) | 3.3.5 (= Cy) |
| 供給障害ケース | 輸入抑制・有         | 5.7 (= Bx) | 6.0.0 (= By) |
|         | " 無            | 5.0 (= Dx) | 4.5.0 (= Dy) |

いま、図3.4.2における需給曲線D<sub>1</sub>→D<sub>2</sub>のシフト量ΔDを0.5 MMBDとし、エネルギー供給ショックが任意の1年間に発生しうる確率pが0.05（これは10年間に供給ショックが必ず1回発生する確率が40%であることを意味する）と仮定する。

これらの数値を用いて、インポート・プレミアムを計算すると、

$$\text{市場力要因} = (Ax \cdot Ay - Cx \cdot Cy) / \Delta D - Ay \quad (3.4.1)$$

$$= 9.8 \quad [ \$ / \text{bb}\ell ]$$

$$\text{安全保障要因} = \{ (Bx \cdot By - Dx \cdot Dy) - (Ax \cdot Ay - Cx \cdot Cy) \} / \Delta D \cdot p \quad (3.4.2)$$

$$= 9.46 \quad [ \$ / \text{bb}\ell ]$$

従って、

$$\text{インポート・プレミアム} = 19.26 \quad [ \$ / \text{bb}\ell ]$$

となる。なお、(3.4.1)、(3.4.2)式は、付録Cの(C.5.1)、(C.5.2)式にそれぞれ対応していることに留意されたい。

ここで、インポート・プレミアムと石油代替エネルギー開発・導入のインセンティブとの関係について考えてみる。今、石油供給障害が単年度の確率pの割合で発生するかもしれない状況を想定する。この時、石油輸入量を従来通り抑制しない場合にかかる石油の1年間の期待総輸入額をC<sub>0</sub>(\$/y)、一方石油輸入量をあらかじめΔD(MMBD)だけ抑制する場合にかかる石油の1年間の期待総輸入額C<sub>1</sub>(\$/y)、その石油抑制分ΔDを、そのまま石油の従来価格の代替エネルギーで補う場合にかかる年総費用をC<sub>2</sub>(\$/y)、石油の従来価格よりも高価な代替エネルギーの開発・導入にかかる年投資額をC<sub>3</sub>(\$/y)、とおく。すると、石油輸入抑制ケースで石油よりも高価な代替エネルギーを導入する経済的インセンティブは、輸入抑制ケースにかかる期待総費用(C<sub>1</sub>+C<sub>2</sub>+C<sub>3</sub>)が、通常ケースの期待総費用(C<sub>0</sub>)を上回らない、即ち、

$$C_1 + C_2 + C_3 \leq C_0$$

という条件の成立する時に生じると考えられる。ここで、

$$C_0 = \{ (1-p) \cdot Ax \cdot Ay + p \cdot Bx \cdot By \} \times 10^6 \times 365$$

$$C_1 = \{ (1-p) \cdot Cx \cdot Cy + p \cdot Dx \cdot Dy \} \times 10^6 \times 365$$

$$C_2 = Ay \cdot \Delta D \times 10^6 \times 365$$

であるから結局

$$C_3 \leq C_0 - C_1 - C_2$$

$$= (\text{インポート・プレミアム}) \times \Delta D \times 10^6 \times 365$$

と変形される。これを用いて前述の例で計算すると、

$$C_3 \leq 3.51 \times 10^6 \quad ( \$ / \text{y} )$$

となる。つまり、将来発生するかもしれないエネルギー供給障害をまともに受ける経済的損失を軽減するために、あらかじめ輸入抑制を行えば、さらに3.51×10<sup>6</sup>\$までの期待費用をその代替エネルギーに投資出来ることが示された。

ただし、インポート・プレミアムの考え方を適用する場合には、需給曲線の形状及びシフト量、輸入エネルギー供給障害の発生確率、割引率などにより数値が大きく変化することに十分留意する必要がある。

(3) 世界の天然ウラン供給曲線

世界の天然ウラン供給曲線を作成するために、1985～2005年までの各5年ステップでの国別ウラン鉱山計画生産量と将来限界費用とを調査した。<sup>(10)</sup>

まず、表3.4.1には、各国別の各年におけるU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>の計画生産量[s.t.U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/y]を示す。

表3.4.1 各国別U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>計画生産量[s.t.U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/年]

| 国       | 西暦 | 1985   | 1990   | 1995   | 2000   | 2005   |
|---------|----|--------|--------|--------|--------|--------|
| カナダ     |    | 15,660 | 14,017 | 15,907 | 13,428 | 11,384 |
| 南アフリカ   |    | 10,119 | 11,934 | 11,934 | 11,700 | 11,700 |
| オーストラリア |    | 5,310  | 6,794  | 14,929 | 17,774 | 18,224 |
| アメリカ    |    | 5,997  | 7,609  | 6,589  | 9,219  | 13,333 |

(出所:文献(10)よりMRI作成)

これより、1985年、1990年頃までは、カナダと南アフリカのウラン鉱山への依存度が大きいですが、1985年頃からは、オーストラリアへの依存度が高くなっていることがわかる。

次に、表3.4.2～表3.4.6には、供給曲線作成のために必要なデータとして、全鉱山が計画通り生産を行うケースと、各国(カナダ、南アフリカ、オーストラリア、アメリカ)の鉱山からのウラン供給が停止するケースについて、それぞれまとめている。これらのデータを用いて、1985年、2000年各単年度計画生産量および1985年から2004年までの累積計画生産量と将来限界費用との関係を図示したものが、図3.4.3～図3.4.5で

表 3.4.2 カナダ・南アフリカ・オーストラリア・アメリカのU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>計画生産量〔s.t.U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/年〕  
と将来限界費用〔1985US\$/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/年〕

| 西暦<br>限界費用 | 1985   | 1990   | 1995   | 2000   | 2005   | 1985~2004<br>の 総 和 |
|------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------------------|
| 5          | 8,010  | 6,030  | 6,030  | 2,045  | 0      | 2,2115             |
| 10         | 11,340 | 9,360  | 8,584  | 2,045  | 0      | 3,1329             |
| 15         | 24,159 | 24,669 | 21,643 | 13,745 | 11,700 | 8,4216             |
| 20         | 28,837 | 34,135 | 28,591 | 17,633 | 15,120 | 10,9196            |
| 25         | 31,328 | 40,052 | 42,373 | 30,836 | 26,568 | 14,4589            |
| 30         | 35,625 | 43,087 | 49,274 | 36,697 | 31,248 | 16,4683            |
| 35         | 43,651 | 50,264 | 57,967 | 44,763 | 35,117 | 19,6246            |
| 40         | 44,046 | 50,952 | 58,255 | 53,594 | 42,778 | 20,6847            |
| 45         | 45,812 | 54,150 | 61,342 | 58,855 | 45,621 | 22,0159            |
| 50         | 45,972 | 54,466 | 61,612 | 61,237 | 52,815 | 22,3287            |
| 55         | 46,682 | 55,117 | 61,882 | 61,619 | 57,068 | 22,5300            |
| 60         | 47,149 | "      | "      | "      | 58,938 | 22,5767            |
| 65         | 47,284 | "      | "      | "      | "      | 22,5902            |
| 70         | "      | 55,168 | 61,933 | 61,670 | "      | 22,6055            |
| 75         | "      | "      | 62,104 | 61,841 | 59,109 | 22,6397            |
| 80         | "      | "      | 62,254 | 61,991 | 59,708 | 22,6697            |
| 85         | 47,432 | "      | "      | "      | "      | 22,6845            |
| 90         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 95         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 100        | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |

(出所: 文献(10)よりMRI作成)

表 3.4.3 カナダの計画生産量を除いた場合のU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>計画生産量〔s.t.U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/年〕  
と将来限界費用〔1985US\$/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>〕

| 西暦<br>限界費用 | 1985   | 1990   | 1995   | 2000   | 2005   | 1985~2004<br>の 総 和 |
|------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------------------|
| 5          | 1,980  | 0      | 0      | 0      | 0      | 1,980              |
| 10         | 5,310  | 3,330  | 2,554  | 0      | 0      | 11,194             |
| 15         | 15,429 | 15,264 | 14,488 | 11,700 | 11,700 | 56,881             |
| 20         | 20,107 | 24,730 | 21,436 | 15,588 | 15,120 | 81,861             |
| 25         | 22,598 | 30,647 | 29,818 | 23,391 | 21,168 | 106,454            |
| 30         | 23,745 | 32,422 | 36,719 | 29,252 | 25,848 | 122,138            |
| 35         | 27,991 | 36,247 | 41,660 | 33,538 | 25,937 | 139,436            |
| 40         | 28,886 | 36,935 | 42,348 | 41,920 | 33,149 | 149,589            |
| 45         | 30,152 | 40,133 | 45,435 | 47,181 | 35,992 | 162,901            |
| 50         | 30,312 | 40,449 | 45,705 | 47,809 | 41,431 | 164,275            |
| 55         | 31,022 | 41,100 | 45,975 | 48,191 | 45,684 | 166,288            |
| 60         | 31,489 | "      | "      | "      | 47,554 | 166,755            |
| 65         | 31,624 | "      | "      | "      | "      | 166,890            |
| 70         | "      | 41,151 | 46,026 | 48,242 | "      | 167,043            |
| 75         | "      | "      | 46,197 | 48,413 | 47,725 | 167,385            |
| 80         | "      | "      | 46,347 | 48,563 | 48,324 | 167,685            |
| 85         | 31,772 | "      | "      | "      | "      | 167,833            |
| 90         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 95         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 100        | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |

(出所: 文献(10)よりMRI作成)



表 3.4.4 南アフリカの計画生産量を除いた場合のU<sub>3</sub>O<sub>8</sub> 計画生産量 [s.t.U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/年]  
と将来限界費用 [1985 US\$/1bU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>]

| 西暦<br>限界費用 | 1985   | 1990   | 1995   | 2000   | 2005   | 1985~2004<br>の 総 和 |
|------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------------------|
| 5          | 8,010  | 6,030  | 6,030  | 2,045  | 0      | 22,115             |
| 10         | 11,340 | 9,360  | 8,584  | 2,045  | 0      | 31,329             |
| 15         | 14,550 | 12,735 | 9,709  | 2,045  | 0      | 39,039             |
| 20         | 18,718 | 22,201 | 16,657 | 5,933  | 3,420  | 63,509             |
| 25         | 21,209 | 28,118 | 30,439 | 19,136 | 14,868 | 98,902             |
| 30         | 25,506 | 31,153 | 37,340 | 24,997 | 19,548 | 118,996            |
| 35         | 33,532 | 38,330 | 45,633 | 33,063 | 23,417 | 150,558            |
| 40         | 33,927 | 39,018 | 46,321 | 41,894 | 31,078 | 161,160            |
| 45         | 35,693 | 42,216 | 49,408 | 47,155 | 33,921 | 174,472            |
| 50         | 35,853 | 42,532 | 49,678 | 49,537 | 41,115 | 177,600            |
| 55         | 36,563 | 43,183 | 49,948 | 49,919 | 45,368 | 179,613            |
| 60         | 37,030 | "      | "      | "      | 47,238 | 180,080            |
| 65         | 37,165 | "      | "      | "      | "      | 180,215            |
| 70         | "      | 43,234 | 49,999 | 49,970 | "      | 180,368            |
| 75         | "      | "      | 50,170 | 50,141 | 47,409 | 180,710            |
| 80         | "      | "      | 50,320 | 50,291 | 48,008 | 181,010            |
| 85         | 37,313 | "      | "      | "      | "      | 181,158            |
| 90         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 95         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 100        | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |

(出所：文献⑩よりMRI作成)

表 3.4.5 オーストラリアの計画生産量を除いた場合のU<sub>3</sub>O<sub>8</sub> 計画生産量 [s.t.U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/年]  
と将来限界費用 [1985 US\$/1bU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>]

| 西暦<br>限界費用 | 1985   | 1990   | 1995   | 2000   | 2005   | 1985~2004<br>の 総 和 |
|------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------------------|
| 5          | 6,030  | 6,030  | 6,030  | 2,045  | 0      | 20,135             |
| 10         | 6,030  | 6,030  | 6,030  | 2,045  | 0      | 20,135             |
| 15         | 18,849 | 21,339 | 19,089 | 13,745 | 11,700 | 73,022             |
| 20         | 23,527 | 27,835 | 23,067 | 14,663 | 12,150 | 89,092             |
| 25         | 26,018 | 33,258 | 31,899 | 23,411 | 19,143 | 114,586            |
| 30         | 30,315 | 36,293 | 34,345 | 24,817 | 19,368 | 125,770            |
| 35         | 38,341 | 43,470 | 42,638 | 32,883 | 23,237 | 157,332            |
| 40         | 38,736 | 44,158 | 43,326 | 36,269 | 25,453 | 162,489            |
| 45         | 46,502 | 47,356 | 46,413 | 41,530 | 27,847 | 175,801            |
| 50         | 40,662 | 47,672 | 46,683 | 43,463 | 34,591 | 178,480            |
| 55         | 41,372 | 48,323 | 46,953 | 43,845 | 38,844 | 180,493            |
| 60         | 41,839 | "      | "      | "      | 40,714 | 180,960            |
| 65         | 41,974 | "      | "      | "      | "      | 181,095            |
| 70         | "      | 48,374 | 47,004 | 43,896 | "      | 181,248            |
| 75         | "      | "      | 47,175 | 44,067 | 40,885 | 181,590            |
| 80         | "      | "      | 47,325 | 44,217 | 41,484 | 181,890            |
| 85         | 42,122 | "      | "      | "      | "      | 182,038            |
| 90         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 95         | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 100        | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |

(出所：文献⑩よりMRI作成)

表3.4.6 アメリカの計画生産量を除いた場合のU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>計画生産量[s.t.U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>/年]と将来限界費用[1985US\$/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>]

| 限界<br>費用 | 西暦 | 1985   | 1990   | 1995   | 2000   | 2005   | 1985~2004<br>の 総 和 |
|----------|----|--------|--------|--------|--------|--------|--------------------|
| 5        |    | 8,010  | 6,030  | 6,030  | 2,045  | 0      | 22,115             |
| 10       |    | 11,340 | 9,360  | 8,584  | 2,045  | 0      | 31,329             |
| 15       |    | 24,159 | 24,669 | 21,643 | 13,745 | 11,700 | 84,216             |
| 20       |    | 28,657 | 32,966 | 27,421 | 17,183 | 14,670 | 106,227            |
| 25       |    | 30,143 | 35,908 | 40,219 | 29,486 | 25,218 | 135,756            |
| 30       |    | 33,293 | 37,168 | 44,674 | 33,941 | 29,673 | 149,076            |
| 35       |    | 40,499 | 44,336 | 51,842 | 40,763 | 33,453 | 177,440            |
| 40       |    | 40,894 | 45,024 | 52,530 | 47,345 | 40,035 | 185,793            |
| 45       |    | 41,170 | 47,373 | 54,924 | 50,098 | 40,484 | 193,565            |
| 50       |    | "      | 47,508 | 55,194 | 52,301 | 42,689 | 196,173            |
| 55       |    | "      | "      | 55,464 | 52,571 | 46,108 | 196,713            |
| 60       |    | 41,287 | "      | "      | "      | 46,225 | 196,830            |
| 65       |    | "      | "      | "      | "      | "      | 196,830            |
| 70       |    | "      | 47,559 | 55,515 | 52,622 | "      | 196,983            |
| 75       |    | "      | "      | "      | "      | "      | 196,983            |
| 80       |    | "      | "      | 55,665 | 52,772 | 46,375 | 197,283            |
| 85       |    | 41,435 | "      | "      | "      | "      | 197,431            |
| 90       |    | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 95       |    | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |
| 100      |    | "      | "      | "      | "      | "      | "                  |

(出所：文献よりMRI作成)

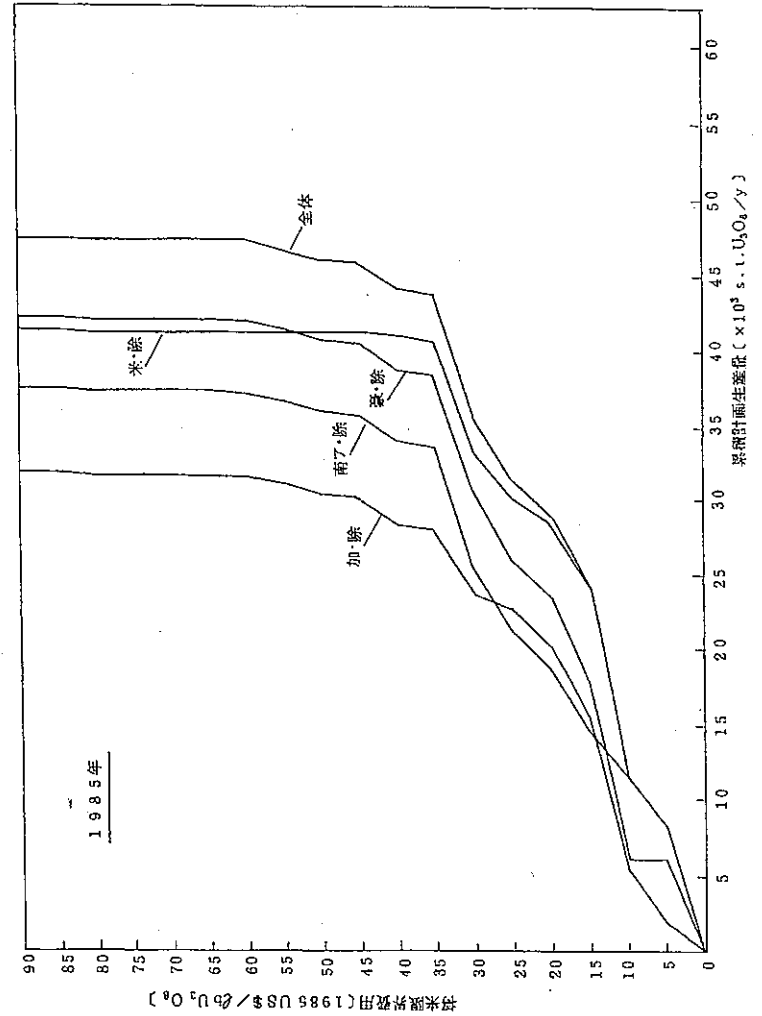


図3.4.3 1985年におけるウラン供給曲線

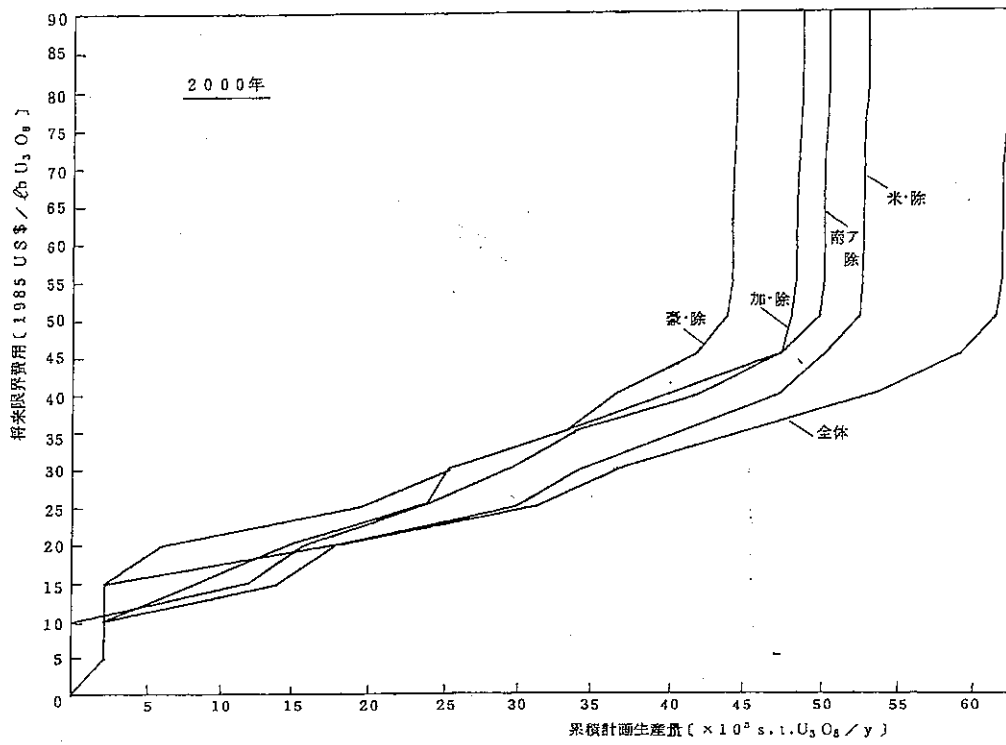


図3.4.4 2000年におけるウラン供給曲線

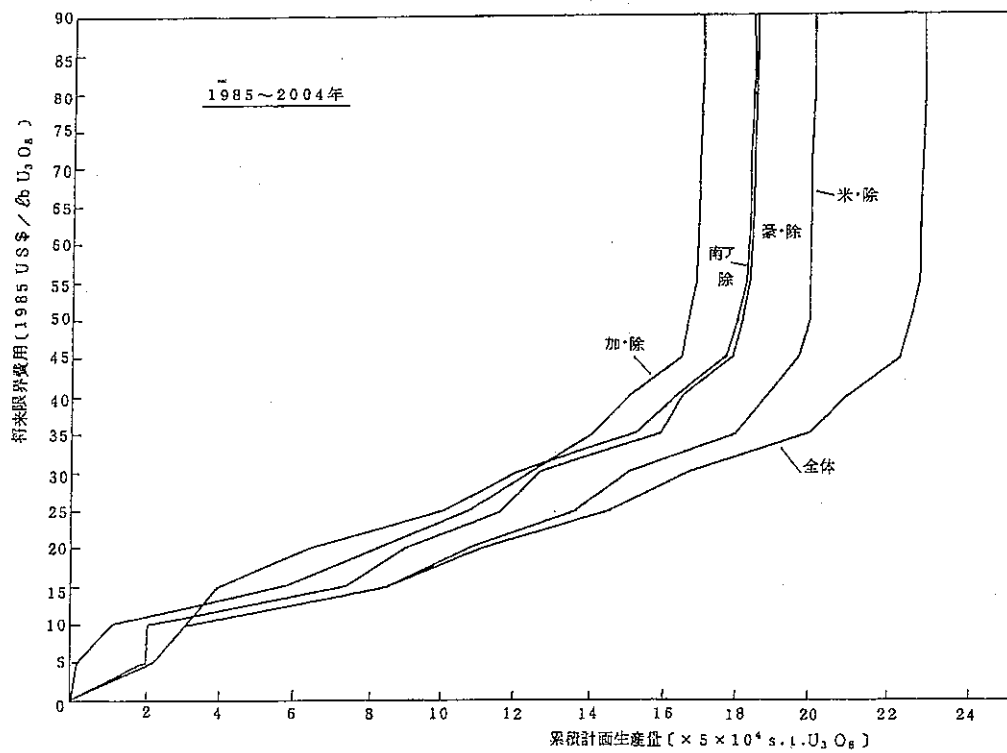


図3.4.5 1985~2004年通算のウラン供給曲線

ある。ここで「加・除」, 「南ア・除」, 「豪・除」, 「米・除」とは、各々、カナダ、南アフリカ、オーストラリア、アメリカのウラン供給停止が発生した場合の、又、「全体」は、この4ヶ国が計画通りウラン供給を行う場合の供給曲線を表わしている。これを見てもわかるように、1985年では、カナダへの依存度が高く、2000年には、オーストラリアへの依存度が高いため、それらの国からのウラン供給がうまくいかない場合には、経済的ダメージが大きくなり得ることがわかる。また、1985年～2004年での通算では、カナダの影響が最も大きいことが予想される。

#### (4) 世界の天然ウラン需要曲線

一般の需要曲線は、右下がりの形状をしているが、ウランの場合、ウラン価格が変動しても需要量にあまり変化をきたさないと考えられる。即ち、需要曲線としては、縦軸に平行な直線となる。この場合のインポート・プレミアムは、当節(2)項の例題で用いた(3.4.1), (3.4.2)式もしくは、付録Cの(C.6.1), (C.6.2)式を用いて評価することが可能となる。

一方、将来レーザー濃縮が実現され、廃棄材濃度がコントロールできるようになると、最適廃棄材濃度に基づいてウラン需要が決定されるように、ウラン価格と需要の関係が弾力的となり得る。この場合には、付録Cに示されるように、価格に弾力的な一般の需要曲線に対してインポート・プレミアムが計算されることになる。

#### (5) プルトニウムのセキュリティ価値

1985～2004年までの通算の場合(図3.4.5)ウランの需要量を $13.5 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  から $13 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  に削減する(これは、発電量にして世界全体で107 GWey/20年即ち、平均5.35 GWey/年のウランバーナー削減に相当)ことによるインポート・プレミアムと付録Cの定式化に従って計算してみると、次の通りである。

[1985US\$/lb $U_3O_8$ ]

| 供給障害国   | 市場力要因 (M) | 安全保障要因 最大値 (R) | 最大のインポート・プレミアム (M+R) |
|---------|-----------|----------------|----------------------|
| カナダ     | 18.46     | 29.31          | 47.77                |
| 南アフリカ   | 18.46     | 11.23          | 29.69                |
| オーストラリア | 18.46     | 9.89           | 28.35                |
| アメリカ    | 18.46     | 4.60           | 23.06                |

ここで市場力要因が一定である理由は、それが供給障害が全く発生しない場合の供給曲線と需要曲線とから求められるからである。これに対し、安全保障要因は、供給障害の度合いによって(即ち、供給曲線の変化のしかたによって)大きく変わるため、どの国の影響が一番

大きいのかを定量的に知る一つの指標となる。

たとえば需要を $13.5 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  から $13 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  に減少させることによって、184.6\$/lb $U_3O_8$  のコスト削減が達成されるが、もし、カナダが1985～2004年の間に少なくとも1回は必ず供給障害をおこすとすれば、その場合にウラン需要を低減化していることによって、ウラン需要を低減化しなかった場合に比べてさらに29.31\$/lb $U_3O_8$  のコスト減が期待できる。

ここで得られたインポート・プレミアムは、天然ウラン $U_3O_8$  1 lb削減することによってもたらされるものであるが、この $U_3O_8$  1 lbに相当する発電量の減少分を仮りに分裂性プルトニウムで補給すると考えるならば、このインポート・プレミアムは、プルトニウムのセキュリティ価値と呼んでもさしつかえない性質のものと言えよう。

例えば、 $10^6$  kWe 原子力発電所1基に装荷する濃縮ウラン所要量をUトン、濃縮ウラン濃度 $x_p$ 、廃棄材濃度 $x_w$ 、天然ウラン供給濃度 $x_F$ 、プルトニウム装荷量をVトン fis.PuPとすると、プルトニウムのセキュリティ価値(これをP\$/g.fis.Puとする)は、

$$U \times \frac{x_p - x_w}{x_F - x_w} \times 26 \times 10^3 \times (M + p.R) \\ = P \times V \times 10^6$$

ここでpは、ウラン供給障害の発生確率となる。よって、

$$P = 26 \times 10^{-3} \left( \frac{U}{V} \right) \left( \frac{x_p - x_w}{x_F - x_w} \right) (M + p.R) \quad [ \$ / g.fis.Pu ] \\ = 26 \times 10^{-3} Y \left( \frac{U}{V} \right) \left( \frac{x_p - x_w}{x_F - x_w} \right) (M + p.R) \quad [ ¥ / g.fis.Pu ] \quad (3.4.3)$$

となる。ここで、Yは為替レート[¥/\$]である。

今、 $U = 30$ ,  $V = 0.9$ ,  $Y = 200$ ,  $x_p = 3$ ,  $x_w = 0.25$ ,  $x_F = 0.711$  とすると、

$$P = 103.4 (M + p.R) \text{ より、}$$

$$1909 \leq P \leq 4939 \quad (\because 0 \leq p \leq 1)$$

が得られる。つまり、今後20年間にカナダ、オーストラリア、アメリカ、南アフリカ諸国のウラン供給停止が少なくとも1度は起きる時に、ウランのかわりに年平均5トンの分裂性プルトニウムを発電炉として利用する場合、約2,000円/g.fis.Pu～5,000円/g.fis.Pu分のセキュリティ価値をプルトニウムは有していることになる。プルトニウムの利用が経済的に不利であっても、セキュリティ面でこれだけの利用価値をもっていることが数値的に示された。

インポート・プレミアムは、もし需要が価格に対して非弾力的ならば、ほとんど供給曲線のこう配で決まってしまう。従って、図3.4.5で見える限り、ウランの累積計画生産量が $0 \sim 16 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  /20年の範囲に需要が発生しているときに得られるインポート・プレミアムよりも、供給曲線が立ち上がり始めるところ(より大きなウラン需要)に需要が発生している時の方が大きな値を呈することになる。即ち、ウラン供給への依存度が高

いほど、供給ショックを受けるときにこうむる経済的ダメージは大きく、それ故、前もってウラン代替策をたててウラン依存度を下げることにより供給ショックの影響を緩和しうる効果（即ち、インポート・プレミアムの値）は、より大きくなると言える。

ちなみに、前述の例において、ウラン需要量を  $1.65 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  から  $1.6 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  に低減させる場合の市場力要因、安全保障要因等は次のようになる。

[1985 US\$/lb  $U_3O_8$ ]

| 供給障害国   | 市場力要因 (M) | 安全保障要因 最大値 (R) | 最大のインポート・プレミアム (M+R) |
|---------|-----------|----------------|----------------------|
| カナダ     | 38.4      | 229.5          | 267.9                |
| 南アフリカ   | 38.4      | 37.1           | 75.5                 |
| オーストラリア | 38.4      | 84.4           | 122.8                |
| アメリカ    | 38.4      | 0              | 38.4                 |

これを(3.4.3)式に従って核分裂性プルトニウム1g当りに換算すると、

$$3,970 \leq P \leq 27,700 \text{ [ ¥/g.fis.Pu ]}$$

となる。即ち、前述と同じウラン低減量（従ってプルトニウム導入量）を仮定しても、ウラン需要量が  $1.35 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  から、 $1.65 \times 5 \times 10^4$  s.t.  $U_3O_8$  に大きくなっていると、プルトニウムが有するこの意味でのセキュリティ価値は、約  $4,000 \text{ ¥/g.fis.Pu} \sim 30,000 \text{ ¥/g.fis.Pu}$  と、非常に高くなることが示された。

以上の2ケースの試算について言えば、プルトニウムのセキュリティ価値はおよそ  $2,000 \text{ 円/g.fis.Pu} \sim 30,000 \text{ 円/g.fis.Pu}$  であり、これを再処理費用に換算すると  $1,200 \text{ 円/kgHM} \sim 180,000 \text{ 円/kgHM}$  となる。つまり、これだけの再処理コスト高がワンスルーケースに比べて発生したとしても、ワンスルーケースと経済的に匹敵し得ることになる。今後、もしウランショックがおきうると考えられる場合にウラン依存度の高い原子力政策が続くならば、その場合にこそ、プルトニウム利用の方策も同時に考えておく価値は高いとも言えよう。即ち、ウラン利用とウラン代替案としてのプルトニウム利用とを切り離して原子力計画を策定することは我が国の原子力推進と維持、ひいてはエネルギーセキュリティの面から観ても非効率的であると考えられる。但し、実際には再処理事業の将来性等に対するリスクの評価も、マイナス因子として加味されなければならないので、セキュリティとリスクの双方を総合的に考慮した上での判断が必要となる。

## 4. 技術革新とプルトニウム経済

### 4.1 序

ここでは、プルトニウム燃料をリサイクルするための経済的諸条件の一つである再処理コストの低減化に関する考察を、技術進歩の観点から行うことを目的とする。

まず最初に、経済のスケール則と習熟効果に関するデータを原子力及び原子力以外の分野に求め、コスト・ダウンの要因分析を行う。次に、長期的経済性に立脚した場合のプラントの最適規模・基数の求め方を示し、プラントの需給計画とそのプラントが有し得るスケール・メリットと習熟効果の3要因を総合的に考慮してコスト・ダウンのための技術進歩の目標を定める必要性を説く。

この理論的なアプローチに対し、実際に世界の再処理実績と技術進歩がどの程度進んでいるかを調査・整理し、今後の再処理事業確立のための見通しを明らかにするとともに、技術発展の重要性を述べる。

### 4.2 プルトニウム需給計画とコスト・ダウン

#### (1) プラント規模の効果

プラントの建設コストや設備費などの規模がコスト・ダウンをもたらすか否かに関しては、よく規模の経済性という言葉で論じられている。図4.2.1に示されるように、化学プラントに関するスケール・メリット、即ち、大型化による単価減の傾向は確かに存在するようである。ここで図4.2.1に示される直線の傾き（これをn）は、

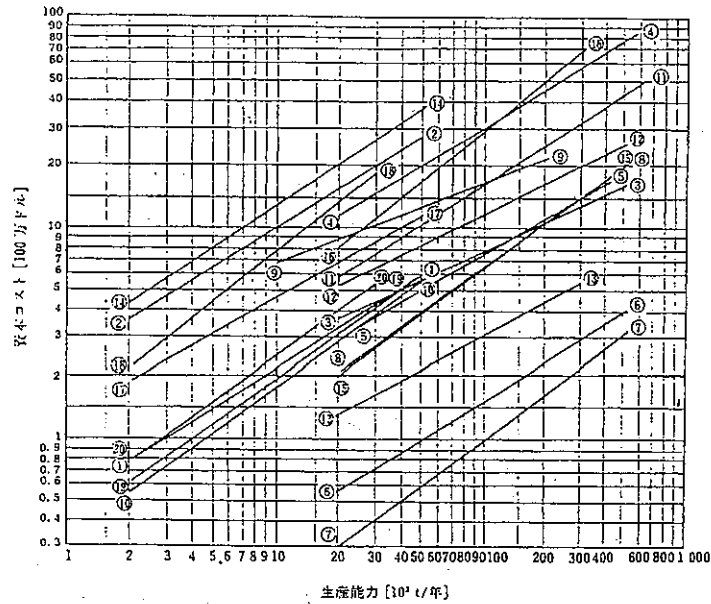
$$\frac{\text{プラントAの資本コスト}}{\text{プラントBの資本コスト}} = \left( \frac{\text{プラントAの生産量}}{\text{プラントBの生産量}} \right)^{-(1-n)}$$

で定義され、スケール指数と呼ばれる。図4.2.1ではスロープの値に相当する。

又、表4.2.1、図4.2.2には、各資料による原子力発電所のスケール指数nの比較がされている。これよりnは、0.6～0.7前後と考えられる。

図4.2.3には、再処理プラント資本コストのスケール依存性が示されている。この直線のスロープより、スケール指数nは、約0.63となっている。

又、表4.2.2にはMOX燃料加工費の規模依存性が示されているが、これより、スケール指数nは、0.71（稼働率100%）、0.68（稼働率86%）となっている。

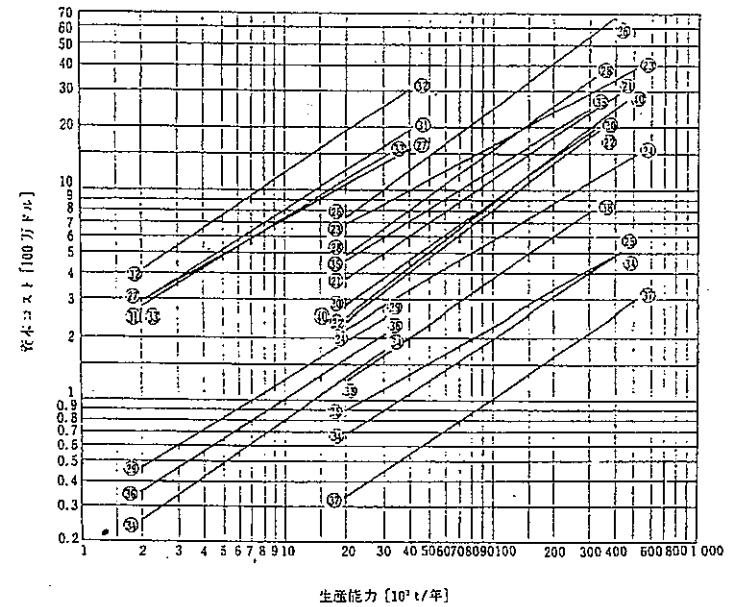


| No. | 製 品      | スロープ | データ |   |   | コスト範囲              |
|-----|----------|------|-----|---|---|--------------------|
|     |          |      | A   | E | P |                    |
| ①   | 酢 酸      | 0.68 | 2   | 1 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ②   | アセチレン    | 0.65 | 1   | 3 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ③   | アセトン     | 0.45 | 0   | 2 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ④   | アクリロニトリル | 0.60 | 0   | 1 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑤   | アンモニア    | 0.58 | 4   | 5 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑥   | 硝酸アンモニウム | 0.65 | 2   | 4 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑦   | 硫酸アンモニウム | 0.73 | 1   | 3 | 4 | Ⓟ                  |
| ⑧   | ブタジエン    | 0.68 | 3   | 2 | 3 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑨   | ブタノール    | 0.40 | 0   | 2 | 4 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑩   | ブチルアルコール | 0.78 | 0   | 1 | 2 | Ⓟ                  |
| ⑪   | カーボンブラック | 0.70 | 0   | 2 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑫   | 塩 素      | 0.45 | 0   | 2 | 3 | Ⓟ                  |
| ⑬   | シクロヘキサン  | 0.50 | 1   | 0 | 4 | Ⓟ+Hydrogen plant+Ⓢ |
| ⑭   | エタノール    | 0.73 | 0   | 1 | 3 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑮   | エチレン     | 0.83 | 1   | 3 | 4 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑯   | 酸化エチレン   | 0.78 | 1   | 2 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑰   | ホルムアルデヒド | 0.55 | 1   | 1 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑱   | グリコール    | 0.75 | 1   | 1 | 3 | Ⓟ                  |
| ⑲   | 塩化水素     | 0.68 | 1   | 2 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |
| ⑳   | フッ化水素    | 0.70 | 2   | 0 | 2 | Ⓟ+Ⓢ                |

注: 1) スロープ 容量とコストとの関係のカーブの勾配を示す。  
 2) データ A: 実際のコストデータ  
 E: 推定コストデータ  
 P: 公刊されているコストを基にしたデータ  
 数字は使用したデータの改を示す。  
 3) コスト範囲 Ⓟ: プロセスユニット  
 Ⓢ: ストレージユニット

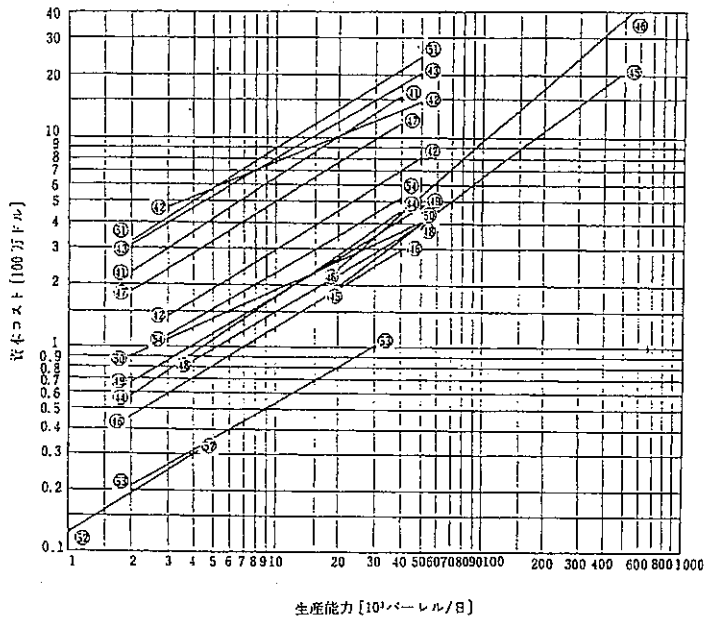
図 4.2.1 化学プラントのスケール・メリット(1)

出所: 「経済性評価とプラントコスト」プロセス設計シリーズ 6, 九巻 (1975)



| No. | 製 品      | スロープ | データ |   |   | コスト範囲 |
|-----|----------|------|-----|---|---|-------|
|     |          |      | A   | E | P |       |
| ㉑   | 水 素      | 0.70 | 2   | 1 | 4 | Ⓟ     |
| ㉒   | 過酸化水素    | 0.75 | 0   | 1 | 2 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉓   | イソブレン    | 0.55 | 1   | 2 | 1 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉔   | メタノール    | 0.60 | 2   | 2 | 4 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉕   | 硝 酸      | 0.60 | 2   | 3 | 2 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉖   | オキシアルコール | 0.75 | 1   | 2 | 2 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉗   | p-キシレン   | 0.55 | 1   | 2 | 2 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉘   | フェノール    | 0.75 | 1   | 2 | 3 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉙   | リン 酸     | 0.60 | 3   | 2 | 4 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉚   | 無水フタル酸   | 0.70 | 2   | 3 | 4 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉛   | ポリエチレン   | 0.65 | 2   | 2 | 4 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉜   | ポリプロピレン  | 0.70 | 0   | 2 | 3 | Ⓟ     |
| ㉝   | ポリ塩化ビニル  | 0.60 | 0   | 2 | 4 | Ⓟ     |
| ㉞   | プロピレン    | 0.70 | 1   | 3 | 3 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㉟   | スチレン     | 0.60 | 0   | 2 | 4 | Ⓟ     |
| ㊱   | 硫 黄      | 0.65 | 1   | 2 | 4 | Ⓟ     |
| ㊲   | 硫 酸      | 0.65 | 1   | 1 | 3 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㊳   | 尿 素      | 0.70 | 2   | 3 | 3 | Ⓟ+Ⓢ   |
| ㊴   | ビニルアセテート | 0.65 | 2   | 3 | 2 | Ⓟ     |
| ㊵   | 塩化ビニル    | 0.80 | 0   | 3 | 2 | Ⓟ     |

図 4.2.1(2)



| No. | 製品 (プロセス)  | スロープ | データ<br>A E P |
|-----|------------|------|--------------|
| ⑪   | アルキル化      | 0.60 | 2 4 5        |
| ⑫   | フリュードコーキング | 0.42 | 1 3 3        |
| ⑬   | ディレイドコーキング | 0.38 | 1 3 3        |
| ⑭   | 接触分解       | 0.55 | 4 4 2        |
| ⑮   | 熱分解        | 0.70 | 3 4 2        |
| ⑯   | 真空精製       | 0.70 | 3 5 4        |
| ⑰   | 常圧精製       | 0.90 | 3 5 4        |
| ⑱   | 脱硫         | 0.65 | 3 4 2        |
| ⑲   | 異性化        | 0.65 | 2 3 2        |
| ⑳   | ポリマー化      | 0.58 | 1 3 2        |
| ㉑   | プロパン脱れき    | 0.60 | 2 3 1        |
| ㉒   | プロパン脱ろう    | 0.45 | 2 3 2        |
| ㉓   | 触媒改質       | 0.61 | 2 4 2        |
| ㉔   | 溶剤脱ろう      | 0.68 | 2 3 2        |
| ㉕   | スイートニング    | 0.65 | 2 3 2        |
| ㉖   | ビスフリーキング   | 0.60 | 3 3 2        |

図 4.2.1(3)

表 4.2.1 各種資料による原子力発電所のスケール指数の比較

| Electric output<br>MWe | United Engineers<br>& Constructors<br>1969 | WASH-1150<br>Single Reactor Costs<br>(ORNL-68-7715A)<br>1969-6 |       | Burns & Roes Inc.<br>1970-1 |       | R-2304-DOE<br>1978-6 |        | EPRI Report<br>1978-7 |  |
|------------------------|--|--|-------|-----------------------------|-------|----------------------|--------|-----------------------|--|
|                        |  |  |       |                             |       |                      |        |                       |  |
| 400                    |  |  |       |                             |       |                      |        |                       | 1.655  |
| 500                    |  | 1.161  | 1.242 | 1.215                       | 1.335 | 1.151                | 1.230  |                       | 1.464  |
| 600                    |  | 1.090  | 1.166 | 1.123                       | 1.234 | 1.090                | 1.165  |                       | 1.324  |
| 700                    |  | 1.040  | 1.112 | 1.057                       | 1.162 | 1.040                | 1.111  |                       | 1.217  |
| 800                    | 1.069                                      | 1.000  | 1.070 | 1.000                       | 1.009 | 1.000                | 1.068  |                       | 1.131  |
| 900                    |  | 0.964  | 1.031 | 0.953                       | 1.047 | 0.964                | 1.030  |                       | 1.060  |
| 1000                   | 1.000                                      | 0.935  | 1.000 | 0.910                       | 1.000 | 0.936                | 1.000  | 0.936                 | 1.000  |
| 1100                   |  |  |       |                             |       |                      | 0.908  | 0.970                 | 0.949  |
| 1200                   |  |  |       |                             |       |                      | 0.887  | 0.948                 | 0.905  |
| 1400                   |  |  |       |                             |       |                      |        |                       |  |
| 1600                   |  |  |       |                             |       |                      |        |                       |  |
| 1800                   |  |  |       |                             |       |                      |        |                       |  |
| 2000                   |  |  |       |                             |       |                      |        |                       |  |
| $y = ax^b$             |  |  |       |                             |       |                      |        |                       |  |
| $r^2$                  | 1.000                                      | 0.9991   |       | 0.9998                      |       | 0.9999               | 0.9977 |                       | $(\frac{x \text{ MW}}{1000 \text{ MW}})^{-0.25}$ |
| a                      | 1324.1                                     | 7.957  |       | 15.89                       |       | 7.401                | 7.192  |                       |  |
| b                      | -0.299                                     | -0.310   |       | -0.414                      |       | -0.300               | -0.295 |                       |  |

| References                                       | Estimated year | 500-1000 MWe     |        | 1000-1500 MWe    |        |
|--|----------------|------------------|--------|------------------|--------|
|  |                | Scaling exponent |        | Scaling exponent |        |
|  |                | n                | -(1-n) | n                | -(1-n) |
| GE Price List                                    | 1965           | 0.705            | -0.295 |                  |        |
| Black & Veatch Consultant                        | 1967           | 0.626            | -0.374 |                  |        |
| WASH-1082  | 1967           | 0.711            | -0.289 | 0.704            | -0.296 |
| WH (IAEA-SM-126/14)                              | 1969           | 0.624            | -0.376 | 0.757            | -0.243 |
| Yankee Atomic Electric Power Co.                 | 1969           | 0.850            | -0.150 | 0.972            | -0.028 |
| United Engineers & Constructors                  | 1969           | 0.701            | -0.299 |                  |        |
| WASH-1150  | 1969           | 0.690            | -0.310 |                  |        |
| Burns & Roes Inc.                                | 1970           | 0.586            | -0.414 |                  |        |
| R-2304-DOE (Single Reactor Cost)                 | 1978           | 0.700            | -0.300 | 0.705            | -0.295 |
| NUREG series                                     | 1978           | 0.45             | -0.55  |                  |        |
| EPRI Technical Assessment Guide (EPRI P-2410-SR) | 1982-5         | 0.47             | -0.53  |                  |        |

(出所: 「Directory of Nuclear Power Plants in the World」  
edited by Haruo Fujii, Japan Nuclear Energy Information  
Center Co. LTD., Tokyo, Japan (1985).)

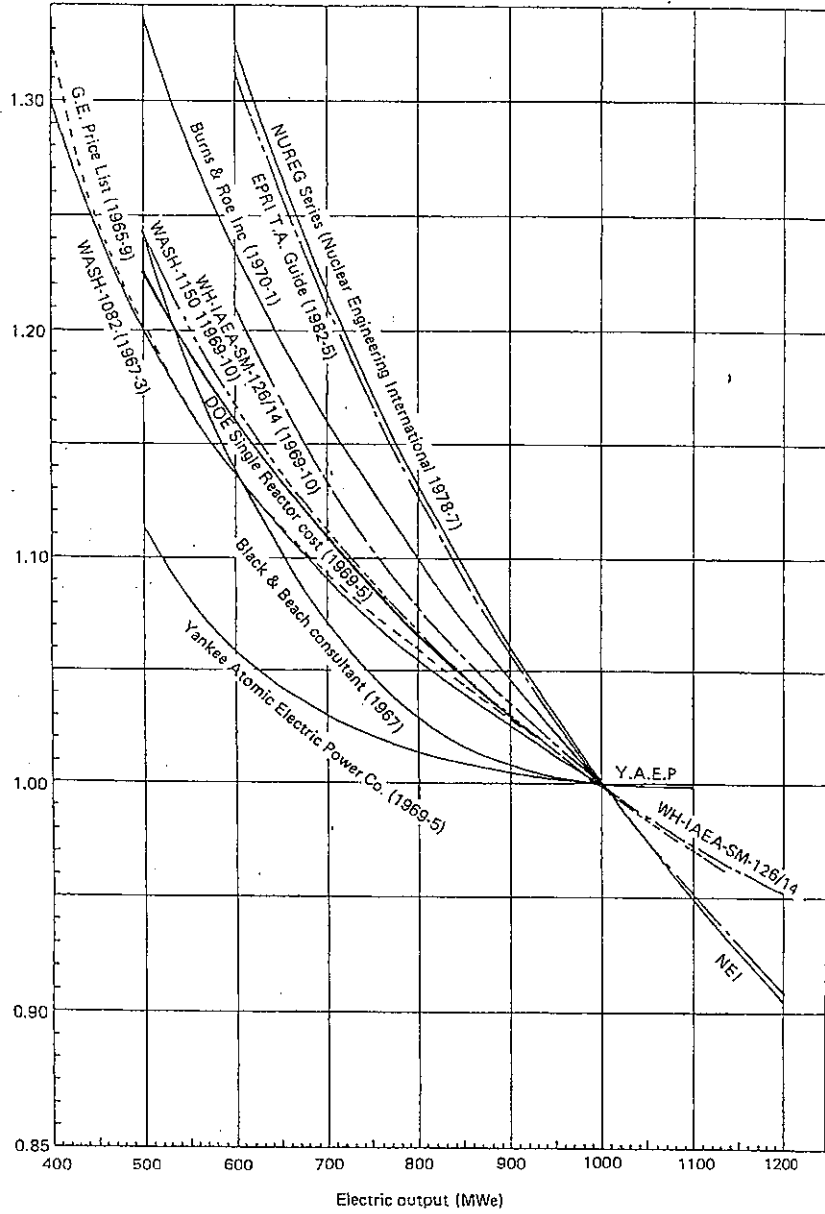


図 4.2.2 各種資料による原子力発電所のスケール・ファクターの比較

(出所: 表 4.2.1 と同じ)

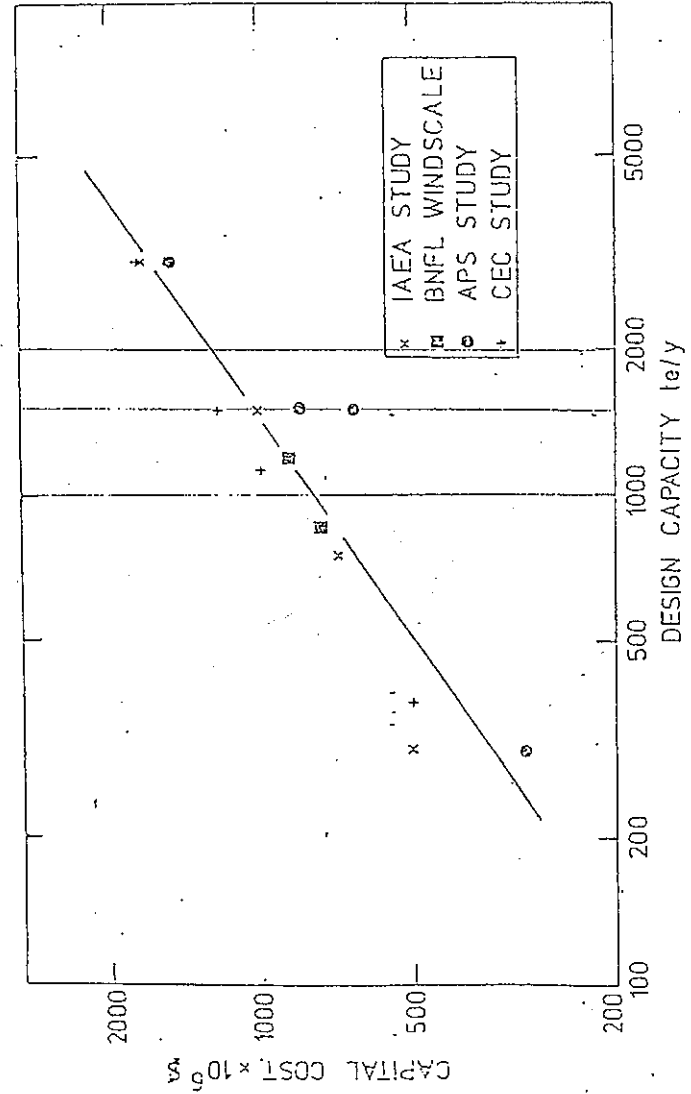


図 4.2.3 再処理プラント資本費のスケール依存性  
(出所: 「International Nuclear Fuel Cycle Evaluation」  
Co-Chairmen's Paper/WG4/34(A), 15 May 1978)



表 4.2.2 MOX燃料加工費の生産規模依存性

| 施設規模    | 稼働率  | 販売価格(千円/kgHM) |
|---------|------|---------------|
| 100MTHM | 100% | 253           |
|         | 86%  | 280           |
| 200MTHM | 100% | 207           |
|         | 86%  | 225           |

(出所: MRI資料)

(2) プラントの習熟効果

一般に、建設コストは、その生産台数や累積容量等の増加に従って低減化し、ある生産規模で飽和する傾向にある。

習熟効果の要因としては

- ① プラント設計の合理化
- ② エンジニアリング費の低減
- ③ 建設工期の短縮
- ④ 稼働率の向上

などが挙げられる。①については、工場製作段階でのコスト低減方法で、それには各種装置の合理的な設計と標準化及び量産化による設計費や製造費の低減効果がある。②としては、掘付工事での建設計画、施工法及び試験検査等の合理化があげられよう。③については、建設中利子の負担を少なくする効果を与えるものとして、工程の合理化、工法の改善、建設機械の合理的運用等があげられる。又、④としては、原子力発電所の場合、全出力運転期間の長期化、定検期間の短縮化等があり得る。

図 4.2.4 には、国内外の原子力発電所建設費の建設単価動向が示されている。我が国では、昭和54年当時、1kw当りの建設費が17万円程度であったものが、58年には30万円にまで高騰していることがわかり、物価上昇率以上の増加傾向にある。このようにコスト高要因としては、

- ① 規制・基準が厳しいこと
- ② 設計余裕度が大きいこと
- ③ 機能上の要求で物量が多いこと
- ④ 立地権
- ⑤ 設計変更や設備改善の多発性
- ⑥ 発注減による工場製作能率の低下
- ⑦ 高い品質の保証

等があげられる。

習熟効果を同定する方法としては、次のような対数線形型の回帰式を用いることが多い。

即ち

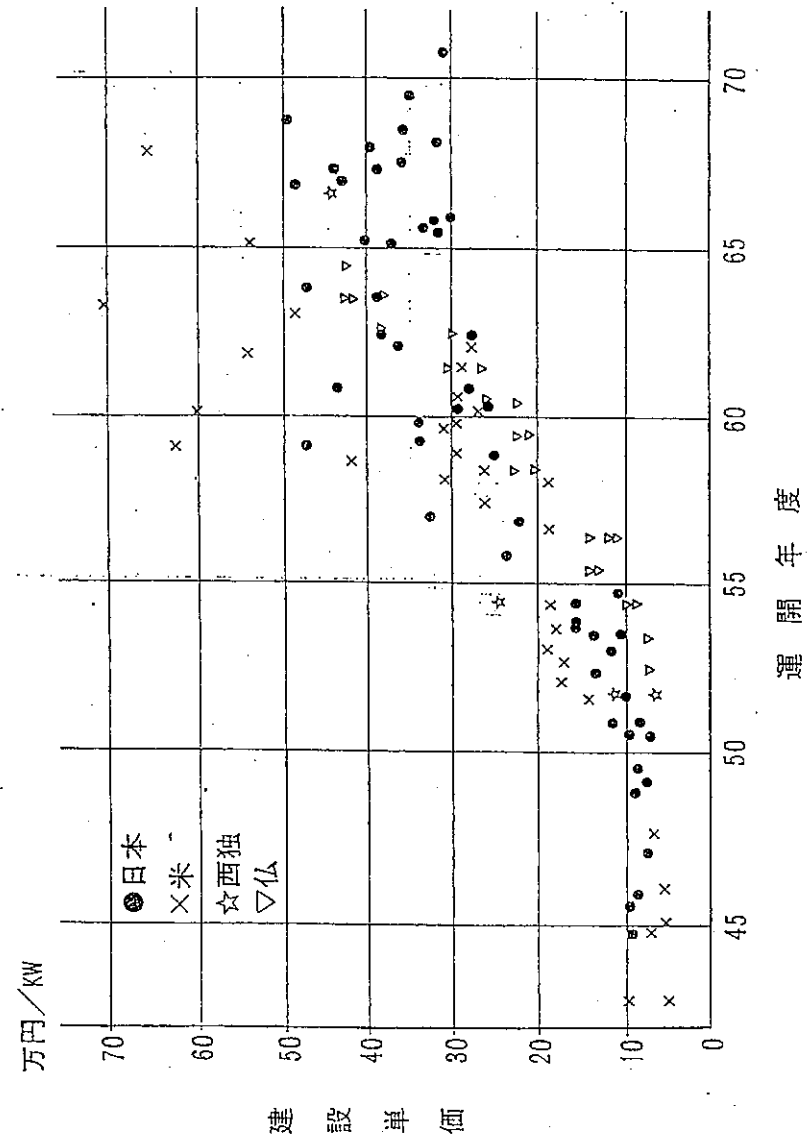


図 4.2.4 国内外原子力発電所建設費の建設単価 (出所: MRI資料)

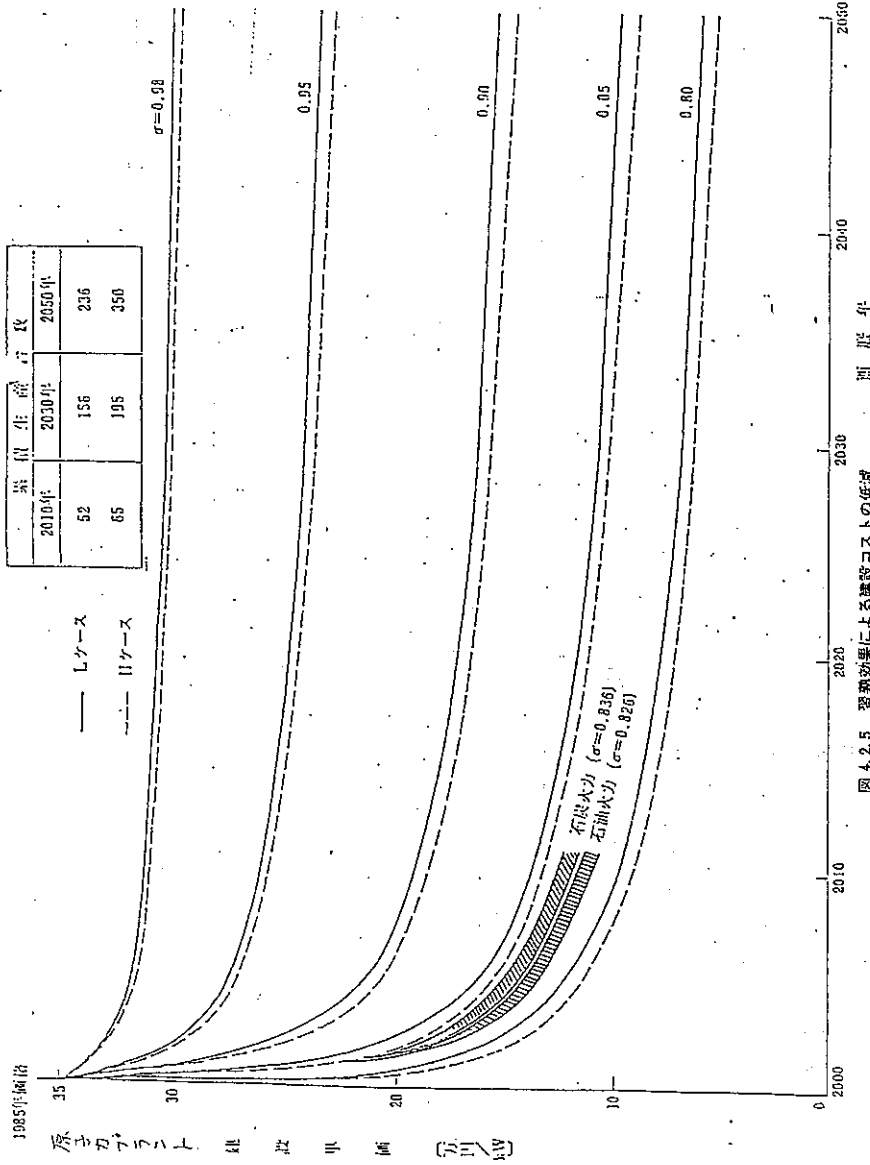


図 4.2.5 習熟効果による建設コストの低減

$$C_N = C_1 N^{-\beta}$$

ここで、 $C_N$  : N基目の資本コスト  
 $C_1$  : 初期資本コスト  
 $N$  : 累積基数  
 $\beta$  : 習熟指数

なお、 $\beta$ のかわりに、次のような習熟率 $\sigma$ を用いることも多い。即ち

$$\beta = \log_2 \frac{1}{\sigma}$$

$$C_{1N} = \sigma C_{2N} = \sigma^2 C_N$$

である。

実際、火力プラント、自動車、航空機において、習熟効果を上記の習熟率 $\sigma$ で測定している例もあり、業種によって程度の差はあるが、火力プラント、航空機については、80~90%であり、自動車については、国によって大幅に異なっている。(日本が $\sigma=55\%$ 前後であるのに対し、米国では90%以上となっている。)

また、原子力発電所の習熟効果を回帰分析で求めるものもある(付録A参照)。図4.2.5は我が国で建設される原子力プラントが2000年で建設方式が変わったとして、それ以降の建設コストがどのように変わるかを習熟率に対してプロットしたものである。2000年時点での第1基目の建設単価を35万円/kwe(1985年価格)としているが、図からわかるように、経済効果を大きくするためにはプラントの建設基数を増やすよりも、いかに習熟率の大きいプラントを製作するかが重要となる。

### (3) 規模の効果と習熟効果がプラント最適規模に与える影響

大型プラントと小型プラントの建設問題をある計画期間内で解く場合を考えると、スケール・メリットがある場合には、まず、大型プラントから導入し、徐々に小型化していくのがベストなのか或いは、最初は小型プラントから出発し、徐々に大型化していくのが最適なのか、といった問題も出てくると思われる。

これには、需要の伸びが大きく影響すると考えられ、需要の伸びが大きい場合に大型化を目ざし、需要の伸びが小さい場合に小型化を目ざす、あるいは、逆に、累積基数の増加をねらうのか、技術革新による習熟効果をねらうのか、こういった問題も、ダイナミックな系で定量化することが考えられる。また、大型の技術が小型に適用できるといった、スケールの異なるプラント同志の互換性などの考慮が必要かどうかなどの問題もある。

そこで、ここでは、以下に示すようなある動的最適化問題を解き、どのようなスケール指数と習熟率を有する場合に最適プラント規模が小型から大型もしくは、大型から小型へシフトするのかわかるか、小型のまま大型のままであるのかを調べてみる。

プラントのスケール・メリットと習熟効果を考慮した最適プラント建設計画問題を解く

と、以下の結果となった。

- ① プラント建設者の目標：各時点  $t$  毎に想定された需要  $D(t)$  を満足し、しかも、現時点  $t = 0$  から無限期間に亘る現在価値換算されたプラント建設総コストが最小となるようなプラント規模及び基数を各時点  $t$  毎に決定したい。

$$\phi = \sum_{t=0}^{\infty} (1 + \rho)^{-t} \underbrace{S(t)^{n-1} V(t)^{-\beta}}_{\text{プラント建設単価}} \cdot \underbrace{S(t) U(t)}_{\text{需要 } D(t)} dt \rightarrow \text{最小化}$$

or

$$= \int_0^{\infty} e^{-\rho t} S(t)^{n-1} V(t)^{-\beta} D(t) dt \rightarrow \text{最小化}$$

但し、 $S(t) U(t) = D(t)$ ,  $U_{\min} \leq U(t) \leq U_{\max}$   
 又は、 $S_{\min} \leq S(t) \leq S_{\max}$

$$V(t) = \int_0^t U(t') dt'$$

- $S(t)$  : プラント規模
- $U(t)$  : プラント建設基数
- $V(t)$  : 累積プラント建設基数
- $\rho$  : 割引率 ( $0 \leq \rho \leq 1$ )
- $n$  : スケール指数 ( $0 < n \leq 1$ )
- $\beta$  : 習熟指数 ( $0 \leq \beta < 1$ )  
 $= \log_2 \frac{1}{\sigma}$
- $\sigma$  : 習熟率 ( $0.5 < \sigma \leq 1$ )

$D(t) = D_0 = S_{\min} U_{\max} = S_{\max} U_{\min}$  の場合 (需要の伸びを考慮しない場合)

- ② 最適解 (図 4.2.6 参照)

- (i) ケース 1 : スケール・メリットがない (即ち、 $n = 1$ )

$$U(t) = U_{\max}, S(t) = D_0 / U_{\max}$$

又は

$$S(t) = S_{\min}, U(t) = D_0 / S_{\min}$$

需要の伸びがなければ、大型化する必要はなく、小型プラントを多数建設する。

- (ii) ケース 2 : 習熟効果がない (即ち、 $\sigma = 1$  or  $\beta = 0$ )

$$U(t) = U_{\min}, S(t) = D_0 / U_{\min}$$

又は

$$S(t) = S_{\max}, U(t) = D_0 / S_{\max}$$

プラントの建設基数を増やす経済的意味が失われるため、需要に応じて大型プラントを小敷建設する。

$U(t)$  をコントロールする場合

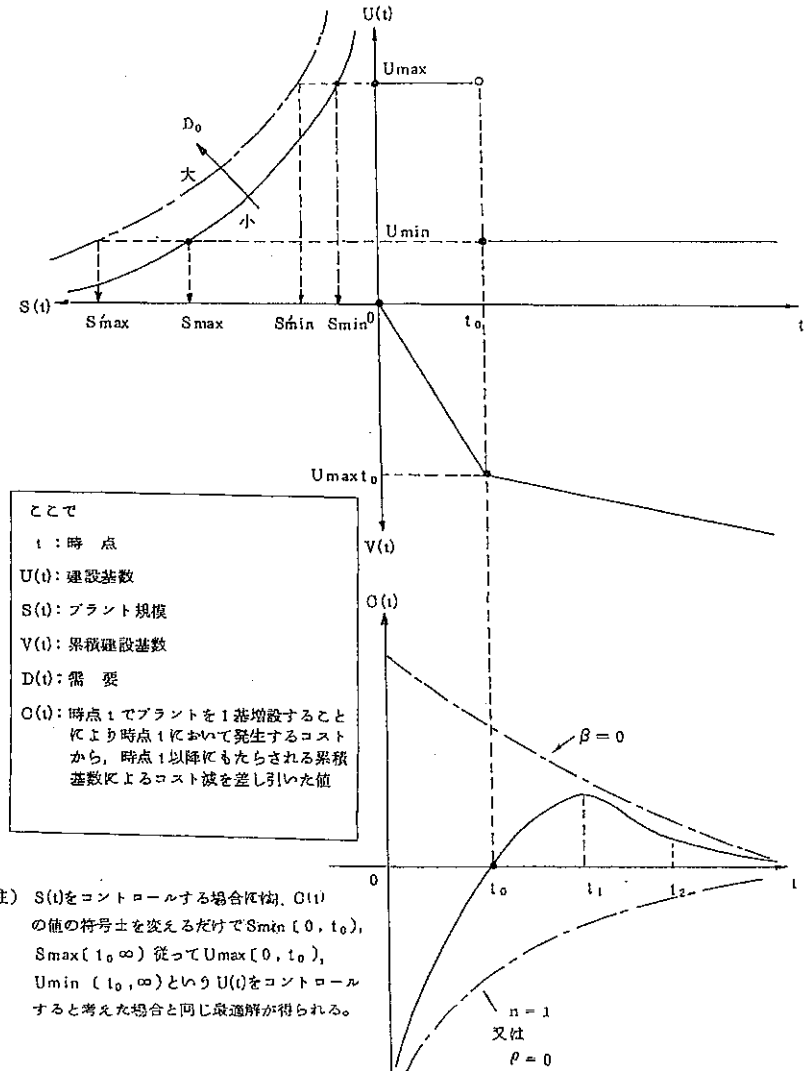


図 4.2.6 動的な最適建設規模・基数の決定方法

(iii) ケース3: 割引率を考慮する必要がない(即ち,  $\rho = 0$ )

$$U(t) = U_{\max}, S(t) = D_0 / U_{\max}$$

又は

$$S(t) = S_{\min}, U(t) = D_0 / S_{\min}$$

ケース1同様, 小型化多数建設を行う。

(iv) ケース4: スケール・メリット及び習熟効果がある程度存在し, 割引率も考慮する

(即ち,  $0 < n < 1, 0.5 < \sigma < 1$  又は,  $0 < \beta < 1, 0 < \rho < 1$ )

需要の伸びがなければ, 小型化多数建設→大型化少数建設にシフトするタイミング

( $t = t_0$ )が存在する。

但し,  $t_0$ は

$$ne^{-\rho t_0} t_0^{-\beta} = \rho \int_{t_0}^{\infty} e^{-\rho t'} t'^{-\beta} dt' \quad (4.2.1)$$

を満足する。この  $t_0$  は, 区間

$$0 < t_0 < t_1 < t_2$$

に必ず1つ存在する。ここで,

$$t_1 = \frac{n\beta}{(1-n)\rho}, \quad t_2 = \frac{(2n-1)\beta + \sqrt{\beta(\beta+4(1-n)n)}}{2(1-n)\rho}$$

$U(t)$ をコントロールする場合 ( $D(t)$ が外生的に決まっているので,  $S(t)$ をコントロールすると考えてもさしつかえない。)

$0 \leq t \leq t_0$ では

$$C(t) = U_{\max}^{-(n+\beta)} \cdot P(t)$$

$$= U_{\max}^{-(n+\beta)} \cdot Q(t)$$

$$U(t) = U_{\max} = S_{\min} / D_0$$

$$S(t) = D_0 / U_{\max} = S_{\min}$$

$$V(t) = U_{\max} t = (S_{\min} / D_0) t$$

$t_0 \leq t < \infty$ では

$$C(t) = U_{\min}^{-(n+\beta)} P(t)$$

$$= U_{\min}^{-(n+\beta)} Q(t)$$

$$U(t) = U_{\min} = D_0 / S_{\max}$$

$$S(t) = D_0 / U_{\min} = S_{\max}$$

$$V(t) = U_{\min}(t - t_0) + U_{\max} t_0$$

$$\text{ここで, } P(t) = (1-n)e^{-\rho t} t^{-\beta} - \beta \int_t^{\infty} e^{-\rho t'} t'^{-(\beta+1)} dt'$$

$$Q(t) = -ne^{-\rho t} t^{-\beta} + \rho \int_t^{\infty} e^{-\rho t'} t'^{-\beta} dt'$$

これより, 計画初期においては, 小型プラントを多数建設することによって習熟効果によるコスト減をねらい, ある程度の累積基数が得られたら, 計画初期ほど大きな習熟効果は得られないので, スケール・メリット効果を期待して大型プラントを導入していくと, 現在価値換算総建設コストが最小となることがわかった。

プラント規模を変更する最適タイミング  $t_0$  の, スケール指数  $n$ , 習熟率  $\sigma$  及び割引率  $\rho$  への依存性を調べると, (4.2.1)式より

$$\frac{\partial t_0}{\partial n} = \frac{t_0}{n\beta - \rho(1-n)t_0} > 0$$

$$\frac{\partial t_0}{\partial \sigma} = -\frac{\rho}{\sigma \ln 2} \cdot \frac{\int_{t_0}^{\infty} \frac{1}{t'} \int_{t_0}^{\infty} e^{-\rho t''} t''^{-\beta} dt'' \cdot dt'}{e^{-\rho t_0} t_0^{-(\beta+1)} \{n\beta - \rho(1-n)t_0\}}$$

$$\frac{\partial t_0}{\partial \rho} = -\frac{\beta \int_{t_0}^{\infty} \int_{t_0}^{\infty} e^{-\rho t''} t''^{-(\beta+1)} dt'' dt'}{e^{-\rho t_0} t_0^{-(\beta+1)} \{n\beta - \rho(1-n)t_0\}} < 0$$

となる。即ち, スケール・メリットが小さく ( $n \nearrow$ ), 習熟効果が大きい ( $\sigma \searrow$ ) ほど, また, 割引率が小さい ( $\rho \searrow$ ) ほど小型プラントを多数建設する期間  $[0, t_0]$  が長くなることがわかった。

同様に需要の伸びを考慮した場合について, 当問題を解くと, やはり初期に小型プラント, 後期に大型化する計画が総建設コスト最小という結果が得られる。しかし, 当問題では需要が固定されているため, 初期でのスケールメリット効果の有効性を見るためにはむしろ建設単価に注目した方がよいとも考えられる。

例として,  $D_0(t) = D_0 t^\omega$  ( $\omega > 1$ ) を与えて建設単価最小化問題を解いたところ, 図4.2.7の結果が得られた。

即ち

$$n > \frac{1}{1 + \frac{\omega}{\omega-1}\beta} \quad \text{ならば, 初めは小型プラントから導入し, 最終的には大型プラ}$$

ントに移行すること

$$\text{又, } n < \frac{1}{1 + \frac{\omega}{\omega-1}\beta} \quad \text{ならば, 初めから終りまで大型プラントのままであること}$$

が最適方策であることが導かれた。これを習熟指数  $\beta$  と需要増加指数  $\omega$  との関係であらわすと, 図4.2.8のようになる。例えば, 再処理プラントの場合, 前述のように  $n = 0.63$

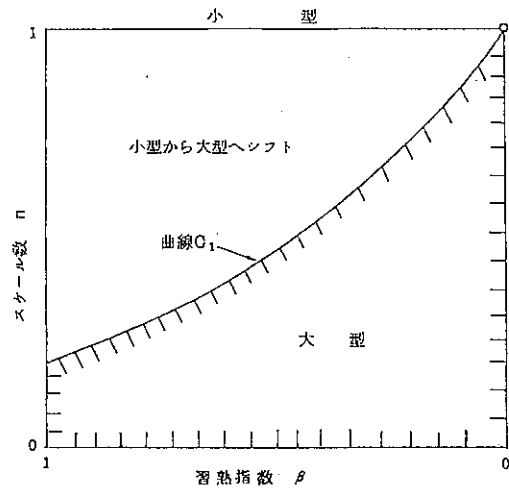


図 4.2.7 プラント動態的最適規模のスケール指数，習熟指数依存性

注) 曲線 C:  $n = \frac{1}{1 + \frac{\omega}{\omega - 1} \beta}$  ( $\omega > 1$ )

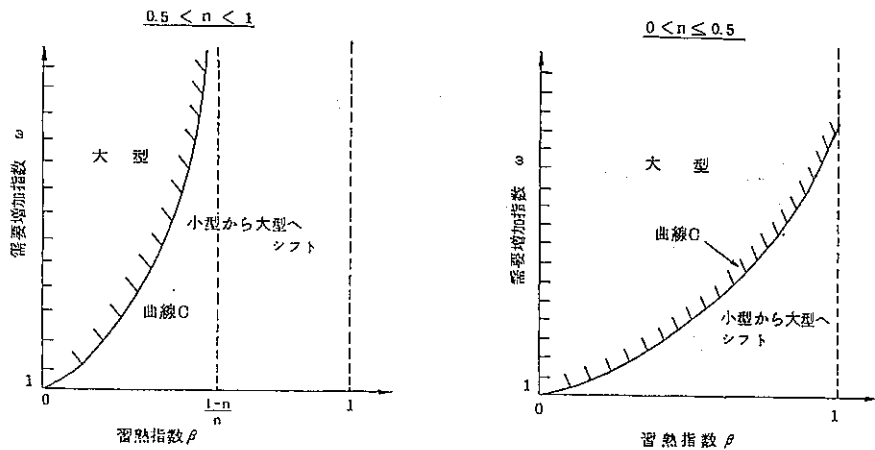


図 4.2.8 プラント動態的最適規模の需要増加指数，習熟指数依存性

注) 曲線 C:  $\omega = \frac{1}{1 - \frac{n}{1-n} \beta}$

であるから

$$\frac{1-n}{n} = 0.587, \text{ 従って, それに対する習熟率は, } 2^{-\frac{1-n}{n}} = 0.67 \text{ となる。}$$

即ち，再処理プラントの習熟率が 67% よりも小さい場合には，再処理需要がいくら大きくても，初期における小型化プラント量産化がもたらす単価減をねらい，その効果が鈍化しつつある頃から大型プラントを導入することが最適となる。他方，習熟率が 67% よりも大きい場合（例えば，90% としよう）には

$$\beta = \log_2 \frac{1}{0.9} = 0.152, \quad \omega = \frac{1}{1 - \frac{0.63}{1-0.63} \times 0.152} = 1.35$$

となるので，需要増加指数  $\omega$  が 1.35 未満の場合には，初期に小型プラントを，後に大型化すること，又， $\omega$  が 1.35 以上ある場合には初めから一環して大型プラントを導入することが最適となる。

以上のモデル分析に示されたように，再処理プラントのコスト低減化にスケール・メリットもしくは，習熟効果といった要因が寄与し得る場合でも，その他の要因として再処理需要の伸び及び割引率が最適規模及び規模変更のタイミングに影響を及ぼし得ることがわかった。

問題は，あるプル・トゥム需給計画が策定された場合，それに見合ったスケール・メリットと習熟効果を実現できる再処理プラントが果して製造・維持できるかどうかである。

また，プル・トゥム需給計画がどのようなものであれ，核燃料サイクルの確立が経済的にメリットを有するためには，再処理コストの低減化の重要性が喚起される場所である。

### 4.3 再処理技術開発の国際動向

#### (1) 日本

##### a) 東海村工場での技術開発

##### i) 運転経験と開発の焦点

東海村再処理工場では昭和 52 年にホット試験を始めて以来，累積処理量も 220 トンをこえ LWR 再処理工場では世界でも他に次いで世界第 2 位の経験を有する工場となった\*。

しかし，定格再処理能力 (0.7 トン/日，210 トン/年) を考えれば，工場の稼働率は決して高くない。その技術的原因としては，

- ① 酸回収蒸発缶が故障，さらにその交換を直接保守方式で行ったこと。
- ② 長期間無保守で使用できると想定していた溶解槽が故障し，速隔補修技術を開発

\* 既に閉鎖してしまった工場では，米国 West Valley の NFS 工場が 245 トン (1966~72 年) の累積処理量を有している。

して修理したこと。

- ③ 新溶解槽据付工事に必要な除染などに時間を要したこと。
- ④ せん断片等による溶解工程ジェットポンプの不調
- ⑤ 不溶性残渣ろ過用フィルタ交換頻度が高く、またその作業が複雑なこと。

等があげられている。<sup>(11)</sup>

東海工場では、こういった問題に対処すべく、故障個所の改良や運転操作基準の修正等を行うとともに、再処理工程上の技術開発を行ってきた。とくに、工程の中で高濃度硝酸を高温(100~110℃)を使用する環境下にある溶解槽や酸回収蒸発缶については、耐食性の高い材料を用いた国産機器の製作、さらに遠隔操作による補修・点検技術の開発などがすすめられた。この他にも、ジェットポンプ内に金属片が吸入されないよう網を設置する等さまざまな工夫・改良が施された。

以下では、とくに重要と思われる国産機器の製作と遠隔補修・点検技術の開発について見てみよう。

### II) 国産機器の製作

酸回収蒸発缶(図4.3.1)は昭和53年、58年の2回にわたり加熱部に故障が生じた。1回目の故障は加熱部の上部管板と伝熱管の溶接部に欠陥があったためとされており、2回目も伝熱管に腐食が生じたためとわかった。溶解槽(図4.3.2)では、昭和57年、58年に溶解部の溶接線にピンホールが発生した。これらの故障の共通点は高温部分である点と溶接部分である点の2点であった。高温部分での腐食の進行が他より早いのは当然として、溶接部分で進行が早かったのは材料に原因があると見られている。<sup>(12)</sup>

したがって、国産機器の製作にあたっては、材料の品質向上、施工上の品質管理の強化に重点をおき、さらに部品の数を減らして溶接線を大幅に短縮する(とくに伝熱面には溶接線が来ないようにする)など設計上の変更も行った。

今後の重点としては、耐食性の高い新材料の開発があげられる。従来の機器には耐硝酸ステンレス鋼(SUS304L, 316L)が使用されているが、これに変わる新材料として、チタン(Ti)、ジルコニウム(Zr)、チタン・タンタル(Ta)合金等があげられている(表4.3.1)。これら新材料では、腐食形態がステンレス鋼の粒界腐食(結晶粒界が脱落する)と異なり均一腐食であり、腐食速度もおそい。現在は、新材料の加工性・溶接性を中心に検討がすすめられており、これら新材料が採用されれば、長寿命設備となり故障も少なく稼働率の向上に大きく貢献するものと期待される。

### III) 遠隔補修・点検技術の開発

溶解槽などのように高い放射能がある場所には、人が容易に接近することはできない。一方、溶解槽の溶解部はその頂部が開閉可能であり、その開口部を利用して補修器を挿入することが可能であると判断された。また、一般工業界や原子炉メーカー等で遠隔補修技術の開発が急速に進んでいる点も考慮して、溶解槽の遠隔補修技術を開発することが決定された。

具体的な作業フローは大きく分けて

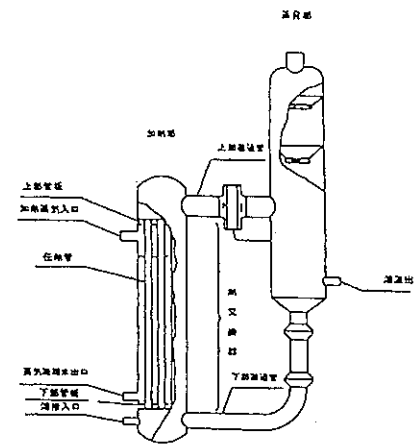


図4.3.1 酸回収蒸発缶概要図

(出所: 動燃技報, 1985・9 No.55)

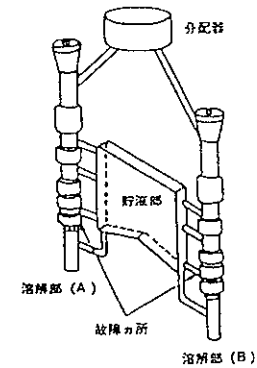


図4.3.2 故障箇所の概要

表4.3.1 各材料の耐食性の比較

| 沸とう硝酸, 8N<br>g/m <sup>2</sup> ·h |      |
|----------------------------------|------|
| SUS304L                          | 0.1  |
| SUS316L                          | 0.1  |
| Ti                               | 0.15 |
| Ti-Ta                            | 0.03 |
| Zr                               | 0.00 |

(出所: 小泉忠義, エネルギーレビュー 1984・9月)







表 4.3.3 高速炉燃料リサイクル試験施設概略仕様

| 目 的       | (1) FBR燃料リサイクルの自主技術開発           |  |                               |
|-----------|---------------------------------|--|-------------------------------|
|           | (2) 「常規」「もんじゅ」とそれ以外のFBR燃料のリサイクル |  |                               |
| 処理方式      | 前 処 理                           | チヨップアンドリーチ法                            |                               |
|           | 化 学 処 理                         | ビューレックス法                               |                               |
|           | U 精 製                           | 深熱溶解法                                  |                               |
|           | PU 精 製                          | マイクロ波加熱法                               |                               |
| 系 列 設     | 1系列                             |  |                               |
| 処理能力      | 主 工 程                           | 120kgHM/d (約米240kgHM/d) (注)            |                               |
|           | 高レベル廃液処理                        | 主工程の1.5倍相当量(1.8m <sup>3</sup> /日)      |                               |
|           | 低レベル廃液処理                        | 主工程の2倍相当量(2.0m <sup>3</sup> /日)        |                               |
| 稼働日数(主工程) | 100日処理/年(約米200日処理/年を目標)         |  |                               |
| 処理対象燃料    | 「常規」「もんじゅ」および「FBR実証炉」           |  |                               |
| 主要設備      | 解 凍 機                           | CO <sub>2</sub> レーザ式                   | 0-15kW(出力) 1 基                |
|           | せん 断 機                          | 水平押し切り式                                | 最大せん断力100トン 4機/日 (もんじゅ燃料) 1 基 |
|           | 溶 解 槽                           | 自然循環式                                  | 2機/槽/バッチ (もんじゅ燃料) 1バッチ/日 2 基  |
|           | 抽 出 機                           | パルスカラム                                 | 120kgHM/d) 1系列                |
|           | 主 建 築                           | 10750m <sup>2</sup> ×23.7mH(地上4階、地下3階) |                               |
| 注 釈       | 大型遠隔セル (遠隔保守方式)                 | 内寸 53.5m(L)×11.7m(W)×18.5m(H)×2室       |                               |

(注) HM: Heavy Metal ベース

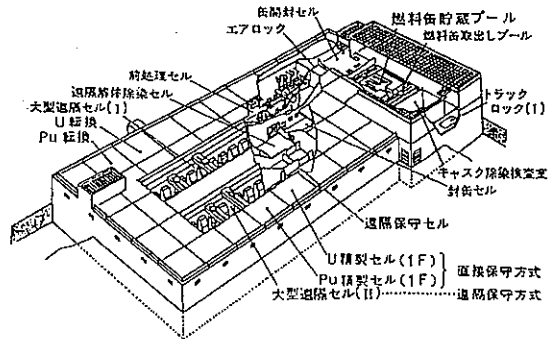


図 4.3.7 主建屋の鳥瞰図

(出所: 山本正男「高速炉燃料リサイクル技術開発の現状」

日本原子力学会誌 1986 vol.28 No.2 pp 120-128)

中央に放射線レベルの高い工程を収納した大型セル(遠隔保守)が2つあり、放射線レベルの低いU・Puの精製工程は直接保守方式となっている。

ii) 主要プロセスのR&D

まず前処理工程では、レーザーによるラッパ管の切断が目される。溶解槽は当面東海工場のバッチ型を採用する予定であるが、連続溶解槽の設計研究もすすめている。清澄は粗清澄に遠心清澄、最終清澄にパルスフィルタを使用する。ただ、現在性能試験中の高性能遠心清澄機が完成すればパルスフィルタが不要になる可能性が大きい。

抽出分離工程ではパルスカラムを採用するが、現在第1試験棟で実規模テスト中である。Puの還元ではHAN(硝酸ヒドロキシルアミン)を用いるが、還元剤の供給量増大ともなり廃棄物の増大、施設の大規模化が問題となる。そこで、電解還元による分離技術開発も進められており、試験装置もすでに完成している。

iii) 保守技術のR&D: 大型遠隔セル採用

試験施設の大きな特徴はその遠隔保守方式にある。直接保守方式は、東海工場で経験したように、一端故障がおこると、除染や補修に非常に時間と人手がかかる。その解決策として、大型遠隔セル方式を採用した。この方式は後述する米国のORNLにあるHEFで採用され、その後同研究所のBRET計画や西独のWA-350プラントにも採用されている。また、動燃の高レベル廃液ガラス固化プラントにも採用される。

大型セルの概要は図4.3.8、図4.3.9に示されている。セル内には両側の壁にそってプロセスモジュール(ラック)が並べられ、機器類は全てモジュール化またはカセット化されており、故障時には短時間で交換が可能である。

R&Dがすすめられているものとして、光ファイバーを利用した信号伝送システム、さらに遠隔操作型発光分析システムがある。とくに耐放射線性能を高めるため、光ファイバーの素材である石英に化学物質を添加して改良を行い、10<sup>8</sup>レントゲンの集積照射線量に耐え得るものが開発され、また、実際に交換や補修作業をおこなう両腕型サーボ・マニピュレーターの開発もすすめられている。

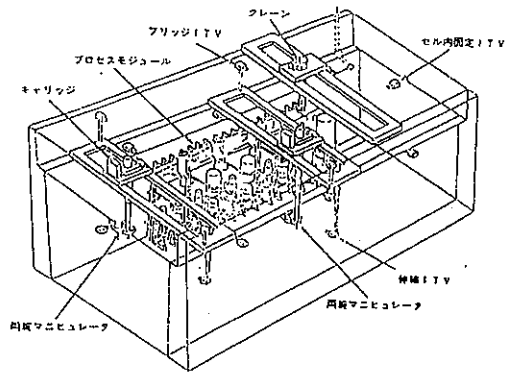


図 4.3.8 セル内の遠隔保守機器の概念図

(出所: 武田宏「より高度な技術を目指して関連する先端技術」  
エネルギーレビュー, 1984年9月 pp.14-17)

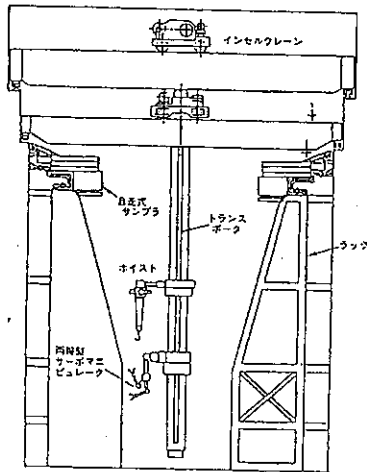


図 4.3.9 大型遠隔セルの断面

(出所: 図 4.3.7 と同じ)

## (2) フランス

### a) LWR再処理

#### i) UP-2とR&D

UP-2再処理工場はガス炉燃料用として1966年に運開し、1976年からは前処理施設(HAO)を付加することにより、LWR燃料の再処理を開始した。しかし、当初はせん断機装置中に集合体から燃料ピンが落下したり(東海工場は水平型であるのに対し、UP-2は垂直型せん断機である)、燃料被覆および端末の除去移送時にプール水が汚染される等のトラブルを経験した。また、機器補修・保守についてもマニプレーターがセルの片面にしか設置されていない等の悪条件があり、手間がかかったとされている<sup>(13)</sup>。

UP-2の処理能力はガス炉燃料で4トン/日、LWR燃料で2トン/日とされているが、当初は東海工場と同様低い稼働率であった。経験の蓄積して来た最近では稼働率も上がり、ガス炉用で2.7トン/日、LWR用で1.3トン/日の実績(1984年)を残している<sup>(14)</sup>。

UP-2-800への拡張計画、ならびにUP-3建設計画に向けて、CEAではマーカーに工業用プロトタイプ施設(SPI)を設け、1976年よりコールド実規模試験を重ねている。SPIは総面積6,000㎡の建家(研究炉G-1の廃屋を利用)と170名の研究人員を擁し、以下のような機器の試験を行っている。

- ① せん断機
- ② 連続回転溶解槽(後述)
- ③ ヨウ素除去
- ④ 遠心清澄機
- ⑤ パルスカラム
- ⑥ 有機溶媒の再生・廃溶媒処理
- ⑦ HLWガラス固化
- ⑧ 廃液のアスファルト固化

さらに、保守・補修面での効率化を目的とした研究開発もすすめられており、とくに機器の標準化や遠隔解体、遠隔交換装置の開発などが行われている。

UP-2の経験をふまえて、UP-3では前処理工程を2系列にしたり、スベアを設ける等稼働率向上を主眼とする改良がなされている。保守方式は在来通りの直接保守方式を採用している。

#### ii) 連続回転溶解槽の開発

UP-3に新しく採用される機器として注目されているのが連続回転溶解槽(以下連続溶解槽)である。CEAでは1979年よりSPIにて開発を続けている。

そもそも、化学プロセスの技術発展を見ると、常にバッチプロセスから連続プロセスへと移行している、との認識から再処理プロセスでも連続プロセスを採用することを決定したものである。CEAによると、連続溶解槽はバッチ式に比べ以下の様な利点があると考えられている<sup>(15)</sup>。

① 化学プロセス上の利点

連続プロセスでは硝酸が連続的に存在するため、酸化ウランの溶解が難点になるうえ、(i)Puが4個に還元される、(ii)オフガス中のルテニウム濃度が減少する、などのメリットがある。

② 運転上の利点

バッチ式はいくつかのステップを踏まなければならない、それぞれの操作は自動化が可能であるが、次のステップへの移行が何段階にもわたるため、複雑となる。連続式は定常状態さえ得られれば、運転は単純なものとなる。

③ 処理能力上の利点

バッチ方式の溶解槽では幾何学的な安全上の限界がある(最大2トン/日)とされており、これ以上になると他の面(例 モニタリングの必要性、毒物混入の必要性とそれによる廃棄物の増加等)で影響が出る。また、加熱・冷却のサイクルをバッチ毎にくり返したり、受け皿を空にする間のロスなどによりどうしても能力上マイナス面が残る。連続式では、こういったロスもなく、コンパクトなデザインで高い処理能力が得られる。

CEAが開発中の回転式溶解槽は図4.3.10のように描かれている。これまでの試験結果では、根本的な欠陥が発見されておらず、今後はUP-3用とほぼ同じ規模(5.25トン/日)の溶解槽のテストに移るものと予定されている。

b) FBR再処理

i) AT-1, SAPとTOR

CEAでは、ラアグKAT-1(1kg/日)を設け、1969年より79年までラプンディ、フェニックスの燃料を約1トン処理してきた。1979年にはパイロット規模(10~30kg/日)の施設SAPを建設し、これまで約6トン以上のFBR燃料を処理してきた。<sup>(13)</sup>現在SAPに前処理施設やバルスカラムを付加したTOR(50kg/日、5トン/年)を建設中で今年には運開の予定である。

ii) MAR600

TOR後の施設としては、スーパーフェニックスとその後の実用炉3基分まで処理可能な年間50~60トンほどの処理能力をもつMAR600計画が現在すすめられている。プルトニウム量にして年産7トンの規模となる。<sup>(16)</sup>

MAR600の設計・建設には、これまでのFBR再処理経験はもちろんのこと、UP-3やUP-2-800のためになされた研究開発成果も十分生かされているといわれる。とくに保守技術では次の2点が注目される。

① プロセス機器の過半数は隔離セルの中に入れられ、原則として直接保守方式とはならない。プロセス機器はあらかじめモジュール化され、遠隔操作で容易に交換可能とする。これらは全て、停止期間の短縮、保守の簡素化、スベア部品の完備の3点を目的としたものである。

② 周辺機器もモジュール化され、セル内での遠隔操作により交換が可能なものとする

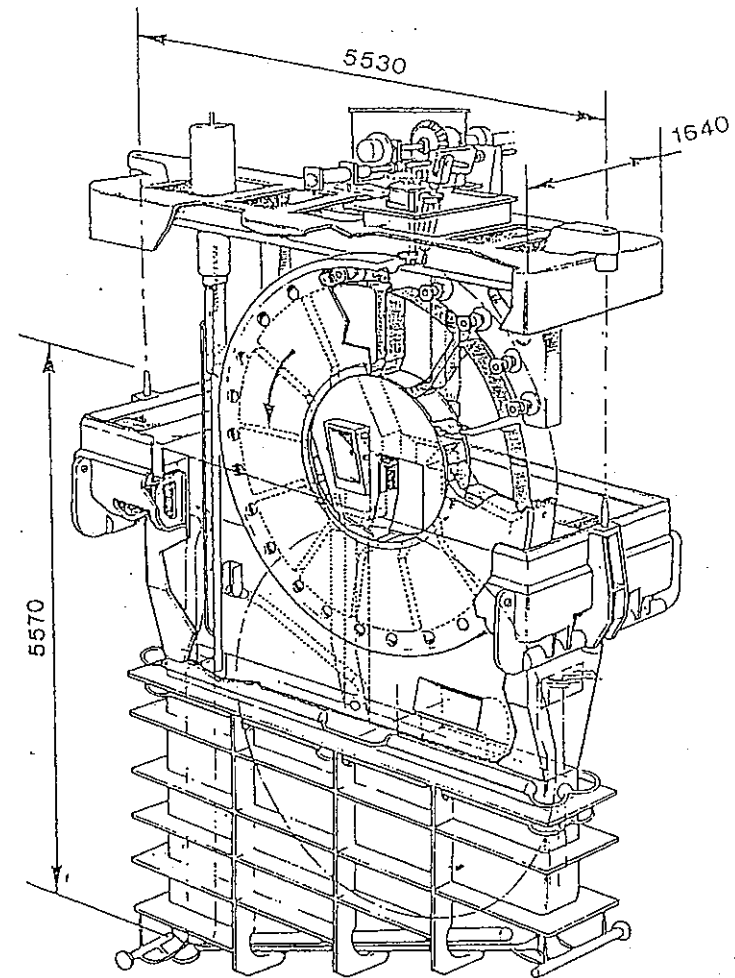


図4.3.10 Continuous rotary dissolver;  
second industrial prototype. general view

(出所: P Auchapt 他 "Development of A Continuous Dissolution Process for the New Reprocessing Plants at La Hague ANS, 1984年8月)

る。デザインのコンパクト化により、操作性の向上、設備員・運転員の減少化を目標としている。

プルトニウム回収量がUP-3とほぼ同規模であり、プルトニウム転換施設はUP-3に適用された技術がベースとなっている。また、溶解槽もTORでは連続式とバッチ式が併用されているが、MAR600ではUP-3の経験などもふまえて連続式を採用する可能性が残されている。

以上のように、MAR600では、①FBR再処理とLWR再処理の経験・技術をフルに活用していること、②従来の直接保守方式から遠隔保守方式を思い切っており入れていること、の2点がとくに注目される。

### (3) 西ドイツ

#### a) WAKとTEKO

西ドイツでは1971年よりWAKと再処理工場(0.175kg/day, 35t/year)を運転しており、1980年5月に溶解槽の故障が原因となって約2年半運転を中断した。1982年以来順調に運転を続けており、昨年までの累積処理量は140トンを超えている。

1977年、商業再処理会社DWKが設立され、次期商業プラントにむけての研究開発が本格的に開始された。その代表的なものとしてあげられるのが、TEKOとよばれる実現規模試験施設である。TEKOでは共除染抽出工程のバルスカラムのウラン試験運転をはじめ、せん断機、遠心清澄機、溶媒再生工程等に関して、1982年より試験が行われている。ここでの試験成果が、新工場(WA-350)の設計・建設に直接反映されるわけである。

#### b) 完全遠隔保守方式(FEMO)の採用<sup>(17)</sup>

プロセス工程のR&Dに加え、保守方式でも積極的なR&Dがすすめられている。WA-350プラントの保守方式としては、当初遠隔/直接の併用方式が考えられていた。これは、遠隔解体/直接取付エリア、保守不用エリア、そして直接保守エリアの3つの区域を設ける設計案であった。しかし、WAKでの溶解槽故障にもなり補修・除染作業が極めて長期にわたったことがきっかけとなり、遠隔保守方式を志向することとなった。現在では、とくに放射線レベルの高い区域で完全遠隔保守方式(FEMO)を採用することに決定し、保証稼働率60%を目標に開発がすすめられている。

このFEMO概念は、米国のハンフォード、サバンナリバー再処理工場で採用されたキャニオン保守の概念にもとづくものであり、わが国のFBRリサイクル試験施設やガラス固化パイロットプラントに採用されている方式とも類似したものである。DWKでは1982年よりラ・アーデにて実規模試験を続けている。主な特徴は以下の通り。

#### ① プラント・レイアウト(図4.3.11)

プラントはメインプロセスを2つの大きなセル内に閉じこめ、この2つのセル(FEMO-Cell)が平行に並び、その上部に補修を行うサービス・セルが配置される。FEMO-Cellには溶解から高・中レベル廃液処理プロセスまでが含まれることになる。

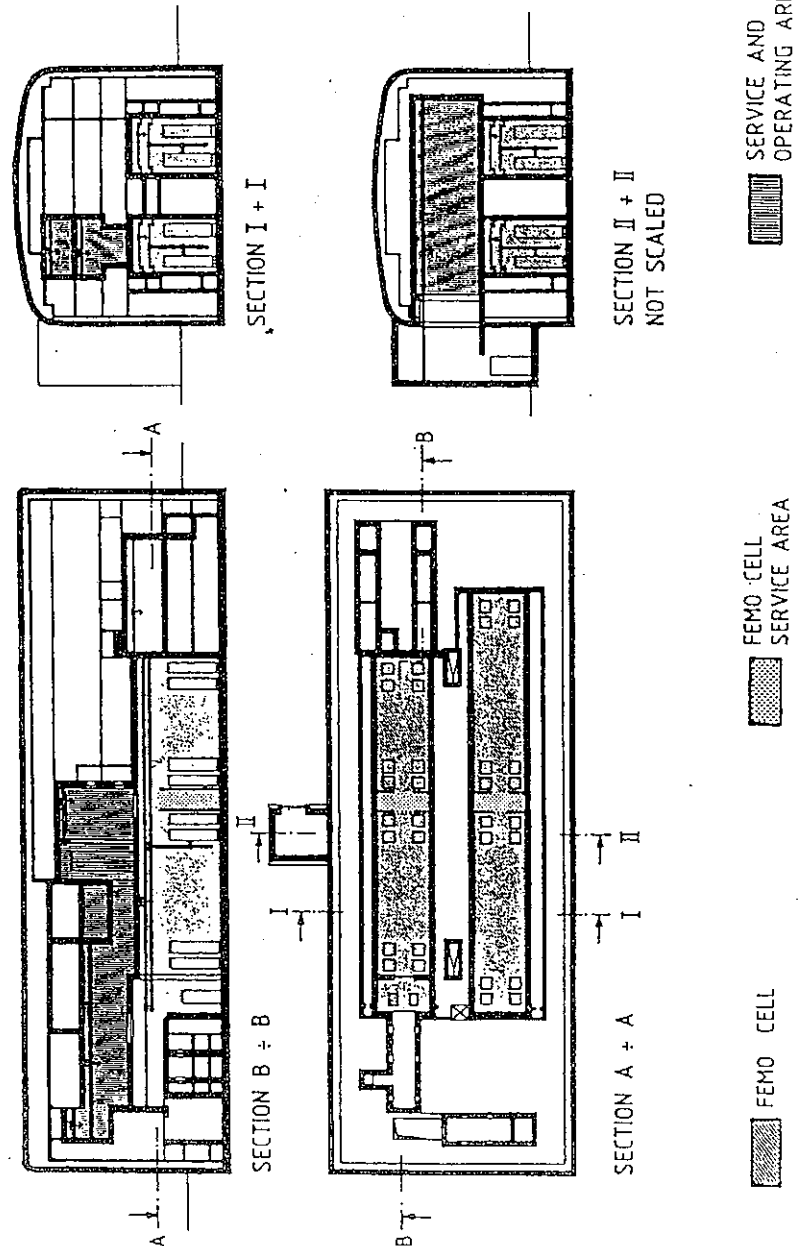


図4.3.11 WA-350 (FEMO方式)プラント・レイアウト (出所 DWK資料)

② モジュール・ラック (図 4.3.12)

セル内の両側には 3 m × 3 m × 1.3 m のモジュールラックが配置される。壁面からの配管を含め、機器はすべて標準化されている。耐耗機器など交換の対象となる機器は全てマニピュレーターの届く位置におかれ、その他はプラントの寿命に合わせて壁面に配置される。また、モジュール・ラック全体の交換も可能なように壁面との取付も工夫されている。なお、セル内では補修を一切行わず、補修は上部のサービス・セルで行う。そうすることにより、補修期間中もプラントの運転を停止する必要がない。

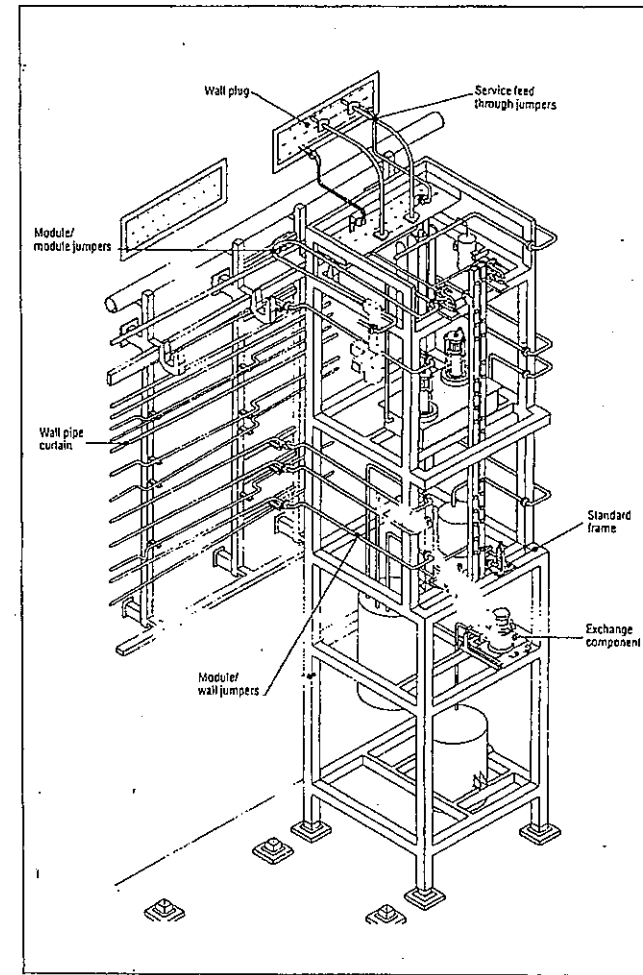
c) マニピュレーター (図 4.3.13)

セル内の作業は全て大型クレーン、ならびにマニピュレーターが行う。重量機器・ラック全体はクレーンが行い、機器のとりはずし等はマニピュレーターが行う。

セル内の状況は TV で監視され、操作は全て中央制御室からなされる。FEMO 方式の採用により、高度の技術開発が必要なりえ、建設費も高くなる (4 ~ 6 千億円と予測されるが、直接保守方式に比べ以下の様な長所が強調されている)。

- ① 故障時も機器交換が短期間に行われ、補修はすべてサービス・セルで行うため、プラント停止期間は最短化される。
- ② 技術進歩に応じて機器の交換が可能であり、大規模な設備投資をしなくともよい。たとえば、現在の設計はパッチ式溶解槽であるが、将来は連続溶解槽の導入も可能。
- ③ 機器の実証を十分行ってからプラントに逐次導入が可能。
- ④ 作業員被曝が大幅に減少

現在、DWK ではシミュレーション計算を行って商業工場の稼働率がどの程度になるかを推定中であるが、保証稼働率の 60 % を上回ると期待されている。



The standardized module design will facilitate remote maintenance of process components in the planned WAW reprocessing plant in FR Germany.

図 4.3.12 WA-350 モジュールラック (例)

(出所: Nuclear Engineering Int'l Feb. 1986)

1- bridge, 2- bridge drive assembly, 3- lower, 4- lower trolley, 5- support carriage with extendable arm, 6- foot interface plate, 7- power manipulator, 8- auxiliary hoist, 9- auxiliary hoist trolley, 10- power rotated hook, 11- crane hoist, 12- crane hoist trolley, 13- hooks for module transport, 14- rails, 15- main power and signal cable tray, 16- CCTV units, 17- CCTV telescoping unit, 18- main power and signal supply, 19- flexible power and signal cable conduits.

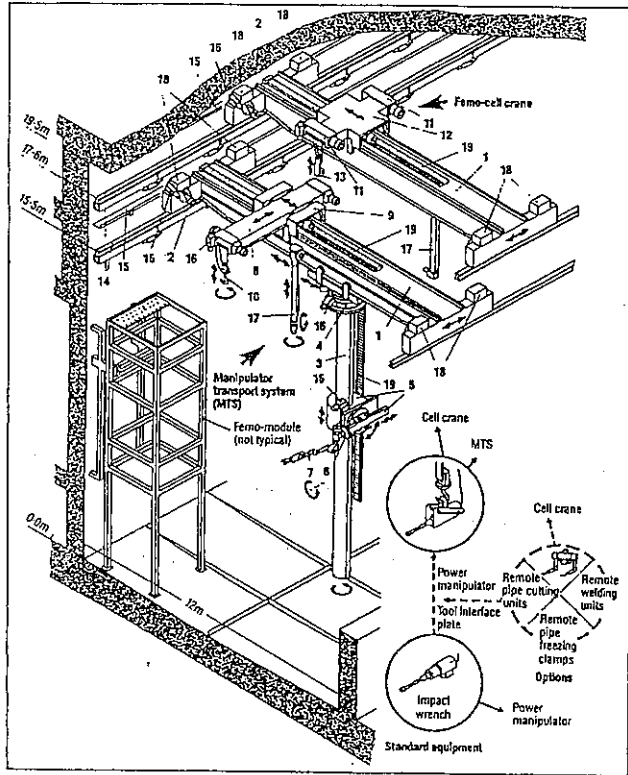


図 4.3.13 A system overview of the WAW Fero-Cell (process cell) remote maintenance equipment. The insets (lower right) shows various tooling options.

(出所: 図 4.3.12 と同じ)

#### (4) イギリス

##### a) ガス炉, LWR用再処理

英国ではセラフィールドにおいて1952年より再処理工場を運転しており, 軍用とあわせてその経験蓄積はかなり大きい。しかし, セラフィールド工場では, 1973年, 1983年, そして1985年と放射性物質の漏洩事故が続いており, BNF Lの技術開発投資も漏洩防止に重点がおかれてきた。

1990年運開予定のTHORPにむけて, ホットラボの確証試験, コールド実規模試験を重ねており, その成果はTHORP設計に反映されようとしている。保守方式は機械的前処理のみ遠隔保守で, それ以降はこれまでどおりの直接保守方式を採用している。ただ, 前処理・抽出プロセス能力を7トン/日, 5トン/日とし, 両プロセス間に中間貯槽を設けて前処理プロセスでトラブルが生じても運転中断を招かぬような仕様としている。また, ヨーロッパの再処理共同組織(United Reprocessors)を通じて西ドイツやフランスとも情報交換を行っており, THORP工場とUP-3とはかなり類似点があるといわれている。

##### b) EDRPとR&D

FBR用再処理のR&DはBNFLの協力を受けながらUKAEAが行ってきた。FBR再処理の歴史も古く, 1960年代に高速実験炉(DFR)用施設(1.2トン/年)をドーンレイに建設し, 1970年代半ばまで運転を続けた。その後, 原型炉(PFR)用に施設を拡張し(30kg/日, 7トン/年), 1980年より運転を続けている。

実証規模(50トン/年)施設については, 1981年から概念設計をはじめ, 1983年からは, FBR実証炉の欧州共同開発計画に合わせたプラント(European Demonstration Reprocessing Plant)の設計研究を続けている。プラント規模は60-80トン/年で, 実証炉3基分の使用済燃料を処理できる能力を有している。プラント設計の概念と特徴は以下のようにまとめられる\*。

- ① 高信頼性を達成するため, 保守条件を簡素化することに開発の重点をおく。そのため長寿命で信頼度の高い機器の開発を行う。
- ② 可能な限り, 機器は小型化, モジュール化をはかり, 交換が即時可能なものとする。
- ③ プロセス機器は半遠隔保守が可能なデザインとする。

以上のような基本概念にもとづき, 各プロセス工程の技術開発が続けられている。機器の開発を目的とした試験設備をドーンレイに建設中であり, 実規模モックアップ, プルトニウム使用パルスカラム試験, 燃料溶解性試験等を行う予定である。

#### (5) アメリカ

##### a) BRETプロジェクト

LWR燃料再処理が完全に停滞してしまった米国では, FBR燃料再処理に焦点を当て

\* Nuclear Engineering International, Feb. 1986, p27

た R & D 活動が行われている。その中心となっているのがオークリッジ国立研究所(ORNL)である。ORNLでは1981年に再処理試験施設(HEF:250-500kg/日)の概念設計を完成させたが、その後見直しがなされ、現在は1990年にホット運転開始をめざすBRET(Breeder Reprocessing Engineering Test)施設計画(約100kg/日)を中心に開発がすすめられている。

b) 遠隔保守技術の開発\*

BRET計画の中でも最も注目されるのが新しい遠隔保守技術の開発である。そもそも遠隔保守技術の歴史は米国のキャニオン方式に始まるわけであり、米国では40年の歴史があることになる。

米国での歴史をふり返ってみると、建設費の低減と遠隔保守技術の信頼性に対する不安から、直接保守方式を多少とり入れた時期もあった。しかし、最近のマイクロエレクトロニクスの発展、素材・製造技術の進歩におされて遠隔操作技術も格段に進歩し、再び遠隔保守方式が注目を集め始めた。

BRET計画では、各機器の技術進歩を十分に考慮したトータルな遠隔保守方式をめざしている(図4.3.14)。このシステムは、

- ① 最新型マニプレーターシステム(AMS)
- ② リモートTVシステム
- ③ マンマシン・インターフェイス制御室
- ④ 運搬システム
- ⑤ 信号伝搬システム
- ⑥ 電力伝搬システム
- ⑦ マシン-マニプレーターインターフェイス

の7つのサブシステムにより構成されている。それぞれのサブシステム毎に試験が行われており成果が着実にあがっているようである。

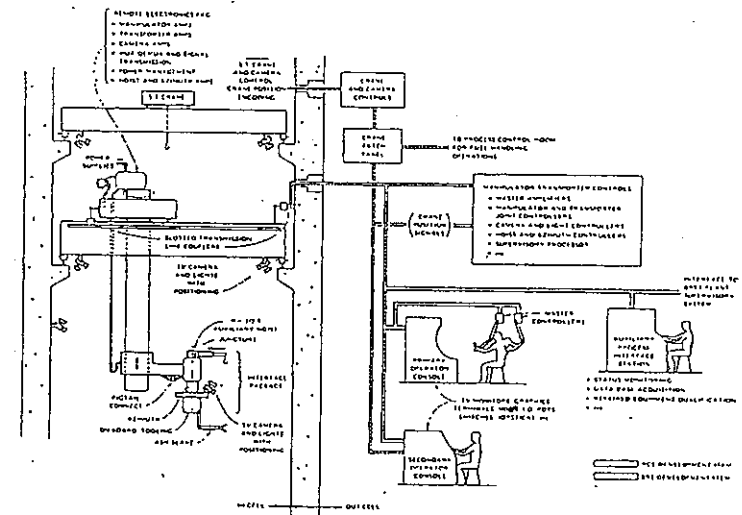


図4.3.14 Breeder reprocessing engineering test maintenance system schematic

(出所: Feldman 他 ANS, Aug 1984)

\*詳細は、M.J.Feldman, W.R.Hamel, "The Advancement of Remote Systems Technology, Past Perspectives and Future Plans", International Meeting; Fuel Reprocessing and Waste Management, ANS, Aug.1984.

(6) まとめ

以上、5カ国の技術開発動向から、今後の再処理技術の方向を探るうえで重要と思われるポイントを以下にまとめて本小論の結びとする。

a) LWR再処理とFBR再処理のリンク

LWR再処理プロセスとFBR再処理は根本的に同じPurexプロセスであり、共有技術も多い。しかしながら、燃料設計の違いやPu含有量、燃焼度などでより厳しい条件がFBR再処理に課せられているのも事実である。さらに、FBRの開発計画が大幅におくれたこともあって、両者の開発段階には一時大きな差ができたように見えた。

ところが、LWRの再処理事業も予想以上におくれ、数々のトラブルを経験しながらかなりの研究開発努力を重ねてきた。その結果、LWR再処理の運転経験や研究開発成果がFBR再処理の技術開発に生かされるようになってきた。逆に、FBR用再処理技術として開発された技術をLWR用再処理技術の改良・高度化に利用するケースも目立ってきている。前者のよい例がフランスMAR600への連続溶解槽採用可能性であり、後者のよい例が西ドイツWA-350への遠隔保守技術の採用である。

わが国ではLWR再処理技術が仏より技術導入、FBR再処理技術が自主開発と開発の経緯が異なったこともあり、必ずしも両者の経験共有が有効ではなかった。FBR用再処理に用いられている遠隔保守技術は西ドイツWA-350に採用されているFEMO技術と極めて類似しており、今後のLWR再処理施設にも十分適用が可能であろう。また、LWR再処理の改良・開発成果の遠隔補修の技術もFBR再処理に利用可能と思われる。こういった成果の共有をもっと有効に生かしていくべきであろう。

b) 遠隔保守技術の重要性

再処理工程上の技術開発もさることながら、各国が共通して重点を置いている項目が保守技術（メンテナンス）の高度化である。これは、再処理工場の信頼性・稼働率向上にとって極めて重要と考えられているからである。個々の機器の信頼性向上に限度がある以上、補修も含めた保守技術の改良が稼働率向上の鍵となるのは明らかであろう。

保守技術の開発の方向として共通しているのが遠隔保守方式の採用である（図4.3.15）。程度の差はあるがFBR再処理では各国とも積極的に遠隔保守方式を採用しており、LWR再処理技術へも全面的に採用を決定した西ドイツはその最も顕著な例であろう。とくに、エレクトロニクスの進歩によって遠隔操作技術が格段に進歩している事を考えれば、今後はますますこの傾向が強まってくると思われる。

c) モジュール化の持つ意味

保守技術の改良としてもうひとつ見のがせないのが、機器やラックのモジュール化であろう。これには二つの大きな意味が含まれている。

まず第一に、交換・補修の簡素化である。スベア機器の充実化がはかれるうえ、交換作業や補修作業自体も容易となる。この点は、遠隔保守方式にとっては不可欠な要素であるが、直接保守方式にとっても稼働率向上に大きく貢献しうる重要なポイントである。

第二に、技術変化への対応が容易になるという点である。プロセス上の改良が部分的に

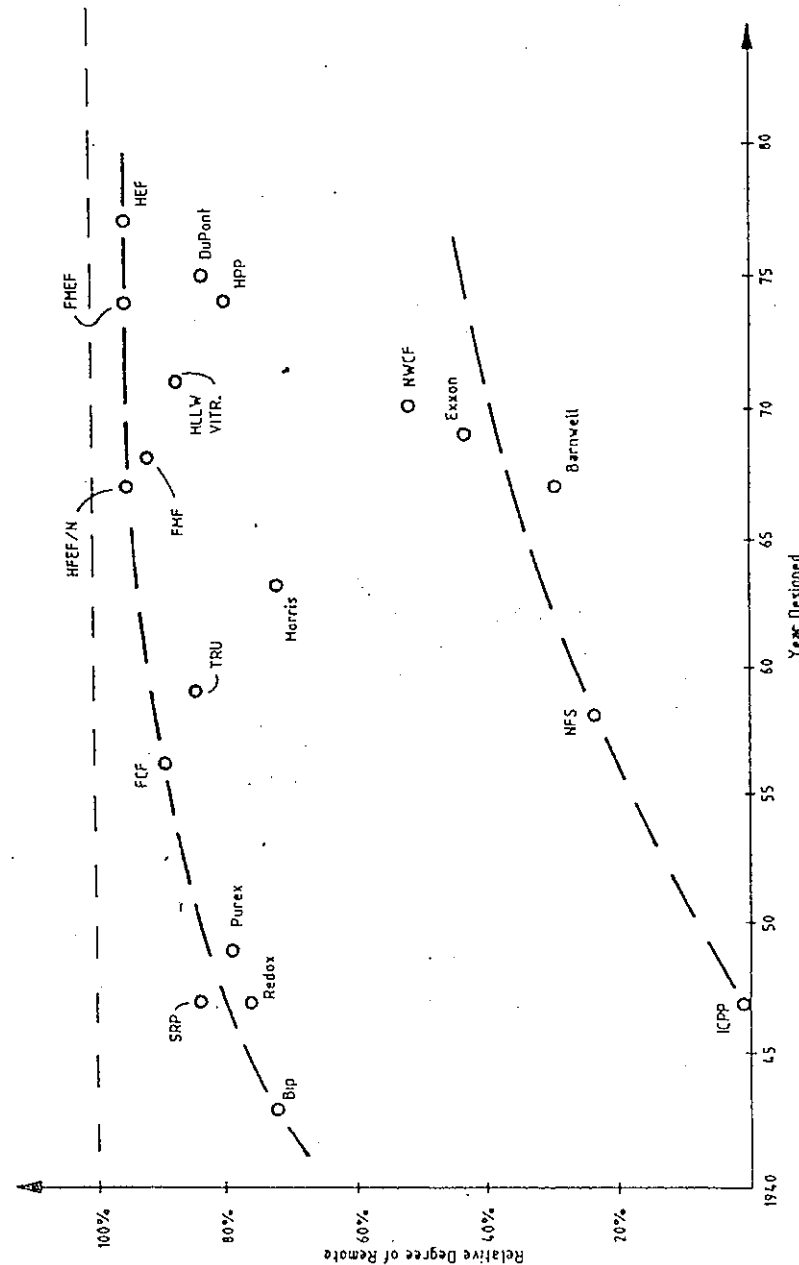


図 4.3.15 遠隔度の増加傾向  
(出所: DWK資料)



進歩した場合、モジュール化がなされていないと新しい機器の導入にはかなりの投資が必要となる。モジュール化がなされていれば、その部分だけの交換で新技術の導入が可能となるわけで、今後とも技術進歩が期待される再処理施設（新しい施設建設の需要はそれほどない）にとっては極めて重要なポイントであろう。

以上のように、再処理技術は各国でかなりの改良・進歩がなされており、とくに稼働率向上にむけての技術進歩はここ数年目立って増えてきている。再処理コストが高い最大の理由が低稼働率にあったことを思えば、このような技術進歩がいずれ再処理コストの低減につながっていくと期待されよう。遠隔操作技術や光ファイバーなど先端技術の進歩により、大幅なコストダウンが実現される日もそう遠くはないであろう。

## 5. 結 言

本報告書では、

- a) ウラン・プルトニウム系の資源的・経済的燃焼特性を考慮したプルトニウム利用効果の分析
- b) 経済性とセキュリティの観点からのプルトニウム利用の定量的評価
- c) 技術進歩がプルトニウム利用に及ぼし得る影響の調査・分析

の3テーマを取り扱った。その結果、次のことが主として明らかとなった。

- ① プルトニウムを有効に利用できるかどうかは、装荷燃料の濃縮度と燃焼度、及び原子炉の設計、さらに将来のプルトニウム燃焼炉との組合せシステムによって左右される。このことは、天然ウラン燃料利用効率がプルトニウム利用によってワンステップアップのほかに向上しうること及び現行軽水炉の高燃焼度化によって核燃料サイクルコストが一方的に安くなる傾向はウラン価格高、再処理コスト安の状況下では、必ずしも成り立たないということを定量的に分析することによって示した。
- ② ウランの供給を諸外国に求めている限り、プルトニウム利用のウラン依存度低減化の価値は、経済性とセキュリティの双方の観点から比較的大きいと考えられる。このことは、核燃料サイクルコストやプルトニウム・クレジット、及びインポート・プレミアムを概念的に定量的に評価するモデル分析によって、さらに客観的かつ詳細な結論が得られた。
- ③ 核燃料サイクルに経済的魅力を与える大きな要因として、再処理技術の向上・革新に基づくコスト・ダウンの可能性があり、その努力目標は、今後の再処理需要の伸びとプラント規模及び技術の習熟効果に依存することが指摘された。

以上、本報告では、i)資源論 ii)原子炉の燃焼解析 iii)経済性 iv)セキュリティ v)技術 という多面的な角度から“プルトニウム利用”の定量的分析・評価を試みたが、最終的な結論はやはり、

「長期的な立場で見ると、プルトニウム利用にメリットがないはずはなく、むしろ、本来持っているプルトニウムの価値が最大限に実現できる努力をこれからも続けていくことが肝要である。」

ということになる。

〔 参 考 文 献 〕

- (1) 富岡 「軽水炉燃料サイクルにおける資源の有効利用性」  
東京大学工学部 修士論文 1985.3.
- (2) M. Benedict, T.H. Pigford and H.W. Levi  
「Nuclear Chemical Engineering: 2 Edition」, Mc Graw-Hill,
- (3) 鈴木 「ウランの最適資源利用率」エネルギーレビュー, 1986.5.
- (4) 山地 他 「軽水炉燃料高燃焼度化の経済性評価」 電力経済研究 No.18, 1985.1.
- (5) 大久保 「Mathematical Analysis on the Duality of Nuclear Fuel Cycle System」  
東京大学工学部 博士論文, 1985.3.
- (6) 大久保 「Continuous Time Simplex Method によるエネルギーシステム評価」  
第3回エネルギーシステム・経済コンファレンス講演論文集, 1986.1.
- (7) OECD/NEA 「The Economics of the Nuclear Fuel Cycle」
- (8) 大久保 「連続線形系双対理論の多炉共存システム長期的経済性評価への応用」  
昭和60年日本原子力学会 秋の分科会 予稿集, 1985.10.
- (9) EMP 「World Oil」, 1982.
- (10) NAC 「Future Development of the Uranium Industry」, 1985.9.
- (11) 山之内 「使用済燃料再処理の技術」 動燃技法, No.55.1985.
- (12) 小泉 「東海再処理工場の経験」 エネルギー・レビュー, 1984.9.
- (13) 坪谷, 高橋, 岡本 「海外再処理技術の現状」 原子力工業, 30-8.
- (14) Simon Rippon 「La Hague & Sellafield: Progress Report from Europe's  
Two Largest Construction Sites」 Nuclear News, 1985.6.
- (15) P. Auchapt, L. Patarin and M. Tarnero 「Development of a Continuous  
Dissolution Process for the New Reprocessing Plants at La Hague」  
International Meeting, Fuel Reprocessing & Waste Management,  
ANS, 1984.8.
- (16) 「Siting the First Demonstration Plant for Europe's Fast Breeders」  
Nuclear Engineering International, 1986.2.
- (17) 「Testing Remote Techniques for the WAW Reprocessing Plant」  
Nuclear Engineering International, 1986.2.
- (18) MRI 「原子力開発利用の石油市場, 天然ウラン市場に与える影響に関する調査」,  
1985.3.
- (19) J.C. Mougnot 「Super Phenix-1 Fuel Cycle」 Technical and Economical  
Outlooks International Conf. on FBR Fuel Cycles, 1981.11.

付 録

付録A 軽水炉のコスト分析

(1) William E. Mooz: Cost Analysis of Light Water Reactor Power Plants (Rand, R-2304-DOE, June, 1978)

1. 概要

本文献は、軽水炉型発電所の資本費実データに関する統計的回帰分析を行うことにより、資本費に影響を与える因子を明らかにし、評価の方法論を確立することを目的としている。

資本費の実データは、米国において稼働中の39プラントから収集している。

評価にあたって、まず軽水炉建設プロジェクトに要する時間データの整理と回帰分析を行い、次に資本費に与える影響を調べる。

2. 建設期間についての分析

本文献では、軽水炉建設プロジェクトに関する時間データとして、次のものを定義する。

- ① 建設認可の申請
- ② 蒸気系の発注
- ③ 建設の認可
- ④ 運転の許可
- ⑤ 商業運転開始

①～⑤の期間が総プロジェクト期間となる。

注目すべき因子として、次の三つのものを取り上げる。

- (1) 建設認可に要する期間(①～③) : 変数名 T1
- (2) 建設に要する期間(③～④) : 変数名 T2
- (3) 基準となる日付け(⑤) : 変数名 CPIS

プラント・データベースについての回帰分析により、T1については認可申請の日付(①)のみが主要な因子であり、T2についてはCPISに加えて、炉のサイズ、および同一エンジニアによる累積建設プラント数に対する学習の効果が認められた。建設期間についての学習曲線を図A.1.1に示す。

3. コストデータの分析

資本費についての回帰分析より、主要な各因子の寄与について以下のことが判明した。

① 建設認可の期日

データベースの時間領域全般にわたって、プラントコスト(\$/kwe)は平均、毎年約\$140(/kwe)の割合で上昇する。

コストの経時的上昇の傾向は従来指摘されている以上に支配的であるといえる。ただし、他の因子による緩和の効果も存在している。

② プラント規模

プラント規模が1MWe増大する毎に、プラントコストは\$0.22(/kwe)減少し、850MWeと1050MWeのプラントの比較では、後者が\$44(/kwe)、約7%のコスト減少となる。

プラント規模の増大に起因するコスト減少(スケール・メリットについて、回帰分析では線形(COST=α・SIZE+・・・)としているが、従来、次の非線形の定式化がなされている。

$$\frac{\text{cost (A)}}{\text{cost (B)}} = \left( \frac{\text{size (A)}}{\text{size (B)}} \right)^n$$

ここに n : スケール指数 ;  $0.6 \leq n \leq 1.0$

回帰分析の結果を適用すると、スケール指数nの値としては、500～600MWeのプラントに対して約0.5となり、500MWeと1100MWeとについて比較すると約0.7となる。

③ プラント立地点

米国北東部のプラントは米国内他地域に比べて約\$130(/kwe)のコスト増加を示す。建設資材、労働力が高価であることによると思われる。

④ 冷却塔の使用

冷却塔を使用するプラントは\$90(/kwe)のコスト増加を示す。

⑤ 学習の効果

建設期間と同様にコストに関しても学習の効果がみられた。学習曲線(図A.1.2)のスロープ(累積建設プラント数が2倍になった時の変動)は90%を若干上回る。これは\$55(/kwe)のコスト減少に相当する。

4. 将来の展望

回帰分析の結果より、将来のプラントコストを推定すると、下表のようになる。

| CPIS | N  | Cost (\$/kwe) |
|------|----|---------------|
| 75   | 39 | 1334.65       |
| 80   | 53 | 2019.05       |
| 85   | 68 | 2718.31       |
| 90   | 83 | 3417.36       |

CPISに対するコストの経時的上昇が支配的であり、学習によるコスト減少はこれを相殺し切れな。

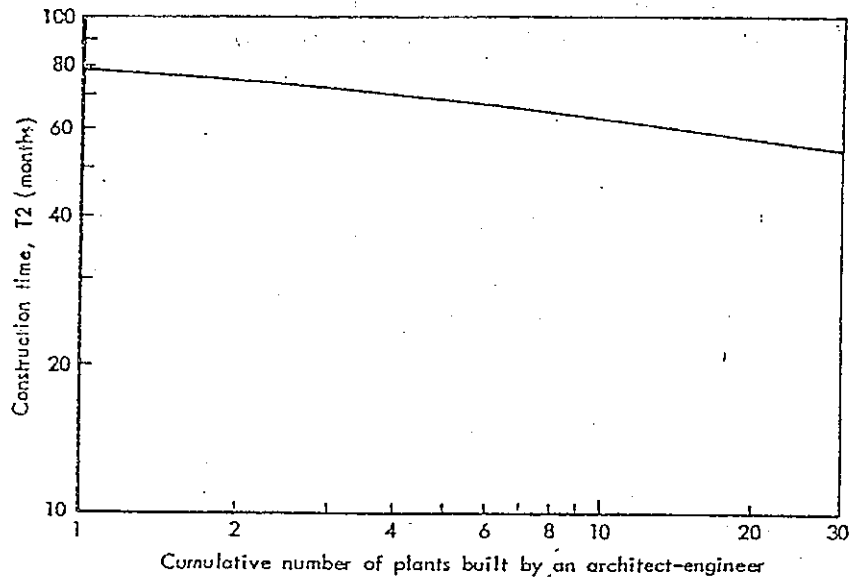


図 A.1.1 Construction-time learning curve

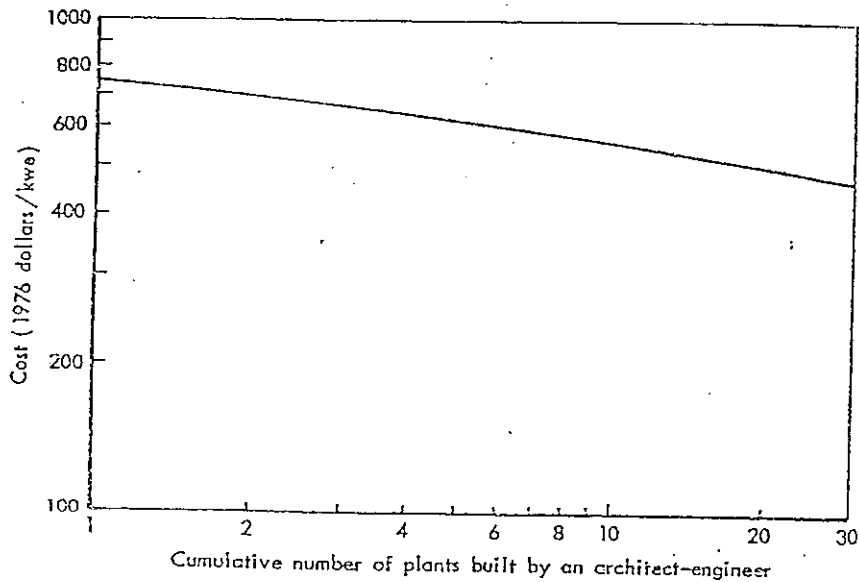


図 A.1.2 Cost-learning curve

(2) William E. Mooz : A Second Analysis of Light Water Reactor Power Plants (Rand, R-2504-RC, December, 1979)

1. 概要

本文献は、“Cost Analysis of Light Water Reactor Power Plants” (W. Mooz, R-2304-DOE, 1978) の改訂版である。利用可能なプラントデータの質的、量的な改善に伴い、前回の解析結果を検証するとともに、将来的展望についてより詳細な検討を行うことを目的とする。

手法としては前回と同様、建設期間についての回帰分析と展望を調査し、次にコストについての回帰分析を行う。前回の結果と比較しながら、必要に応じて非線形回帰も考慮に入れる。

2. 建設期間についての分析

今回の分析では、データベースとして115プラントについてのデータが利用可能である。

① 建設認可に要する期間 T1

認可申請の時点のみが支配因子であり、次の非線形回帰式を得た。

$$\text{Log } T1 = -26.231 + 7.4573 \text{CPAP} - 0.0523 (\text{CPAP})^2 \quad (\text{A.2.1})$$

(-7.4)                      (7.3)                      (-7.1)

$$R^2 = 0.60; \text{S.E.} = 0.38; F = 84.94; \text{and } n = 115.$$

② 建設に要する期間 T2

得られた回帰式は次の通りである。

$$T2 = -268.37 + 4.53 \text{CPIS} + 0.035 \text{SIZE} + 15.92 \text{BW} \quad (\text{A.2.2})$$

(-3.63)                      (4.03)                      (4.17)                      (3.80)

$$-6.91 \text{LN} + 11.54 \text{DUP2}$$

(-4.12)                      (3.37)

$$R^2 = 0.63; \text{S.E.} = 11.0; F = 18.82; \text{and } n = 62.$$

前回の解析と同様の結果が得られ、加えて同一サイトにプラントを重複して建設する効果が重要であることがわかった。(第1のプラントに対して第2、第3のプラントが、より長い建設期間を要する。)

次にプラントサイズについての分析を、T2を単位プラント容量当たりで表わすことにより試みた。得られた回帰式は次の通りである。

$$\frac{T2}{KW} = -0.30 + 0.006 \text{ CPIS} - 0.00006 \text{ SIZE} + 0.01 \text{ DUP2} + 0.02 \text{ BW} - 0.01 \text{ LN} \quad (\text{A.2.3})$$

(-3.04)
(430)
(-5.63)
(2.59)
(3.21)
(-4.44)

$R^2 = 0.63$ ; S.E. = 11.4; F = 17.1; and n = 62.

プラント規模を表わす変数 SIZE の係数が負であることがスケール効果を示す。以上の二つの回帰式を図示すると図 A.2.1 を得る。

この結果を前回の結果と比較して表 A.2.1 に示す。

表 A.2.1 Comparison of regression equation coefficients for construction time

| Variable | Coefficients   |                        |
|----------|----------------|------------------------|
|          | Previous Study | This study (Eq.(A.22)) |
| Constant | -27.082        | -268.37                |
| CPIS     | 4.55           | 4.53                   |
| SIZE     | 0.04           | 0.04                   |
| BW       | 13.07          | 15.92                  |
| LM       | -8.00          | -6.92                  |
| DUP2     | -              | 11.55                  |

学習の効果の影響が、若干小さくなっていることが注目される。

### 3. コストについての分析

用いたデータベースは 54 プラントを対象とする。

#### ① 第 1 の分析

得られた回帰式は次の通り。

$$\text{Cost}/\text{KWe} = -8811.4 + 139.7 \text{ CPIS} + 221.65 \text{ LOC1} - 96.22 \text{ LN} \quad (\text{A.2.4})$$

(-6.95)
(7.52)
(3.98)
(-3.54)

$R^2 = 0.57$ ; S.E. = 177.74; F = 2.23; and n = 54.

$$\text{Cost} = -8323.3 + 123.1 \text{ CPIS} + 0.6506 \text{ SIZE} + 203.97 \text{ LOC1} - 93.46 \text{ LN} \quad (\text{A.2.5})$$

(-7.06)
(7.04)
(4.95)
(3.96)
(-3.66)

$R^2 = 0.67$ ; S.E. = 164.57; F = 25.02; and n = 54.

$$\text{Log cost}/\text{KWe} = -7.6331 + 0.20759 \text{ CPIS} + 0.32395 \text{ LOC1} - 0.15372 \text{ LN} \quad (\text{A.2.6})$$

(4.70)
(8.73)
(4.55)
(-4.42)

$R^2 = 0.64$ ; S.E. = 0.227; F = 29.83; and n = 54.

$$\text{Log cost} = -8983.4 + 0.21116 \text{ CPIS} + 1.0610 (10^{-3}) \text{ SIZE} + 0.33028 \text{ LOC1} - 0.14441 \text{ LN} \quad (\text{A.2.7})$$

(-5.57)
(8.82)
(5.91)
(4.65)
(-4.13)

$R^2 = 0.75$ ; S.E. = 0.225; F = 37.38; and n = 54.

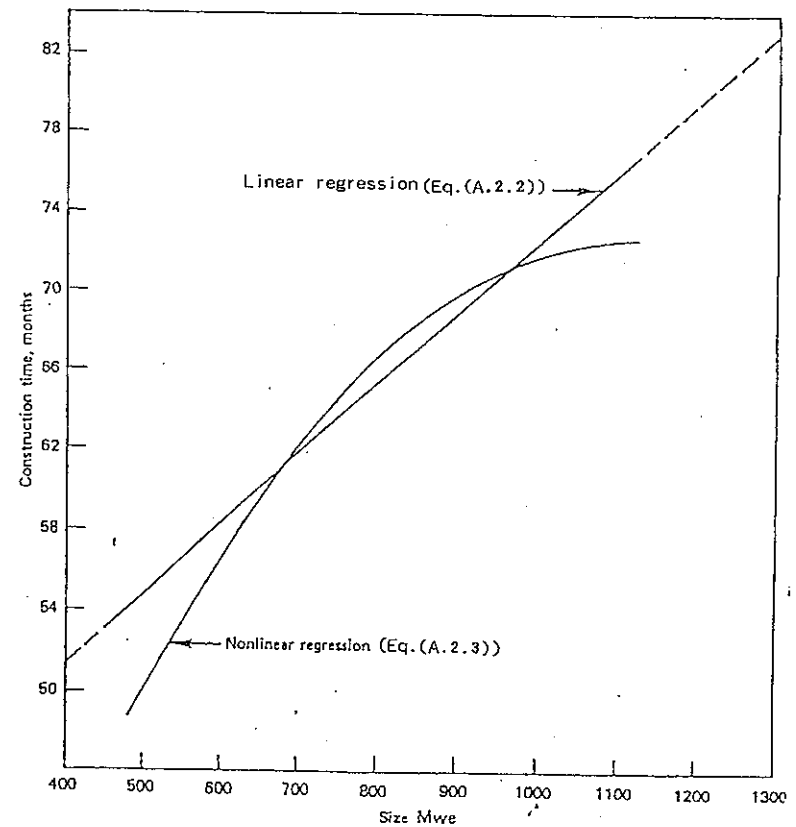


図 A.2.1 Comparison of linear and nonlinear regressions of equations for construction time as a function of plant size

この結果によれば、コスト・データの分散は、プラント規模、建設認可の時点、プラント立地点、学習効果によって説明できる。建設期間と同様、規模の経済性はあまり顕著でない。

対数表示の回帰式がより良くデータにフィットするものの、データベースの規模が限られており、特に将来の予測のための外挿を行う場合にどちらの表示が優れているかは一概に言えないので注意を要する。

② 各因子についての分析

同一サイトに重複してプラントを建設する場合、単基プラントに比べ、第1のプラントのコストは若干大きい、第2のプラントのコストは小さく、平均すれば単基プラントと同程度になる。

建設認可の時点、プラント立地点、学習効果についての前回の結果との比較を示す。

| Coefficient | Previous Study <sup>a</sup> | This study<br>Eq.(A.2.4) |
|-------------|-----------------------------|--------------------------|
| CPIS        | 157.95                      | 139.70                   |
| LOC1        | 143.17                      | 221.65                   |
| LN          | -80.92                      | -96.23                   |

<sup>a</sup>Table 11, Mooz (1978) adjusted to 1978 dollars by using the ratio of the Handy Whitman power plant construction cost indices. 1976=377.8, 1978=422.2.

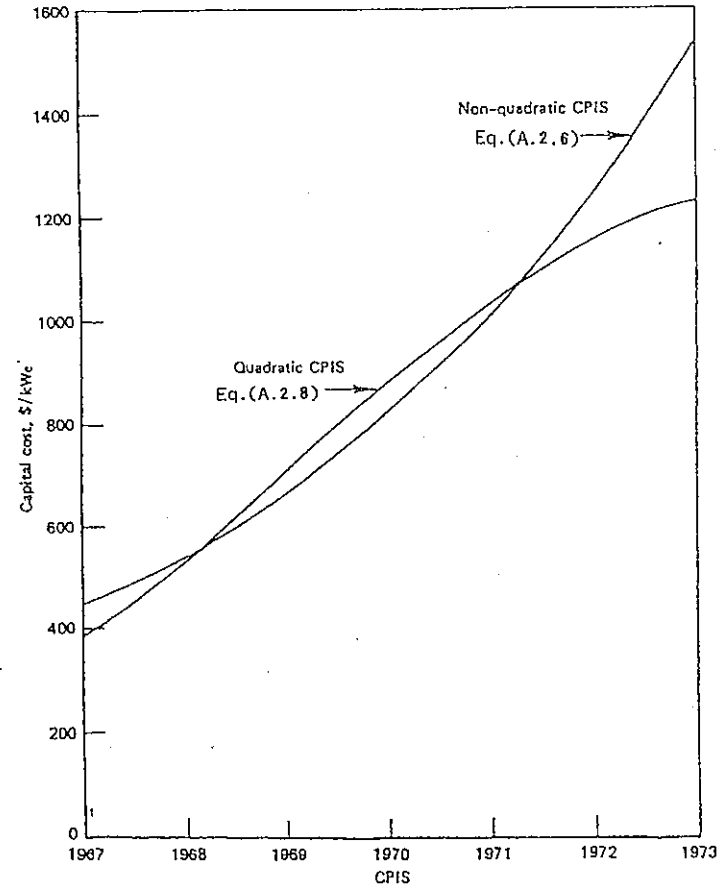
建設認可の時点を示す変数 CPIS の係数が若干小さくなり、コストの経時的上昇傾向が緩和していることを示唆している。米国北西部への立地如何を示す変数 LOC1 の係数が大きく増加したことが注目される。経験の蓄積の効果はより顕著にみられる。

コストの経時的上昇傾向について緩和がみられるが、非線形回帰(対数表示)を用いると、(CPISN = CPIS-65 として)

$$\begin{aligned} \text{Log cost/KWe} = & 5.306 + 0.45849 \text{ CPIS} - 0.026459 (\text{CPISN})^2 \\ & (18.79) \quad (3.75) \quad (-2.09) \\ & + 0.28127 \text{ LOC1} - 0.13492 \text{ LN} \quad (A.2.8) \\ & (3.91) \quad (-3.87) \end{aligned}$$

$$R^2 = 0.67; \text{ S.E.} = 0.22; F = 24.97; \text{ and } n = 54.$$

この回帰式はS字型曲線(図A.2.2)を与え、将来的には線形回帰式と全く逆の傾向を示す。どちらがより有力な示唆を与えているかは、今後のデータ及び解析に待つ所であるが、将来コストの経時的上昇にブレーキがかかるという示唆は興味深い。



図A.2.2 Comparison of equation forms of the regression analysis plotted at the sample means

#### 4. ま と め

本文献で得られた結論は次の通りである。

- プラントサイズの増大に伴い規模の経済性は顕著でない。
- 同一サイドへのプラントの重複建設によるコスト減少の効果は検証できなかった。
- コスト、建設期間への学習の効果はあるものの、その程度は大きくなく、コストの経時的上昇が続く限り、学習によるコスト削減の望みは薄い。
- 資本費の増大傾向の背景は、主に経時的傾向のみによって記述できる。今後この傾向についての一層の警戒と研究が必要である。

#### (3) 山地憲治 : モジュール型原子炉の経済性

(電力中央研究所 Rep. No.584009)

##### 1. 概 要

本文献は、小容量、かつ蒸気系全体を一体のモジュールとして生産する新しい原子炉の概念について、その経済性に係わる因子を整理し、定量的な評価を試みることを目的とする。

モジュール型原子炉には、その経済性を高めうる数多くの要因が存在することが確認され、さらに連続大量生産方式から期待される習熟効果が、スケールデメリットを相殺して経済性を持ち得るための条件が導出された。(本文献中、建中利子についての技術経済評価に関する部分は割愛した。)

##### 2. モジュール型原子炉の経済性

モジュール型原子炉の経済性に関するメリット要因として、以下のものがあげられる。

- ① 習熟効果
- ② 連続生産による費用の削減
- ③ 標準化のメリット
- ④ 工場生産のメリット
- ⑤ サイト共有のメリット
- ⑥ 建中利子負担と資金リスクの軽減
- ⑦ 運転/保守のメリット
- ⑧ 系統運用および立地のメリット
- ⑨ 研究開発上のメリット

他方、デメリット要因として、以下のものがあげられる。

- ① スケールデメリット
- ② 定検作業量
- ③ 共通要因故障

##### 3. 習熟効果およびスケールデメリットの定量評価

###### ① スケールメリットの表現 (図 A.3.1)

$$C(p)/C(p_0) = (p/p_0)^\alpha$$

ここに、 $C(p)$  : 単基容量  $p$  (MWe) の原子炉建設費

$p_0$  : 基準容量

$\alpha$  : スケール指数

###### ② 習熟効果の表現 (図 A.3.2)

$$C_n(p) = C_1(p) \cdot n^{-\beta}$$

ここに、 $C_n(p)$  :  $n$  番目に製造された標準化プラントの建設費



$\beta$  : 定数  $\gamma = 2^{-\beta}$  : 習熟のスロープ

③ 評価

原子炉市場  $P$  (MWe) を想定し、標準化炉の基数

$$N = P / p$$

に対して、総建設費

$$TC(p) = \sum_{n=1}^N C_n(p)$$

が、スケール指数  $\alpha$ 、習熟のスロープ  $\gamma$  に対してどのように変化するかを調べる。

④ 結果

種々のスケール指数、習熟のスロープの値についての評価の結果を図 A.3.3, 図 A.3.4 に示す。これらを総括して図 A.3.5 に示す。

図 A.3.5 によれば、米国での軽水炉建設に関する習熟のスロープの実績データ、約 90% に対しては大型標準化が有利であり、習熟のスロープ 80~70% のレベルが実現するような場合に、習熟効果がスケールデメリットを相殺し、モジュール型炉が経済性を持ち得る条件が存在する。

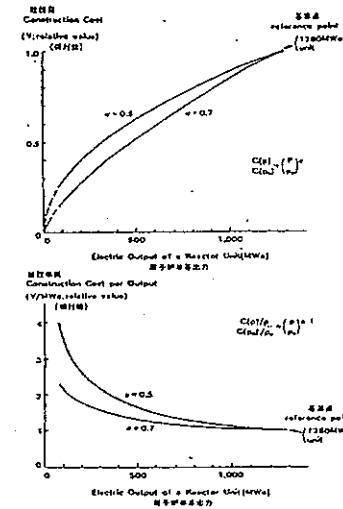


図 A.3.1 スケールメリットの表現

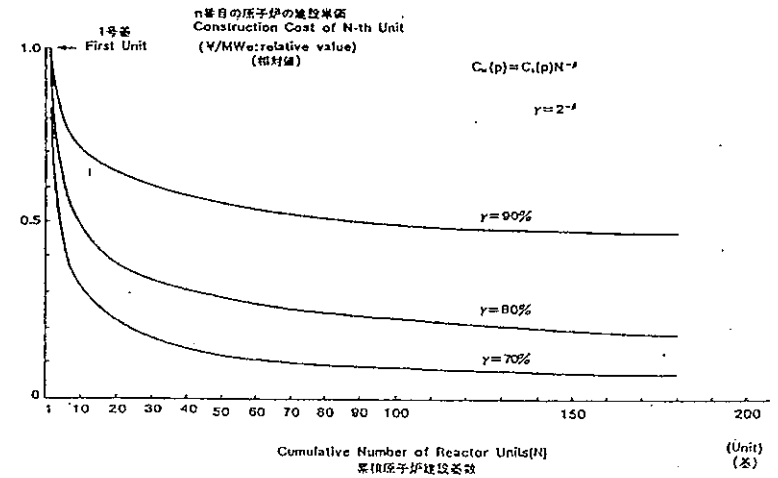


図 A.3.2 習熟効果の表現

付録B 合成燃料製造プラントの習熟効果分析

R.W. Hess : Potential Production Cost Benefit of Constructing and Operating First-of-a-kind Synthetic Fuel Plants (Rand,N-2274-SFC, March 1985)

1. 概要

本文献は、合成燃料製造プラントの連続建設（同型のプラントを複数基建設）における学習の効果（生産コスト減少）の分析を試み、学習の効果が生じるメカニズムを明らかにすることを目的としている。

分析の手法としては、“pioneer”プラントに対する第二、第三のプラントの生産コストを種々のケースについて算出している。コスト評価の基本量は、単位生産量当たりの均等化コストを用いている。評価の対象として、石炭の転換、およびオイル・シェール精製の2ケースを採用している。

分析の結果、規模のメリットを除いても、“pioneer”プラントの知見を利用することによるコスト減少は相当程度期待できること、その際、“pioneer”プラントの起動が困難であり、後にそれが改善されることが学習によるコスト改善の主たるメカニズムであること、および“pioneer”プラントの建設・運転さらには設計についての知見を充分に入手、利用できることが前提条件となる、ということが示された。

2. 序論

本文献では、学習の効果は第一の（“pioneer”）プラントに対する第二、第三のプラントの単位生産コスト減少（“Cost Improvement”）として理解される。ここで、プラントの単位生産コストは次式で定義される。

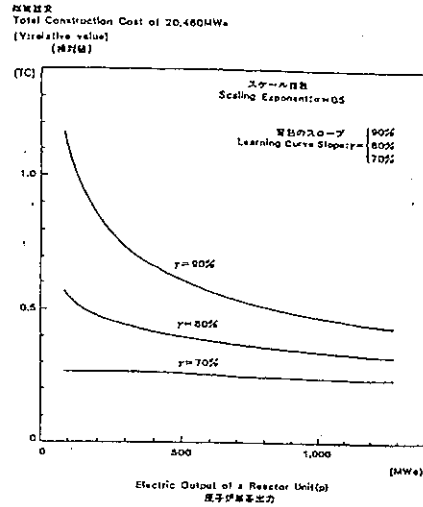
$$\text{Unit Product Cost} = \frac{\left( \frac{\text{Annual Capital Charge Rate} \times \text{Capital Cost}}{\text{Annual Plant Output}} \right) + \frac{\text{Annual O\&M Cost}}{\text{Annual Plant Output}} + \frac{\text{Annual Feedstock Cost}}{\text{Annual Plant Output}}}{\text{Annual Plant Output}}$$

本文献の目的は次の二点にある。

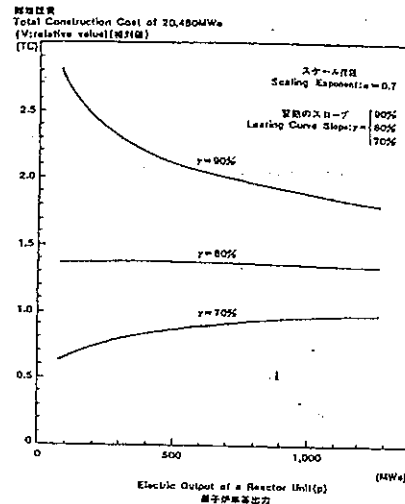
- (a) 「学習」のフレームワーク
- (b) “pioneer”プラントにおける学習の度合、後続プラントへの知見の導入による効果の推定

3. 既往の文献・研究の総括

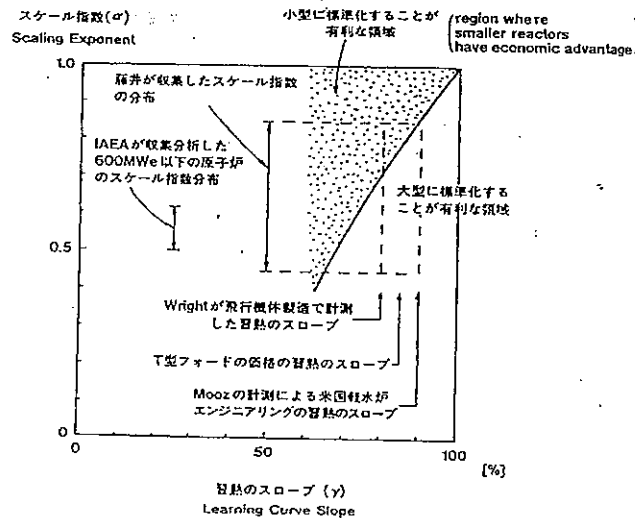
既往の種々の研究より、“Cost Improvement”の定性的要因として多数の因子が指摘されている。これを表B.1に示す。



図A.3.3 規模の経済と習熟効果を考慮した原子力発電所総建設費(1)



図A.3.4 規模の経済と習熟効果を考慮した原子力発電所総建設費(2)



図A.3.5 小型に標準化した方が総建設費が安くなるためのスケール指数と習熟の slopes の条件

#### 4. "Cost Improvement" のケーススタディ

ケーススタディにおいては、DCF法（現金収支割引法、米国ORNLによる）を用いた均等化単位生産コストを評価の指標とした。一般的な前提条件は表B.2に示す通りである。

他方、重要なコスト低減因子であるスケールメリットについては、従来のスケール指数による表現を採用した。

$$\text{COST}_{\text{new}} = \text{COST}_{\text{old}} \left( \frac{\text{CAPACITY}_{\text{new}}}{\text{CAPACITY}_{\text{old}}} \right)^{\text{Scaling Exponent}}$$

##### ① 石炭転換プラントに対して

プラントの設定として、"innovative" 合成燃料製造プロセスを想定している。

分析の対象として、次の5ケースを採用した。

Case 1 ベースライン・ケース

Case 1A 起動後にコスト改善のための追加投資を行う場合

Case 1B 運転に関する知見が後続プラントへ移行されない場合

Case 1C 起動に伴う困難がない場合（直ちにフルパワー運転が可能な場合）

Case 1D 標準的技術。（フルスケールプラントの定格運転が直ちに可能な場合）

Case 1における想定プラント諸元を表B.3に、分析の結果を図B.1に示す。

Case 1Aの結果を図B.2に示す。第1から第2のプラントへの移行時のコスト減少効果が増大している。第3のプラントについては同程度のコスト減少がみられる。起動後7ないし15年後におけるシステムの改良への投資は、均等化コストに大きな影響をもたらさない。

Case 1Bの結果を表B.4に示す。コスト減少効果の喪失が大きく、最悪の場合はスケール効果のみによる7%の減少のみとなる。設計/建設の知見のみ利用できる場合は18%のコスト減が期待できる。

Case 1Cの結果を図B.3に示す。"pioneer" プラントの経済性向上が顕著であり、コスト改善のスロープはむしろ小さくなる。

Case 1Dの結果（コスト減少のスロープ）は次の通り。

| プラントNo | "Innovative" | "Standard" |
|--------|--------------|------------|
| 第1→第2  | 70%          | 88%        |
| 第2→第3  | 80%          | 92%        |

"Standard" Technology ではプラント毎のスロープの変化は小さく、"innovative" Technology に比べコスト減少効果は小さい。ただし、資本比の直接比較が困難であり、単位コストの直接比較は大きな意味を持たない。

##### ② オイル・シェール精製プラントに対して

採鉱（"mining" operation）のスケール効果が重要になる。まず全ての投資（採鉱、

前処理、精製、その他）が同一のスケール指数（=0.925）を持つものとし、後にその変動を考慮する。

分析の対象は、次の4ケース。

Case 2 ベースライン・ケース（"innovative" オイル・シェール技術を想定）

Case 2A 採鉱のスケール効果の影響を変動させた場合

Case 2B 起動に伴う困難がない場合

Case 2の結果を図B.4に示す。石炭転換のベースラインに比べ若干コスト減少のスロープが大きい。第1プラントに対して第2プラントのスケールを5倍としたこと（石炭では3倍に設定）によるスケール効果によると考えられる。

Case 2Aの結果を表B.5に示す。採鉱のスケール効果については不確実性が大きい。スケール指数0.925に対し0.765ないし0.584とした場合、コスト減少のスロープは67%に対して各々62、58%となる。

Case 2Bの結果（図B.5）は石炭のケースと同様である。

##### ③ まとめ

結果のまとめを表B.6に示す。

"innovative" 技術に対しては30ないし35%コスト改善（"pioneer" プラントに対する第2、第3のプラントにおいて）が期待できる。両者のプラント間で知見の移譲が充分でない場合、最悪のケースで10%以下のコスト改善しか望めない。

"innovative" 技術について起動の困難により"prolonged" startup を余儀無くされる場合のコスト改善は顕著である。"smooth" startup が行われるならば、"pioneer" プラントのコストが低くなるために、コスト改善の余地が小さくなる。

#### 5. 結論

本文で得られた結論は次の通りである。

##### ① コスト改善の要因として重要な因子に次のものがあげられる。

###### 1) 適切な管理

- R & Dのサポート
- 労働意欲

###### 2) 長期的な運転経験（"innovative" Technology においては10~15年）

###### 3) サイト特性の類似性

###### 4) 先行プラントの経験の入手

###### 5) プラント・スケールの増大

##### ② 連続するプラント間で充分な知見の移譲が行われないと、学習の効果によるコスト改善は著しく劣化する。

表B.1. Cost improvement framework

| Project Phase | Potential Sources of Cost Improvement in Second and Subsequent Plants   | Potential Effects   | Factors Which May Affect Magnitude of Cost Improvement Realized   |
|---------------|---|---|---|
| DESIGN        | <ol style="list-style-type: none"> <li>Elimination or reduction of effort required for various design-related tasks:                             <ol style="list-style-type: none"> <li>Technology familiarization*</li> <li>Site survey</li> <li>Regulatory approval</li> <li>Process and mechanical flowsheets</li> <li>Plot plans</li> <li>P&amp;ID plans</li> <li>Models</li> <li>Equipment specifications</li> <li>Cost escalation plan</li> <li>Advanced procurement</li> <li>Equipment design</li> </ol> </li> </ol> | <ol style="list-style-type: none"> <li>Reduced capital cost and shorter project planning/design schedule</li> </ol>   | <ol style="list-style-type: none"> <li>Amount of technological innovation embodied in first plant</li> <li>Plant differences caused by changes in:                             <ol style="list-style-type: none"> <li>Site characteristics                                     <ol style="list-style-type: none"> <li>regulations</li> <li>feedstock characteristics</li> <li>climate</li> <li>water availability</li> <li>infrastructure</li> </ol> </li> <li>Plant scale</li> <li>Regulatory changes over time</li> <li>Design philosophy **                                     <ol style="list-style-type: none"> <li>reliability/availability/maintainability</li> <li>equipment life</li> </ol> </li> <li>incorporation of additional new technology</li> </ol> </li> <li>Firms and individuals involved</li> <li>Timing</li> </ol> |
| CONSTRUCTION  | <ol style="list-style-type: none"> <li>Improved field labor productivity through:                             <ol style="list-style-type: none"> <li>Task repetition</li> <li>Improved project planning/organization</li> </ol> </li> <li>Reduced purchased equipment costs (through vendor repetition)</li> <li>Reduction in sparing/redundancy</li> <li>Increased plant scale</li> </ol>  | <ol style="list-style-type: none"> <li>Items 1-4 should lead to reduced per-unit capital costs</li> <li>Item 1 could also lead to shorter construction period</li> <li>Items 3 and 4 may have adverse effects on reliability</li> </ol> | <ol style="list-style-type: none"> <li>Plant differences caused by changes in:                             <ol style="list-style-type: none"> <li>Site characteristics</li> <li>Plant scale</li> <li>Regulatory changes over time</li> <li>Design philosophy                                     <ol style="list-style-type: none"> <li>incorporation of additional new technology</li> </ol> </li> </ol> </li> <li>Firms and individuals involved</li> <li>Timing</li> <li>Amount of technological innovation</li> <li>Stability and quality of labor force</li> </ol>   |

For footnotes, see next page.

(continued)

| Project Phase | Potential Sources of Cost Improvement in Second and Subsequent Plants  | Potential Effects   | Factors Which May Affect Magnitude of Cost Improvement Realized   |
|---------------|--|---|---|
| STARTUP       | <ol style="list-style-type: none"> <li>Reduction in number of post-mechanical completion modifications</li> <li>Less time and effort required for "optimizing" operating procedures</li> <li>Less time and effort required for operator training</li> </ol>  | <ol style="list-style-type: none"> <li>Reduced startup cost</li> <li>Enhanced revenue stream via improved performance profile</li> </ol>  | <ol style="list-style-type: none"> <li>Technological innovation embodied in first plant</li> <li>Plant similarity</li> <li>Firms and individuals involved</li> <li>Timing</li> </ol>  |
| OPERATION     | <ol style="list-style-type: none"> <li>Improved performance through technological innovation, system optimization, and debottlenecking</li> <li>Improved system efficiency through innovation, optimization and debottlenecking (e.g., feedstock, energy input)</li> <li>Improved maintenance procedures</li> <li>Improved equipment reliability, availability, and maintainability</li> </ol> | <ol style="list-style-type: none"> <li>Item 1 (and potentially item 4) should lead to enhanced revenue stream via improved performance profile</li> <li>Item 2 should result in reduced feedstock costs and/or operating costs</li> <li>Items 3 and 4 should result in reduced maintenance costs</li> <li>Items 3, 2, and 4 may result in increased capital cost</li> </ol> | <ol style="list-style-type: none"> <li>Managerial philosophy and attitudes                             <ol style="list-style-type: none"> <li>Incentives to reduce costs (competition/subsidies)</li> <li>R&amp;D support</li> <li>Employee motivation</li> </ol> </li> <li>Technological innovation embodied in first plant</li> <li>Timing</li> <li>Stability and quality of labor force</li> </ol> |

\* General process knowledge can be enhanced in any or all of the project phases of the first plant; startup can be particularly helpful since plant goes through transients in reaching equilibrium.

\*\* The first plant could either be overdesigned (in anticipation of performance problems) or underdesigned (to minimize capital expenditures on an uncertain venture) depending on a corporation's design philosophy.

表 B.2 General assumption for calculation of unit product cost

|                  |   |
|------------------|---|
| <b>TAXES</b>     | <ul style="list-style-type: none"> <li>Sum-of-the-years-digits depreciation</li> <li>46 percent federal income tax rate</li> <li>3 percent state income tax rate</li> <li>2 percent property tax rate</li> <li>Negative federal income taxes permitted (assumption is that the parent corporation has other tax liabilities)</li> <li>10 year depreciable life for all equipment</li> </ul> |
| <b>FINANCING</b> | <ul style="list-style-type: none"> <li>100 percent equity financing</li> <li>10 percent return on equity</li> </ul>   |
| <b>COSTS</b>     | <ul style="list-style-type: none"> <li>Working capital determined as 5 percent of capital cost taken as one-time expenditure in last year of construction</li> <li>No salvage value</li> <li>Capital costs assumed to follow an S-shaped expenditure curve</li> <li>Length of operating period: 25 years</li> <li>No escalation</li> </ul>  |

表 B.3 ベースライン・ケースのプラント諸元の設定値

Assumptions.

Pioneer Plant

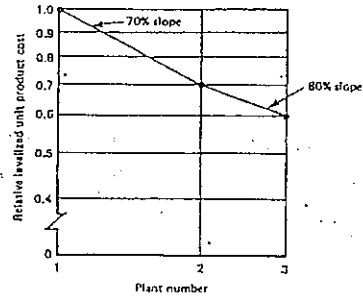
Design capacity: 20,000 bpde (120 billion Btu/day)  
 Capital cost through completion of startup: \$2.0 billion  
 Length of design, construction, and startup period: 5 years  
 Performance profile (% of design): Year 1: 15  
 Year 2: 30  
 Year 3: 45  
 Year 4: 60  
 Year 5: 75  
 Years 6-25: 91  
 Incremental investment after startup: Years 1-6: 5% of initial capital cost  
 Years 7-25: none  
 Coal consumption: 3 million tpy at 100% of design capacity  
 O&M cost: 6 percent of initial capital cost per year

Second Plant

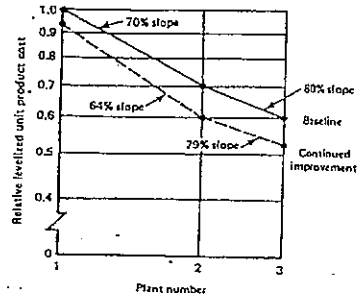
Design capacity: 60,000 bpde (360 billion Btu/day)  
 Capital cost through completion of startup: \$5.5 billion  
 Length of design, construction, and startup period: 5 years  
 Performance profile (% of design): Year 1: 75  
 Years 2-25: 91  
 Incremental investment after startup: none  
 Coal consumption: 9 million tpy at 100% of design capacity  
 O&M cost: 6 percent of initial capital cost per year

Third Plant

Design capacity: 60,000 bpde  
 Capital cost through completion of startup: \$4.95 billion  
 Length of design, construction, and startup period: 4 years  
 Performance profile (% of design): Years 1-25: 91  
 Incremental investment after startup: none  
 Coal consumption: 9 million tpy at 100% of design capacity  
 O&M cost: 6 percent of initial capital cost per year



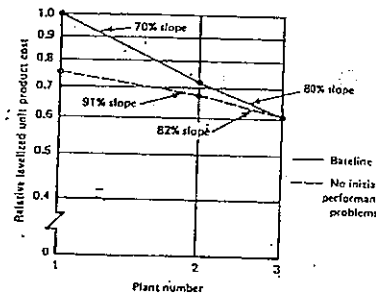
图B.1 Baseline coal case



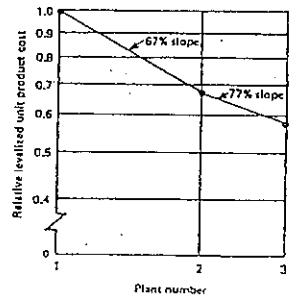
图B.2 Variation on coal baseline: continued pioneer plant

表B.4 Variation on coal baseline : failure to transfer operational experience

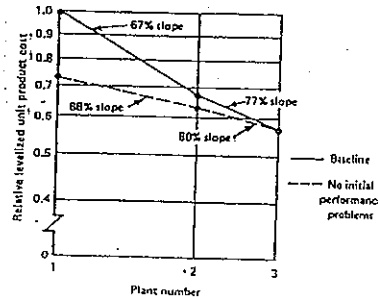
| Case  | Cost Improvement Slope |
|---|------------------------|
| Baseline: second plant has access to accumulated experience of 5 to 10 years of pioneer plant operation .....               | 70%                    |
| Variation: no transfer of operational experience but pioneer and second plant are constructed in close temporal proximity.. | 82%                    |
| Variation: no transfer of operational experience and hiatus between construction of pioneer and second plants .....         | 93%                    |



图B.3 Variation on coal baseline: no initial performance problems



图B.4 Baseline shale case



图B.5 Variation on shale baseline: no initial performance problems

表B.5 Variation on shale baseline : economies of scale in mine facilities

| Cost Category   | Plant Area                        | Pioneer Plant (10,000 bpde) | Second Plant (50,000 bpde)  |  |  |
|---|-----------------------------------|-----------------------------|---|--|--|
|   |                                   |                             | Baseline (Mine Scaling Exponent = .925; Scaling Exponent for Process Facilities = .925) | Alternative A (Mine Scaling Exponent = .765; Scaling Exponent for Process Facilities = .925) | Alternative B (Mine Scaling Exponent = .584; Scaling Exponent for Process Facilities = .925) |
| Investment (millions of dollars)  | Mine (20% of total)               | 120                         | 532   | 411  | 307  |
|   | Process facilities (80% of total) | 480                         | 2126  | 2126   | 2126   |
|   | Total                             | 600                         | 2660  | 2539   | 2425   |
| O&M (millions of dollars)   | Mine (45% of total)               | 30                          | 132   | 103  | 77   |
|   | Process facilities (55% of total) | 36                          | 161   | 161  | 161  |
|   | Total                             | 66                          | 293   | 264  | 238  |
| Second Plant Unit Product Cost as a Percentage of Pioneer Plant Unit Product Cost |                                   |                             | 67  | 62   | 58   |

表B.6 Summary of cost improvement approximations

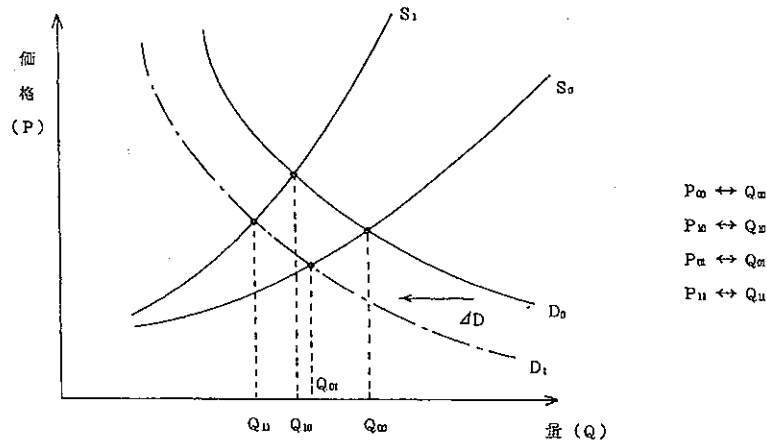
| Resource Type | Case  | Potential Reduction in Levelized Cost of Second Plant |
|---------------|---|---|
| COAL          | 1. Baseline: innovative technology; pioneer constructed at 1/3 commercial scale and requires five years to reach 75% of design capacity; second plant design is not initiated until pioneer has accumulated 5 to 10 years of operational experience | 30%   |
|               | 1A. Continued pioneer plant improvement: subsequent to ironing out of basic performance problems, additional investment is made in pioneer that results in reduced O&M costs and continued performance growth                                       | 36% (1)   |
|               | 1B. Failure to transfer operational experience: hiatus occurs between the termination of pioneer plant operation and the initiation of follow-on plant design   | 7%  |
|               | 1C. No initial performance problems; technology performs as anticipated; that is, produces at 91% of design by second year  | 9%  |
| SHALE         | 1D. Standard technology; pioneer constructed at full commercial scale and no initial performance problems encountered   | 12%   |
|               | 2. Baseline: innovative technology; pioneer constructed at 1/5 commercial scale and requires five years to reach 75% of design capacity; second plant design is not initiated until pioneer has accumulated 5 to 10 years of operational experience | 33%   |
|               | 2A. Economies of scale in mine facilities; mine scaling exponent drop from .925 assumed for baseline to .765 (for each doubling of scale, total mine costs increase by only 70% instead of 90%)   | 36%   |
|               | 2B. No initial performance problems; technology performs as anticipated; that is, produces at 91% of design by second year  | 12%   |

(1) Since pioneer plant economies also improve in this instance, the potential reduction in second plant levelized costs relative to those of the pioneer in the baseline is actually 40%.

付録C インポート・プレミアムの導出

インポート・プレミアムの概念については、既に前年度の報告書(18)において、文献(9)の紹介の中で説明されているが、その具体的な定量化方法については記述されていない。実際、文献(9)にもその具体的な定式化は示されていない。しかし、その概念の説明を静態的に表現し、インポート・プレミアムを数値的に求めることは可能であろう。そこで、ここでは以下のような方法で、文献(9)で述べられているインポート・プレミアムの概念に相当すると思われる定量化方法を述べる。

いま、ある輸入品目の平常時における供給曲線と需給曲線を  $S_0, D_0$  とし、又その輸入品目の供給ショックが発生した場合の供給曲線を  $S_1$ 、それに対して輸入国が  $\Delta D$  だけ需要量を減らした場合の需給曲線を  $D_1$  とする。そして、それらの4本の曲線の交点  $P_{ij}$ 、 $Q_{ij}$  を下図のように定義する。



この需給曲線とそれらの交点より、以下4ケースにおける輸入国側の純利得(これを  $B_c^{ij}$  とおく)は

$$B_c^{ij} = \int_0^{Q_{ij}} \{ D_0(Q) - P_{ij} \} dQ \quad \text{for } i, j = 0, 1 \quad (C.1)$$

と計算される。ここで

- ケース1:  $i = j = 0$  (需給曲線とも平常)
- ケース2:  $i = 1, j = 0$  (供給ショック時でも需要は平常通り)
- ケース3:  $i = 0, j = 1$  (供給平常時に需要低減化)

ケース4:  $i = 1, j = 1$  (供給ショック時に需要低減化)  
 である。いま、供給ショック ( $S_0 \rightarrow S_1$ ) が生ずる確率を  $p$  とおくと、需要低減前の輸入国の期待純利得  $E_0$ 、及び需要低減後の期待純利得  $E_1$  はそれぞれ

$$E_0 = (1-p) B_c^{00} + p B_c^{01} \quad (C.2)$$

$$E_1 = (1-p) B_c^{01} + p B_c^{11} \quad (C.3)$$

である。従って、需要を  $\Delta D$  だけ低減化することによってもたらされる期待利得  $\Delta E$  は、次のように計算することができる。即ち、

$$\begin{aligned} \Delta E &= E_1 - E_0 \\ &= (1-p) (B_c^{01} - B_c^{00}) + p (B_c^{11} - B_c^{01}) \\ &= (M + p \cdot R) \Delta D \end{aligned} \quad (C.4)$$

ここで

$$M = (B_c^{01} - B_c^{00}) / \Delta D = \{ P_{00} Q_{00} - P_{01} Q_{01} - \int_{Q_{01}}^{Q_{00}} D_0(Q) dQ \} / \Delta D \quad (C.4.1)$$

$$R = \{ P_{01} Q_{01} + P_{10} Q_{10} - P_{00} Q_{00} - P_{11} Q_{11} + \int_{Q_{01}}^{Q_{00}} D_0(Q) dQ - \int_{Q_{11}}^{Q_{10}} D_0(Q) dQ \} / \Delta D \quad (C.4.2)$$

である。この  $M$  及び  $R$  が、文献(9)で述べられているインポート・プレミアムの構成要因である市場力要因と安全保障要因(確率  $p$  を乗じて  $p \cdot R$  が安全保障要因と考えられる。従って  $R$  は、安全保障要因の最大値と言えらる)と対応していると考えられる。

特に、 $\Delta D \rightarrow 0$  の場合には、(C.4.1)、(C.4.2)式はそれぞれ次のように簡易化される。即ち、

$$M = (P_{00} Q_{00} - P_{01} Q_{01}) / \Delta D - \alpha P_{00} \quad (C.5.1)$$

$$\text{但し } \alpha = \frac{-D_0'(Q)}{S_0'(Q) - D_0'(Q)} \Big|_{Q=Q_{00}}$$

$$R = (P_{01} Q_{01} + P_{10} Q_{10} - P_{00} Q_{00} - P_{11} Q_{11}) / \Delta D \quad (C.5.2)$$

である。従って、本文第3.4節のように、需要曲線が価格に対して非弾力的である場合には、 $Q_{00} = Q_{10} (= Q_0)$ 、 $Q_{01} = Q_{11} (= Q_1)$ 、 $\alpha = 1$ となるので、(C.5.1)、(C.5.2)式はさらに次のように表現される。

即ち、

$$M = (P_{00} Q_0 - P_{01} Q_1) / \Delta D \quad (C.6.1)$$

$$R = \{ (P_{10} - P_{00}) Q_0 - (P_{11} - P_{01}) Q_1 \} / \Delta D \quad (C.6.2)$$

である。