

JAERI-Tech  
95-048



臨界安全ハンドブック改訂準備資料  
(受託研究)

1995年10月

奥野 浩・小室雄一・中島 健・野村 靖・内藤俊孝  
仁科浩二郎<sup>\*1</sup>・西堀俊雄<sup>\*2</sup>・松本忠邦<sup>\*3</sup>・三好慶典・高井克昭<sup>\*4</sup>・板原国幸<sup>\*5</sup>

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課(〒319-11 茨城県那珂郡東海村) あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター(〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内)で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 (株)高野高速印刷

臨界安全ハンドブック改訂準備資料

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部

奥野 浩・小室雄一・中島 健・野村 靖・内藤俊孝

仁科浩二郎<sup>\*1</sup>・西堀俊雄<sup>\*2</sup>・松本忠邦<sup>\*3</sup>・三好慶典・高井克昭<sup>\*4</sup>・板原国幸<sup>\*5</sup>

(1995年9月8日受理)

昭和63年に科学技術庁編として刊行された「臨界安全ハンドブック」の見直しの準備作業を同年度から進めてきた。その結果を臨界安全ハンドブックの改訂準備資料としてここにまとめて公開する。内容としては、「評価対象のモデル化」及び「安全解析評価の方法」を重点的に補充し、ハンドブックには記載されなかった。「化学プロセスの臨界安全」、「臨界事故とその評価方法」及び「臨界警報装置の設計・設置の考え方」について新しく記載した。

---

この報告書は、電源開発促進対策特別会計法に基づく科学技術庁からの受託として行った研究成果である。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

\*<sup>1</sup> 名古屋大学

\*<sup>2</sup> 日本ニクリア・フュエル(株)

\*<sup>3</sup> 動力炉・核燃料開発事業団

\*<sup>4</sup> 原子燃料工業(株)

\*<sup>5</sup> 三菱重工業(株)

Supplement Report to the Nuclear Criticality Safety Handbook of Japan

Hiroshi OKUNO, Yuichi KOMURO, Ken NAKAJIMA, Yasushi NOMURA  
Yoshitaka NAITO, Kojiro NISHINA \*<sup>1</sup>, Toshio NISHIHORI \*<sup>2</sup>  
Tadakuni MATSUMOTO \*<sup>3</sup>, Yoshinori MIYOSHI, Katsuaki TAKAI \*<sup>4</sup>  
and Kuniyuki ITAHARA \*<sup>5</sup>

Department of Fuel Cycle Safety Research  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 8, 1995)

Supplementing works to "The Nuclear Criticality Safety Handbook" of Japan have been continued since 1988, the year the handbook edited by the Science and Technology Agency first appeared. This report publishes the fruits obtained in the supplementing works. Substantial improvements are made in the chapters of "Modelling the evaluation object" and "Methodology for analytical safety assessment", and newly added are chapters of "Criticality safety of chemical processes", "Criticality accidents and their evaluation methods" and "Basic principles on design and installation of criticality alarm system".

Keywords : Criticality, Safety, Handbook, Supplement, Japan

---

This work was carried out by the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) under entrustment by the Science and Technology Agency (STA) of Japan.

\*<sup>1</sup> Nagoya University

\*<sup>2</sup> Japan Nuclear Fuel Co.,Ltd.

\*<sup>3</sup> Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

\*<sup>4</sup> Nuclear Fuel Industries, Ltd.

\*<sup>5</sup> Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.

# 目 次

1.はじめに .....	1
2.臨界安全管理の技術的方法 .....	5
2.1 用語の説明 .....	5
2.2 安全裕度確保の方法 .....	9
2.3 臨界安全設計における施設区分 .....	11
2.4 モデル化の際の切捨て反応度 .....	13
3.評価対象のモデル化 .....	14
3.1 均質と見なしてよい燃料粒径 .....	14
3.2 均質燃料の不均一効果 .....	19
3.3 枝管の反応度効果 .....	26
3.4 燃料密度の反応度効果 .....	30
3.5 コンクリートの中性子隔離厚さ .....	34
3.6 硝酸水溶液系の密度式 .....	40
3.7 燃焼燃料の核種組成 .....	42
4.安全解析評価の方法 .....	57
4.1 既知の未臨界条件データによる評価 .....	57
4.2 正多角形のバックリング .....	70
4.3 浸水の恐れのない系の臨界安全評価 .....	74
4.4 燃焼燃料の臨界安全評価 .....	78
4.5 MUTUALコードの適用範囲 .....	84
4.6 複数の室からなる系の臨界安全評価の方法 .....	89
5.化学プロセスの臨界安全 .....	91
5.1 はじめに .....	91
5.2 化学プロセスの臨界安全設計における留意事項 .....	93
5.3 溶解工程の臨界安全解析例 .....	95
5.4 抽出工程の臨界安全解析例 .....	107
5.5 化学プロセスにおける臨界安全設計・管理の例 .....	115
6.臨界事故とその評価方法 .....	120
6.1 臨界事故及び臨界事故模擬実験の概要 .....	120
6.2 臨界事故評価の方法 .....	126
6.3 簡易評価式による臨界事故規模の推定 .....	129
6.4 臨界事故解析コードの開発 .....	134
7.臨界警報装置の設計・設置の考え方 .....	141
7.1 設計・設置に関わる基本的な考え方 .....	141

7.2	臨界警報装置の設置区域の選定	142
7.3	検出する放射線の種類	145
7.4	検出しきい値の考え方	148
7.5	検出器の機能設計及びその配置	154
8.	おわりに	161
	謝　　辞	161
	付録 無限体系に関する未臨界条件 (MGCL-J3準拠)	162

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Technical Methods for Criticality Safety Control .....	5
2.1 Terminology .....	5
2.2 Method for Maintaining Safety Margins .....	9
2.3 Classification of Installations for Criticality Safety Design .....	11
2.4 Cut-off Reactivity for Modelling .....	13
3. Modelling the Evaluation Object .....	14
3.1 Particle Size of Fuel Regarded as Homogeneous .....	14
3.2 Nonuniform Effects in a Homogeneous System .....	19
3.3 Reactivity Effect of Pipe Intersection .....	26
3.4 Reactivity Effect of Fuel Density .....	30
3.5 Isolation Thickness of Concrete .....	34
3.6 Density Formula of Aqueous Solution of Nitrate .....	40
3.7 Isotopic Composition of Irradiated Fuel .....	42
4. Methodology for Analytical Safety Assessment .....	57
4.1 Assessment with the Data on Known Subcritical Conditions .....	57
4.2 Buckling Expression for Regular Polygons .....	70
4.3 Criticality Safety Evaluation without Flooding .....	74
4.4 Criticality Safety Evaluation for an Irradiated Fuel System .....	78
4.5 Applicability of MUTUAL Code .....	84
4.6 Methodology for Criticality Safety Evaluation of a System with Compartments .....	89
5. Criticality Safety of Chemical Processes .....	91
5.1 Introduction .....	91
5.2 Cautions for Criticality Safety Design of Chemical Processes .....	93
5.3 An Example for Criticality Safety Analysis of a Dissolution Process .....	95
5.4 An Example for Criticality Safety Analysis of an Extraction Process .....	107
5.5 An Example for Criticality Safety Design and Control of Chemical Processes .....	115
6. Criticality Accidents and Their Assessment Methods .....	120
6.1 Outline of Criticality Accidents and Simulating Experiments .....	120
6.2 Methodology for Assessing a Criticality Accident .....	126
6.3 Estimation of Scale of Criticality Accident by Simplified Evaluation Models .....	129

6.4 Development for Analyzing a Criticality Accident .....	134
7. Basic Principles on Design and Installation of Criticality Alarm System .....	141
7.1 Basic Principles on Design and Installation .....	141
7.2 Selection of Installation Place .....	142
7.3 Kinds of Radioactive Rays Detected .....	145
7.4 Cut-off for Detection .....	148
7.5 Sensitivity and Installation of Detectors .....	154
8. Concluding Remarks .....	161
Acknowledgements .....	161
Appendix Subcritical Conditions for the Infinite Systems .....	162

## 1. はじめに

「臨界安全ハンドブック」<sup>1)</sup>は、昭和63年に科学技術庁編としてにっかん書房から刊行された。そこには、「本ハンドブックは、今後の知見の増大と原子力利用の進展に応じて適宜見直されることが望ましい。」と記されている。知見の増大の例としては、臨界計算に最新の評価済み核データ JENDL-3<sup>2)</sup>が用いられるようになつてきたこと、中性子輸送計算のエネルギーの取扱いもこれまでの100群程度の多群から1万群を超える超多群あるいはエネルギーを連続のまま取扱う手法が実用化しつつあることが挙げられる。原子力利用の進展の例として、六ヶ所再処理工場の安全審査が終了して建設段階に入つておらず、民間第二再処理工場のための革新的プロセスの開発が重要になって来ていること、海外からのプルトニウム返還を受けてウラン・プルトニウム混合酸化物加工の事業化が図られつつあること、初期濃縮度・燃焼度の増大に伴い貯蔵・輸送における臨界安全管理の重要性が増してきたことなどが挙げられる。このような状況の下、科学技術庁からの委託を受けて昭和63年度から「臨界安全ハンドブック」の見直し及び内容充実を図るべく準備作業を進めてきた。

準備作業の成果をまとめて、ここに公開の報告書を作成した。この報告書を多くの人に使用していただき、その使用経験を反映して2年後には現行のハンドブックの改訂版を作成する予定である。このため、この報告書を改訂準備資料と位置付けた。

ここに記載されている内容と現行ハンドブックの内容とが異なるものについては、ここに記載されているものの方が、より新しい知識とより合理的な考え方に基づいている。ただし、どちらを用いても臨界安全上の裕度は十分にある。

ハンドブックの改訂時における便宜をよくするため、構成は基本的に「臨界安全ハンドブック」と同じとした。すなわち、第2章は「臨界安全管理の技術的方法」として、本報告書で初めて用いる用語のまとめや、「臨界安全ハンドブック」では説明が不足していた基本的な考え方を補っている。実際に臨界安全評価を行う上でさまざまなモデル化が必要となる。これについて、第3章の「評価対象のモデル化」にまとめある。第4章の「安全解析評価の方法」では、計算コードあるいは臨界データを用いて評価する上での重要な知識がまとめてある。第3章及び第4章は、「臨界安全ハ

ンドブック」に対して最も補充されたものといえる。第5章以降は、本報告書で新たに追加された項目である。第5章の「化学プロセスの臨界安全」では、化学プロセスの臨界安全解析評価の留意事項と、再処理の溶解工程及び抽出工程モデルでの安全裕度の評価例について記している。第6章の「臨界事故とその評価方法」では、万が一の臨界事故を想定し、その事故規模を評価するための実験と計算方法をまとめている。第7章の「臨界警報装置の設計・設置の考え方」では、臨界事故が発生した場合でも従事者への警告・迅速な退避を可能にする臨界警報装置の設置方法についてまとめている。

この改訂準備資料は、臨界安全性専門部会の下に設けられた臨界安全性実験データ検討統括ワーキンググループ及び第一から第四の4つのワーキンググループの検討を受けて作成された。第一ワーキンググループでは、臨界データについて主に担当した。第二ワーキンググループでは評価対象のモデル化について担当した。第三ワーキンググループでは、臨界事故及び警報装置について担当した。そして、第四ワーキンググループでは化学プロセスの臨界安全について担当した。さらに、統括ワーキンググループでは全体にわたる検討を行った。平成6年度における臨界安全性専門部会及び臨界安全性実験データ検討ワーキンググループの構成員を表1.1に示す。

## 第1章の参考文献

- 1) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編、「臨界安全ハンドブック」、にっかん書房 (1988).
- 2) K. Shibata, T. Nakagawa, T. Asami, T. Fukahori, T. Narita, S. Chiba, M. Mizumoto, A. Hasegawa, Y. Kikuchi, Y. Nakajima and S. Igarashi, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3 -JENDL-3-," JAERI 1319 (1990).

表 1.1 平成 6 年度 核燃料施設安全性研究委員会 臨界安全性専門部会・臨界安全性実験  
データ検討ワーキンググループ構成員一覧

氏名	所属	専門部会	ワーキング グループ
清瀬 量平	東海大学	◎	
仁科浩二郎	名古屋大学	○	◎
鈴木 篤之	東京大学	○	○
桂木 学	日本総合研究所	○	
松本 史朗	埼玉大学	○	
平川 直弘	東北大学	○	○
山手 浩一	電気事業連合会	○	
神田 啓治	京都大学	○	○
金盛 正至	動力炉・核燃料開発事業団	○	
大谷 暢夫	動力炉・核燃料開発事業団	○	
相原 永史	動力炉・核燃料開発事業団		○
松本 忠邦	動力炉・核燃料開発事業団	○	○
猿田 順一	動力炉・核燃料開発事業団		○
田仲 紀一	日本原燃㈱	○	
青柳 春樹	日本原燃㈱		○
浜田 隆	日本原燃㈱		○
板原 国幸	三菱重工業㈱	○	○
夏目 智弘	三菱重工業㈱		○
田仲 昇一	三菱マテリアル ㈱	○	○
鈴木 賢一	三菱マテリアル ㈱		○
西堀 俊雄	日本ニュクリア・フュエル㈱	○	○
高井 克昭	原子燃料工業㈱	○	○

◎は主査、○は構成員を示す。

氏名	所属	専門部会	ワーキング グループ
北野 照明	三井造船㈱	○	○
三谷鉄二郎	日揮㈱		○
吉岡 正年	日本核燃料コンバージョン㈱		○
河内 靖	三菱原子燃料㈱		○
三竹 晋	(財)原子力発電技術機構	○	○
丹沢 富雄	㈱東芝		○
三橋 偉司	㈱東芝		○
小林 岩夫	日本原子力研究所	○	○
辻野 賀	日本原子力研究所	○	
内藤 敬孝	日本原子力研究所	○	○
安田 秀志	日本原子力研究所	○	○
竹下 功	日本原子力研究所	○	
柳澤 宏司	日本原子力研究所		○
館盛 勝一	日本原子力研究所	○	○
櫻井 聰	日本原子力研究所		○
板垣 正文	日本原子力研究所	○	○
三好 慶典	日本原子力研究所	○	○
中島 健	日本原子力研究所	○	○
山本 俊弘	日本原子力研究所		○
野村 靖	日本原子力研究所	○	○
黒澤 正義	日本原子力研究所		○
小室 雄一	日本原子力研究所		○
奥野 浩	日本原子力研究所	○	○
荒川 拓也	日本原子力研究所		○

○は構成員を示す。

## 2. 臨界安全管理の技術的方法

### 2.1 用語の説明

#### (1) 最大許容増倍率

対象系が未臨界であると計算により判定するために用いられる中性子増倍率である。この値は、推定臨界下限増倍率以下に設定される。ここで推定臨界下限値は、計算コード特有のバイアス誤差及びその不確定さを考慮したもので、多数のベンチマーク計算により定めらる。

#### (2) 最大許容限度

臨界安全評価において「最大許容増倍率」に相当する臨界管理因子<sup>\*</sup>を総称して最大許容限度という。最大許容限度の例として、濃度、質量、立体角に対応するものをそれぞれ「最大許容濃度」、「最大許容質量」、「最大許容立体角」という。また、これらの量は、「未臨界濃度」、「未臨界質量」、「未臨界立体角」とも呼ばれている。

#### (3) 核的制限値

臨界安全管理を行う体系の未臨界確保のために臨界管理因子に対して設定する値である。この値は、具体的な機器の設計及び運転条件の妥当性の判断を容易かつ確実に行うために設定するもので、寸法、濃度等、直接的に計量可能な値または間接的に管理可能な値である。この値を超えた機器の製作並びに平常時における運転条件の設定は許されない。

---

\* 臨界管理因子とは、核燃料施設の臨界安全を確保するために、設計上あるいは運転管理上核的制限値を設定する臨界因子である（「臨界安全ハンドブック」第2.1節参照）。

核的制限値の例としては、質量制限値、寸法制限値（直径制限値、厚さ制限値）、容積制限値、濃度制限値、体数制限値、配列制限値、立体角制限値等がある。

#### (4) 反応度、未臨界度、反応度価値及び中性子増倍率の変化割合

反応度とは、系が臨界からどの程度離れているかを示す一つの目安である。対象となる系の中性子増倍率が  $k$  のときの反応度  $\rho$  は下記の式で求められる。

$$\rho = (k - 1) / k \quad (2.1.1)$$

ここで、 $k < 1$  の時、1からの差  $1 - k$  を未臨界度という。

吸収材の挿入や減速材の減少等により系の状態が変化して、その結果中性子増倍率が変化した場合、状態変化の前後の反応度の差を、状態を変化させたものの反応度価値という。すなわち、状態変化の前・後の系の中性子増倍率をそれぞれ  $k_1$  及び  $k_2$  とすると、その状態を変化させたものの反応度価値は下記の式で求められる。

$$\rho_2 - \rho_1 = (k_2 - 1) / k_2 - (k_1 - 1) / k_1 = 1/k_1 - 1/k_2 \quad (2.1.2)$$

臨界計算により反応度を求める場合には、まず臨界状態を計算して中性子増倍率を求める。この値は必ずしも 1.0 とはならず、 $k_1$  になったとする。次に、状態が変化した系についても同様に中性子増倍率を計算して  $k_2$  になったとする。このとき、臨界のときの計算結果が 1.0 となるように調節した定数を用いて状態が変化した系の中性子増倍率を計算したら  $k_2/k_1$  になることが推定される。この関係を考慮して反応度を下記の式で求める。

$$\rho' = (k_2/k_1 - 1) / (k_2/k_1) = (k_2 - k_1) / k_2 \quad (2.1.3)$$

なお、臨界状態が分からぬで、二つの状態間の中性子増倍率の差または変化を計算で求める場合がある。この場合には、反応度というよりも中性子増倍率の変化割合として上記式を用いることが多い。上記式では、 $k_1$  の方が基準となる中性子増倍率である。

#### (5) 凸ユニット

燃料領域の形状が凸なる單一ユニットを凸ユニットという。ここで、形状が凸であるとは、その形状内の任意の2点を結ぶとその線上の点はすべて形状の中の点になるものである。

凸ユニットでないユニットを凹ユニットという。

反射体のない凸ユニットにおいては、ユニットから出た中性子が再びそのユニットに戻ることはないので、凸ユニットにおいては反射体の反応度価値は必ず正である。一方、反射体のない凹ユニットの場合には、ユニットから出た中性子が再びそのユニットに戻ることがある。凹部に存在する反射体が吸収材として作用する場合もあり、反射体の反応度価値が必ず正であるとはいえない。また、凹部にある反射体は減速材として作用する場合もあるので、最適減速条件を求める場合には注意を要する。

#### (6) 均質と均一

臨界安全評価の対象となる系の物理的状態が均質か非均質か、または均一か不均一かは中性子増倍率に影響を及ぼす。ここでは、しばしば混同されがちな「均質」と「均一」の用語の定義を与える。

##### ① 均質と非均質の区別

燃料密度の空間分布が不連続なものを非均質といふ。

##### ② 均一と不均一の区別

均質系においては、燃料密度の均一性で区別する。即ち、燃料密度の空間分布が一様な系を均一な系といふ。これに対し、不均一とは燃料密度の空間分布が連続的に変化することをいふ。

非均質系においては、構造材配列の均一性で区別する。即ち、構造材が周期配列している系は均一な系といい、周期配列していない系は不均一な系といふ。例えば、多種類の燃料棒からなる非均質体系でも周期性を有する格子を構成する場合には非均質で均一な系に含める。

なお、均質性及び非均質性の判断においては反射体や容器は含めない。

#### (7) 枝管

燃料を包含する容器（主容器）から出ている小さい配管のことを枝管という。この枝管の中には主容器と同じ燃料が含まれるのが通例であるが、臨界計算の際には枝管が無視されることが多い。これは、そもそも反応度が小さいということと、計算が困難で多くの誤差を含む可能性があることによる。しかし、枝管を無視して臨界計算を行う場合には、中性子増倍率に対する枝管の寄与の大きさを考慮して安全評価をする必要がある。

#### （8）燃焼度クレジット

使用済燃料の取扱い施設の臨界安全設計及び臨界安全管理において、燃料の燃焼に伴う中性子増倍率の低下を考慮に入れることを燃焼度クレジットという。

なお、燃料の燃焼に伴う中性子増倍率低下の主原因には、核分裂性物質量の減少に伴う核分裂の減少と、核分裂生成物の蓄積による中性子吸収の増大がある。

## 2.2 安全裕度確保の方法

日本の臨界安全ハンドブックの安全確保の方法の特徴は「評価条件の設定」と「評価対象が安全側に計算されるためのモデル化」に十分な裕度をもたせることである。特に評価条件の設定では、系の状態として技術的に想定される最も厳しい条件を設定することとしており、この段階で多くの不確定な要素に起因して要求される安全裕度を含むようにしている。この臨界の観点で最も厳しい条件の下で推定最大増倍率  $k_p$  を算出する。なお、推定最大増倍率の算出にあたっては、数値計算法に含まれる不確かさを考慮しなければならない。モンテカルロ法により計算する場合には平均中性子増倍率に標準偏差の3倍 ( $3\sigma$ ) を加える。また、差分法により計算する場合にはメッシュ間隔を十分に小さくした場合と比較した結果等を考慮して計算値に加えるべき  $\Delta k$  を求める。

最大許容増倍率  $k_s$  は、推定臨界下限増倍率  $k_l$  以下に設定される。 $k_l$  と  $k_s$  の差  $\Delta k_s$  はさらなる安全裕度となる。

以上の中性子増倍率の関係を図2.2.1に示す。この図の示すように「評価条件の設定」、「評価対象が安全側に計算されるためのモデル化」及び「最大許容増倍率の設定」の3ヶ所で安全裕度を見ているが、評価条件の設定とモデル化の段階で十分に検討することが安全確保のために最も重要であると考える。

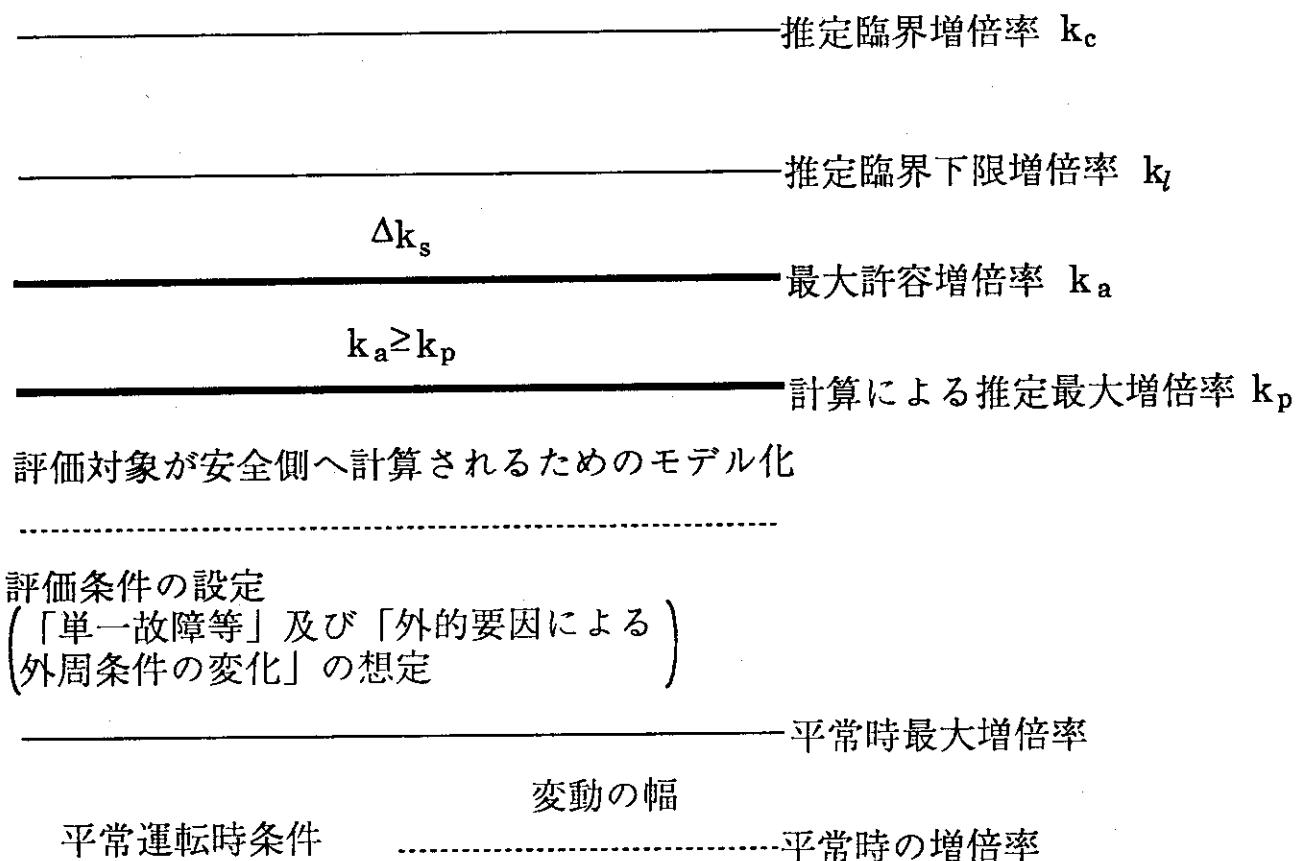


図2.2.1 臨界安全設計であることを計算により確認する際に使用する中性子増倍率の関連

## 2.3 臨界安全設計における施設区分

臨界安全設計において、臨界安全管理の要否により核燃料施設は「臨界安全管理対象施設」と「臨界安全管理対象外施設」とに大別できる。前者は、さらに、臨界事故対応の要否により「臨界事故対策検討施設」と「臨界事故対策検討不要施設」に分けることができる。

### (1) 臨界安全管理対象施設

臨界安全管理をすることにより臨界事故の発生を防止している施設である。

ここで、臨界安全管理とは、「技術的にみて想定されるいかななる場合でも、形状寸法管理、濃度管理、質量管理、同位体組成管理、中性子吸収材管理等並びにこれらの組合せにより臨界を防止する対策を講ずること」を意味する。即ち、「单一故障等」の生起あるいは「外的要因による外周条件の変化」が考えられる場合には、これの生起を想定しても臨界にならないように管理することを意味する。

この様な臨界安全管理をしておけば、臨界事故の発生する可能性は非常に小さいと考えられるが、それでも、万一の臨界事故に対して備えを検討しておく必要のある施設と、臨界安全管理が単純で十分な安全裕度があり、臨界事故の発生を無視できる施設とがある。

#### ① 臨界事故対策検討施設

臨界事故が発生する可能性は非常に小さいが、臨界安全管理の残された僅かな不確定性を補うために選ばれた施設である。

臨界事故対策の具体的な内容としては、臨界事故発生時に警報により従事者に事故を知らせ速やかに退避させる処置と、未臨界にする措置との2つがある。

警報については、従事者の被曝低減の観点から必要に応じ警報装置を設置する。

未臨界にする措置については、検討対象施設（溶液状燃料を取り扱う「臨界安全管理上重要な施設」）の事故発生規模とそれによる一般公衆被曝について検討し、その必要性を決める。

#### ② 臨界事故対策検討不要施設

臨界安全管理が単純で十分な安全裕度が確保され、臨界事故の発生を無視できる

臨界事故対策検討不要施設の例としては下記のものが考えられる。

- ・全濃度安全形状寸法管理の施設
- ・濃度上昇要因のない濃度管理の施設
- ・取扱い燃料が少量で分散している施設
- ・燃料体間隔を保つに充分な構造強度を有する施設

## (2) 臨界安全管理対象外施設

当該施設において臨界安全管理をしなくとも臨界になる恐れのない核燃料物質しか含まない、または、含む恐れのない施設である。

臨界になる恐れのない核燃料物質の例としては、無限中性子増倍率を1.0以上とする物理的及び化学的メカニズムを内蔵しない核燃料物質がある。具体的例としては、濃縮度が0.88%未満のウラン燃料や、濃度  $11\text{g}^{235}\text{U/l}$  以下のウラン燃料及び濃度  $7\text{g}^{239}\text{Pu/l}$  以下のプルトニウム燃料で沈殿や析出等局部的に濃度が高まることにより臨界になる恐れのないもの等がある。高レベル廃液のガラス固化体の中にはプルトニウム等核分裂性物質を含むが、多くの固化体から核分裂性物質が抽出されて集まると云うメカニズムは貯蔵施設内では有り得ないので、ガラス固化体貯蔵施設は臨界安全管理対象外施設としている場合がある。なお、核燃料物質の収納を考慮していない設備・機器であっても、核燃料物質が流入するおそれのある設備・機器は臨界安全管理対象となるので注意を要する。

## 2.4 モデル化の際の切捨て反応度

臨界安全評価対象の評価条件は、单一故障等の発生あるいはさまざまな外的要因による外周条件の変化を想定して、この中で中性子増倍率が最も大きくなるように設定する。このとき、系の変動も全て反映するようとする。こうして想定された系は必ずしも単純ではないので、想定された系をさらにモデル化（単純化）して臨界計算を行う場合が多い。

単純化によって中性子増倍率が大きくなる場合として、以下の例が挙げられる。

- (1) 反射効果より吸収効果が大きい燃料容器の壁厚を無視する（形状の単純化）。
- (2) ある程度厚い有限の反射体の外側を完全反射条件（アルベド=1）として設定する（境界条件の単純化）。
- (3) 燃焼燃料を中性子毒物を含まない新燃料として取扱う（核種組成の単純化）。

単純化によって中性子増倍率が大きくなる場合には、元の体系との中性子増倍率の差はモデル化の安全裕度として見込むことになる。

これに対して、単純化によって中性子増倍率が小さくなる場合として以下の例が挙げられる。

- (1) 小さな枝管の存在を無視する（形状の単純化）。
- (2) 小さな粒径の燃料を均質燃料として取扱う（形状の単純化）。
- (3) 厚い隔離材を介する隣の領域からの中性子の影響を無視する（境界条件の単純化）。

この単純化した体系と元の体系との中性子増倍率の差を切捨て反応度という。これら切捨てに伴う反応度分が十分小さく、モデル化に当たってはこれらを含むよう十分に安全裕度を確保する必要がある。

### 3. 評価対象のモデル化

#### 3.1 均質と見なしてよい燃料粒径

二酸化ウランと水の混合系の安全評価においては、たとえそれが非均質であっても燃料粒径が式(3.1.1)で求められる  $a_{\text{mm}}$  以下ならば均質と見なしてよい。

$$a = \frac{\epsilon_g}{\epsilon_g} \quad (3.1.1)$$

ここで、非均質系を均質系と見なすことによる無限増倍率の増加割合は  $\epsilon_g$  % 以下である。また、 $\epsilon_g$  は図 3.1.1 において%単位で表される  $\Delta k / k$  の値である。

ウランとプルトニウムの混合酸化物燃料（以下、MOX燃料という）と水の混合系の安全評価においても同様の式で表される。ただし、 $\epsilon_g$  は図 3.1.2 において%単位で表される実線から求められる  $\Delta k / k$  を 10 倍した値である。

#### 適用条件

- (1) 燃料粒子間に水（減速材）が存在する粉末状、スラリー状またはスラッジ状の燃料に適用する。なお、燃料粒子間に減速材が存在しない燃料については、燃料粒径の値によらず均質系としてモデル化することができる。
- (2) 二酸化ウランについては、濃縮度 10wt% 以下の場合で、平均ウラン濃度が  $1\text{gU/cm}^3$  から  $3\text{gU/cm}^3$  の範囲で適用する。
- (3) MOX燃料については、プルトニウム富化度（酸化物重量比）は 10wt% 以下、プルトニウムの同位体組成は、 $^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} : ^{241}\text{Pu} = 71 : 17 : 12$ （金属重量比）、ウランの同位体組成は天然と同じとする。平均MOX濃度が 0.5 から 1.1 g  $(\text{UO}_2 + \text{PuO}_2) / \text{cm}^3$  の範囲で適用する。

#### 「臨界安全ハンドブック」との関連

ここでは本資料 2.2 項に記した切捨て反応度に対応した燃料粒径を具体的に示しているもので、「臨界安全ハンドブック」の 3.1.3 項にある「均質と見なされる燃

料要素粒径」の補足・拡張になっている。

### 解説

核燃料施設ではしばしば粉末状あるいはスラリー状・スラッジ状の燃料を取扱う。ここで、スラリーとは、細かい固体状燃料粒子が液体の中に懸濁または分散している流動性のある泥状混合物をいう。例えば、ウラン転換工程に見られるような硝酸ウラニル水溶液にアルカリ性物質を添加してウラン沈殿物を生成した場合に生じる。なお、固体状燃料の濃度が高く流動性がなくなったもの、例えばスラリーを濾過したものを受けた物またはスラッジという。

臨界安全評価の観点からは、均質体系と比べ非均質体系の方が反応度的に高くても、違いが十分小さい（例えば  $0.3\% \Delta k/k$  以下の）うちは均質体系と見なしてよい。このような燃料の非均質効果を調べるために、低濃縮二酸化ウラン燃料の球状粒子とその周囲の水からなる微小な燃料セルの無限増倍率を計算した。この時、水対燃料体積比は、均質系で最適減速となる値にとった。無限増倍率の均質系からの変化割合を図 3.1.3 に示す<sup>11)</sup>。ウラン濃縮度が 3wt% と 5wt% では、この変化割合はほぼ変わらないが、10wt% 及び 20wt% と濃縮度が増すと増加率は減少し、濃縮度 40wt% では燃料球直径の増加とともに無限増倍率が減少する。その主要な原因是共鳴を逃れる確率 ( $p$ ) にある。濃縮度 5 wt% で、直径 1 mm 以下の燃料について、無限増倍率及び四因子の均質系に対する変化割合を求めたのが図 3.1.4 である<sup>11)</sup>。無限増倍率の均質系からの変化割合  $\Delta k/k$  が  $\Delta p/p$  によってほぼ決まること、これらの値が燃料直径にはほぼ比例して大きくなることが分る。

ウラン濃縮度 5 wt% で水対燃料体積比を変化させた体系についての計算が行われた。燃料球直径 1 mm の体系について、無限増倍率  $k$  の均質系に対する変化割合を平均ウラン濃度の関数として図示したのが図 3.1.1 である<sup>11)</sup>。この図により、 $\Delta k/k$  が平均ウラン濃度 1 ~ 3 gU/cm<sup>3</sup> の間で、平均ウラン濃度の関数としてほぼ直線的に変化することが分る。この図にはウラン濃縮度 3 wt% 及び 10wt% の体系についても示しているが、5 wt% 濃縮の体系で得られたこの関数が濃縮度に殆ど依存しないことが分る。

$\Delta k/k$  は、図 3.1.3 及び図 3.1.4 により燃料球直径 1 mm 以下では燃料球直径の大きさに比例する。それゆえ、無視してよい無限増倍率の増加割合を  $\epsilon$ 。（たとえば 0.3）%、対象系の平均ウラン濃度（あるいは水対燃料体積比）における図 3.1.1 の

$\Delta k / k$  の値を  $\epsilon_g$  % とするとき、均質と見なしてよい燃料粒径  $a$  mm は、(3.1.1) 式により求められる。たとえば 5 wt% 濃縮で、平均ウラン濃度 2 gU/cm<sup>3</sup> の二酸化ウラン-水の非均質体系では、0.3% の無限増倍率の増加割合が無視できるとすると、 $\epsilon_g = 0.3$ 、 $\epsilon_g = 1.28$  より、

$$a = \frac{0.3}{1.28} = 0.23 \text{ [mm]} \quad (3.1.2)$$

となる。それゆえ、燃料粒径をこれより小さい 200  $\mu\text{m}$  にとれば均質と見なせることが分る。

MOX 燃料に対して同様のセル計算を行い、燃料球直径 0.1mm についての結果が図 3.1.2 である。燃料が均質から非均質になったときの無限増倍率の増加割合は、プルトニウム富化度が増加するに従い大きくなつた。実線はプルトニウム富化度が 10wt% の場合である。MOX 燃料の濃度範囲は均質系で最適となる近傍を調べた。この燃料濃度範囲において、無限増倍率について 0.3% の増加割合が無視できるとすると、無視できる MOX 燃料の粒径は 80  $\mu\text{m}$  以下となる。

実際の二酸化ウラン粉末の燃料粒径は、製造法・測定法により異なるが、ガス吸着法、透過法、空气中沈降法の 3 つの測定法の中で最も大きな粒径を与える空气中沈降法では 5 から 50  $\mu\text{m}$  の粒径を与えることが報告されている<sup>2)</sup>。また、動燃により開発された MOX 燃料粉末の燃料粒径は、1.7 から 2.0  $\mu\text{m}$  と小さいことの報告がある<sup>3)</sup>。

### 第 3.1 節の参考文献

- 1) H. Okuno, Y. Naito and Y. Okuda, "Computation on Fuel Particle Size Capable of Being Regarded as Homogeneous in Nuclear Criticality Safety Analysis," J. Nucl. Sci. Technol. 31, 986 (1994).
- 2) J. Belle(ed.), "Uranium Dioxide: Properties and Nuclear Applications," U.S. Government Printing Office (1961).
- 3) H. Oshima, "Development of Microwave Heating Method for Co-Conversion of Plutonium-Uranium Nitrate to MOX Power," J. Nucl. Sci. Technol. 26, 161 (1989).

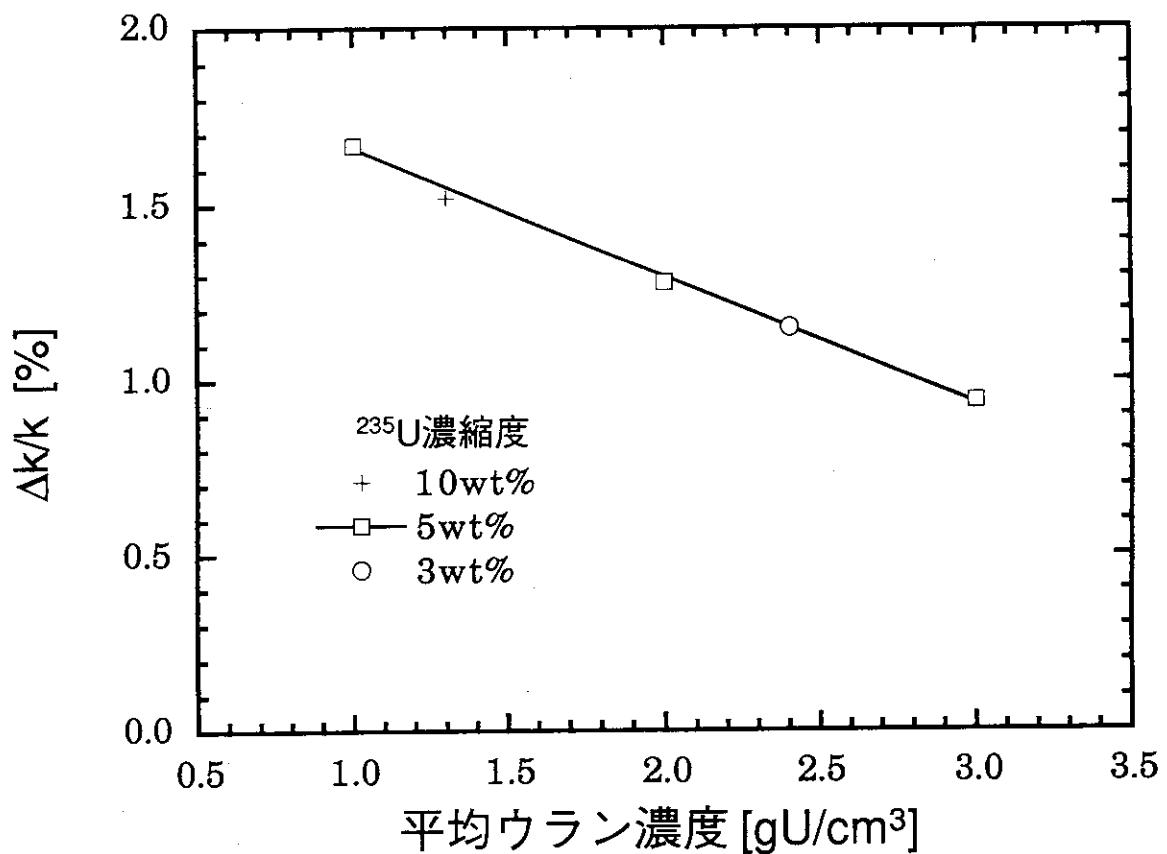


図3.1.1 低濃縮度（10wt%以下）二酸化ウラン－水非均質体系における非均質効果  
(燃料直径1mmの燃料－水を均質と見なした系からの無限倍増率の増加割合)

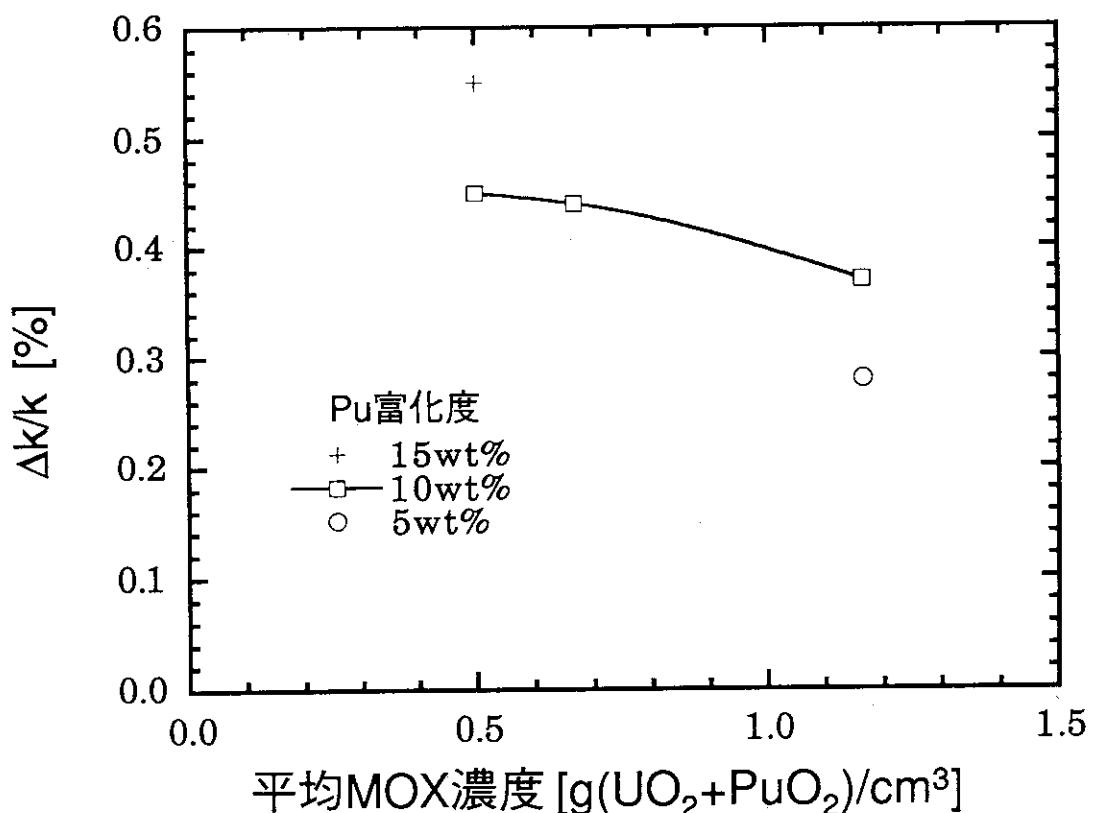


図3.1.2 低濃縮度（15wt%以下）MOX－水非均質体系における非均質効果  
(燃料直径0.1mmの燃料－水を均質と見なした系からの無限倍増率の増加割合)

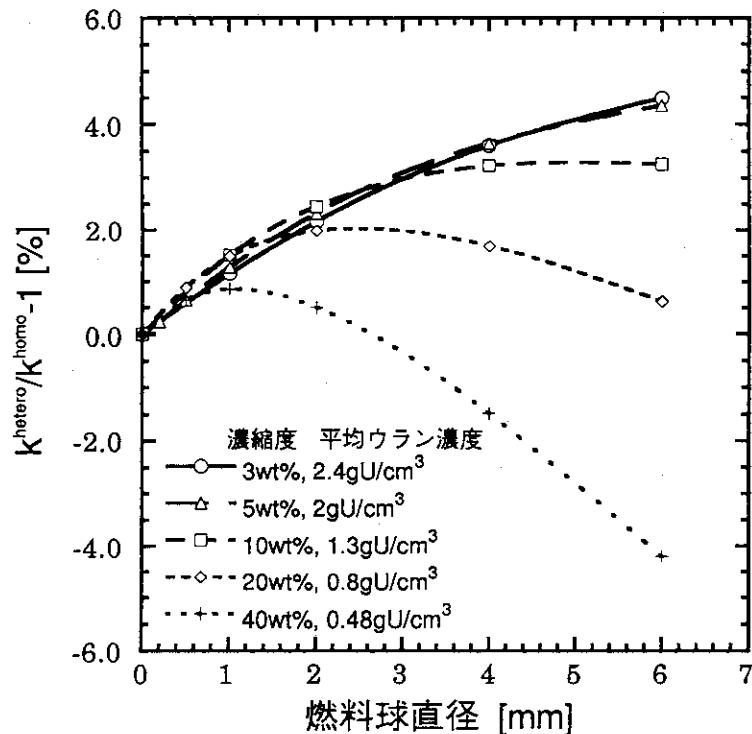


図3.1.3 均質体系に対する非均質体系の無限増倍率の変化割合  
(均質の極限で最適減速となる水対燃料体積比を持った  
二酸化ウラン球状燃料配列一水体系)

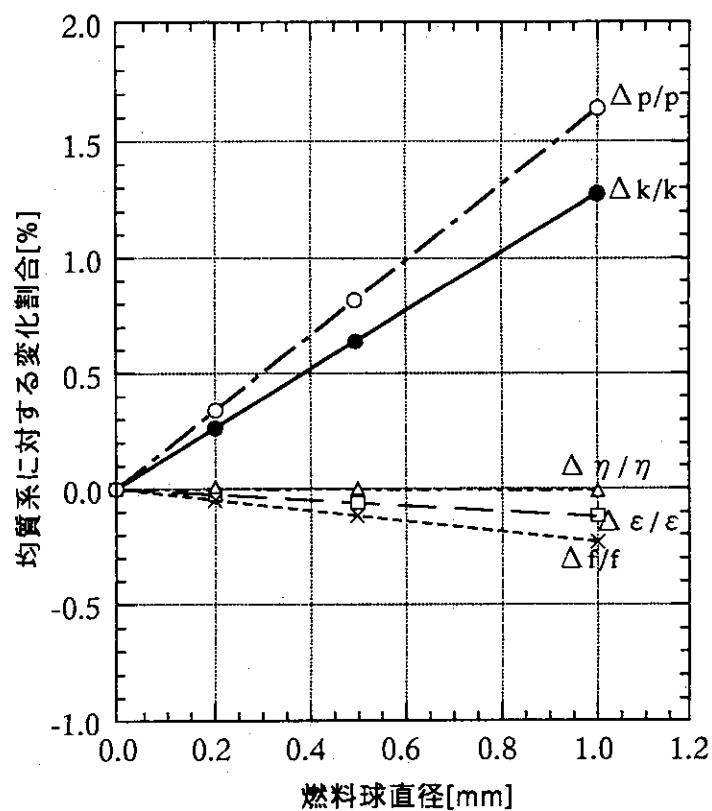


図3.1.4 燃料球直径の変化に伴う無限増倍率及び四因子の均質系  
に対する変化割合  
(濃縮度 5 wt%, 平均ウラン濃度 2 gU/cm<sup>3</sup> の二酸化  
ウラン球状燃料配列一水体系)

### 3.2 均質燃料の不均一効果

十分大きな濃度差を持つ硝酸ウラニル溶液または硝酸プルトニウム溶液を、混合する場合ないしは混合する恐れのある場合に、燃料濃度に過度の不均一性が生じたとしても、中性子増倍率の増加率は均一系に比べて次に示す値程度以下である。

硝酸ウラニル水溶液	1	[% $\Delta k / k$ ]
硝酸プルトニウム水溶液	4	[% $\Delta k / k$ ]

#### 適用条件

- (1) 硝酸ウラニル水溶液にあっては、濃縮度 5 wt % 以下、最大濃度 1,330 g U / l、また硝酸プルトニウム水溶液にあってはプルトニウム同位体比が  $^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} = 5 : 1$  と同程度、最大濃度 1,000 g Pu / l の場合に適用できる。
- (2) 十分な水反射体付き。

#### 「臨界安全ハンドブック」との関連

「臨界安全ハンドブック」の 3.1.1 項にある「均質体系の不均一効果」では文献の引用・例示にとどまっていたのに対して、本資料では適用範囲を明示した。

#### 解説

核燃料取扱い施設の臨界安全評価においては、技術的に想定される最も厳しい条件を設定し、評価することになっている<sup>1)</sup>。しかしながら、臨界条件データとして臨界安全ハンドブック等に記載されているのは燃料の分布が均一のときのもののみである。

燃料濃度が不均一になる自由度を許すと臨界量が小さくなりうる。実際、Goertzel は、高濃縮ウラン燃料体系で熱中性子束が燃料中で一定となる燃料分布（いわゆる Goertzel 分布；以下、G 分布）において臨界質量が最小になることを示した<sup>2)</sup>。G 分布は中心部で高く、周辺部で低くなる濃度分布である。

これに対して片倉らは低濃縮ウラン燃料においても、平坦な分布よりも臨界量が小さくなる分布が存在することを数値計算の結果により示した<sup>3)</sup>。平野らは最適燃料濃度分布が燃料インポータンス一定になるときに得られることを用いて、最適燃料濃度分布を拡散近似の下で数値的に求める手法を開発した<sup>4)</sup>。さらに、実際のプルトニウ

ム取扱い施設においてこのような不均一の効果を評価するに到った<sup>5)</sup>。

均質燃料の不均一効果を棒状燃料配列を用いて模擬した実験が、TCAの燃料集合体を用いて行われた。水対燃料体積比のとりうる範囲が狭かったためか、結果は否定的であった（柳澤らによる<sup>6)</sup>）。山根らはポリエチレンに挟まれた高濃縮ウラン燃料を使った実験をKUCAで行い、中央部の燃料密度を適度に高めると燃料密度分布が平坦な場合より反応度が高くなることを確認した<sup>7)</sup>。

均質燃料の不均一効果を検討するための一連の数値計算が、燃料インポータンス平坦化法に基づく最適燃料濃度分布計算コードOPT-Dを用いて進められた<sup>8)</sup>。反応度を最大とする最適燃料濃度分布の傾向は、平均の燃料濃度、あるいは減速度により次のように特徴付けられた。すなわち、最適燃料濃度分布は、過減速の燃料では中央高、減速不足では反射体近傍の燃料濃度を高くする分布になり、その中間では中央部及び周辺部の両方の燃料濃度が高くなる分布となった。

硝酸ウラニル水溶液及び硝酸プルトニウム水溶液の平板状燃料を対象とした計算を行った。この時、燃料濃度が空間的に振動する非均質の効果を取り除くため、燃料中心を対称とする燃料分布の極小値は1点しか許さないという条件を設けた。このような不均一効果を考慮しても、濃縮度5 wt%の硝酸ウラニル水溶液体系では中性子増倍率の増加が高々1%程度（表3.2.1）であるのに比べ、プルトニウム同位体比が<sup>239</sup>Pu:<sup>240</sup>Pu=5:1の硝酸プルトニウム水溶液体系では3%～4%（表3.2.2）になるとの結果が得られた。得られた最適燃料濃度分布の例を図3.2.1及び図3.2.2に示す。これは上述の中間的分布で、反射体付近に燃料を集めるとともに、残った燃料を中央の濃度がやや高めになるような分布になっている。

同様の束縛条件を設けて、十分な水反射体が付いた厚さ10cm、濃縮度5 wt%の均質UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O燃料において不均一効果を調べた。計算結果を図3.2.3に示す。この体系では均一分布の下では2,000gU/l付近で中性子増倍率が最大になる。一方、不均一燃料分布のときには平均燃料濃度が3,000gU/lの方が高い値をとっており、均一分布に比して中性子増倍率が約4.9%大きくなっている<sup>8)</sup>。

なお、不均一効果は、凸形状燃料では平板形状が最も大きいと考えられる。実際、均質UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O燃料に対して行った計算の結果、ほぼ同じ中性子増倍率を与える球（直径36cm）、円柱（直径24cm）、平板（厚さ10cm）の3つの形状では、ほぼ最適減速(2gU/cm<sup>3</sup>)での不均一効果による中性子増倍率の増加率も、この順で1.5%、2.2%、3.7%と大きくなっていくことが明らかになった。

なお、拡散近似に基づく最適燃料濃度分布計算コードOPT-D<sup>⑧</sup>は、反射体の付いた体系には適用可能であるが、反射体のない体系に対しては計算精度が悪くなり適用できないことが明らかになった。そこで、中性子収支方程式を輸送理論に基づいて解く方法に変更した最適燃料濃度分布計算コードOPT-SNを作成し、これを用いて反射体のない体系の不均一効果を求めた。 $5 \text{ wt\%}^{235}\text{U}$ 濃縮二酸化ウランー水（ボイドなし）からなる反射体が付かない厚さ10cmの板状燃料体系における最適燃料濃度分布と中性子増倍率を求めた。平均燃料濃度は700~4,000gU/lの間で変化させた。最適燃料濃度分布での中性子増倍率を均一分布のものと比較して示したのが図3.2.4である。燃料濃度が1,500~2,000gU/lでは燃料体系はほぼ最適減速状態になるので、不均一効果は中性子増倍率の増加割合にして1% $\Delta k/k$ 以内であるが、この領域を外れると数%にのぼることが分かる。

このような不均一効果は、図3.2.1のように溶液状燃料の濃度差が数100g/l程度の大きさを持つ場合に顕著になる。従って、同一濃度の硝酸ウラニル溶液又は硝酸プルトニウム溶液を貯留するような定常状態の槽類においては、槽中の燃料濃度は殆ど一様であるため、モデル化において不均一効果を考慮する必要はない。

すなわち、当該のモデル化の考え方方が適用されるのは、十分大きな濃度差を持つ硝酸ウラニル溶液又は硝酸プルトニウム溶液を混合する場合あるいは混合する恐れのある場合で、信頼性のある強制混合機構を持たないことにより、問題になるような十分大きな濃度差が生じる恐れがある場合である。

### 第3.2節の参考文献

- 1) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編、「臨界安全ハンドブック」、にっかん書房(1988)。
- 2) G. Geortzel, "Minimum Critical Mass and Flat Flux," J. Nucl. Energy, 2, 193 (1956).
- 3) 片倉純一・酒井友宏、「 $^{235}\text{U}$ 燃料の濃度分布による臨界質量への効果に関する予備的検討」、JAERI-M88-148(1988)。

- 4) Y. Hirano, Y. Yamane, K. Nishina and I. Mitsuhashi, "Reactivity Effect of Non-Uniformly Distributed Fuel in Fuel Solution System," J. Nucl. Sci. Tech., 28, 595 (1991).
- 5) (株)東芝、「核燃料物質溶液における濃度の不均一効果について」、TLR-R005 (1991).
- 6) H. Yanagisawa, T. Suzuki and K. Nitta, "Measurements of Masses of Non-Uniform Fuel Rod Lattice Configurations," Proc. Int. Seminar on Nuclear Criticality Safety, 84, Tokyo (1987).
- 7) Y. Yamane, Y. Hirano, S. Shiroya and K. Kobayashi, "Measurements of Reactivity Effect and Thermal Neutron Flux in Non-uniformly Distributed Fuel Assemblies," J. Nucl. Sci. Tech., 31, 640 (1994).
- 8) 奥野浩・酒井友宏・塩田雅之、「核燃料濃度の不均一性による反応度効果の計算」、JAERI-M92-192 (1992).

表3.2.1 十分な水反射体付き硝酸ウラニル水溶液 ( $^{235}\text{U}$ 濃縮度 5 wt%, 硝酸モル濃度 0) 平板体系における均一濃度分布及び最適濃度分布での中性子増倍率の比較及びその増加割合 (但し, 燃料中心を対称とする燃料分布中の極小値は 1 点しか許されていない)

平均濃度 [gU/ℓ]	中性子増倍率 $k_{\text{eff}}$ [-]		中性子増倍率增加割合 [% $\Delta k / k$ ]	最適分布
	均一分布	最適分布		
300	0.6799	0.6826	0.40	— —
500	0.8156	0.8190	0.42	— —
700	0.8803	0.8856	0.60	— —
900	0.9092	0.9186	1.03	図3.2.1
1,100	0.9169	0.9255	0.94	— —

表3.2.2 十分な水反射体付き硝酸プルトニウム水溶液(プルトニウム同位体比  $^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} = 5 : 1$ , 硝酸モル濃度 0) 平板体系における均一濃度分布及び最適濃度分布での中性子増倍率の比較及びその増加割合 (但し, 燃料中心を対称とする燃料分布中の極小値は 1 点しか許されていない)

平均濃度 [gPu/ℓ]	中性子増倍率 $k_{\text{eff}}$ [-]		中性子増倍率增加割合 [% $\Delta k / k$ ]	最適分布
	均一分布	最適分布		
70	0.8662	0.8961	3.45	— —
100	0.8925	0.9242	3.55	— —
200	0.9089	0.9443	3.89	— —
300	0.9044	0.9408	4.02	図3.2.2
500	0.8923	0.9204	3.15	— —

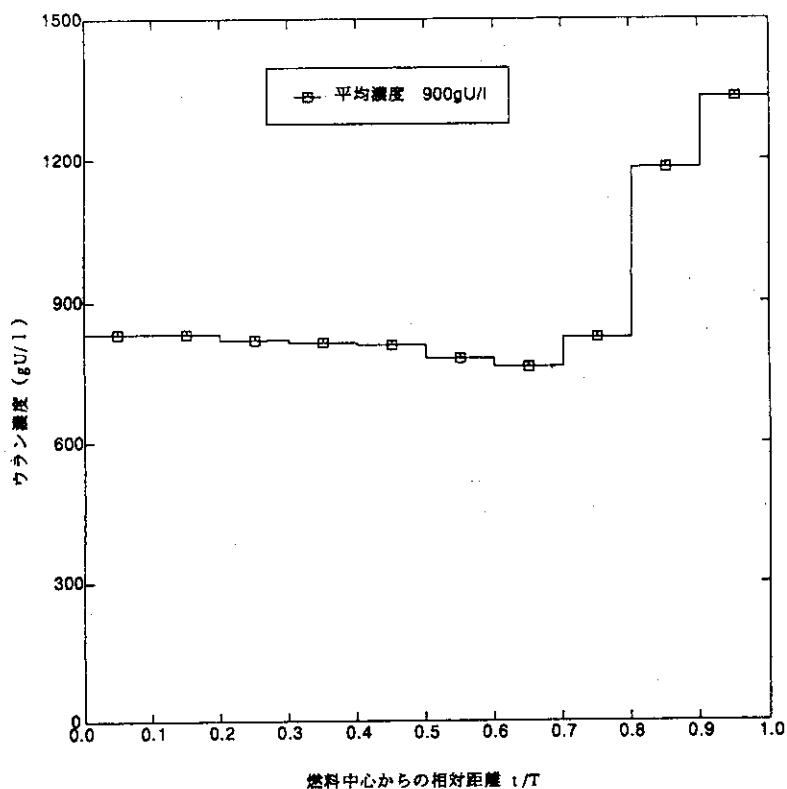


図3.2.1 十分な水反射体付き硝酸ウラニル水溶液 ( $^{235}\text{U}$ 濃縮度 5 wt%, 平均濃度  $900\text{gU}/\ell$ , 硝酸モル濃度 0) 平板体系において最大反応度を与える最適濃度分布 (但し, 燃料中心を対称とする燃料分布中の極小値は 1 点しか許されていない)

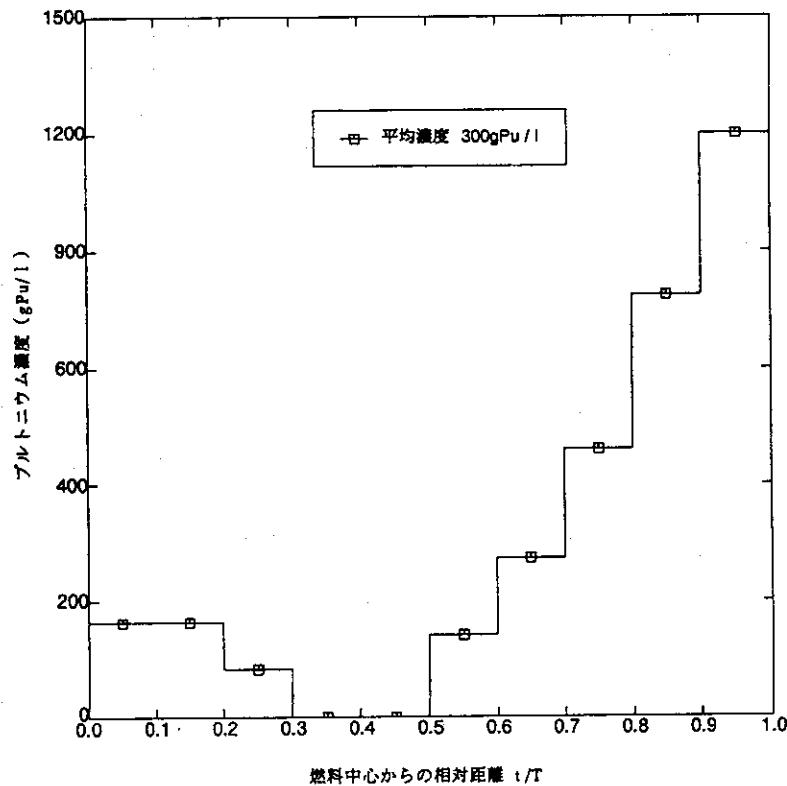


図3.2.2 十分な水反射体付き硝酸プルトニウム水溶液 ( $^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} = 5 : 1$ , 平均プルトニウム濃度  $300\text{gPu}/\ell$ , 硝酸モル濃度 0) 平板体系において最大反応度を与える最適濃度分布 (但し, 燃料中心を対称とする燃料分布中の極小値は 1 点しか許されていない)

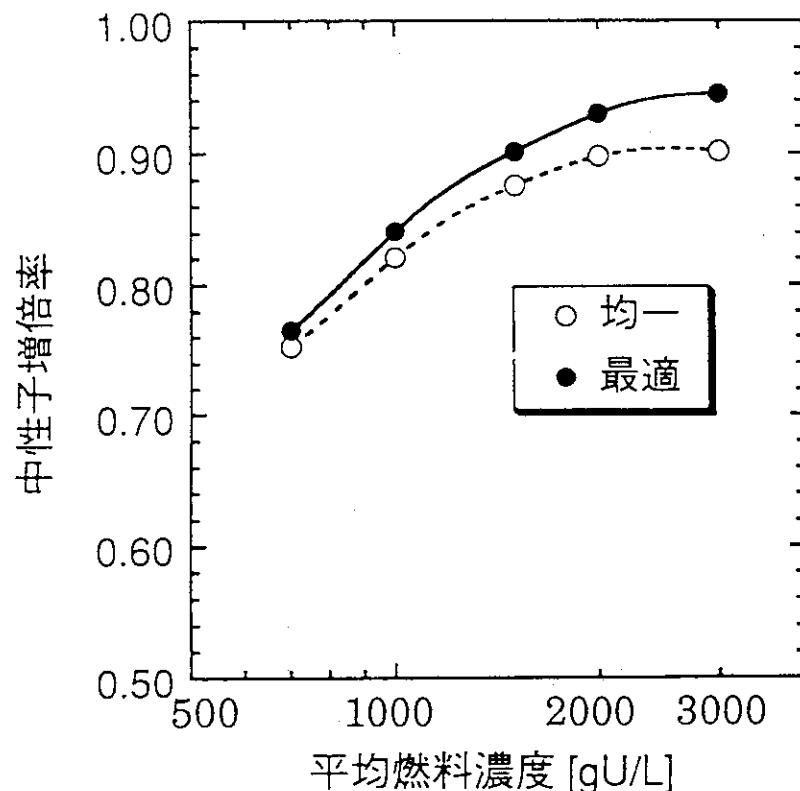


図3.2.3 均一及び最適燃料分布での中性子増倍率の比較  
(厚さ10cmの平板形状UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O, 両側水反射体付き)

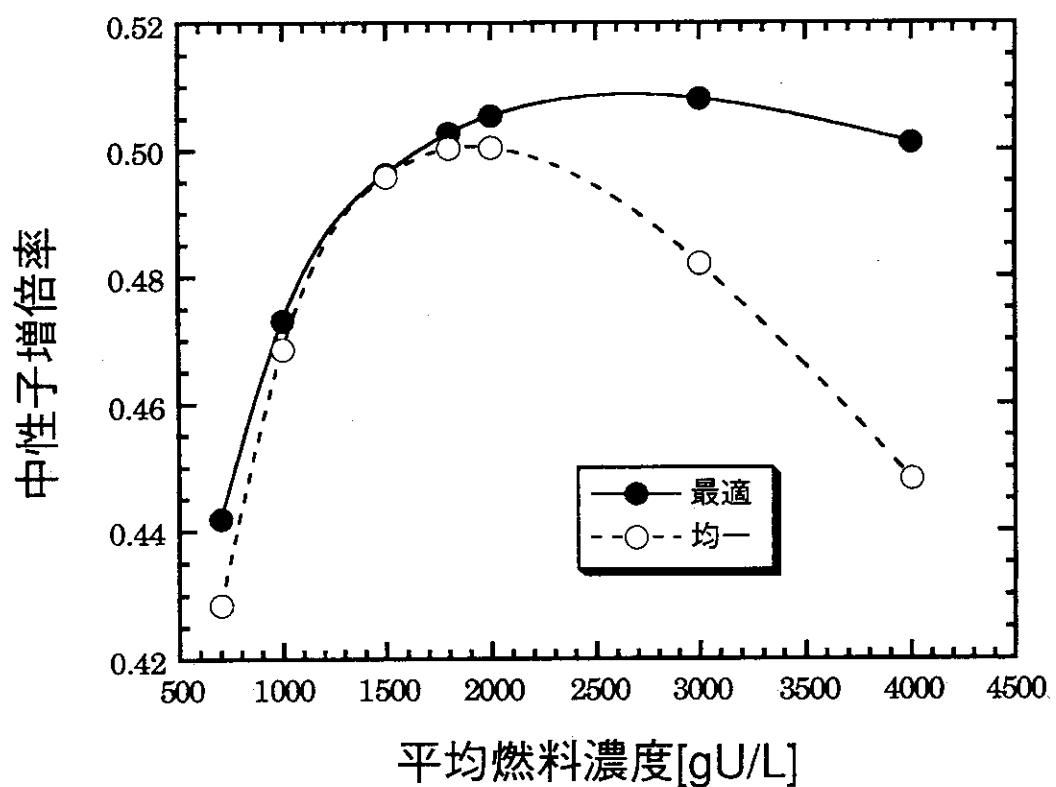


図3.2.4 均一及び最適燃料分布での中性子増倍率の比較  
(反射体が付かない厚さ10cmの板状UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O, OPT-SNコードを使用)

### 3.3 枝管の反応度効果

燃料溶液が入った容器（以下、主容器）に細い配管（以下、枝管）が付いたときの全体系の中性子増倍率  $k$  は以下の式で評価してよい<sup>1)</sup>。

$$k = k_0 / (1 - \delta) \quad (3.3.1)$$

$$\delta = \sum_{i=1}^n \delta_i \quad (3.3.2)$$

$$\delta_i = \frac{1}{1 - k_i/k_0} \left( \frac{L}{L + A} \right)_0 \left( \frac{L}{L + A} \right)_i \omega_{0i} \omega_{i0} \quad (3.3.3)$$

ここで、 $n$  は枝管本数、 $0$  及び  $i$  はそれぞれ主容器及び枝管に関する添字で、

$k_i$  : ユニット  $i$  の中性子増倍率 ( $i = 0, 1, \dots, n$ )、

$\left( \frac{L}{L + A} \right)_i$  : ユニット  $i$  からの漏洩割合 ( $i = 0, 1, \dots, n$ )、

$\omega_{0i}$  : ユニット  $0$  の中心からユニット  $i$  をみたときの立体角分率 ( $i = 1, \dots, n$ )、

$\omega_{i0}$  : ユニット  $i$  からユニット  $0$  をみたときの最大立体角分率 ( $i = 1, \dots, n$ )。

特に、円筒状の主容器の側面に円筒状の枝管が垂直に接続しているときには、枝管の直径と主容器の直径が図 3.3.1 に示す曲線の下側にあれば、枝管の長さに係わらずその枝管は無視できる。ただし、枝管を無視したことに伴う中性子増倍率に関する相対誤差は  $0.3\% \Delta k/k$  以下である。

#### 適用条件

- (1) 枝管同士の相互作用が、枝管と主容器との相互作用に比べて無視できる範囲で適用できる。
- (2) 反射体に囲まれた体系には適用できない。

「臨界安全ハンドブック」との関連

「臨界安全ハンドブック」の 3.1.6 項「複雑な幾何形状の取扱い」では配管等が付いたときに、形状を単純化して解析する場合の注意事項が書かれている。本報告ではより具体的に解析方法を示しており、「臨界安全ハンドブック」の補足になっている。

解説

大きな燃料ユニットに小さな燃料要素が近接している体系が核燃料施設では少なからず存在する。典型的な例としては、燃料溶液槽に細い配管が接続している場合が挙げられる。このような体系の中性子増倍率を正確に計算することは一般に困難である。即ち、複雑な形状を取扱うためモンテカルロ法の計算コードに頼ることになるが、入力データの作成が複雑な上、枝管の影響について調べるために高い計算精度を必要とし、このため計算時間も通常の場合より相当長くかかるからである。枝管が主容器に与える反応度効果が非常に小さい場合には、枝管を無視することができる。また無視できない場合には、反応度寄与を簡易法で求めて、主容器の反応度をその分だけ上積みすればよいと考えられる。

(3.3.1)～(3.3.3) の評価式は中性子収支に基づいて得られたものである。基本的には既に複数ユニット燃料体系の臨界安全解析コード M U T U A L に応用されたものと同じであるが、ユニットが近接しているため、枝管側の中性子発生点が中心からずれることを取り入れている。5wt%  $^{235}\text{U}$  濃縮の硝酸ウラニル水溶液（濃度 1,000 gU/l）からなる 3 次元燃料体系に対してモンテカルロ法計算コード K E N O - IV を用いた詳細計算と比較した<sup>1)</sup>。主容器、枝管ともに正四角柱形状で、容器及び配管の肉厚は無視している。角柱 (32cm 角、高さ 1 m) の 4 つの側面中央に細い角柱（太さはパラメータ、長さ 50cm）を 1 本ずつ付けた。(3.3.3) 式の計算に対応する部分を表 3.3.1 に、最終的な計算結果を図 3.3.2 に示す。上記の式はやや大きめの値を与える傾向にあるが、安全側の評価式としては十分使用しうることが分った。

この評価式を用いて、円筒状の主容器の側面に円筒状の枝管が垂直に接続している体系において、無視できる枝管の直径と本数を求めて図示したのが図 3.3.1 である<sup>1)</sup>。ただし、無視できる中性子増倍率の相対的な大きさを  $0.3\% \Delta k/k$ 、 $\omega_{10} = 0.5$ 、 $\omega_{10} = (d_1/d_0)^2 / 4$ 、溶液中の中性子移動面積  $M^2$  を  $40\text{cm}^2$ 、外挿距離を 3cm としている。ここで、 $d_0$  及び  $d_1$  はそれぞれ主容器及び枝管の直径である。

## 第3.3節の参考文献

- 1) 奥野浩・内藤俊孝・金子俊幸、「枝管の反応度効果についての計算による検討」、  
JAERI/Tech95-025(1995).

表3.3.1 簡易評価式（本文（3.3.3）式）に基づく枝管の反応度効果の計算例  
( $k_0=0.7946$ ,  $L/(L+A)=0.3838$ としている)

枝管太さ [cm]	$k_i$	$\frac{L}{L+A}$	$\omega_{0i}$	$\omega_{i0}$	$\delta_i$
2	0.00379	0.997	$1.24 \times 10^{-3}$	0.5	$2.38 \times 10^{-4}$
5	0.0164	0.984	$7.53 \times 10^{-3}$	0.5	$1.45 \times 10^{-3}$
10	0.121	0.897	$2.76 \times 10^{-2}$	0.5	$5.59 \times 10^{-3}$
15	0.299	0.758	$5.45 \times 10^{-2}$	0.5	$1.27 \times 10^{-2}$

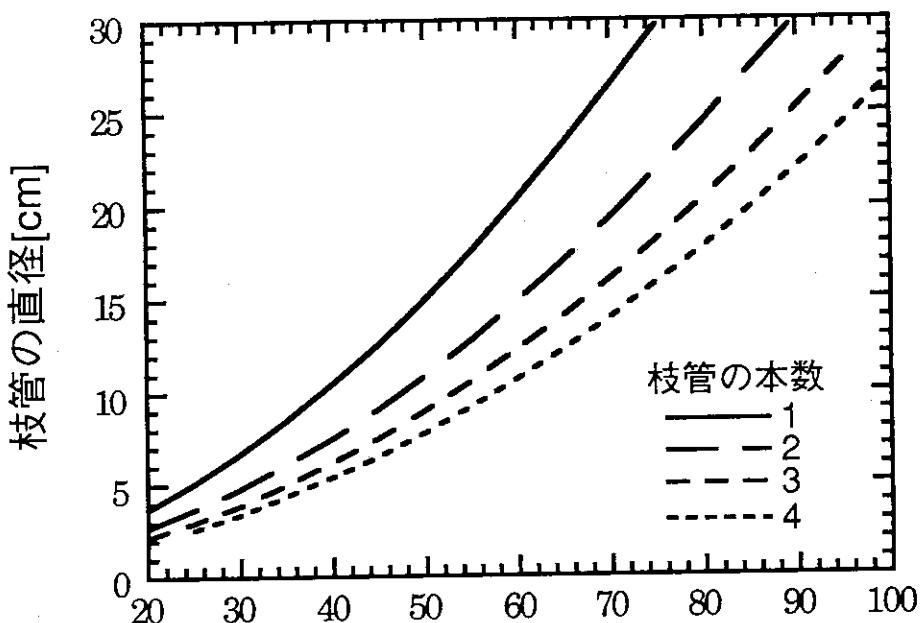


図3.3.1 無視できる枝管の直径と本数  
円筒状の枝管が円筒状の主容器の側面に垂直に接続しているとしている

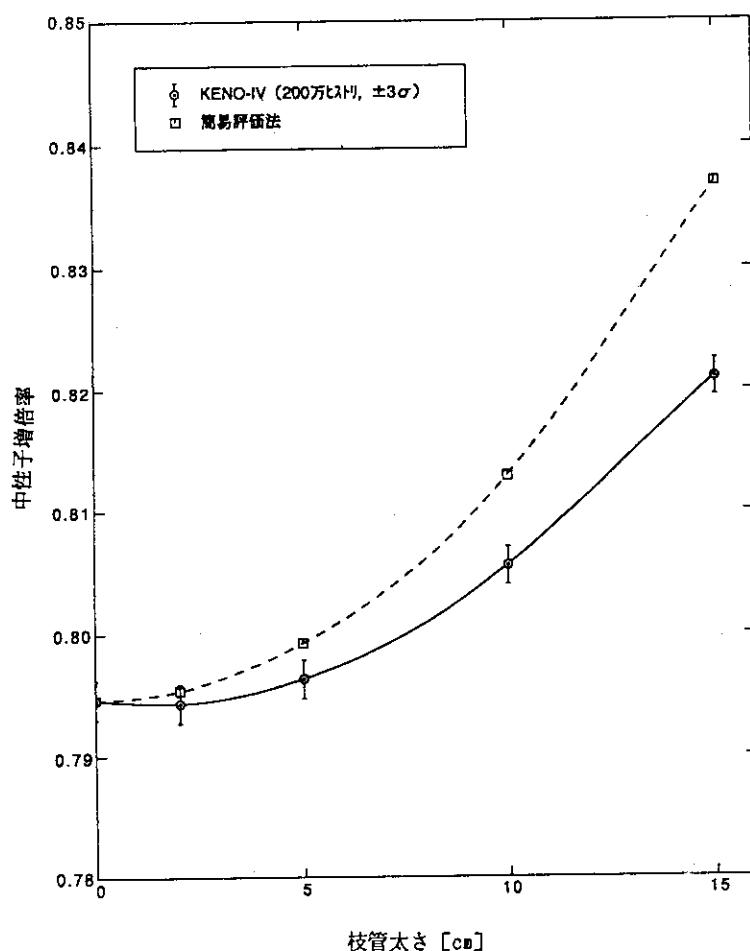


図3.3.2 硝酸ウラニル水溶液 (5 wt%ウラン濃縮, 濃度 $1,000 \text{ gU/l}$ ) からなる正四角柱 (32cm角, 高さ1m) の4つの側面中央に細い角柱 (長さ50cm) を付けた体系の中性子増倍率の計算

### 3.4 燃料密度の反応度効果

同一質量で同一核種組成の燃料（減速材も含む）は、密度の高いほど中性子増倍率が大きい。従って、單一ユニットの臨界安全評価は、同一核種組成のもとでは、燃料密度が最大となる場合を想定する。また、臨界質量を算出するに当たっては、球形状を想定するとともに、同一核種組成で燃料密度が最大となる場合を想定する。

複数ユニットの臨界安全評価においては、各單一ユニットの形状寸法が一定で燃料質量に制限がない場合には、同一核種組成で燃料密度が最大となる場合を想定する<sup>1)</sup>。

#### 適用条件

- (1) 同一質量で同一核種組成の單一ユニット体系に適用される。
- (2) 同一形状寸法で同一核種組成の複数ユニット体系に適用される。

#### 「臨界安全ハンドブック」との関連

臨界安全ハンドブックの3.1.8に「酸化物粉末燃料の密度、含水率」について記載がある。この内の燃料の密度に関しては本節の記載範囲に包含される。複数ユニットにおける燃料密度の効果に係わる記載は臨界安全ハンドブックにはない。

#### 解説

單一ユニットにおいては、同一核種組成で同一質量のもとで燃料（減速材も含む）密度を増大すると、中性子移動面積は減少し中性子の漏洩を減少させる効果があるが、形状寸法は小さくなり中性子の漏洩を増大させる効果もある。この二つの効果の競争関係で燃料密度の変化に対する中性子増倍率の変化が決まる。

中性子移動面積は密度の2乗に逆比例する。燃料の質量を一定とすると、球形状においては半径は密度の1/3乗に逆比例する。外挿距離を無視すると、幾何学的バッククリングは半径の2乗に逆比例するから、中性子漏洩割合  $M^2B^2$  は密度の4/3乗に逆比例して減少する。同様に円柱形状の場合には、長さ当たりの質量を一定とすると中性子漏洩割合は密度に逆比例して減少する。また、平板形状においては面積当たりの質量を一定とすると、中性子漏洩割合は密度の大きさに依存しない。従ってこのような燃料質量一定の条件の下では、燃料密度が大きい程中性子増倍率は上昇する（球形状及び円柱形状の場合）か又は変化しない（平板形状の場合）。このことは、反射体の有無に関係なく成立する<sup>1)</sup>。計算例を図3.4.1～図3.4.4に示す。図3.4.1～図3.4.3は燃料密

度の増大に伴う中性子増倍率の変化を示している。図 3.4.4 は燃料密度の増大に伴う臨界質量の減少を示している。

複数ユニットについては、燃料密度の増大は單一ユニットの中性子増倍率を増大させるが、相互干渉効果を減少させる。この競争関係で系の中性子増倍率が決定される。この競争関係は微妙であるので、話を単純化するために、燃料密度を変化させても相手からの見込み角は変化しない場合について検討する。即ち、着目ユニットの燃料質量を一定に制限しないで形状寸法を一定という条件である。この条件の下では着目ユニットの無限中性子増倍率を  $k_{\infty_1}$ 、その他のユニットからなる系の実効中性子増倍率を  $k_2$  とするとき、 $k_2 < k_{\infty_1}$  の関係を満たせば、着目ユニットの燃料密度の増大は系の中性子増倍率を増大させる。

### 第 3.4 節の参考文献

- 1) 萩野晃久・内藤倣孝、「燃料密度が中性子増倍率に与える効果」、JAERI-M91-164 (1991).

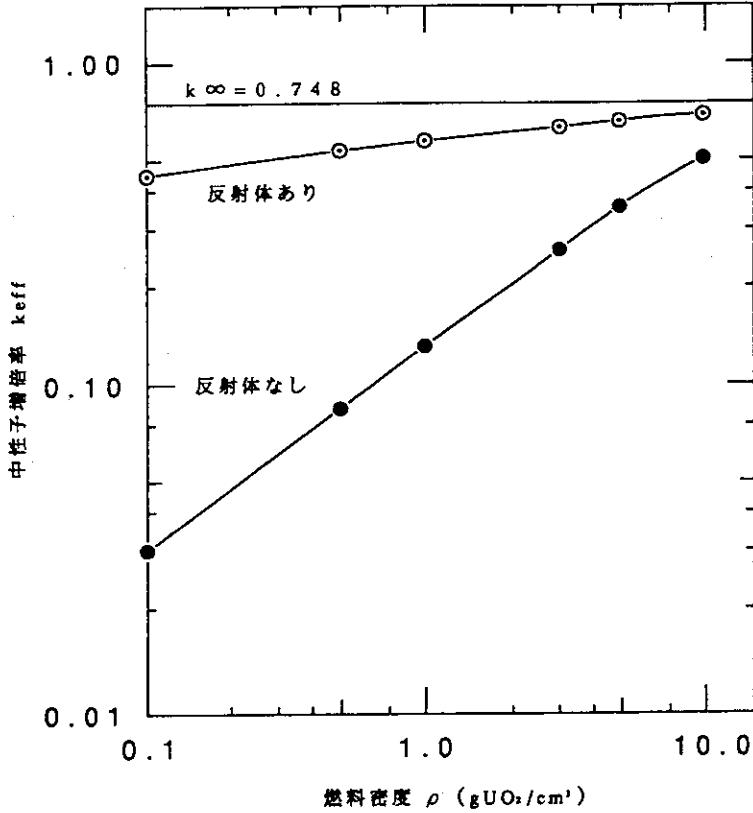


図3.4.1 燃料密度と中性子増倍率との関係（球形状の場合）  
計算はUO<sub>2</sub>粉末燃料 (<sup>235</sup>U濃縮度4 wt%, H/U比0,  
燃料質量2145kgUO<sub>2</sub>) について行った。

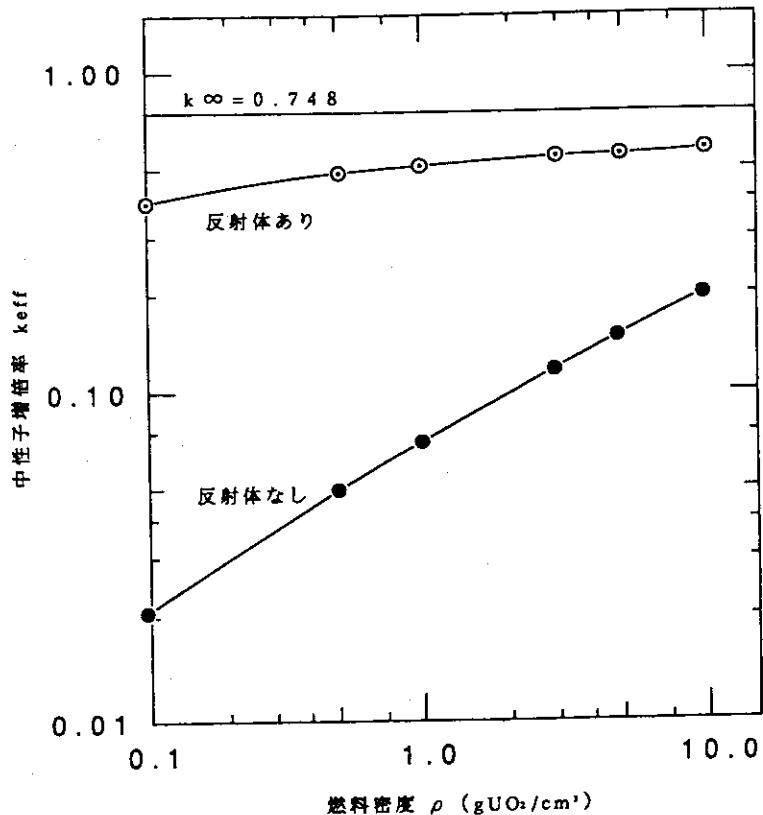


図3.4.2 燃料密度と中性子増倍率との関係（円柱形状、高さ10mの場合）  
計算はUO<sub>2</sub>粉末燃料 (<sup>235</sup>U濃縮度4 wt%, H/U比0,  
燃料質量2145kgUO<sub>2</sub>) について行った。

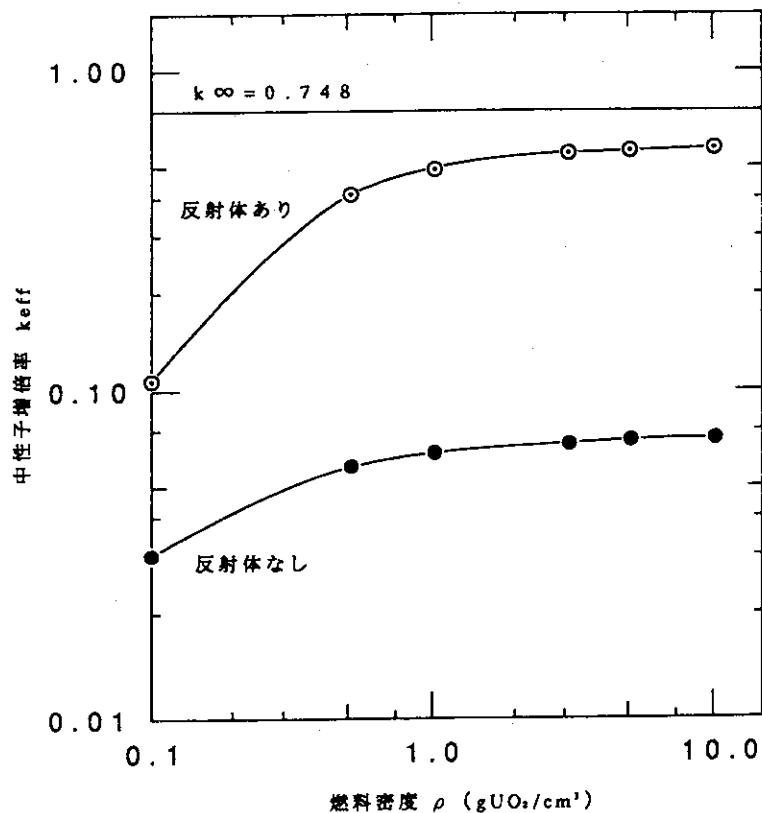


図3.4.3 燃料密度と中性子増倍率との関係（平板形状、1辺3mの場合）  
計算は $\text{UO}_2$ 粉末燃料 ( $^{235}\text{U}$ 濃縮度4wt%，H/U比0，  
燃料質量2145kg  $\text{UO}_2$ ) について行った。

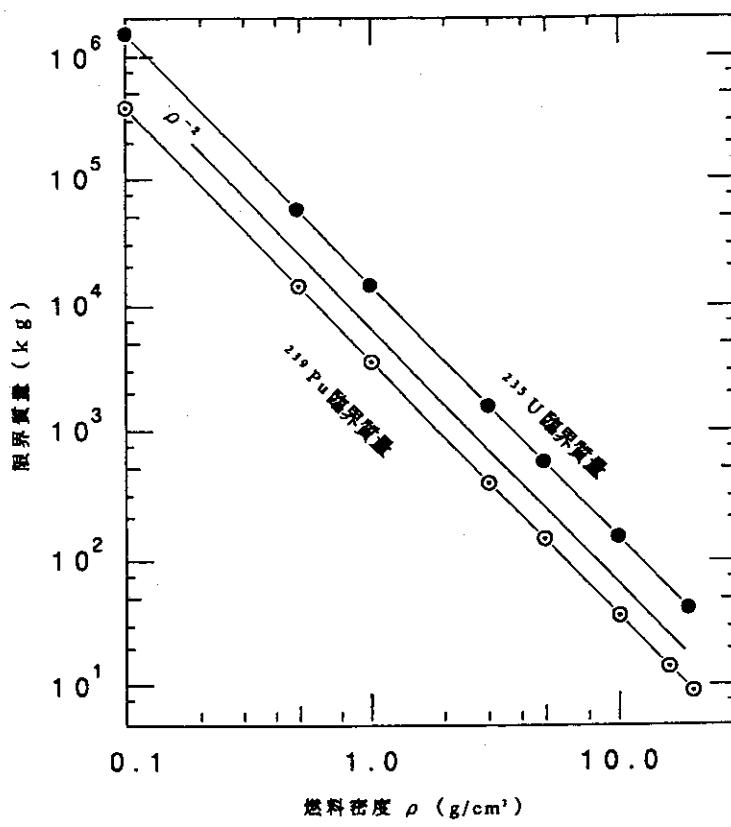


図3.4.4  $^{235}\text{U}$ 及び $^{239}\text{Pu}$ の臨界質量と燃料密度との関係

### 3.5 コンクリートの中性子隔離厚さ

全く何も条件を設定しないで、無限平板の燃料を収納する無数の部屋が無限に続くとした場合には、部屋を区切るコンクリート壁の中性子隔離厚さは約76cmである。

2つの無限平板が壁を挟んで向かい合っており、部屋に奥行きを考えてその他の室の燃料との中性子相互干渉が無視できるとした場合には、隔離厚さは55~60cm程度となる。さらに、部屋が有限の大きさで、平板燃料も有限であると仮定すると隔離厚さは30~40cm程度となる。

平板燃料が壁を隔てて向かい合うことを仮定しないでよい施設においては、隔離厚さは30cm以下でよい<sup>1)</sup>。

#### 適用条件

コンクリートの組成は「臨界安全ハンドブック」と同じか、それよりも含水率が多いものとする。

#### 「臨界安全ハンドブック」との関連

臨界安全ハンドブックには、無限平板の燃料が各室に配列されている場合のコンクリートによる中性子隔離厚さの導出法が示されている。この方式を適用すると隔離厚さが80cm位になってしまふ。現実には無限平板が無限に配列されている施設はないので、より現実的な系について示した。

#### 解説

複数の室の臨界安全管理は通常下記の手順で行われる。

まず、各部屋毎に、コンクリート壁の厚さが無限大であると仮定して、臨界にならないことを確認する。次に、コンクリート壁の厚さが有限となり、部屋間の中性子相互干渉効果が生じても臨界になることがないことを確認する。この際、コンクリート壁の厚さが十分厚ければ部屋間の中性子相互干渉効果を評価する必要はない。このコンクリートの厚さを「コンクリートの中性子隔離厚さ」という。ここで注意を要するのは、「コンクリートの中性子隔離厚さ」が、施設の状態や取り扱う核燃料物質の種類によらず定まる値であるということである。この値は如何なる施設においても用いることができるものである。

臨界安全ハンドブックでは、隔離厚さ $I$ は、部屋間のコンクリート厚さが0及び無限大の場合の中性子増倍率との間の下記の関係を用いて安全側に求められるとしている。

$$I = M[1 + \ln\{(k(t=0) - k(t=\infty))/(k(t=\infty) \cdot \epsilon)\}] \quad (3.5.1)$$

ここで、

$M$  : 隔離材の中性子移動距離

$k(t)$  : 隔離材の厚さが $t$ で、着目する燃料体系と同一の核燃料体系が  
隔離材の反対側にあると仮定した体系の中性子増倍率

$\epsilon$  :  $(k_{limit} - k(t=\infty))/k(t=\infty)$

$k_{limit}$  : 最大許容増倍率

この式を用いて中性子隔離厚さを求める。コンクリート壁厚が無限大の仮定のもとでは、各部屋とも未臨界でなければならないので $k(t=\infty)$ として $k_{limit}$  (0.95程度の値)以下の値が用いられる。許容される最小の $\epsilon$ を中性子隔離材の切捨て反応度とよび、 $0.3\% \Delta k/k$ 程度を想定する。 $k(t=0)$ には中性子漏洩が無いとした部屋の中性子増倍率 $k_\infty$ が対応する。

$k_\infty$ が最も大きくなるのは $^{235}\text{U}$ や $^{239}\text{Pu}$ が100%の金属燃料の場合であり、臨界安全ハンドブックによれば、 $k_\infty$ の値は2.0程度である。式(3.5.1)において、 $k(t=\infty)$ を0.95、 $k(t=0)=k_\infty$ を2.0、コンクリートの中性子移動距離 $M$ を10.92cm、 $\epsilon$ を $0.3\% \Delta k/k$ すると中性子隔離厚さ $I$ の値は約76cmとなる。

以上の方針で求めたコンクリートの中性子隔離厚さは、我が国で通常使用されているコンクリートの隔離厚さ30cmより非常に大きい。この理由は、式(3.5.1)は無限平板の式であり現実の部屋は一辺数mの直方体で有限であることに主に起因していると考えられる。このため、以下に有限体系についての考察を行う。

通常板状の燃料が壁を隔てて向かい合う場合が中性子の相互干渉効果が最も大きくなる。各部屋が立方体であり且つ部屋間の壁の厚さが零であると仮定すると、向かい合う2つの部屋の中央にある壁と同じ面積の平板燃料の見込み角は0.0641立体角分率で、中性子相互干渉効果は非常に小さい。即ち、向かい合う2つの部屋の平板燃料が2部屋を隔てる壁に隣接して設置された場合が最も中性子の相互干渉効果が大きくなる。以下この様な状態で燃料が配置されていたとして考察を進める。

コンクリート壁厚が無限大の仮定のもとで中性子増倍率は約0.95未満に制限される

と仮定する。無限平板燃料が壁に隣接している場合が中性子増倍率を最も大きくすると考えられるので下記の式を導入する。なお、燃料の壁とは逆の面には真空境界条件を想定している。

$$k(t=\infty) = \frac{k_\infty}{1 + 0.27 \frac{M^2 B^2}{2} + \frac{M^2 B^2}{2}} \quad (3.5.2)$$

ここで、0.27はコンクリートのアルベド0.73により中性子漏洩量が減少したことを意味する。

式(3.5.2)から $M^2 B^2$ は下記の式で求まる。

$$M^2 B^2 = \frac{2 \times \left( \frac{k_\infty}{0.95} - 1 \right)}{1.27} \quad (3.5.3)$$

$B^2$ は平板燃料の厚さをT、外挿距離をdとすると下記の式で求まる。

$$B_1^2 = \left( \frac{\pi}{T+2d} \right)^2 \quad (3.5.4)$$

板状燃料の材質 ( $k_\infty, M^2, d$ ) が定まると、部屋の中性子増倍率が0.95となる板厚Tが上記式から求まる。

次に、2つの平板燃料が向かい合うコンクリート壁が取り除かれたとする。近似的に2つの燃料が重なったとすると厚さは2Tとなり、そのバックリングは、

$$B_2^2 = \left( \frac{\pi}{2T+2d} \right)^2 \quad (3.5.5)$$

となる。この $B_2^2$ を用いて、壁が無くなった場合の中性子増倍率 $k(t=0)$ を求める。

$$k(t=0) = \frac{k_\infty}{1+M^2B_2^2} \quad (3.5.6)$$

この式(3.5.6)から求まる  $k(t=0)$  を用いて式(3.5.1)から隔離距離  $l$  が求まる。その結果を表3.5.1に示す。以上の仮定のもとで求まるコンクリートの中性子隔離厚さは60~70cmである。

次に無限平板ではなく、有限な平板について考える。

2つの板状燃料が  $H$ だけ隔たって向かい合う場合を立体角法を用いて検討する。図3.5.1に示すように、平板は一辺の長さ  $a$  の正方形で、一方の中心から他方の表面までの距離を  $H$  とする。 $\eta = H/a$  とすると、 $\eta$  と立体角分率  $\Omega$  との間には、

$$\Omega = \frac{1}{\pi} \sin^{-1} \left( \frac{1}{1+4\eta^2} \right) \quad (3.5.7)$$

の関係が成立する。立体角分率が  $\Omega$  である 2つの平板の中性子相互干渉による反応度の増大は下記の式で求まる<sup>2)</sup>。

$$\frac{\Delta k(\Omega)}{k} = \frac{\Omega}{\frac{1}{M^2B^2} + 1 - \Omega} \quad (3.5.8)$$

ここで、 $\eta = H/a = 0.2$  の場合を検討する。この例では、 $a = 2m$  とすると  $H = 40cm$  となる。即ち、2m平方の板状燃料がコンクリートを間にして40cm離れて設置されていることになる。式(3.5.7)から  $\eta = 0.2$  とすると  $\Omega = 1/3$  となる。 $M^2B^2$  は表3.5.1と同じ値を用いる。即ち、無限に厚いコンクリートに囲まれた状態で、 $k_{eff} = 0.2$  になるように設定する。

有限体系を対象とするので、燃料と向かい合わない面についてはコンクリート壁が存在しているとして  $k(t=0)$  を求める。この効果は平板燃料の厚さと部屋の大きさに依存するが、コンクリート壁による中性子の反射効果により平板燃料に隣接する壁を取り除いた系の中性子増倍率は周囲のコンクリート壁の効果により、コンクリート壁がない状態よりも少し大きくなっているはずである。この効果を中性子の漏洩量にして約1割減少すると仮定する。以上の仮定を用いると、隣接コンクリート壁の厚さが0のときの中性子増倍率は下記の式で求まる。

$$k(t=0) = \frac{k_{\infty}}{1+M^2B_2^2 \cdot 0.9} + \Delta k(\Omega) = \frac{k_{\infty}}{1+M^2B_2^2 \cdot 0.9} \left( 1 + \frac{\Delta k(\Omega)}{k} \right) \quad (3.5.9)$$

以上の仮定のもとで、有限な平板燃料が向かい合う2部屋の境界のコンクリート壁の中性子隔離厚さは、表3.5.2に示すように、約35~40cmとなる。円柱燃料や球状燃料を取り扱う場合は立体角 $\Omega$ が小さくなり、隔離厚さはさらに小さくてよい。

### 第3.5節の参考文献

- 1) 荒川拓也・内藤倣孝、「コンクリートによる中性子隔離に影響を及ぼす諸因子の検討」、JAERI-Research（投稿中）.
- 2) D.C. Hunt, "A Review of Criticality Safety Methods Used in Evaluating Arrays of Fissile Materials," Nucl. Technol. 30, 138 (1976).

表3.5.1 2つの無限平板が壁をはさんで向かい合う場合の中性子隔離厚さl

$$M^2 = 20 \text{ cm}^2$$

$k_\infty$	$B_1^2$	T(cm)	$B_2^2$	$k(t=0)$	$l$ (cm)
3	0.1699	3.122	0.0855	1.1070	54.70
2	0.0870	6.151	0.0350	1.1770	58.72
1.5	0.0456	10.22	0.0159	1.1386	56.70

$$M^2 = 40 \text{ cm}^2$$

$k_\infty$	$B_1^2$	T(cm)	$B_2^2$	$k(t=0)$	$l$ (cm)
3	0.0850	6.276	0.0339	1.272	62.54
2	0.0435	10.56	0.0150	1.249	61.73
1.5	0.0228	16.31	0.0072	1.1658	58.17

但し、外挿距離  $d=2D=2.25\text{cm}$ を使用

表3.5.2 2つの有限な平板が壁をはさんで向かい合う場合の中性子隔離厚さl

$k_\infty$	$M^2 B_1^2$	$\frac{\Delta k(\Omega)}{k}$	$\frac{k_\infty}{1 + M^2 B_1^2 \cdot 0.9}$	$k(t=0)$	$l$ (cm)
3	3.398	0.3464	0.7392	0.9953	41.1
2	1.741	0.2682	0.7791	0.9881	39.3
1.5	0.9117	0.1888	0.8239	0.9795	36.4

但し、 $\eta=0.2$ 、 $\Omega=1/3$ の場合で、他の面のコンクリートによる中性子反射効果により実効的な中性子漏洩量が1割減少したと仮定する。

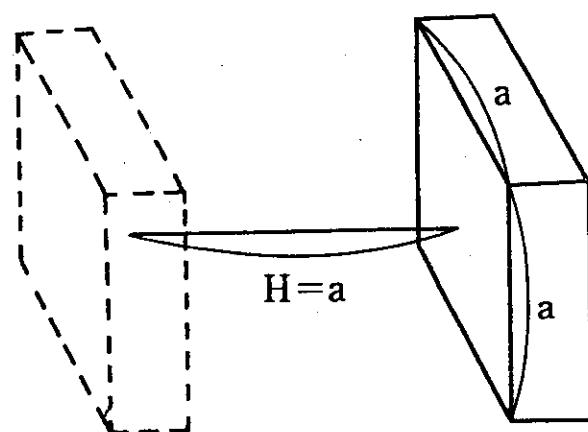


図3.5.1 2つの平板の配置

### 3.6 硝酸水溶液系の密度式

ウラン(VI)-硝酸水溶液、プルトニウム(IV)-硝酸水溶液、及びウラン(VI)-プルトニウム(IV)-硝酸水溶液に対しては、以下の式<sup>1)</sup>を採用する。

$$\begin{aligned}
 \rho = & 0.99833 + 1.6903 \times 10^{-3} \times C_{Pu25} \\
 & + 1.4276 \times 10^{-3} \times C_{U25} \\
 & + 3.9956 \times 10^{-2} \times C_{HN25} \\
 & - 8.696 \times 10^{-8} \times C_{Pu25}^2 \\
 & - 1.087 \times 10^{-7} \times C_{U25}^2 \\
 & - 8.513 \times 10^{-4} \times C_{HN25}^2 \\
 & - 5.442 \times 10^{-6} \times T^2 \\
 & - 4.4889 \times 10^{-5} \times C_{Pu25} \times C_{HN25} \\
 & - 1.310 \times 10^{-6} \times C_{Pu25} \times T \\
 & - 1.564 \times 10^{-5} \times C_{U25} \times C_{HN25} \\
 & - 9.487 \times 10^{-7} \times C_{U25} \times T \\
 & - 8.684 \times 10^{-5} \times C_{HN25} \times T
 \end{aligned} \tag{3.6.1}$$

ただし、 $\rho$  : T (°C) における溶液密度 (g/cm<sup>3</sup>)

$C_{Pu25}$  : 25°Cにおけるプルトニウム濃度 (g/l)、

$C_{U25}$  : 25°Cにおけるウラン濃度 (g/l)、

$C_{HN25}$  : 25°Cにおける硝酸濃度 (M)、

T : 温度 (°C)

#### 適用条件

(3.6.1)式は、 $C_{U25} < 530 \text{ g/l}$ 、 $C_{Pu25} < 480 \text{ g/l}$ 、 $C_{Pu25} + C_{U25} < 350 \text{ g/l}$ 、 $C_{HN25} < 7 \text{ M}$ 、温度10~60°Cの範囲で適用可能（標準誤差：0.0032 g/cm<sup>3</sup>）である。

#### 「臨界安全ハンドブック」との関連

臨界安全ハンドブックに採用されている密度式の代わりに(3.6.1)式を用いても、中性子増倍率に有意な影響を与えない<sup>2)</sup>。

#### 解説

任意の温度における密度 $\rho$ と溶液成分との関係は、溶液 1 l として以下の通りである。

$$1000 \rho = C_u + C_{Pu} + C_{HN} \times M_H + (2 \times C_{UN} + 4 \times C_{PN} + C_{HN}) \times M_{NO_3} \\ + 2 \times C_{UN} \times M_o + C_w \times M_w \quad (3.6.2)$$

ここで、  
 $C_u$ ：ウランの濃度 (g/l)、  
 $C_{UN}$ ：ウランのモル濃度 (M)、  
 $C_{Pu}$ ：プルトニウムの濃度 (g/l)、  
 $C_{PN}$ ：プルトニウムのモル濃度 (M)、  
 $C_{HN}$ ：硝酸の濃度 (M)、  
 $C_w$ ：水の濃度 (M)、  
 $M_u$ ：ウランの原子量、  
 $M_{Pu}$ ：プルトニウムの原子量、  
 $M_{NO_3}$ ：硝酸根の分子量、  
 $M_w$ ：水の分子量、  
 $M_H$ ：水素の原子量、  
 $M_o$ ：酸素の原子量

ただし、(3.6.2)式で用いる濃度 (C) は t °Cにおけるものであり、25°Cにおける濃度との関係は以下の式で表される。

$$C_t / C_{25} = \rho_t / \rho_{25} \quad (3.6.3)$$

ここで、  
 $C_t$  : t °Cにおける成分濃度  
 $C_{25}$  : 25°Cにおける成分濃度  
 $\rho_t$  : (1)式から計算される、t °Cにおける密度  
 $\rho_{25}$  : (1)式から計算される、25°Cにおける密度

### 第3.6節の参考文献

- 1) 桜井聰・館盛勝一、「プルトニウム(IV)-ウラン(VI)-硝酸水溶液系の密度式の改良」、JAERI-M88-127(1988).
- 2) 三好慶典・広瀬秀幸・阿見則男・桜井聰、「溶液燃料の臨界パラメータに対する密度式の影響評価」、JAERI-M93-031(1993).

### 3.7 燃焼燃料の核種組成

#### 3.7.1 ウラン及びプルトニウムの核種組成

軽水炉（PWR及びBWR）中で燃焼した燃料の臨界安全評価に際して、ウラン及びプルトニウムの核種組成は表3.7.1.1に記した値を仮定してよい。なお、この表に示した値の中間の燃焼度に関しては、1次式で内挿するものとする<sup>1)</sup>。

##### 適用条件

初期<sup>2)5</sup> U濃縮度2wt%以上、燃焼度0から50 Gwd/tの間で適用できる。

##### 「臨界安全ハンドブック」との関連

臨界安全ハンドブックに記載されている核種組成推奨値は使用済みPWR燃料のみを対象としていた。また、推奨値の検討は計算のみに依っていた。これに対して今回の核種組成推奨値は使用済みBWR燃料も対象となり、かつ多くの実測値を含めて検討され、信頼度が増した。

##### 解説

PWR燃焼燃料におけるウラン及びプルトニウムの安全側の核種組成が臨界安全ハンドブックに示されている。このハンドブック記載値を多くの実測データ<sup>2)1</sup>を用いて見直すとともに、BWR燃焼燃料にも適用できるかどうかを検討した。その結果、臨界安全ハンドブックに記載されている核種組成は、臨界安全評価上十分に安全側の値であること、またBWRにも適用できることを確認した。さらに、この検討結果を用いて臨界安全ハンドブック記載値を一部変更し、適用範囲の拡大と信頼性の向上を図った。

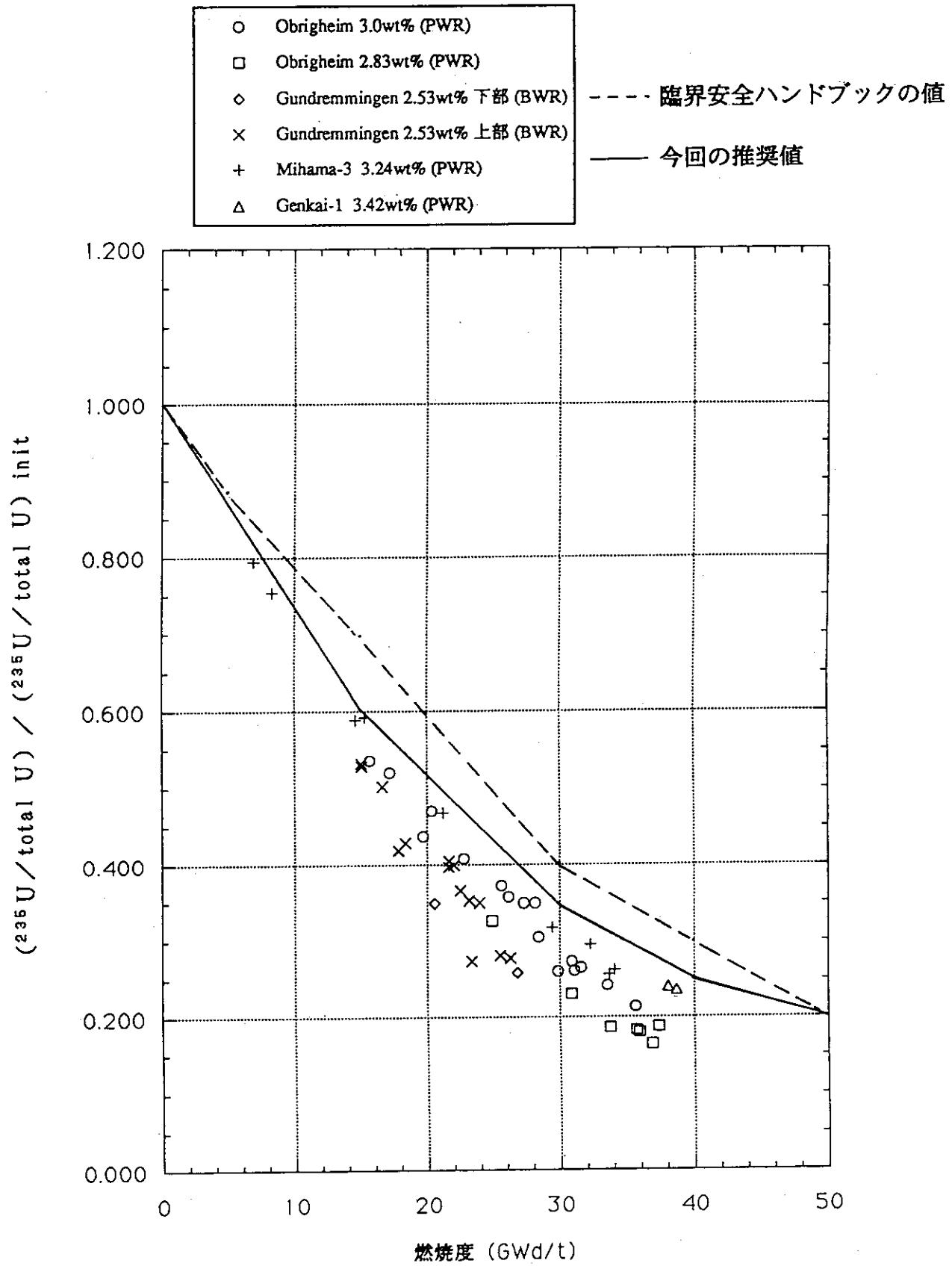
変更された核種組成の一覧を表3.7.1.1に示す。また、実測値と、今回の推奨値及び臨界安全ハンドブック記載値とを比較して図3.7.1.1.から図3.7.1.6に示す。なお、今回の変更によって臨界量等に与える影響は小さいと考えられる。

### 第3.7.1項の参考文献

- 1) 小室雄一・内藤俊孝・黒澤正義・酒井友宏・田仲昇一、「燃焼燃料の臨界量の推定」、JAERI-M94-018(1994).
- 2) 内藤俊孝・黒澤正義・金子俊幸、「軽水炉使用済燃料中の核種組成データ集」、JAERI-M93-061(1993).

表3.7.1.1 燃焼に伴う核種組成の安全側の仮定

燃焼度 (GWd/t)	$\frac{^{235}\text{U}}{\text{U}}$ $(^{235}\text{U}/\text{U})_{\text{initial}}$	$\frac{\text{Pu}}{\text{U}}$	$\frac{^{239}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{240}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{241}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{242}\text{Pu}}{\text{Pu}}$
0	1.0	0	1	0	0	0
5	0.87	0.003	0.90	0.07	0.03	0
15	0.60	0.008	0.75	0.15	0.09	0.01
30	0.35	0.011	0.60	0.21	0.15	0.04
40	0.25	0.012	0.55	0.23	0.16	0.06
50	0.20	0.013	0.53	0.23	0.17	0.07

図3.7.1.1 燃焼に伴なう  $(^{235}\text{U}/\text{total U}) / (^{235}\text{U}/\text{total U}) \text{ init}$  の変化

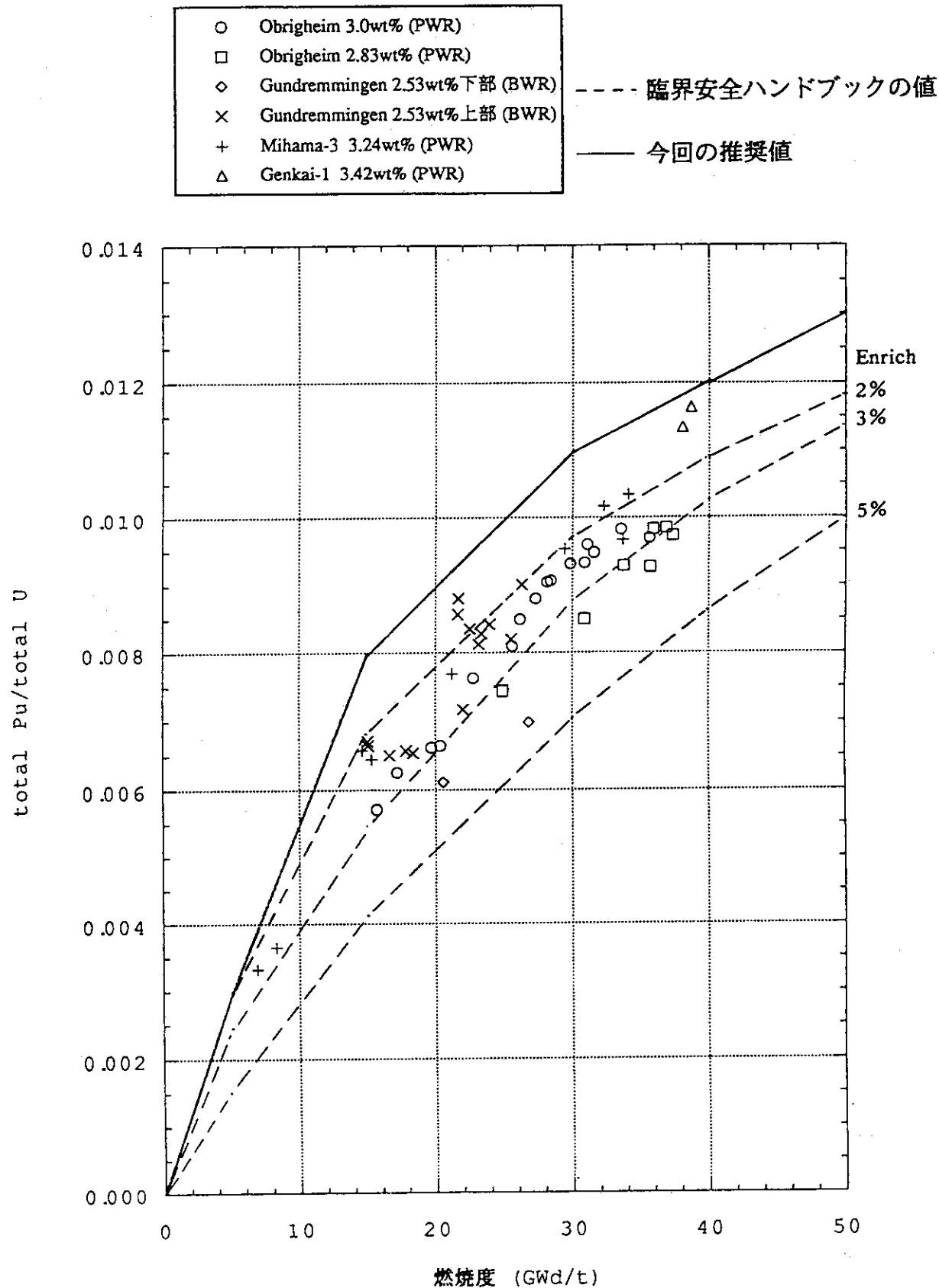
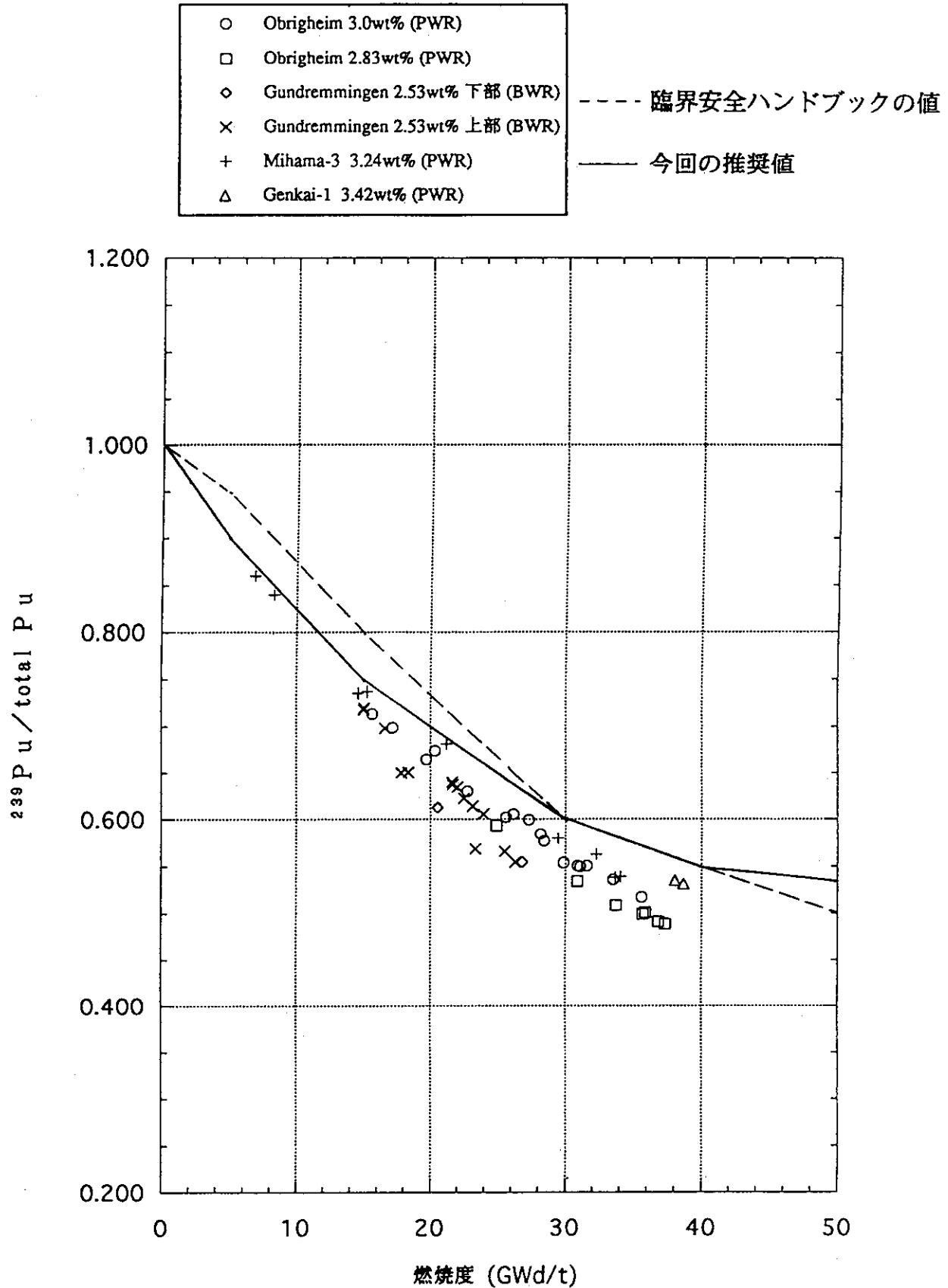
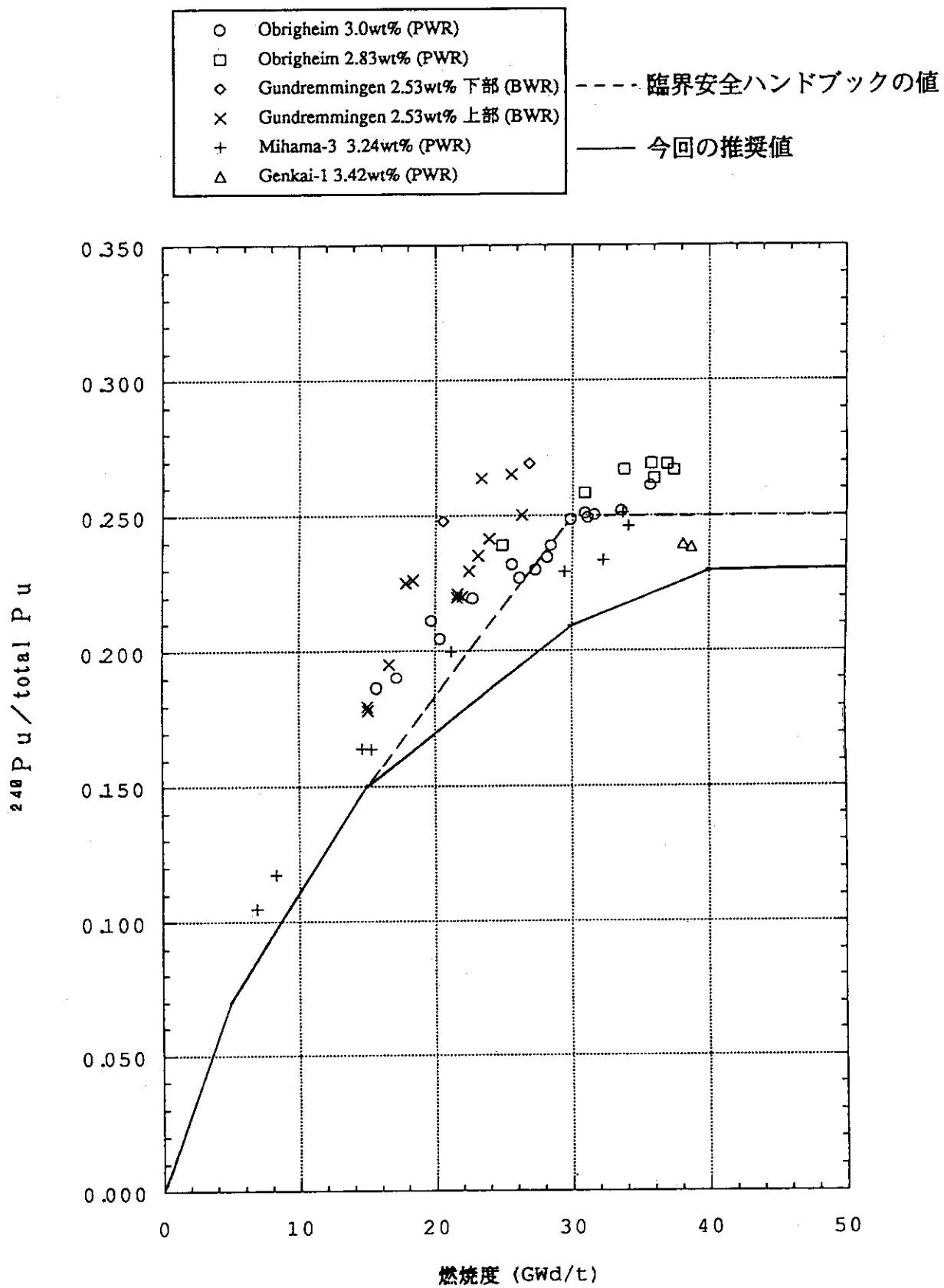
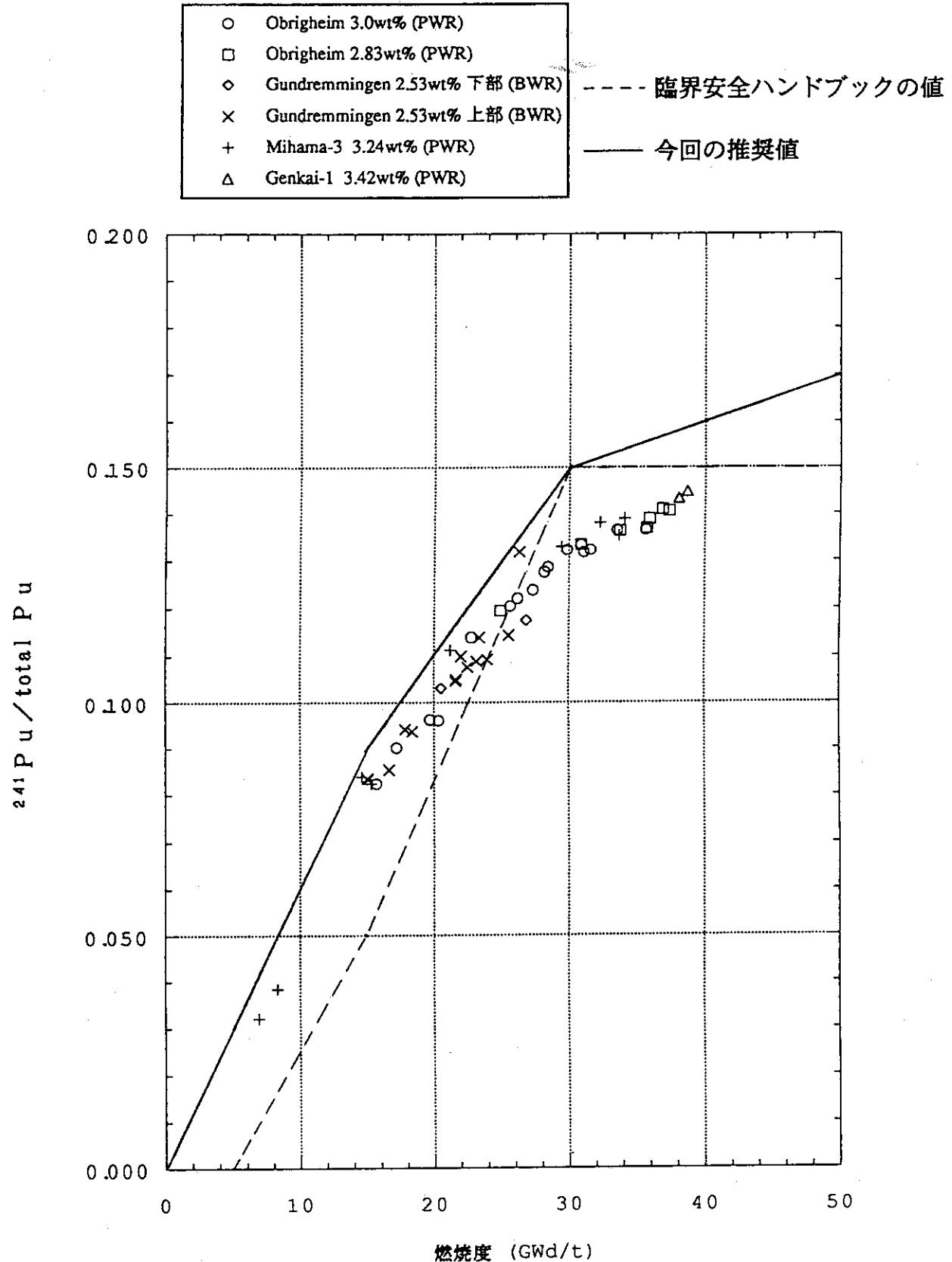
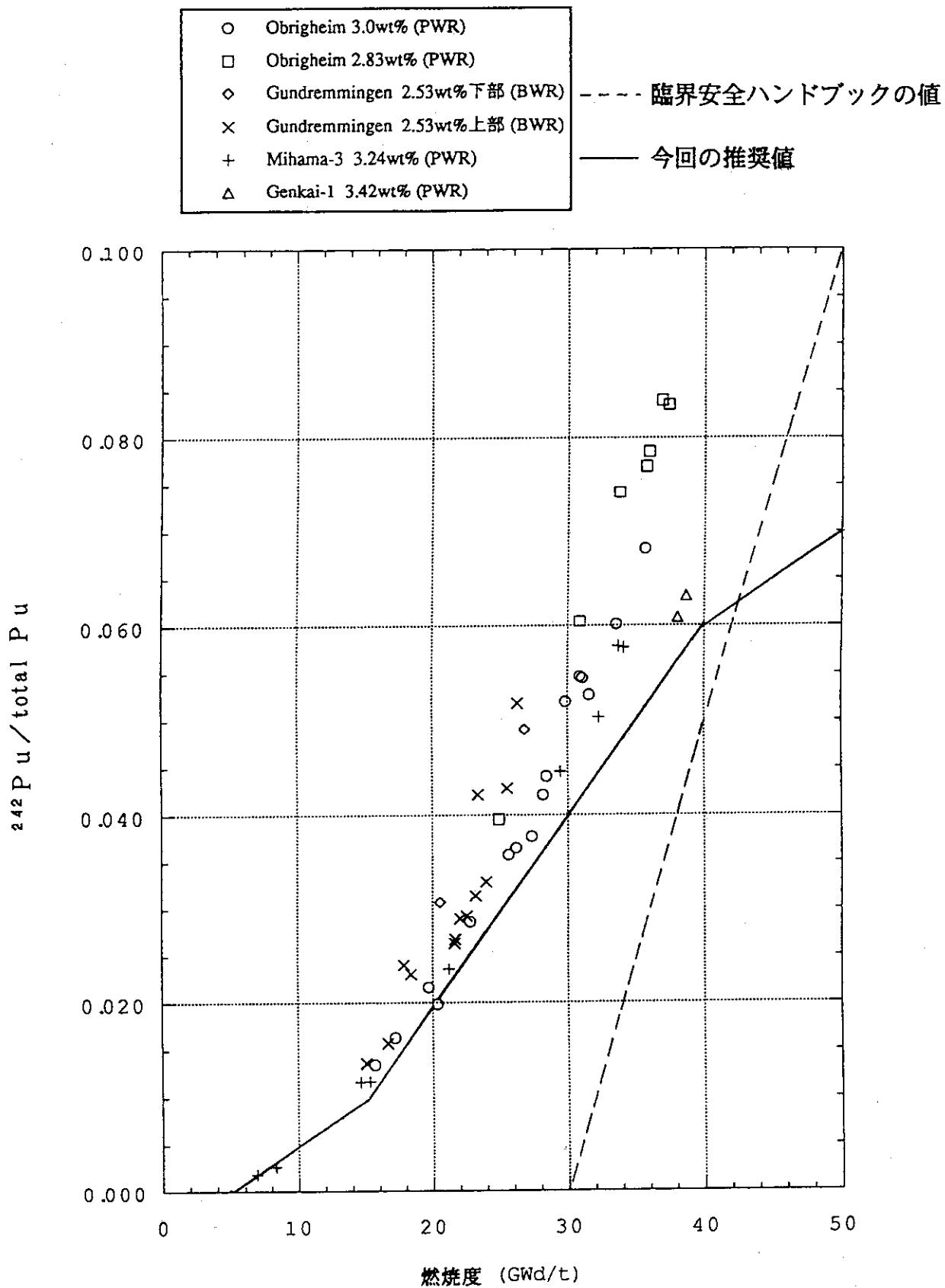


図3.7.1.2 燃焼に伴なうtotal Pu/total Uの変化

図3.7.1.3 燃焼に伴なう $^{239}\text{Pu}/\text{total Pu}$ の変化

図3.7.1.4 燃焼に伴なう  $^{240}\text{Pu} / \text{total Pu}$  の変化

図3.7.1.5 燃焼に伴なう $^{241}\text{Pu}/\text{total Pu}$ の変化

図3.7.1.6 燃焼に伴なう  $^{242}\text{Pu}/\text{total Pu}$  の変化

### 3.7.2 臨界安全評価上考慮してよいFP核種

使用済み燃料の貯蔵、輸送及び再処理の溶解・清澄工程の臨界安全評価には、表3.7.2.1に示すFP核種の存在を考慮してよい<sup>1)</sup>。

#### 適用条件

使用済み軽水炉燃料を想定している。

#### 臨界安全ハンドブックとの関連

臨界安全ハンドブックにFP核種の記載はない。

#### 解説

PWRから取り出される使用済み燃料に含まれるFP核種を ORIGEN2<sup>2)</sup> コードで求め、中性子吸収割合の多い順に並べて 表3.7.2.2<sup>1), 3)</sup> に示す。この表に示す核種の全てを臨界安全評価に考慮することは、FP生成量の計算精度、臨界解析の煩雑さから望ましくない。そこで10核種程度を目安に、臨界安全評価の際に考慮できるFP核種を選定した。以下に示すFP核種は選定の対象から除外した。

#### ① 中性子吸収量の小さいもの

すべてのFP核種の中性子吸収量の総和に比べて、その寄与が相対的に低いFP核種は除外する。除外するFP核種の吸収量の総和が、すべてのFP核種の吸収量の総和の30%以下になることを目安として除外する。

#### ② 寿命の短いもの

炉取り出し後の期間における減衰を無視できないFP核種(半減期が3万年以下のFP核種)は除外する。半減期が3万年を超えるFP核種は、40年経っても炉取り出し時のFP量の99.9%以上が残留しているので、減衰による反応度上昇は無視できる。なお、炉取り出し後数年以上経過した場合、中性子吸収量の上位10核種のうち上記の基準に該当する核種は、Pm-147(半減期2.6年)だけであるが、その存在を無視することによる影響は小さい。

### ③ 気体状または揮発性のもの

気体状のFP核種として Kr、Xe、揮発性のFP核種として Br、I がある。これらの核種(元素)は、燃料棒内の燃料ペレットから放出されて、ガスプレナム等に分布(あるいは、破損燃料の場合は燃料棒外に放出)することが考えられるので、燃料領域内に存在することは保証できない。

### ④ 比較的揮発しやすいもの

比較的揮発しやすい単体または化合物をつくるものとして Rb、Te、Se、Cd、Sb、Ag がある。これらの核種(元素)は燃料被覆管の内面に付着するが、燃料取扱い等による衝撃のために内面から離脱があるので、燃料領域内に存在することは保証できない。

以上の①から④に述べたFP核種は、使用済み燃料の輸送・貯蔵の臨界安全評価を行う場合には除外する。再処理施設の溶解・清澄以降の工程の臨界安全評価では、さらに次に述べるFP核種も除外する。

### ⑤ 不溶解残渣となるもの

溶解時に不溶解残渣を構成する可能性のあるFP核種として Mo、Tc、Ru、Rh、Pd がある。これらの核種(元素)は、hexagonal Mo-(Tc+Ru)-(Rh+Pd) として使用済み燃料を硝酸溶解した後の残渣成分として確認されている。これらは溶解工程で分解される可能性があるので、燃料領域内に存在することは保証できない。

これらのFP核種を選択の対象から除外した結果、臨界安全評価に使用できるFP核種として、表3.7.2.1 に○印で示す核種が残った。×印を付した核種は、輸送・貯蔵の臨界安全評価の際にはその存在を仮定してよいが、再処理施設の溶解・清澄以降の工程の臨界安全評価には使用すべきではない。この表に掲げたFP核種の各中性子吸収量と、すべてのFP核種の中性子吸収量の総和との割合を表3.7.2.3に示す。この表の値は、PWR用燃料集合体を水中に配列した場合のものである。ORIGEN2 で計算した、燃焼度 30 GWd/t のPWR用UO<sub>2</sub>燃料に含まれるFP核種の量を表3.7.2.4に示す。

### 第3.7.2項の参考文献

- 1) 小室雄一・内藤俊孝・黒澤正義・酒井友宏・田仲昇一、「燃焼燃料の臨界量の推定」、JAERI-M94-018(1994).
- 2) A.G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code," ORNL/TM-7175(1980).
- 3) 神田啓治、「臨界安全と燃焼度クレジット、(5)今後の燃焼度クレジット」、原子力工業、40、No.3、44(1994).

表3.7.2.1 臨海計算で考慮してよいFP核種

核種名	貯蔵・輸送	溶解・清澄	理由等
Sm-149	○	○	
Rh-103	○	×	燃料溶解液中の主要な非溶解残渣成分の一つ
Nd-143	○	○	
Cs-133	○	○	
Tc-99	○	×	燃料溶解液中の主要な非溶解残渣成分の一つ
Sm-152	○	○	
Gd-155	○	○	親核種Eu-155の半減期が短い(4.68年)。(注)
Nd-45	○	○	
Sm-147	○	○	親核種Pm-147の半減期が短い(2.62年)。(注)
Mo-95	○	×	燃料溶解液中の主要な非溶解残渣成分の一つ
Eu-153	○	○	
Sm-150	○	○	
計	12	9	

(注) 最短の冷却期間を指定することができる場合は、その冷却期間直後の核種量を用いることができる。指定することができない場合は、原子炉から燃料を取り出した直後の核種量を用いる。

表3.7.2.2 PWR使用済燃料 (30GWD/T) 中のFP核種の中性子吸収割合の順位

(単位 %)

順位	取出時	0.5年後	4年後		10年後		30年後	
1	Xe135	18.78	Sm149	12.94	Sm149	12.96	Sm149	12.80
2	Rh103	9.02	Rh103	12.09	Rh103	12.16	Rh103	12.01
3	Nd143	8.53	Nd143	10.64	Nd143	10.66	Nd143	10.53
4	Sm149	7.02	Cs133	7.17	Cs133	7.18	Gd155	9.04
5	Pm147	6.13	Xe131	7.07	Xe131	7.08	Cs133	7.09
6	Cs133	5.90	Pm147	6.81	Gd155	5.25	Xe131	6.99
7	Xe131	5.77	Tc99	5.17	Tc99	5.18	Tc99	5.11
8	Tc99	4.28	Sm151	4.71	Sm151	4.59	Sm152	4.49
9	Sm151	3.87	Sm152	4.54	Sm152	4.55	Sm151	4.33
10	Sm152	3.78	Eu153	3.01	Eu153	3.02	Eu153	2.98
11	Nd145	2.49	Nd145	2.99	Nd145	3.00	Nd145	2.96
12	Eu153	2.48	Mo95	2.31	Pm147	2.70	Sm147	2.44
13	Sm150	1.70	Sm150	2.04	Mo95	2.40	Mo95	2.37
14	Pm148m	1.65	Ag109	1.63	Sm150	2.04	Sm150	2.02
15	Mo95	1.64	Eu154	1.58	Sm147	1.93	Ag109	1.61
16	Eu155	1.39	Eu155	1.56	Ag109	1.63	Ru101	1.54
17	Eu154	1.37	Ru101	1.55	Ru101	1.56	Pr141	0.95
18	Ag109	1.35	Pr141	0.96	Eu154	1.20	Pd105	0.79
19	Ru101	1.29	Cs134	0.93	Pr141	0.97	Eu154	0.73
20	Cs134	0.92	Gd155	0.90	Eu155	0.95	Kr83	0.73
21	Rh105	0.87	Sm147	0.89	Pd105	0.80	La139	0.58
22	Pm148	0.84	Pd105	0.80	Kr83	0.74	Zr93	0.57
23	Pr141	0.76	Kr83	0.73	La139	0.59	Pm147	0.55
24	Pd105	0.66	La139	0.58	Zr93	0.58	Pd108	0.53
							Cs135	0.42

表3.7.2.2 (続き)

25	Kr83	0.61	Zr93	0.58	Pd108	0.54	Eu151	0.51	I129	0.42
26	Sm147	0.54	Pd108	0.54	Cs135	0.43	Cs135	0.43	Gd157	0.41
27	La139	0.49	Cs135	0.43	I129	0.43	I129	0.43	Cd113	0.38
28	Zr93	0.48	I129	0.43	Gd157	0.43	Gd157	0.42	Mo97	0.38
29	Pd108	0.45	Gd157	0.43	Cd113	0.40	Eu155	0.41	Pd107	0.30
30	Cs135	0.36	Cd113	0.40	Mo97	0.39	Cd113	0.39	Nd144	0.26
31	I129	0.35	Mo97	0.39	Pd107	0.31	Mo97	0.39	In115	0.25
32	Mo97	0.33	Pd107	0.31	Cs134	0.29	Pd107	0.30	Gd154	0.16
33	Cd113	0.32	In115	0.26	Nd144	0.26	Nd144	0.26	Ba137	0.15
34	Gd157	0.30	Nd144	0.21	In115	0.26	In115	0.26	Nd148	0.14
35	Pd107	0.25	Nd148	0.15	Eu151	0.22	Nd148	0.15	Eu154	0.14
36	In115	0.21	Mo98	0.14	Nd148	0.15	Mo98	0.14	Mo98	0.14
37	Nd144	0.14	I127	0.13	Mo98	0.14	I127	0.13	I127	0.13
38	Nd148	0.12	Zr91	0.13	I127	0.14	Zr91	0.13	Zr91	0.13
39	Mo98	0.12	Ru102	0.13	Zr91	0.13	Ru102	0.13	Ru102	0.12
40	Xe133	0.11	Zr96	0.11	Ru102	0.13	Zr96	0.11	Zr96	0.11
41	Pr143	0.11	Mo100	0.10	Zr96	0.11	Gd154	0.11	Mo100	0.10
42	I127	0.11	Pm148m	0.09	Mo100	0.10	Mo100	0.10	Ru104	0.08
43	Ru102	0.11	Ru104	0.09	Ru104	0.09	Ru104	0.08	Sm148	0.08
44	Zr91	0.10	Sm148	0.08	Sm148	0.08	Sm148	0.08	Nd146	0.07
45	Zr96	0.09	Nd146	0.07	Nd146	0.07	Nd146	0.07	Pd104	0.07
46	Mo100	0.08	Pd104	0.07	Pd104	0.07	Pd104	0.07	Gd156	0.07
47	Ru103	0.07	Cd156	0.07	Cd156	0.07	Cd156	0.07	Ba134	0.06
48	Pm149	0.07	Br81	0.06	Br81	0.06	Ba137	0.07	Br81	0.06
49	Ru104	0.07	Xe132	0.06	Xe132	0.06	Ba134	0.06	Xe132	0.06
50	Cd155	0.07	Ce142	0.06	Cd154	0.06	Br81	0.06	Ce142	0.05

表3.7.2.3 全FP核種の中性子吸収反応に対するFP核種の反応割合 [%]  
(臨界安全評価で重要なFP核種の例; PWR用U(4.15)O<sub>2</sub>燃料)

燃 燃 度 →	10GWd/tU			30GWd/tU		
	冷却期間 →	4年	30年	0.5年	4年	30年
Sm-149	26.2	26.2	12.9	13.0	12.6	
Rh-103	10.1	10.1	12.1	12.2	11.8	
Nd-143	10.1	10.1	10.6	10.6	10.8	
Cs-133	6.0	6.0	7.2	7.2	7.0	
Tc-99	4.2	4.2	5.2	5.2	5.0	
Sm-152	3.5	3.5	4.5	4.6	4.4	
Gd-155	2.5	5.8	0.9	5.3	11.6	
Nd-145	2.5	2.5	3.0	3.0	2.9	
Sm-147	2.2	3.2	0.9	1.9	2.5	
Mo-95	1.4	2.0	2.3	2.4	2.3	
Eu-153	1.4	1.4	3.0	3.0	2.9	
Sm-150	1.4	1.4	2.0	2.0	2.0	
合計	輸送・貯蔵	76.1	76.4	64.6	70.6	75.3
	溶解・清澄	60.4	60.1	45.0	50.8	45.2

表3.7.2.4 燃焼度30GWd/tUのPWR用U(4.15)O<sub>2</sub>燃料から生成される  
FP核種の量の例 [g/tU]

冷却期間	0.5年	4年	30年
Sm-149	4.245	4.245	4.245
Rh-103	427.6	429.5	429.5
Nd-143	805.4	805.4	805.4
Cs-133	1053.	1053.	1053.
Tc-99	715.4	715.4	715.3
Sm-152	116.7	116.7	116.7
Gd-155	0.799	4.664	10.63
Nd-145	642.3	642.3	642.3
Sm-147	73.17	158.1	213.8
Mo-95	693.2	716.4	716.4
Eu-153	93.13	93.14	93.14
Sm-150	277.2	277.2	277.2

## 4. 安全解析評価の方法

### 4.1 既知の未臨界条件データによる評価

#### 4.1.1 均質低濃縮ウラン系燃料の臨界制限値

均質低濃縮ウラン系燃料の最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値を表4.1.1.1から表4.1.1.4に示す。

#### 適用条件

(1) 十分な水反射体付きの体系で、燃料濃度分布が均一の場合に適用できる。

#### 「臨界安全ハンドブック」との関連

「臨界安全ハンドブック」の表4.1から表4.4に記載されている均質ウラン系燃料の最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値のうち、ウラン濃縮度20wt%以下の値はここで与えている値に置換えられる。

#### 解説

「臨界安全ハンドブック」の表4.1から表4.4には、ハンドブック添付の「臨界安全ハンドブック・データ集」に記載されている臨界条件データから得られる臨界条件の最小値が示されており、データ集の臨界条件データは参考文献1)に記載されている誤差評価に基づいて算出されたものとなっている。すなわち、参考文献1)のJACSコードシステムの誤差評価では推定臨界値、推定臨界下限値に対応する実効増倍率としてそれぞれ0.986及び0.965が得られ、これに基づいた臨界条件データが算出された。一方、誤差評価についてさらに検討を加えた結果、上記の各値はそれぞれ0.991及び0.973となり、「臨界安全ハンドブック」の誤差評価表にもこの検討後の値が採用された。しかしながら、ハンドブックの最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値、データ集の臨界条件データは以前の誤差評価に基づくものが記載されたままとなっていた。参考文献2)の均質低濃縮ウラン系燃料の臨界条件データ

タの再計算結果に基づき、最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値を表4.1.1.1から表4.1.1.4に示すものとすることにより、ハンドブックの誤差評価表の値と臨界条件データの最小値は整合性のあるものとなる。

なお、これらの検討に用いた核データは E N D F / B - IV であり、新表に示される最小推定臨界下限値の中で旧表の対応値を下回るものはない。

#### 第4.1.1項の参考文献

- 1) 奥野浩・内藤淑孝、「臨界安全解析コードシステム J A C S の誤差評価」、JAE RI-M87-057(1987).
- 2) 奥野浩・小室雄一、「均質低濃縮ウラン系燃料の臨界条件データの再計算」、JAERI-M90-058(1990).

表4.1.1.1 均質UO<sub>2</sub>—H<sub>2</sub>Oの最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値（全濃度範囲）

濃縮度 [wt%]	質量		球体積 [ℓ]		円柱直径 [cm]		平板厚さ [cm]	
	臨界値	下限値	臨界値	下限値	臨界値	下限値	臨界値	下限値
3	92.2	84.2	50.0	45.8	31.8	30.5	16.1	15.0
4	56.8	50.1	34.4	30.3	28.0	27.0	13.5	12.7
5	38.2	34.1	28.1	24.8	25.5	24.6	12.0	11.3
10	14.0	12.7	15.8	14.6	20.7	19.8	8.80	8.32
20	7.43	7.00	11.5	10.5	17.9	17.4	7.10	6.73

表4.1.1.2 均質ADU(II)<sup>\*1</sup>—H<sub>2</sub>Oの最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値  
(全濃度範囲)

濃縮度 [wt%]	質量		球体積 [ℓ]		円柱直径 [cm]		平板厚さ [cm]	
	臨界値	下限値	臨界値	下限値	臨界値	下限値	臨界値	下限値
3	112	102	62.2	55.1	35.1	32.8	17.5	16.6
4	63.0	54.1	38.7	36.0	29.4	28.1	14.1	13.8
5	41.4	37.7	30.1	27.9	26.7	25.8	12.7	12.0

註\*1 ADU(II) : 3UO<sub>2</sub>·NH<sub>3</sub>·5H<sub>2</sub>O

表4.1.1.3 均質 $\text{UO}_2\text{F}_2$ 水溶液の最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値(全濃度範囲)

濃縮度 [wt%]	質量 [kgU]	球体積 [ℓ]		円柱直径 [cm]		平板厚さ [cm]		
		臨界値	下限値	臨界値	下限値	臨界値	下限値	
3	102	91.5	68.0	58.0	35.0	33.8	18.1	17.0
4	58.1	50.7	44.0	40.5	30.4	28.9	15.0	14.2
5	39.4	34.6	33.8	30.7	27.3	26.3	13.2	12.6
10	13.6	11.9	18.1	16.8	22.0	21.3	9.80	9.36
20	5.60	4.97	12.0	11.0	18.7	18.1	7.59	7.32

表4.1.1.4 均質 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 水溶液の最小推定臨界値及び最小推定臨界下限値(全濃度範囲)

濃縮度 [wt%]	質量 [kgU]	球体積 [ℓ]		円柱直径 [cm]		平板厚さ [cm]		
		臨界値	下限値	臨界値	下限値	臨界値	下限値	
3	470	369	393	329	67.4	61.5	37.6	34.1
4	164	124	160	129	47.9	44.8	25.9	24.1
5	82.2	70.0	88.7	74.3	38.0	36.3	20.2	19.1

#### 4.1.2 燃焼燃料の未臨界条件

燃焼に伴うウラン及びプルトニウムの核種組成変化を考慮すると、燃焼度が高くなるに従い未臨界質量 ( $k_{eff} = 0.98$  に相当する質量) は大きくなる。燃焼に伴う FP 核種の生成を考慮すると、考慮しない場合に比べて未臨界質量はさらに大きくなる。

##### 適用条件

軽水炉使用済燃料を想定している。

##### 「臨界安全ハンドブック」との関連

各燃焼度におけるウラン及びプルトニウムの同位体組成は「臨界安全ハンドブック」に記載されている値を用いている。

##### 解説

以下に示す燃焼燃料を取り扱う代表的な 3 つの工程を選び、各工程で取扱う燃料 (① 非均質  $UO_2$  ペレット -  $H_2O$ 、② 均質  $UO_2(NO_3)_2$  -  $Pu(NO_3)_4$  水溶液、③ 均質  $Pu(NO_3)_4$  水溶液) を対象に未臨界質量 ( $k_{eff} = 0.98$  に相当する燃料質量) を算出した。燃焼燃料の組成は、ウランの減損及びプルトニウムの生成だけを考えた場合と、さらに FP 核種の生成も考慮した場合の 2 つを設けた。各燃料の組成等を 表4.1.2.1 に示す。各燃焼度におけるウラン及びプルトニウムの同位体組成を 表4.1.2.2 に示す。この表は「臨界安全ハンドブック」の 表3.7 の引用である。FP 核種は 表3.7.2.1 に従って選定した。

輸送 非均質  $UO_2$  ペレット -  $H_2O$

溶解 非均質  $UO_2$  ペレット -  $H_2O$ 、 均質  $UO_2(NO_3)_2$  -  $Pu(NO_3)_4$  水溶液

Pu 精製 均質  $Pu(NO_3)_4$  水溶液

図4.1.2.1 から 図4.1.2.3 に示す計算結果から、ここで対象とした 3 種類の燃料のいずれも、燃焼度の増加に伴って未臨界質量が大きくなることが分る。FP 核種の生成を考慮すれば、ウラン及びプルトニウムの同位体組成の変化だけを考えた場合に比べて、未臨界質量はさらに大きくなることも分る。なお、再処理施設のプルト

ニウム精製工程の代表的物質として均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液を取上げたが、この工程では既にFPが除去されているため、その存在を考慮した未臨界質量の計算は行わなかった。

#### 第4.1.2項の参考文献

- 1) 小室雄一・内藤俊孝・黒澤正義・酒井友宏・田仲昇一、「燃焼燃料の臨界量の推定」、JAERI-M 94-018(1994).

表4.1.2.1 燃料パラメタ

$\text{UO}_2$ ペレット-H <sub>2</sub> O	
ペレット直径	: 0.7 cm
ペレット密度	: 理論密度の95wt%
ウラン濃縮度	: 5 wt%
燃焼度	: 0, 15, 30 GWd/MtU
$\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 - \text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液	
ウラン濃縮度	: 5 wt%
遊離硝酸濃度	: 0
(U+Pu)濃度	: 500 - 1500 g(U+Pu)/ℓ
燃焼度	: 0, 15, 30 GWd/MtU
$\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液	
遊離硝酸濃度	: 0
Pu濃度	: 50 - 800 gPu/ℓ
燃焼度	: 0, 5, 15, 30, 50 GWd/MtU

表4.1.2.2 PWR燃料の燃焼に伴う核種組成の安全側の仮定

燃焼度 [GWD/MTU]	$\frac{^{235}\text{U}}{\text{U}}$	$\frac{^{239}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{240}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{241}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{242}\text{Pu}}{\text{Pu}}$
	$(\frac{^{235}\text{U}}{\text{U}})_{\text{初期}}$	Pu	Pu	Pu	Pu
0	1	1	0	0	0
5	0.88	0.95	0.05	0	0
15	0.70	0.80	0.15	0.05	0
30	0.40	0.60	0.25	0.15	0
50	0.20	0.50	0.25	0.15	0.10

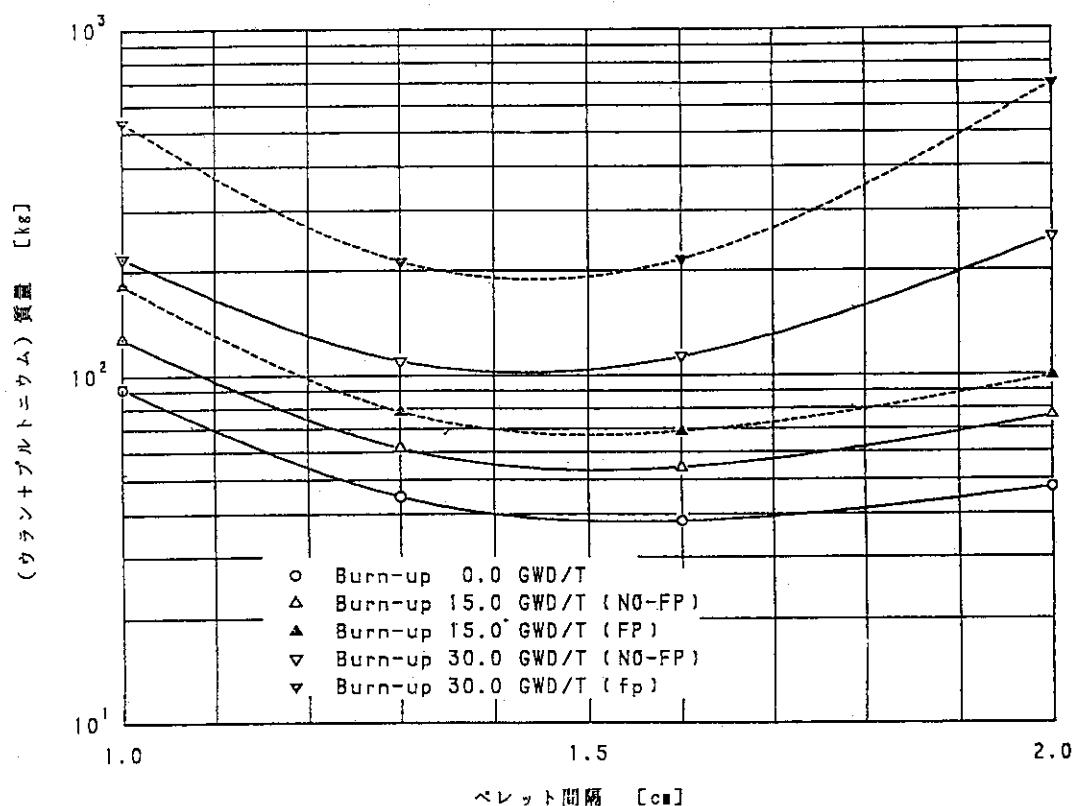


図4.1.2.1 燃焼燃料の未臨界質量1

(非均質 $\text{UO}_2$ ペレット- $\text{H}_2\text{O}$ , 球形状, 十分な水反射体付き,  $k_{\text{eff}}=0.98$ に相当する (ウラン+プルトニウム) 質量)

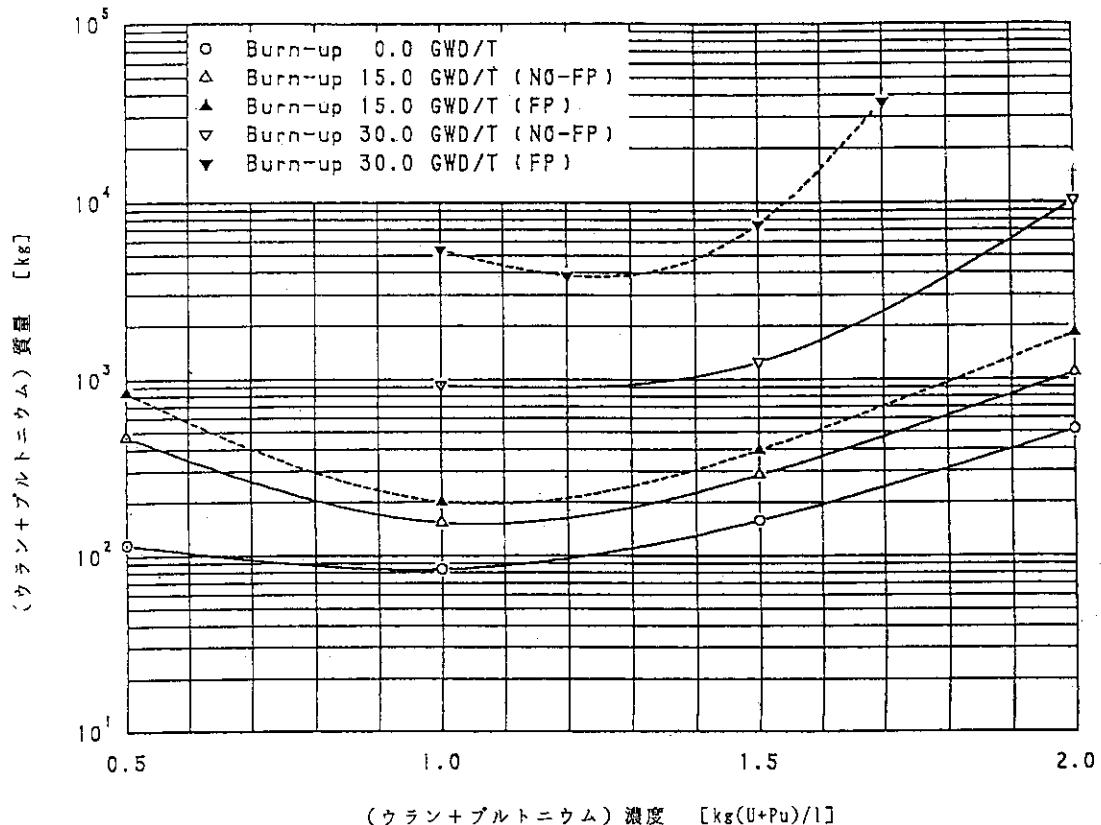


図4.1.2.2 燃焼燃料の未臨界質量2

(均質 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2-\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液, 球形状, 十分な水反射体付き,  
 $k_{\text{eff}}=0.98$ に相当する (ウラン+プルトニウム) 質量)

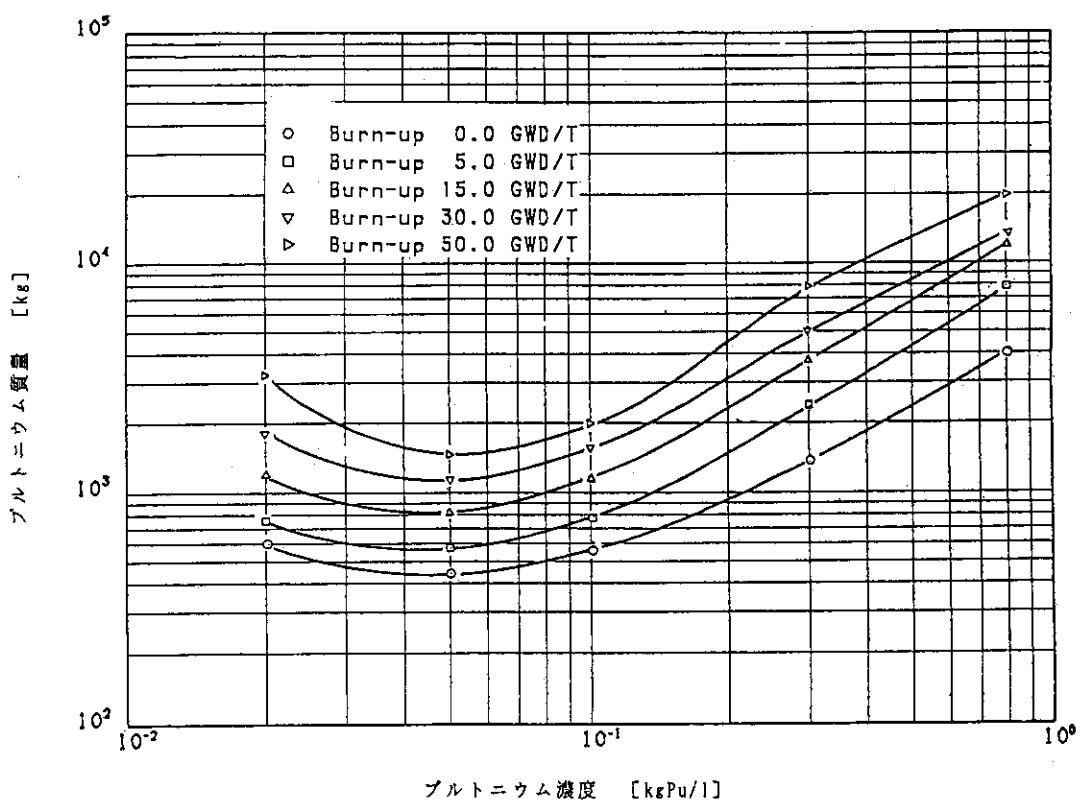


図4.1.2.3 燃焼燃料の未臨界質量3

(均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液, 球形状, 十分な水反射体付き,  $k_{\text{eff}}=0.98$ に  
相当するプルトニウム質量)

### 4.1.3 無限増倍率が 1.0 未満の燃料体系の臨界性

無限増倍率が 1.0 未満のウラン及びプルトニウム燃料は、いかなる凸形状の場合でも反射体の影響により臨界となることはない<sup>11)</sup>。

#### 適用条件

重水反射体には適用されない。

#### 「臨界安全ハンドブック」との関連

臨界安全ハンドブックの中でこの結論は用いられているが、理由は示されていない。

#### 解説

無限増倍率が 1.0 未満の燃料でも反射体が付くと臨界になる場合があるかどうかについて検討した。反射体が燃料内の中性子エネルギー・スペクトルを熱化して、実効増倍率  $k_{eff}$  が  $k_\infty$  より大きくなることがあるか、またその結果、 $k_\infty$  が 1.0 未満の燃料からなる反射体付き有限燃料体系の実効増倍率  $k_{eff}$  が 1.0 より大きくなる場合があるかどうかを検討した。

$k_{eff}$  と  $k_\infty$  との関係は、中性子漏洩割合  $L/A$  と以下に示すスペクトル・ファクター SF を用いて下記の式で表わせる。

$$k_{eff} = \frac{k_\infty \cdot SF}{1 + L/A}$$

$$SF \equiv \frac{F/A}{k_\infty} = \frac{\left| \int dr \int \nu \sum f(E) \phi(E) dE \right|}{\left| \int dr \int \sum a(E) \phi(E) dE \right|_{fuel}} / k_\infty$$

よって、 $k_{eff} > k_\infty$  になるのは、 $SF - 1 > L/A$  なる関係を満たす場合である。この関係を  $UO_2$  燃料について計算した結果を図 4.1.3.1 に示す。この図から、球形状より平板形状の方が  $k_{eff} > k_\infty$  となる可能性が高いことが分かる。平板形状について濃縮度と平板厚さを変えた計算をした結果を図 4.1.3.2 に示す。この図から、 $^{235}U$  濃

縮度が 4wt%以下のところでは  $k_{eff}$  が  $k_\infty$  より大きくなる場合があるが、 $k_{eff}$  が 1.0 の近傍ではそのような場合がないことが分かる。一方、濃縮度 5 %以上のウラン燃料やプルトニウム燃料の場合には、 $k_\infty < 1.0$  となる H/U または H/Pu のところでは、図 4.1.3.3 に示すように  $k_\infty$  は H/U または H/Pu の増大に対して単調に減少している。即ち、これらの燃料においては中性子エネルギー・スペクトルを熱化すると中性子増倍率は減少する。

以上の結果から、 $k_\infty < 1.0$  なる燃料からなる体系は、反射体の影響により臨界になることはないと言うことができる。

なお、燃料体系が凹形状で凹部に反射体が入り込んでいる場合には注意を要する（凸形状、凹形状の定義に関しては、第 2.1 節における「凸ユニット」の用語の定義参照）。このような反射材は反射体としてではなく、燃料体系の一部と考えた方がよく、燃料組成が反射材の存在により変化したと考えるべきである。

#### 第 4.1.3 項の参考文献

- 1) 萩野晃久・内藤淑孝「無限増倍率が 1.0 未満である核燃料体系の臨界性」、JAERI-M89-039 (1989) .

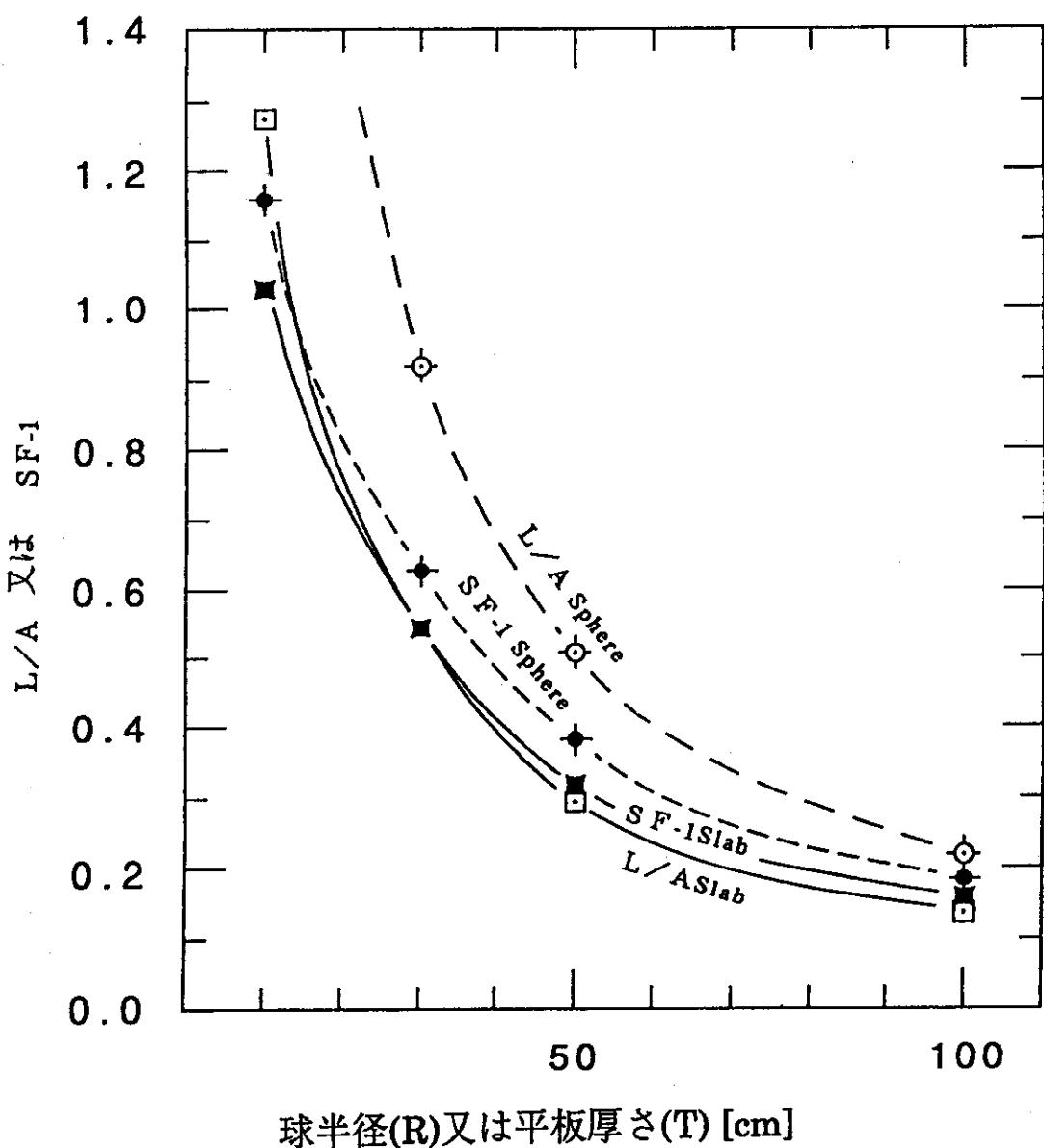
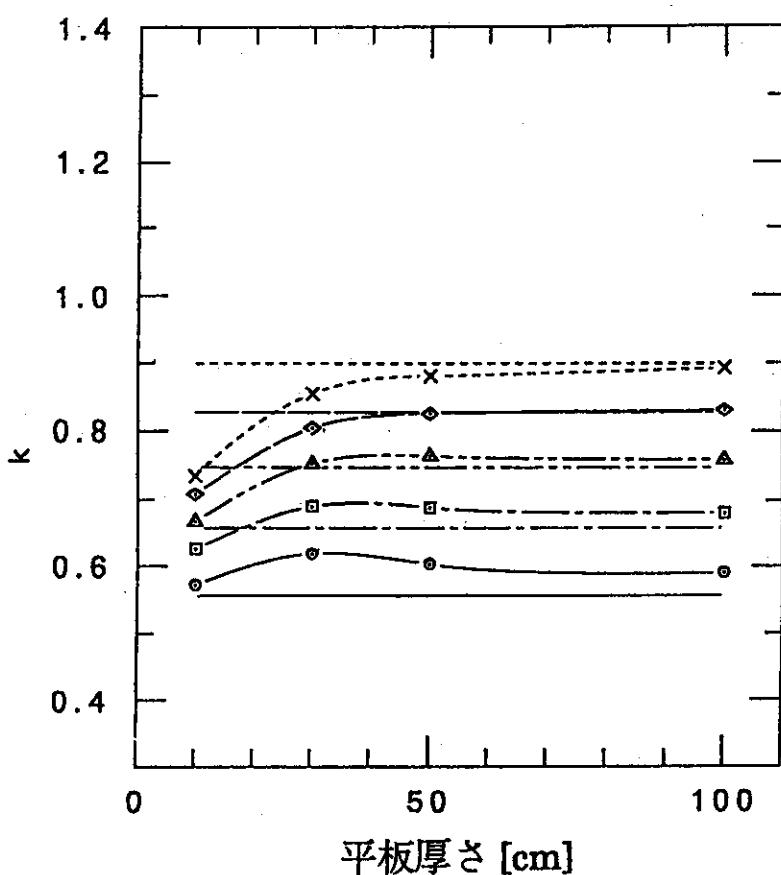


図4.1.3.1 SF-1及びL/Aの球半径及び平板厚さに対する変化

UO<sub>2</sub>密度 : 10.0gUO<sub>2</sub>/cm<sup>3</sup>2<sup>35</sup>U濃縮度 : 4.0wt%

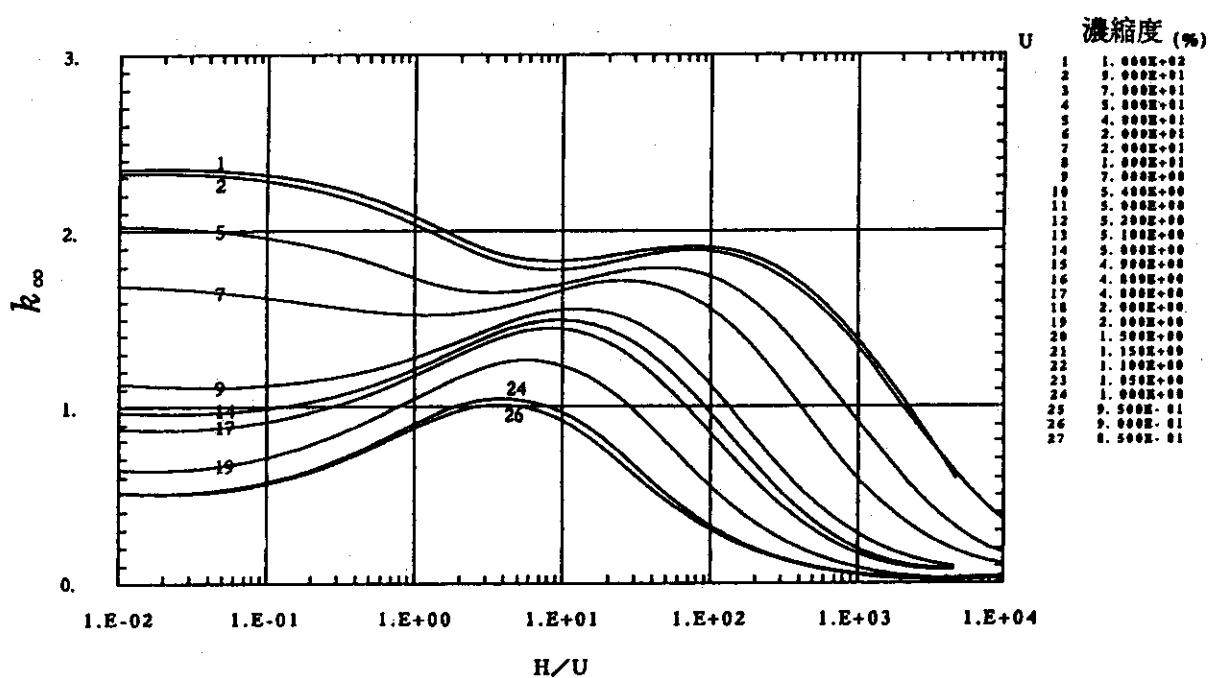
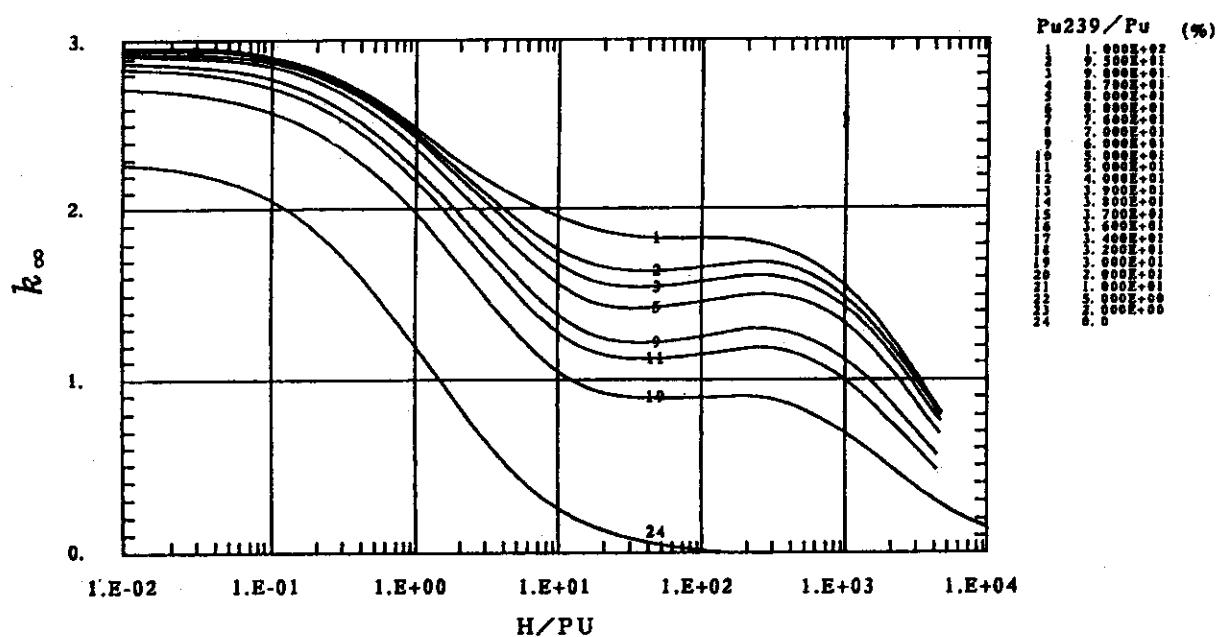
H/U比 : 0.0

反射体 : 軽水30cm

図4.1.3.2 平板厚さに対する $k$ の変化

UO<sub>2</sub>密度 : 10.0gUO<sub>2</sub>/cm<sup>3</sup>  
 H/U比 : 0.0  
 反射体 : 軽水30cm  
 —○— :  $k_{eff}$ , 2.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 —□— :  $k_{eff}$ , 3.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 —△— :  $k_{eff}$ , 4.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 —◇— :  $k_{eff}$ , 5.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 .....×..... :  $k_{eff}$ , 6.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 —○— :  $k_\infty$ , 2.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 —□— :  $k_\infty$ , 3.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 —△— :  $k_\infty$ , 4.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 —◇— :  $k_\infty$ , 5.0wt%  $^{235}U$ 濃縮  
 .....×..... :  $k_\infty$ , 6.0wt%  $^{235}U$ 濃縮

両側を軽水反射体で囲まれた平板燃料の $k_{eff}$ の  
平板厚さに依する変化の計算結果

図4.1.3.3-1 均質U-H<sub>2</sub>Oの $k_{\infty}$ のH/Uに対する変化図4.1.3.3-2 均質Pu-H<sub>2</sub>Oの $k_{\infty}$ のH/Puに対する変化

## 4.2 正多角形のバックリング

正多角形の幾何学的バックリングは、外挿距離を含む実効的な形状の外接円の半径  $R_c$  の 2 乗に反比例し  $B_g^2 = (a_n/R_c)^2$  の形で表現される。ここで、 $a_n$  は正多角形の辺の数できる定数で、その値を表 4.2.1 に示す。

### 適用条件

多角形のうち各辺の長さが等しい正多角形に適用される。裸及び反射体付き体系に適用され、それぞれの外挿距離を含む実効的な断面形状に適用する。

### 「臨界安全ハンドブック」との関連

「臨界安全ハンドブック」の 2.2.1 にある「単一ユニットの未臨界確保」では、直方体、円柱及び球のバックリングを与える計算式が記載されている。

### 解 説

裸の体系に対する幾何学的バックリング  $B_g^2$  は、Helmholtz 方程式

$$\nabla^2 \phi(r) + B_g^2 \phi(r) = 0 \quad (4.2.1)$$

の最小固有値と定義されており、通常中性子束分布  $\phi(r)$  には、体系の境界で零となる境界条件が課せられている。ここで、臨界安全評価の対象となる体系の形状、寸法に対して幾何学的バックリングが分れば、

$$B_m^2 = (v\Sigma_f - \Sigma_a)/D \quad (4.2.2)$$

で定義される材料バックリング  $B_m^2$  と大小比較することにより、この体系が超臨界か未臨界かを簡単に判定することが出来る。材料バックリングは体系の物質組成から計算される。もし幾何学的バックリングが種々の幾何形状に対して簡便な数式で与えられていれば、幾何学的バックリングと材料バックリングの比較法は、臨界安全評価上極めて有用である。

長方形、円、直方体、球、円柱等いくつかの単純な幾何形状に対しては、幾何学的バックリングの簡単な数式が与えられている。これらの幾何形状では、2 次元、3 次元体系においても中性子束分布  $\phi(r)$  が一次元成分に容易に分離できるからである。

複雑な形状に対する一般的な数式を求めるには、離散化解法を使って式(4.2.1)を解くことが必要である。

正多角形のバックリングは、原研のTCAを用いた一連の臨界実験により、外挿距離を含む実効的な燃料領域の外接円の半径  $R_c$  の2乗に反比例する関係を有することが示された<sup>1)</sup>。即ち、

$$B_g^2 = (a_N/R_c)^2 \quad (4.2.3)$$

の形で表現される。それによると、 $a_N$  は正多角形の辺の数できる定数である。実験では、三角、四角及び六角の正多角形の水面断面をもつ炉心の臨界水位（炉心の垂直方向の臨界寸法）を測定し、水平方向と垂直方向の中性子束分布が変数分離されることを利用して、水平断面の臨界バックリングが測定された。

一方、多角形の幾何学的バックリングに関する解析による考察は、2次元体系エネルギー1群の中性子拡散方程式を多重相反境界要素法により解く方法により行われた<sup>2)</sup>。ここでは、典型的な正多角形に対して、 $R_c$  をパラメトリックに変化させた計算を行い、いずれの正多角形においても、外接円半径  $R_c$  と  $B_g$  の計算値との積は、多角形の寸法に依らず一定となることが示された。また、正方形に対する幾何学的バックリングの計算値は、 $(\pi/R_c)^2$  から得られる解析値と良く一致した。このことは、実験でも確認されたように、正多角形の幾何学的バックリングが外接円の半径の2乗に反比例していること意味している。図4.2.1に、 $(1/R_c)^2$  とバックリングとの関係を示す。いずれの場合も計算値は原点を通る直線上にプロットされ、実験的に示唆された(4.2.3)の関係式が確認された。幾何定数  $a_N$  は  $a_N = B_g \cdot R_c$  から、または図4.2.1の直線の傾きから求めることができる。典型的な正多角形に対する  $a_N$  の評価結果を表4.2.1に示す。なお、表中の  $A_N$  は、材料バックリング  $B_m^2$  の下での正多角形の最小臨界面積であり、式(4.2.4)で与えられる。この式は、正多角形の面積と外接円半径の関係式及びバックリングと外接円半径の関係式(4.2.3)を用いて導かれる。

$$A_N = N/2 \cdot \sin(2\pi/N) \cdot (a_N/B_m) \quad (4.2.4)$$

以上は、正多角形という簡単な形状に対する例であるが、ここで用いられている多重相反境界要素法は、体系の境界のみ離散化すればよいので任意の形状を有する体系  $B_g^2$  を評価する上で有効な解析手法である。

## 第4.2節の参考文献

- 1) Y. Miyoshi, M. Itagaki, M. Akai, H. Hirose and M. Hashimoto, "Geometric Buckling Expression for Regular Polygons: I. Measurements for Low Enriched UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O Lattices," Nucl. Technol. 103, 380 (1993).
- 2) M. Itagaki, Y. Miyoshi and H. Hirose, "Geometric Buckling Expression for Regular Polygons: II. Analyses Based on Multiple Reciprocity Boundary Element Method," Nucl. Technol. 103, 392 (1993).

表4.2.1 正多角形の幾何学的バックリング  
 $B_g^2 = (a_N/R_c)^2$

形状	辺の数 N	形状因子 $a_N$	最小臨界面積 $A_N$
			$B_g^2 = (a_N/R_c)^2$
正三角形	3	4.190	22.81/B <sub>m</sub> <sup>2</sup>
正方形	4	3.142 ( $\pi$ )	19.74/B <sub>m</sub> <sup>2</sup>
正五角形	5	2.821	18.92/B <sub>m</sub> <sup>2</sup>
正六角形	6	2.675	18.59/B <sub>m</sub> <sup>2</sup>
正八角形	8	2.547	18.35/B <sub>m</sub> <sup>2</sup>
円	$\infty$	(2.405)	18.17/B <sub>m</sub> <sup>2</sup>

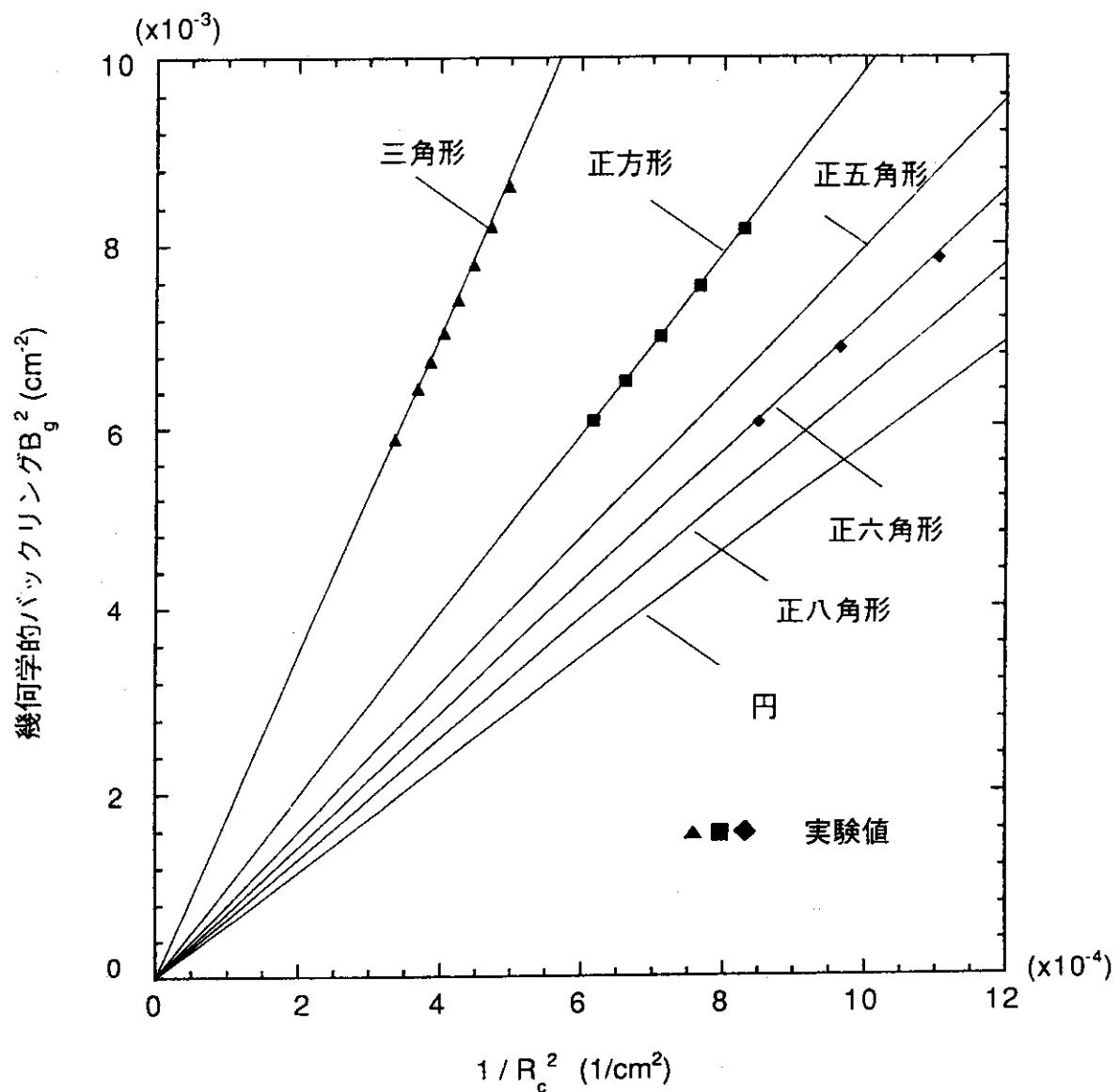


図4.2.1 正多角形の幾何学的バックリング

#### 4.3 浸水の恐れのない系の臨界安全評価

洪水等の異常時においても浸水の恐れがなく、火災時においても水による消火が禁じられている系の臨界安全評価においては水没を想定する必要はない。

浸水の恐れのない系の単一ユニットの臨界安全評価においては、十分な厚さの水反射体を想定する必要はない。しかし、ユニット周囲の構造材による中性子反射効果を考慮しなければならない。周囲の構造材の配置は基本設計の段階では定まっていかず、定まっていたとしても複雑な場合が多い。このことを考慮して、周囲からの中性子反射効果を単純なモデルで近似したり、枝管を無視したりしてモデルを単純化する。

周囲の構造材からの中性子反射効果及び枝管の反応度価値に相当する反応度を補償するために 2.5cm の水反射体を設定する。なお、周囲の構造材からの中性子反射効果には周囲の壁からの中性子反射効果は含めていないので周囲の壁の効果は別途考慮する必要がある。

浸水の恐れのない系の複数ユニットの臨界安全評価においても、ユニット間に水の存在を想定する必要は無く、中性子相互作用により臨界になることがないことを確認する。

壁以外の周囲の構造材及び枝管を無視した複数ユニットについて算出された実効増倍率に、構造材による中性子反射効果及び枝管の反応度を考慮して、適切な反応度を加算しても臨界にならないことを確認する。この方法として下記の 2 つがある。

- ① 単一ユニットの安全評価の際に算出した 2.5cm の水反射体付きの単一ユニットの実効増倍率を水反射体の付いていない単一ユニットの実効増倍率として周囲の構造材及び枝管を無視して複数ユニットの実効増倍率を算出する。この計算には、MUTUAL、KENO-4、MULTI-KENO 等が使用できる。
- ② 構造材による中性子の反射は複数ユニットの相互干渉効果および壁からの反射効果を減少させる。従って、構造材の複数ユニットでの反応度価値は大きくないと考えられる。上記 ① の方法で複数ユニットの実効増倍率を算出すると安全裕度を大きく見積過ぎることになる。そこで、構造材が壁による反射効果及びユニット間の相互干渉効果を妨げる効果を考慮して、実効増倍率を計算する方法として、各ユニットに 2.5cm 厚の水反射体を巻いて複数ユニットの実効増倍率を計算する方法がある。この方法はユニット間の相互干渉効果を過大に減少させる恐れがあるが、参

考文献 1)に示すように、多くの場合安全側の仮定になっている。この恐れを除くため、2.5cm 厚の水反射体を巻かない場合についても計算し未臨界であることを確認する。

### 「臨界安全ハンドブック」との関連

「臨界安全ハンドブック」では「単一ユニットの臨界安全評価」は十分な厚さの水反射体を想定する場合のみを記した。但し、人の接近による反射効果を 2.5cm の水反射効果で置き換えるべきであることを記してある。この 2.5cm と今回の 2.5cm を混同しないようにする必要がある。

### 解説

2.5 cm 厚の水反射体の妥当性を検討する。

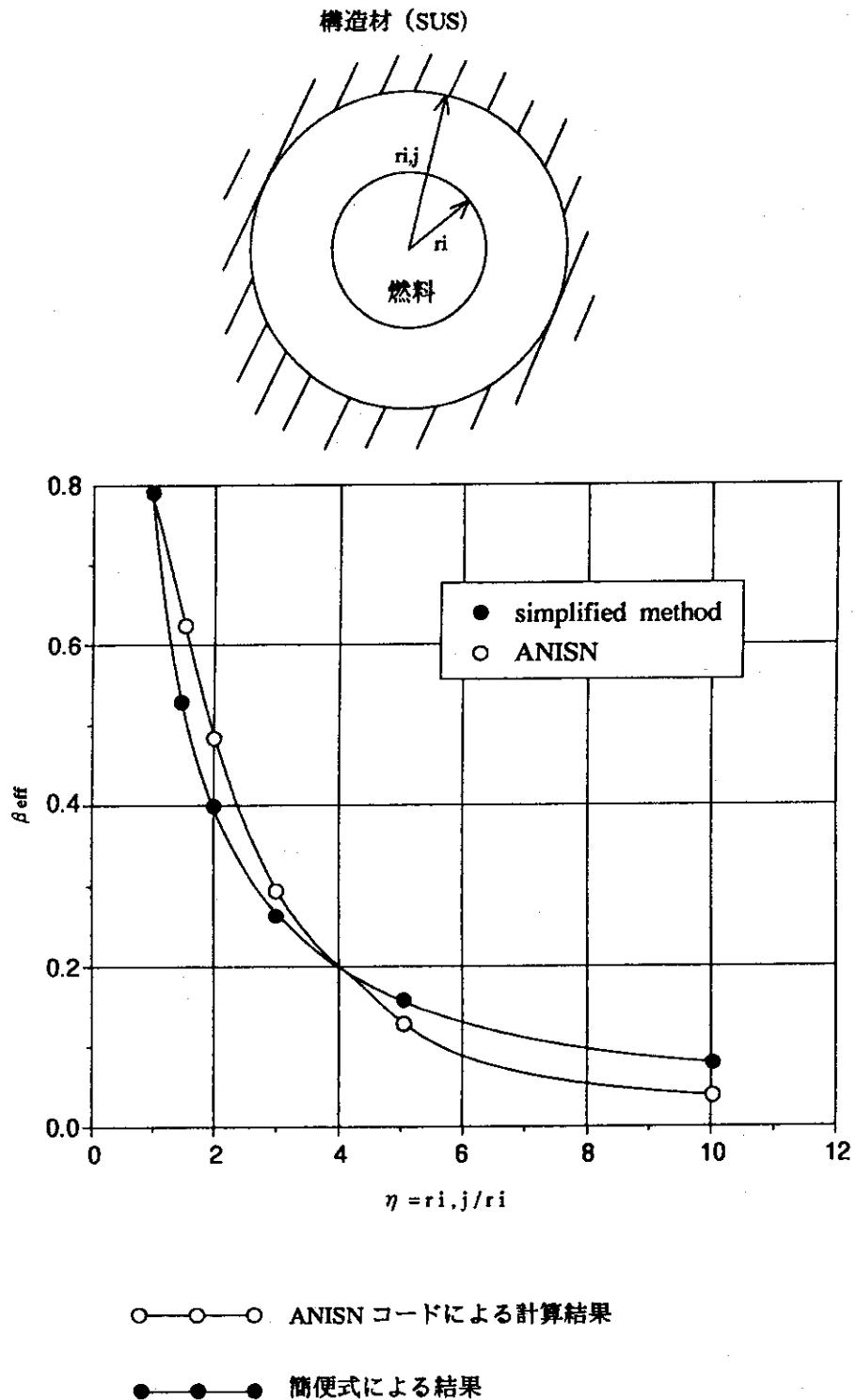
十分な厚さの水及びステンレス鋼のアルベドは、それぞれ、約 0.56 及び 0.79 である。参考文献 1) に示すように、2.5 cm 厚の水反射体によるアルベドは 0.32 である。このアルベドは十分厚いステンレス鋼のアルベドの約 4 割である。即ち、単一ユニットの表面の 4 割が十分厚いステンレス鋼に覆われている場合と等価な中性子反射効果である。通常、周囲の構造材は単一ユニットの表面に密着していることはない。構造材が燃料表面から離れれば、中性子が反射して戻ってくる確率は減少する。単純に、球形状の燃料の周囲をステンレス鋼が覆っている場合について、燃料中心からステンレス鋼の表面までの距離を変数にしてアルベドを計算した例を図 4.3.1 に示す。この図から分るように、燃料中心からステンレス鋼までの距離が燃料の半径の 3 倍あれば、アルベドは 0.3 以下になり、2.5 cm 厚の水反射体によるアルベドより小さくなる。即ち、2.5 cm 厚の水反射体は、周囲構造材が単一ユニットに密着していればその表面の 4 割を覆っている場合と、また、離れていれば 4 割以上を覆っている場合と等価な中性子反射効果を有することになる。現実の体系においては、周囲構造材がそんなに密に存在することは少ないと考えられる。

ユニットの周囲の構造材の代わりに厚さ 2.5 cm の水反射体を設定することは安全な仮定であることが参考文献 1) で確認されている。実物に近い機器を想定して行われた臨界計算の結果を文献から引用して要約すると次のようになる。「単一ユニット系、複数ユニット系のいずれも、ユニットの底面にカドミウム板を張り付けた特殊な例を除いて、ユニット周辺の構造材等の中性子反射効果は、ユニット周辺に設けた厚

さ 2.5 cm の水反射体よりも小さいことが分った。」

#### 第 4.3 節の参考文献

- 1) 内藤做孝・板原国幸・山本俊弘・小室雄一、「浸水の恐れのない系の臨界安全評価法の検討」、JAERI-Research 95-029 (1995).

図4.3.1 燃料と構造材が同心球形状をなす体系における実効アルベド ( $\beta_{\text{eff}}$ )

#### 4.4 燃焼燃料の臨界安全評価

燃料が燃焼していることを勘案して臨界安全評価を行ってもよい。ただし、評価の際に仮定した燃焼度以上に燃料が燃焼していることを、なんらかの方法で、確認する必要がある。燃焼燃料の核種組成の設定にあたっては、第3.7節の「燃焼燃料の核種組成」を参照することができる。燃焼計算により燃焼燃料の核種組成を設定する場合には、高い出力密度で燃焼したと仮定するとともに、許容される最も短い冷却期間を想定する必要がある。

ガドリニウムのような可燃性毒物を燃料中に含み、燃焼の進行に伴い反応度値が正になる燃料にあっては、燃焼期間内で最大となる反応度を想定して臨界安全評価を行えばよい。さらに燃焼が進んで反応度が減少する場合には、この燃焼による反応度の減少を考慮することもできる。

ウラン濃縮度5wt%以下のPWR使用済燃料にあっては、燃焼度が20GWd/tU以下を想定する場合には、全長一様に平均燃焼度で燃焼したと想定して臨界安全評価をしてもよい。なお、燃焼度が20GWd/tU以上を想定する場合には、燃焼度分布の効果を考慮する必要がある。但し、核分裂生成物(以下FP)の生成を無視して臨界安全評価を行う場合には、燃焼度分布の効果は小さく、燃焼度分布の効果を考慮しなければならなくなる燃焼度は20GWd/tUよりも大きくなる。

BWRの使用済燃料中の核種組成は、減速材ボイドの影響を強く受けるので、安全側の評価結果を得るために、減速材ボイド率を高く設定して全長一様に平均燃焼度で燃焼したと仮定して臨界安全評価を行うこともできる。

なお、再処理施設の剪断や溶解工程の臨界安全評価では、燃料を剪断片として取り扱うため、燃料端部の燃焼度の低い部分のみが集まる場合があるので、燃焼度の設定には注意を要する。また、抽出工程以降では燃料中の同位体組成を測定することができるので、同位体組成が制限条件を満たしていることを確認すればよい。

#### 適用条件

BWRの燃料集合体は、PWRに比して濃縮度分布が複雑であり、また、炉内の燃焼条件も減速材ボイドや制御棒の影響を受けるので、個別に注意深い検討が必

要である。

PWRの軸方向燃焼度分布は上下対称であるとして上記結論を求めているので、対称性が無い場合にはその効果も考慮して臨界安全評価を行う必要がある。

### 適用範囲

燃焼燃料の臨界安全評価で重要なのは、燃料集合体の平均燃焼度及び燃料集合体の軸方向の燃焼度分布である。燃料の輸送や貯蔵施設の臨界安全評価では、燃料を燃料集合体単位で取扱う。再処理施設の剪断や溶解工程の臨界安全評価では、燃料を剪断片として取扱う。抽出工程では溶液燃料を取扱う。

### 解説

燃焼燃料を燃料集合体単位で取扱う場合には、燃料集合体の平均燃焼度を正しく知ることが最も重要である。減速材ボイド率(体積百分率)40%の状態で燃焼させたBWR燃料集合体の燃焼度と無限増倍率(以下 $k_{\infty}$ )の関係を図4.4.1に示す。この例では、BWR燃料集合体の $k_{\infty}$ は、ガドリニウムの燃焼の効果のために、燃焼度8GWd/tUまで増大するが、この後は減少する。ガドリニウムを含む燃料集合体の場合、最大の $k_{\infty}$ を与える燃焼度に対応する核種組成を用いて臨界安全評価を行えばよい。最大の $k_{\infty}$ を与える燃焼度よりもさらに燃焼した燃料集合体の場合、もし燃焼度が確認できるのであれば、その燃焼度に相当する核種組成を用いて臨界安全評価を行えばよい。図4.4.2に、PWR燃料集合体の、燃焼度と $k_{\infty}$ の関係を示す。この図では、FPの存在を考慮している。この図から分るように、初期濃縮度5wt%の燃料集合体が12GWd/tU燃焼した時の $k_{\infty}$ は、初期濃縮度3wt%の新燃料の $k_{\infty}$ にほぼ等しい。よって、初期濃縮度3wt%の新燃料を想定して設計した燃料貯蔵施設には、12GWd/tU以上燃焼した初期濃縮度5wt%の燃料集合体を装荷しても臨界安全性は確保できると考えられる。ただしこの計算例では、燃焼度が20GWd/tU以上の場合には、軸方向の燃焼度分布を考慮して得られる中性子増倍率が軸方向の燃焼度分布を考慮しないで得られる中性子増倍率を上回ることがあるので、注意を要する。

燃焼燃料の核種組成を決めるには、第3.7節の「燃焼燃料の核種組成」を参照することを推奨する。特にBWR燃料集合体の場合には、図4.4.3に示すように、減速

材ボイド率の高い炉心出口近傍でプルトニウムの生成が著しいので、燃焼時のボイド率が核種組成に与える影響については十分注意する必要がある。

軸方向の燃焼度分布の中性子反応度効果は、燃焼が進むにつれて大きくなる。軸方向燃焼度分布を考慮して求めたPWR燃料集合体無限配列の中性子増倍率と、分布を考慮しないで求めた中性子増倍率との差を図4.4.4に示す。燃焼度  $20\text{Gwd/tU}$  以上になると、分布を考慮して求めた中性子増倍率は、分布を考慮しないで求めたものを上回る。この例では、FPによる効果も考慮されている。FPの存在を無視して臨界安全評価を行う場合には、燃焼度分布を考慮することの反応度価値は小さい。また、この例では、上下対象の軸方向燃焼度分布を仮定しているが、この仮定が成立しないときには、燃焼の初期から、軸方向燃焼度分布を考慮した方が反応度が高くなることもある。この燃焼度分布の効果を臨界安全評価に取入れる方法として、次の3つが考えられる。

- ①軸方向の燃焼度分布を考慮して臨界計算を行う方法
- ②軸方向の燃焼度分布に中性子束分布とインポータンス分布の積を重みにして求めた加重平均燃焼度を用いる方法
- ③体積平均燃焼度を用いて求めた中性子増倍率に、軸方向の燃焼度分布の中性子反応度効果を加える方法

燃焼度分布を考慮して求めた中性子増倍率が、分布を考慮しないで求めたものよりも小さく算出される時には、分布を考慮しないで求めた中性子増倍率を臨界安全評価に使用するすることが望まれる。

冷却期間が反応度に与える影響を計算した例を図4.4.5に示す。 $^{241}\text{Pu}$ の $^{241}\text{Am}$ への変換や中性子吸収断面積の大きいFPの蓄積のために、冷却期間の増大につれて反応度が減少することが、この図から分る。従って、短い冷却期間を想定して臨界安全評価を行う。

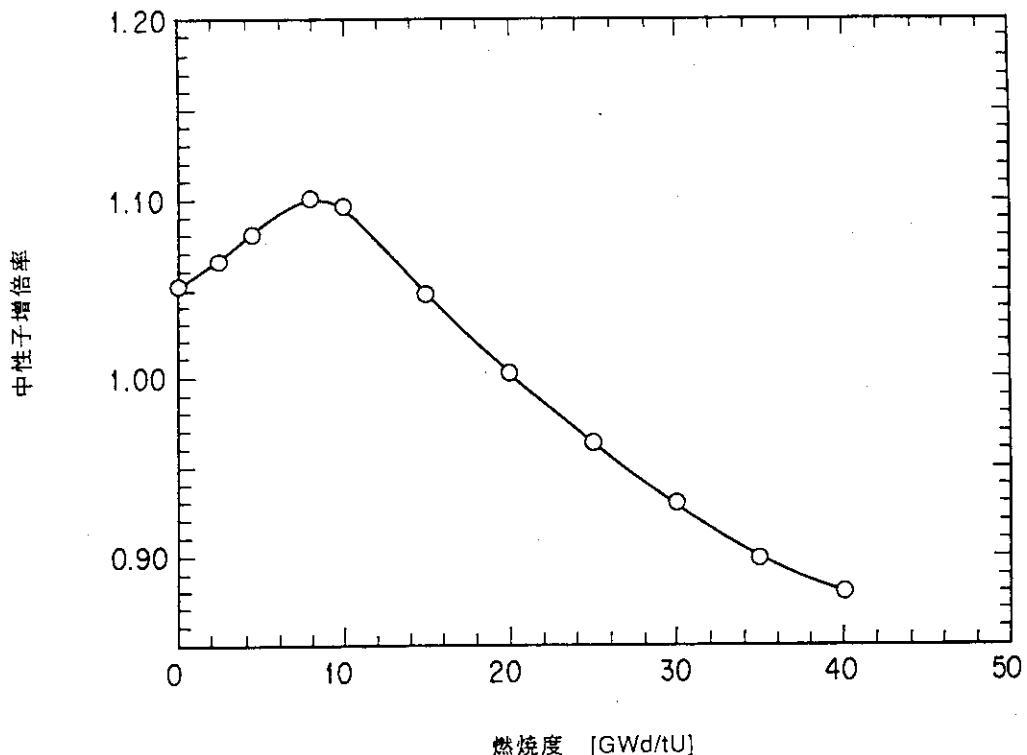


図4.4.1 燃焼に伴う、BWR燃料集合体無限配列の中性子増倍率の変化（減速材ボイド率40%）

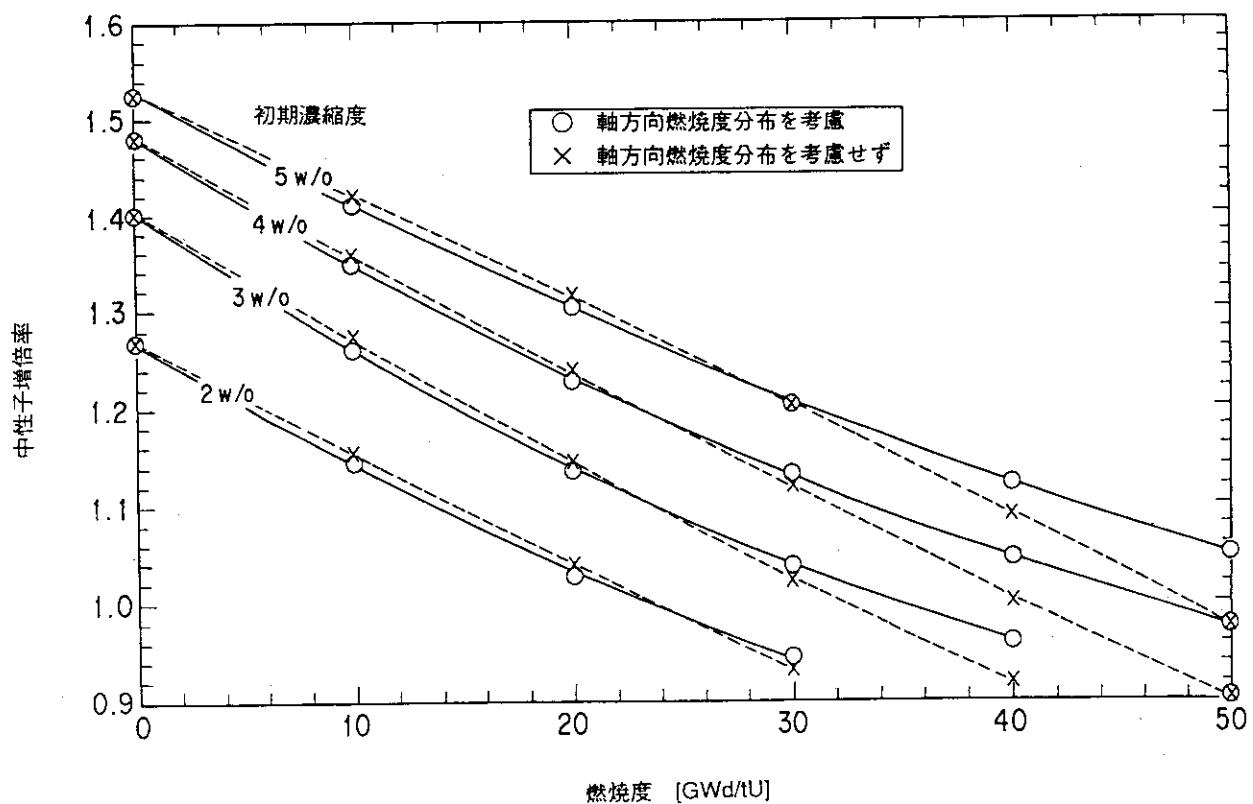


図4.4.2 燃焼に伴う、PWR燃料集合体無限配列の中性子増倍率の変化

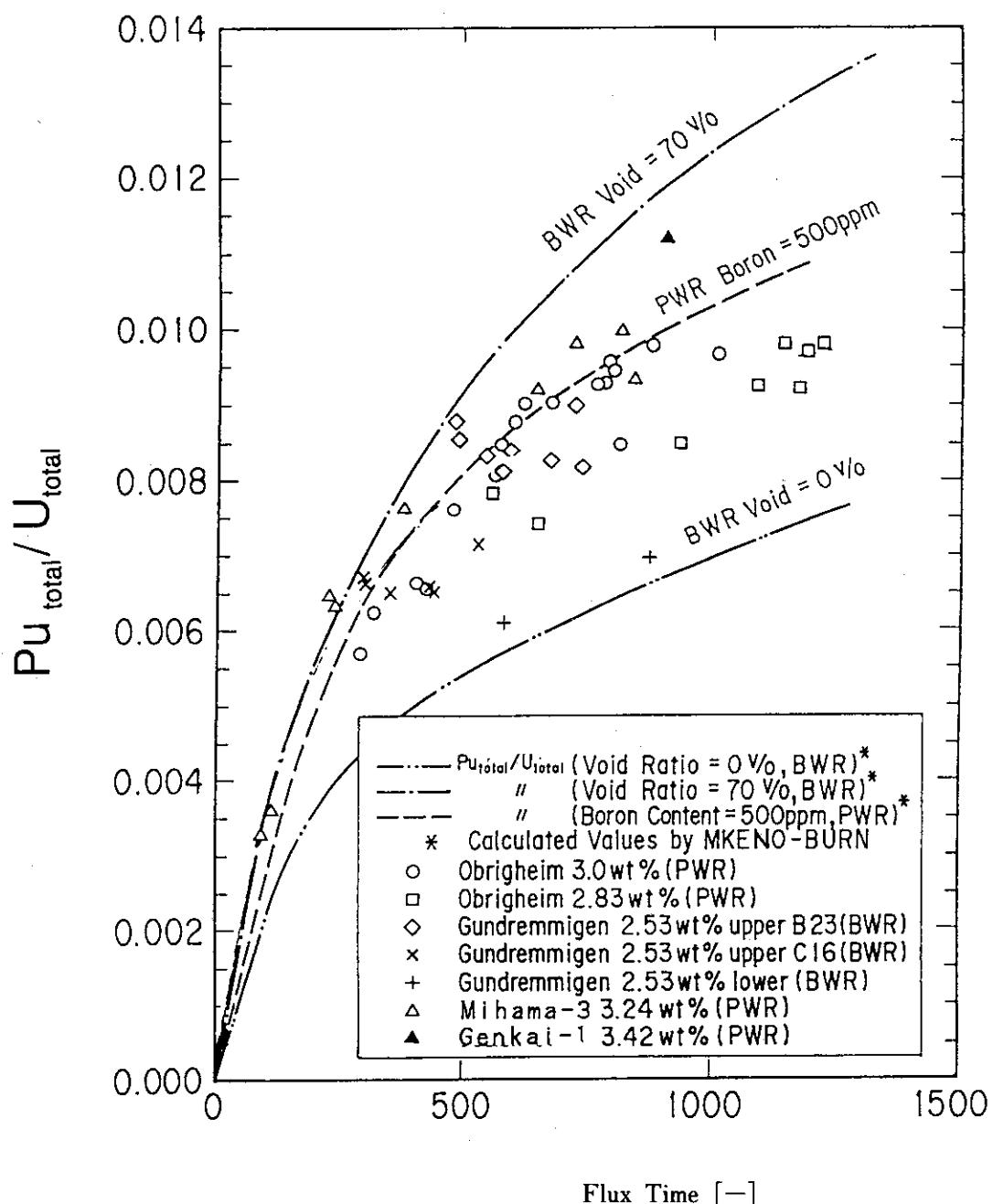


図4.4.3 燃焼に伴う、プルトニウムとウランの比率の変化（減速材ボイド率の影響）

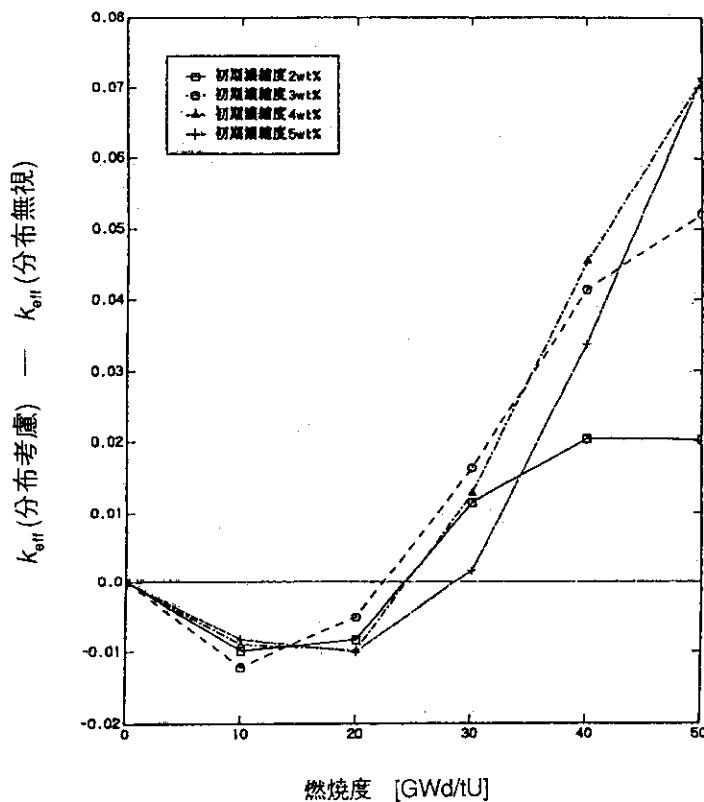


図4.4.4 燃焼度分布を考慮した場合としない場合の、PWR燃料  
集合体無限配列の中性子増倍率の差（5年冷却）

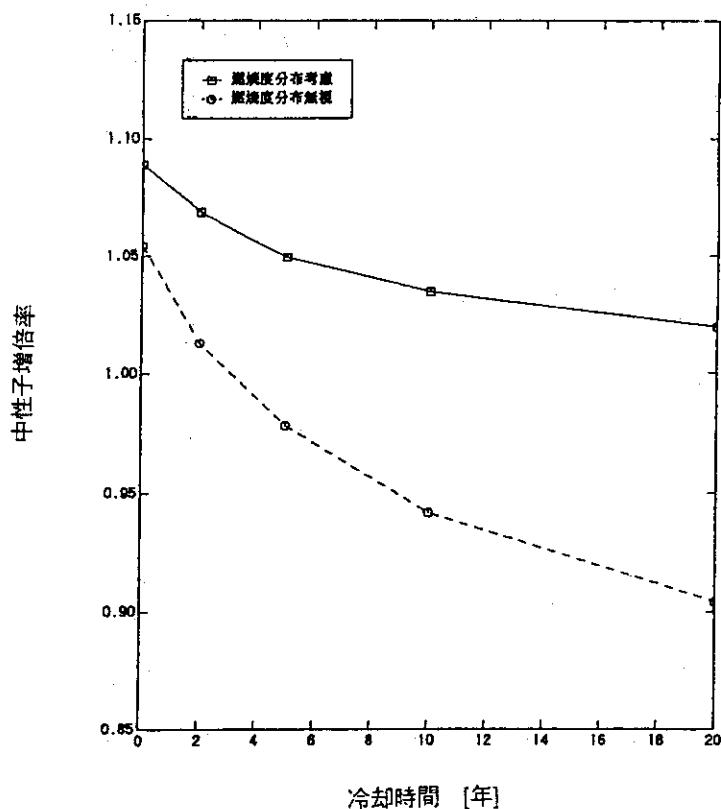


図4.4.5 中性子増倍率の冷却時間依存性  
(初期濃縮度 5 wt%，燃焼度50GWd/tU)

#### 4.5 MUTUAL コードの適用範囲

配列体系の臨界安全解析コードMUTUAL<sup>1),2)</sup>は低濃縮ウラン燃料ユニットの配列体系に適用できる。

##### 適用条件

- (1) 反射体のない体系では  $I' \leq 0.25$  かつ、 $\omega \leq 0.06$  または  $d \geq 30\text{cm}$  の範囲で適用できる ( $I'$  : 相互作用に伴う中性子増倍率の増加割合、 $\omega$  : ユニット間立体角分率、 $d$  : ユニット間距離)。
- (2) コンクリート反射体のある体系では、4面がコンクリート反射体に囲まれた配列体系にはアルベド値を1とすることにより対応可能だが、6面全部が囲まれた配列体系には現状の版では適用できない。

##### 「臨界安全ハンドブック」との関連

「臨界安全ハンドブック」の第4.4.3項にある「簡易計算コードによる解析」にはMUTUALの適用範囲をKENO-IVとの比較により  $k_{eff}$  が大きく算出される範囲とすればKENO-IVと同じ制限値 ( $k_{limit}$ ) が用いられる記してある。ここでは低濃縮二酸化ウラン燃料に対してMUTUALコードの適用範囲を具体的に示した。

##### 解説

反射体がない体系への適用性を検討するため、燃料の減速度及び配列ユニット数を変えて計算した。計算対象は、单一ユニットとして濃縮度5wt%の  $UO_2-H_2O$  燃料2種類（減速系及び非減速系）とした。各单一ユニットの燃料組成・形状等を表4.5.1に示す。配列としては、 $2 \times 1 \times 1$  及び  $3 \times 3 \times 1$  でユニット間距離を変えた計算を行った ( $UO_2-H_2O$  減速系ではさらに  $4 \times 4 \times 1$  及び  $5 \times 5 \times 1$  の配列も対象とした)。計算結果の1例を図4.5.1に示す。この  $4 \times 4 \times 1$  配列ではユニット間距離が20cmより小さく（立体角分率が0.065より大きく）なるとMUTUALの実効増倍率の方がKENO-IVの実効増倍率より小さくなる。同様の検討を各配列に対して行い、 $UO_2-H_2O$  減速系ユニットの配列では、ユニット間距離を指標にとると20cm、立体角分率を指標にとると0.065、実効増倍率の増加割合0.25が適用限界になる。

次に、 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$  非減速系ユニットの配列については、 $2 \times 1 \times 1$  配列、 $3 \times 3 \times 1$  配列とともにユニット間距離が 10cm、立体角分率 0.096、実効増倍率の増加割合 0.15 になつても MUTUAL の値は KENO-IV の値を下回らない。

このほか、濃縮度 5wt-% の  $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$  減速系燃料を対象として、ユニット形状及び配置を変えた計算も行った。その結果、全ケースを通じて MUTUAL の値が KENO-IV の値を下回らないユニット間距離の最大値は 20cm、ユニット間立体角分率の最小値は 0.061 であった。

コンクリート反射体がある体系への適用性も検討した。計算対象は、 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$  減速系と  $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$  非減速系の 2 種類につき、1 体及び  $3 \times 3 \times 1$  の配列（ユニット間隔 30cm）で 6 面全部及び 4 面（上下と隣接側面）がコンクリート壁に囲まれているとした。コンクリート壁までの距離は 50cm 及び 100cm の場合を考えた。MUTUAL コードを用いた計算ではコンクリート反射体のアルベド値は 0.73 とした。

上下水平全 6 面がコンクリート反射体で囲まれている場合の計算結果を表 4.5.2 に記す。 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$  減速系、 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$  非減速系ともに MUTUAL の値は KENO-IV の値を下回っている。これに対して、上下及び隣合う水平 2 面がコンクリート反射体で囲まれている場合には、表 4.5.3 に記すように MUTUAL の値は KENO-IV の値を上回っている（但し、 $\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$  非減速系ユニット 1 体で反射体までの距離が 50cm の場合を除く）。

反射体がある体系に MUTUAL を適用する場合について、入力として用いるアルベド値の変更の方策を検討した。極端な場合として、コンクリート反射体のアルベド値を 0.73 から 1.0 に変更した計算を行った。この計算結果も表 4.5.2 及び表 4.5.3 に記してある。4 面反射では、アルベド値を 1.0 にすると KENO-IV コードに比べて最大で  $0.037 \Delta k$  程度大きくなる。他方、6 面反射では、アルベド値を 1.0 にすると 0.73 の場合より最大で  $0.02 \Delta k$  程度大きくなるが、依然すべての体系で KENO-IV コードより小さい。

ユニット配列周囲にコンクリート反射体が存在するケースは、燃料ユニットの配列が構築物またはセル等の中に置かれている状態を想定している。構築物またはセルが狭く、燃料ユニットから壁までの距離がどの面も短い場合には、現状では MUTUAL を適用することは難しいと考えられる。しかし、構築物またはセルがある程度広く、少なくとも燃料ユニットから壁 2 面までの距離が十分長い場合には、残る 2 面の壁までの距離が 50cm 以上あれば、コンクリートのアルベド値を 1.0 と探ることにより M

MUTUALを適用することが可能である。

#### 第4.5節の参考文献

- 1) Y. Naito, T. Kaneko and H. Okuno, "MUTUAL: A Computer Code for Analysing Nuclear Criticality Safety on Array System," JAERI-M86-140 (1986).
- 2) H. Okuno, Y. Naito, T. Kaneko and K. Kuribayashi, "A Revision of MUTUAL, A Computer Code for Analysing Nuclear Criticality Safety on Array System," JAERI-M89-140 (1989).

表4.5.1 MUTALコード適用性検討のための單一ユニットの仕様

ユニットタイプ	A	B 1
化学形態	$\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$	$\text{UO}_2\text{-H}_2\text{O}$
濃縮度 [wt %]	5.0	5.0
ウラン濃度 [ $\text{gU/cm}^3$ ]	2.0	---
$\text{UO}_2$ かさ密度 [ $\text{gUO}_2/\text{cm}^3$ ]	---	4.0
減速度 $H/U$	10	0.5
円柱高さ [cm]	100	100
円柱直径 [cm]	23	100
ANISN-JRによる $k_\infty$ の計算値	1.472	1.058
KENO-IVによる $k_{eff}$ の計算値	$0.6808 \pm 0.0020$	$0.5972 \pm 0.0013$
A(吸収数)	0.4371	0.5428
F(核分裂数)	0.6808	0.5972
F/A	1.439	1.100

表4.5.2 KENO-IVとMUTUALの計算結果の比較  
(ユニット周囲に6面の反射体がある場合)

ユニットタイプ	配列数	ユニット間距離 (cm)	反射体までの距離 (cm)	KENO-IVの 計算結果		MUTUALの計算結果 アーベート 0.73				MUTUALの計算結果 アーベート 1.0		
				$k_{eff}^{(1)}$	$\sigma$	$k_{eff}^{(2)}$	$\Delta k_{eff}(2)-1)$	$k_{eff}^{(3)}$	$\Delta k_{eff}(3)-1)$	$\Delta k_{eff}(3)-2)$		
A	1	—	100	0.6886	0.0018	0.6851	-0.0035	0.6866	-0.0020	0.0015		
A	1	—	50	0.7016	0.0016	0.6943	-0.0073	0.6994	-0.0022	0.0051		
A	9	30	100	0.8110	0.0018	0.7886	-0.0224	0.7928	-0.0182	0.0042		
A	9	30	50	0.8374	0.0018	0.8071	-0.0303	0.8189	-0.0185	0.0118		
B1	1	—	100	0.6233	0.0013	0.6074	-0.0159	0.6113	-0.0120	0.0039		
B1	1	—	50	0.6452	0.0012	0.6194	-0.0258	0.6281	-0.0171	0.0087		
B1	9	10	100	0.7617	0.0014	0.7445	-0.0172	0.7589	-0.0028	0.0144		
B1	9	10	50	0.7850	0.0015	0.7554	-0.0296	0.7749	-0.0101	0.0195		

表4.5.3 KENO-IVとMUTUALの計算結果の比較  
(ユニットの上下と隣接側面に6面の反射体がある場合)

ユニットタイプ	配列数	ユニット間距離 (cm)	反射体までの距離 (cm)	KENO-IVの 計算結果		MUTUALの計算結果 アーベート 0.73				MUTUALの計算結果 アーベート 1.0		
				$k_{eff}^{(1)}$	$\sigma$	$k_{eff}^{(2)}$	$\Delta k_{eff}(2)-1)$	$k_{eff}^{(3)}$	$\Delta k_{eff}(3)-1)$	$\Delta k_{eff}(3)-2)$		
A	1	—	100	0.6802	0.0017	0.6830	0.0028	0.6838	0.0036	0.0008		
A	1	—	50	0.6843	0.0016	0.6876	0.0033	0.6901	0.0058	0.0025		
A	9	30	100	0.7798	0.0021	0.7846	0.0048	0.7874	0.0076	0.0028		
A	9	30	50	0.7878	0.0020	0.7984	0.0106	0.8074	0.0196	0.0090		
B1	1	—	100	0.6014	0.0011	0.6034	0.0020	0.6057	0.0043	0.0023		
B1	1	—	50	0.6099	0.0012	0.6092	-0.0007	0.6138	0.0039	0.0046		
B1	9	10	100	0.7170	0.0013	0.7401	0.0231	0.7525	0.0355	0.0124		
B1	9	10	50	0.7245	0.0014	0.7459	0.0214	0.7611	0.0366	0.0152		

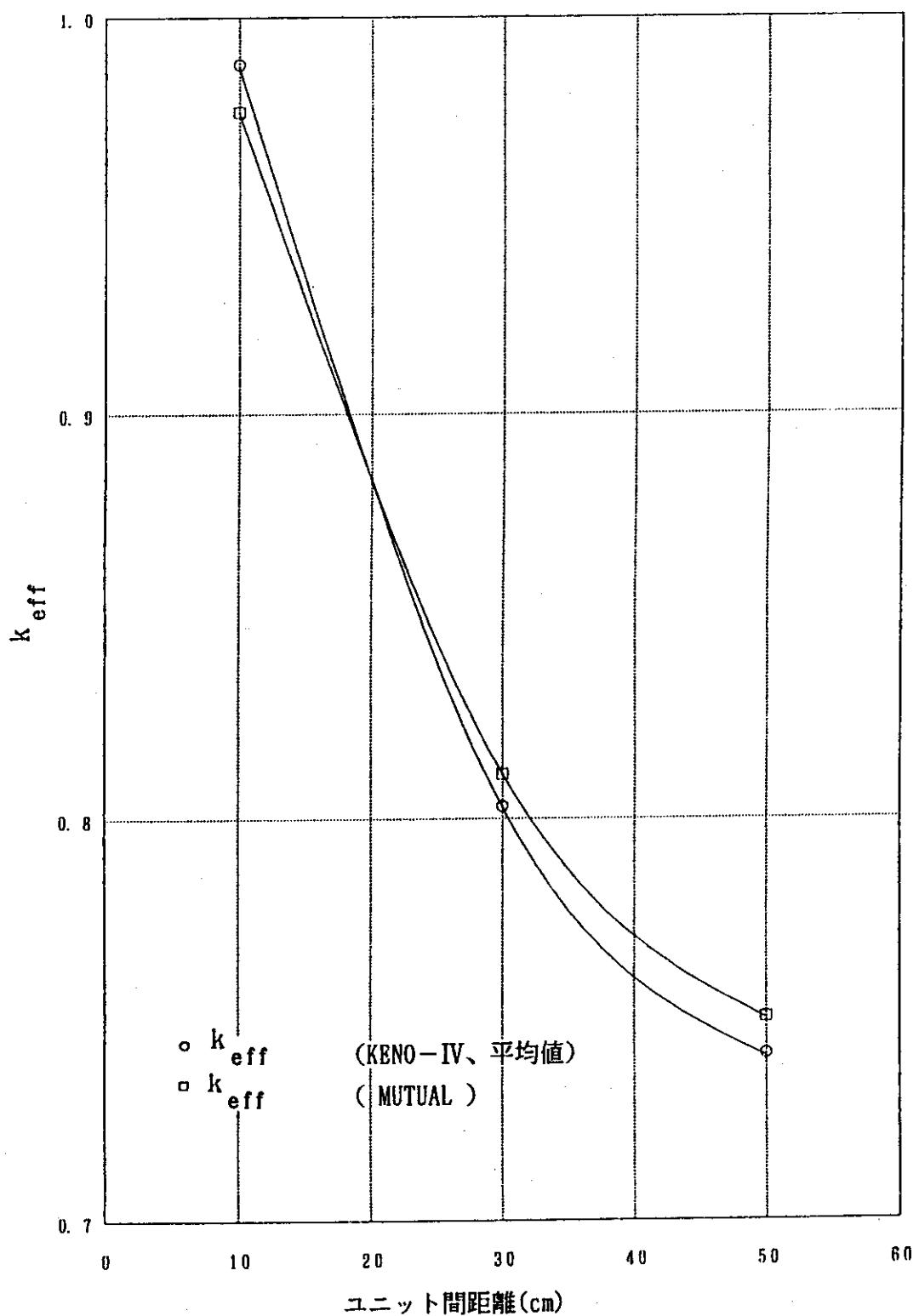


図4.5.1 実効増倍率のユニット間距離依存性  
( $\text{UO}_2-\text{H}_2\text{O}$ 減速系,  $4 \times 4 \times 1$ 配列)

#### 4.6 複数の室からなる系の臨界安全評価の方法

複数の室からなる系の臨界安全評価を下記の方法で行うことができる。

任意の室を取り囲む各壁厚の中央に完全反射条件を設定し、室内の中性子増倍率を計算する。どの室の中性子増倍率も最大許容増倍率を越すことがなければ、その系は臨界安全であると評価される。

##### 適用条件

壁の厚さは中性子移動距離以上であるとする。この距離は、コンクリート壁の場合には約11cmである。

##### 「臨界安全ハンドブック」との関連

臨界安全ハンドブックには室の概念は導入されていない。室は中性子の相互作用がないように十分厚い壁に取り囲まれているとした。この壁の厚さは中性子隔離厚さと呼ばれている。臨界安全ハンドブックで要求した中性子隔離厚さが大きすぎる所以、体系によってはより小さい中性子隔離厚さを用いてもよいことを第3.5節に示した。

##### 解説

「核燃料施設安全審査基本指針」では、「単一ユニットの臨界安全管理」と「複数ユニットの臨界安全管理」により臨界安全を確保することとしている。「複数ユニットの臨界安全管理」においては、単一ユニット間の中性子相互干渉を考慮することとしている。しかし、隣室にある燃料との相互干渉効果は、通常考慮していない。このことは、室間は十分に厚い壁で囲まれており、相互干渉が起こらない設計になっている場合が多くあったということである。このために、臨界安全上、不必要に厚い壁が設けられる場合があった。しかし、各室の中性子増倍率が臨界状態より十分に小さい場合には、室間の中性子相互干渉効果を考慮しても臨界になることがないことを確認できれば、薄い壁厚でもよい。近年の計算機の進歩に伴い、各室の臨界安全評価を3次元モンテカルロ法で行うことが多くなり、さらに室間の中性子相互干渉効果も取入れることができるようになってきている。以上のことを考慮し

て、複数の室からなる系の臨界安全評価を行う一つの方法を下記に示す。

核燃料を収納する複数の室からなる系を考える。各室には、複数の単一ユニットが存在し、室間はコンクリート壁により仕切られているものとする。このとき、コンクリート壁が「隔離厚さ」より薄い場合も考慮して、周囲の室との中性子相互干渉効果により、臨界になることがないことを確認する。

臨界条件は、隣室の中性子増倍率が高いほど厳しくなる。それ故、全ての室の臨界安全評価において、隣室に自室と同じ核燃料があるとして評価し、どの室も臨界になることがないことを確認しておけば良いことが分かる。このためには、室間のコンクリート壁の中央厚で完全反射条件を設定して臨界計算を行えばよい。隣に核燃料を収納する室がない場合には、壁等の構造材による中性子反射効果のみを考慮すればよい。この方式によれば、施設の使用条件に合わせて臨界安全評価を行えばよいので、隣室にいかなる核燃料が来てもよいように設計しなければならないということはなくなる。

ただし、隣室の存在により中性子エネルギー・スペクトルが大きく変化する可能性のある場合には、それらの室は独立した室として取り扱うことはできない。この例としては、水素含有率の少ない粉体燃料と濃度の低い溶液燃料が隣接する場合である。粉体燃料から放出された中性子が、溶液燃料で熱化されまた粉体燃料へ戻ってくる。この場合には、共鳴を逃れる確率が小さくなり、粉体燃料の外周に完全反射の境界条件を設定した場合より、粉体燃料と溶液燃料の共存する体系の方が中性子増倍率が大きくなることがある。このような体系でも、両燃料間のコンクリート壁の厚さがコンクリートの中性子移動距離 (11 cm) より大きい場合には、熱化して戻って来る中性子の大部分がコンクリートの中で吸収されてしまうので、エネルギー・スペクトル変化の影響は無視できる。

## 5. 化学プロセスの臨界安全

### 5.1 はじめに

核燃料を取り扱うプロセスのうち、化学試薬を使って核燃料の物理的・化学的形態を変化させたり、元素を分離したりするプロセスは一般に「化学プロセス」と呼ばれている。ここでは化学プロセスの典型的な例として、「再処理」における核燃料の溶解及び抽出を行うプロセスを取り上げ、化学プロセスの臨界安全を考える。

使用済燃料を湿式法（ショップ＆リーチ、ピューレックス法）で再処理するときには、化学試薬として硝酸あるいは有機溶媒が使用される。化学プロセスにおいても、臨界安全評価上のモデル化及び解析方法は、他のプロセスと変わることはない。しかし、化学試薬を使用することなどに伴い、化学プロセスの臨界安全解析評価では、下記のような特別な注意を払うことが求められている。

(1) 核燃料と共に存在するプロセスの基本媒質である硝酸水溶液、有機溶媒等の化学試薬が中性子の減速材として働くとともに濃度変化などに伴い核燃料と媒質の存在比が変化する。そこで、臨界安全解析評価の際には、核燃料と媒質の存在比の変化による減速条件の変動を考慮している。

(2) 核燃料と共に存在するプロセスの基本媒質としての化学試薬、あるいは微量添加される化学試薬により、核燃料の物理的・化学的形態あるいは組成に変化を伴うことがあるため、臨界安全解析結果に影響を及ぼす臨界因子の数が多くなるとともに影響が単純ではなくなる。そこで、臨界安全解析評価の際には、それぞれの臨界因子の中性子増倍率に対する感度に注意を払って、保守的な結果を与えるような条件設定を行っている。

また、化学プロセスでは、次のような点に配慮すれば合理的な臨界安全設計が可能である。

(1) 化学プロセスのうち核燃料のプルトニウム含有率が低い領域、あるいはプロセス媒質中のプルトニウム濃度が低いか、または高くなる可能性が小さい領域では、全濃度安全形状寸法管理を採用するより核燃料あるいはプルトニウムの濃度に条件をつけて管理する方が合理的であることがある。

(2) 核燃料のプルトニウム含有率が高い領域、あるいはプロセス媒質中のプルトニウム濃度が高いか、または高くなる可能性が大きい領域では、プルトニウムの組成に条件をつけて管理することができれば、臨界安全上の制約を緩和できる。

そこで、大型の再処理プラントなどでは、臨界因子である核燃料あるいはプルトニウムの濃度、使用済燃料の燃焼度あるいは組成などに核的制限値を設定して、計測制御設備（サンプリング・分析設備を含む）を使って「臨界管理因子」として管理するなどの方法を選定することがある。その場合には、使用する計測制御設備の信頼性の確保などに特別の配慮を施している。

## 5.2 化学プロセスの臨界安全設計における留意事項

原子力施設の設計の基本方針には、多重防護の考え方が採用されている。その第1レベルは、事故に繋がる可能性のある異常の発生を阻止する「異常の発生防止対策」であり、第2レベルは仮にそのような異常が発生したとしても、これを検知し事故への拡大を未然に防止するための「異常の拡大防止対策」である。さらに第3レベルとして、事故が起きた場合においてもその影響を緩和するための「影響の緩和対策」がある。この3つのレベルの対策により多重防護は構成される。臨界安全についてはその結果の重大性から、「技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界を防止する」ことが求められており、多重防護の第1レベルに相当する臨界安全設計が特に重要なものとなる。

この第1レベルの「異常の発生防止対策」として、従来の化学プロセスの臨界安全設計においては、各構成機器に全濃度安全形状寸法管理（中性子吸収材管理の併用を含む）を採用することにより、臨界の発生の可能性を絶つ設計が行われてきた。即ち、これは臨界因子が制限値以内に収まることを設計で担保することに相当する。

一方、化学プロセスの規模の増大とともに、全濃度安全形状寸法管理のみでの対応が困難となる場合においては、運転時に担保する臨界因子が導入される。具体的には計測制御設備等を適切に取り入れ、信頼性の高い臨界安全設計を実現することが必要となる。この方法においては、計測制御設備等の機能を臨界安全上「異常の発生防止対策」として期待する方法と、「異常の拡大防止対策」として期待する2つの方法に分類される。具体的には、計測制御設備等により化学プロセスの流量、温度等のプロセスパラメータを監視しその変動を管理値以内に管理する方法と、核物質の濃度や質量等の臨界因子を直接監視し、臨界因子の変動幅を制限値以内に管理する方法が考えられる。

前者の管理は、化学プロセスにおいては、流量や温度等のプロセスパラメータを適正な範囲に維持することが、臨界安全の観点から最も本質的なものであるとの考えに基づいている。この管理では、核物質濃度等の臨界因子に有意な異常が現れない程度に、プロセスパラメータの管理幅を設定するため、多重防護の第1レベルに分類することができる。但し、この場合は臨界に関するプロセスパラメータを漏れなく抽出し、確実に管理するすることが必須条件である。

一方、後者の場合は、核物質の濃度や質量等の臨界因子に核的制限値を設定して、これら変動可能な臨界管理因子が、運転時に核的制限値を満たしていることを計測制御設備や分析等により監視し、異常の場合は直ちに工程停止等の措置を講じることにより、臨界事故への進展を防止する方法である。但し、この方法においては、臨界安全上の担保手段を多重防護の第2レベル「異常の拡大防止対策」においてはいるが、プロセスを正常に運転するための「異常の発生防止対策」の制御機能が最も重要であることに変わりはない。

運転時に変動する臨界管理因子を計測制御設備等により担保する場合の留意事項を以下に示す。

- ① 計測制御設備で臨界安全を担保する場合、その計測制御系は単一故障や外部電源喪失等に対して十分信頼性の高いものであること。また、その際の管理値または制限値としては、インターロック等の保護動作までのオーバーシュート及び計器誤差を考慮しても最大許容限度を確実に下回るように設定すること。
- ② プロセスパラメータを管理することにより化学プロセスの臨界安全を担保する場合は、プロセスパラメータの管理幅の妥当性を確認するため、プロセスパラメータと核物質濃度等臨界因子との関係を十分把握すること。
- ③ 核的な計測制御設備で臨界安全を担保する場合、着目核種以外の妨害や着目核種の組成変動を十分考慮して臨界管理因子の制限値を設定すること。
- ④ オフラインの分析または測定により臨界安全を担保する場合、分析結果または測定結果の確認なしで次の操作が行えないような手順を設けること。その際、次の操作を行うまで分析または測定対象の臨界因子が変動しないこと、並びに試料の代表性及び分析誤差または測定誤差を十分考慮すること。
- ⑤ 臨界管理因子として燃焼度を制限する場合は、信頼性のある実測値あるいは評価値に基づくこと。その際、それらに含まれる誤差を十分考慮すること。

## 5.3 溶解工程の臨界安全解析例<sup>1)</sup>

### 5.3.1 溶解工程のプロセス設計

溶解工程のプロセス設計とは、目標とする処理量を達成するため溶解槽の構造設計を行うこと、及び決められた仕様の溶解液を確保するための溶解条件を設定し、これを実現するため計装を含めた系統設計を行うことである。臨界安全設計はこれら両者に密接に関係し、特に処理量達成のための構造設計と競合するものとなる。

溶解工程の評価モデルケースとして、円筒型の回分式溶解槽を想定することとした。回分式溶解槽の場合は、溶解用硝酸の液張り、燃料装荷、溶解、溶解液の抜き出し、洗浄及びハル払いの一連の操作が処理量に大きく影響を及ぼすので形状寸法等は運転操作を勘案して設計される。溶解工程のプロセス設計のフローの例を図5.3.1に示す。

### 5.3.2 溶解槽の臨界安全評価条件の設定

一般に、施設設計における臨界因子を次のように分類することができる。

#### ① 設計で担保される臨界因子

これには、形状寸法等設計時の値が施設の運転時においても変化しない臨界因子と、運転時において様々な値あるいは状態を取り得るが、設計時において最も厳しい条件を設定することにより、運転時に臨界安全上その変動を考慮する必要のない臨界因子とに分けられる。

#### ② 運転時に担保する臨界因子

これは、運転時において様々な値あるいは状態を取り得るが、設計時においてある値あるいは状態を仮定し、これを運転時において計測制御設備や運転員操作で担保する臨界因子である。

化学プロセスの臨界安全設計においては、上記②の臨界因子が運転時の変動による不確定要素を含むため、その条件設定が重要なものとなり、これらの臨界因子と安全裕度との関係を充分把握しておく必要がある。また、臨界因子をその内容から、幾何学的条件、燃料条件及び核物質の状態に大きく分類することができる。そこで、

これらを念頭において評価モデルの条件設定を行う。

### (1) 幾何学的条件

- 溶解槽の直径 (製作寸法) : 290 mm
- パケットの直径 (製作寸法) : 240 mm

幾何学的条件としてはこのほかに高さ及び板厚が関係する。パケット内の非均質部の高さは、減速条件を介して燃料装荷量と関連しており、体系が小さい場合は反応度に有意な影響を及ぼす。また、構造材は吸収材あるいは反射体として作用するので、その材質及び板厚は反応度への影響は小さいものの、実設計においては考慮する必要がある。ただし、本評価では省略した。

腐食代、熱膨張代、製作公差、その他の変形代については、使用条件及び製作条件を適切に考慮して安全側となるよう設定されるものであり、本評価では取り扱わない。このうち前者3つの因子については、反応度変化への寄与はあまり大きくなない。「その他の変形代」については、考慮する場合としない場合があり、考慮する場合においても変形の原因を特定しない場合と、地震等の原因を明確にして設定する場合に分けられる。但し、臨界と地震を重ね合わせる臨界安全設計の必要性については、機器の耐震設計及び臨界安全設計全体の安全裕度の大小を勘案して決めることになる。

- 反射体 : 真空、2.5cm水反射、30cm水反射

水没も包絡する30cm水反射、周辺部材や人の接近を考慮した2.5cm水反射及び反射体効果を評価するための基準として真空の3つの条件を評価する。

### (2) 燃料条件

- 燃料タイプ : PWR燃料
- 初期濃縮度 : 4.1 wt%
- 比出力 : 38 MW/T
- 冷却期間 : 4年

上記は何れも直接臨界計算コードに入力するパラメータではないが、臨界計算のベースとなる核種組成を介して、臨界計算結果に影響を及ぼす観点から、臨界因子として取り扱う。これらは処理燃料によって異なるが、設計時に処理対象燃料の仕様は明らかなので、臨界評価用の燃料条件は反応度的に最も厳しい値を選定することが合理的である場合が多い。そこで、モデルケースとして上記の値を設定した。

- 燃焼度 : 0 ~ 48 GWD/T

- 核種 : U+Pu, U+Pu+Ac, U+Pu+FP, U+Pu+Ac+FP

(Ac:  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ )

(FP:  $^{149}\text{Sm}$ ,  $^{143}\text{Nd}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Sm}$ ,  $^{156}\text{Gd}$ ,  $^{145}\text{Nd}$ ,  $^{147}\text{Sm}$ ,  $^{153}\text{Eu}$ ,  $^{158}\text{Sm}$ )

燃料条件で安全裕度に大きな影響を及ぼすものは、燃焼に伴う燃料中の核種組成の変動である。

処理量が小さい場合は、処理対象燃料の最大初期濃縮度（本検討では4.1wt%）の未照射燃料という最も安全側の設定が可能である。

目標とする処理量が大きく、しかも信頼性の高い燃焼度の確認が可能な場合は、燃焼に伴うアクチニド及びFPの生成を考慮した核種組成を使用することにより、設計余裕を確保することができる。ただしその際は、考慮すべきアクチニド及びFPについては、対象とする工程でその存在が確実に期待でき、かつ安定なものを選ぶ必要がある。また燃料中の含有量は、燃焼計算コードの評価値をそのまま用いるか、あるいは評価値に何らかの係数を乗じて安全側の設定をすることが考えられる。

ここでは、溶解工程で安定的に存在する前記核種を検討対象として、燃焼度としては、現状の最大値48GWD/Tまでを検討する。

### (3) 核物質の状態

- パケット部：格子配列の最適減速条件及びその近傍

溶解槽の臨界安全設計で特徴的なことは、反応度的には燃料剪断片の非均質系が支配的となる点である。したがって、格子配列の減速条件により系の実効増倍率が

大きく影響を受ける。剪断片の配列状態を特定できない溶解槽においては、最適減速条件を仮定することが安全側の設定となるが、減速条件と安全裕度の程度を把握するため最適減速条件近傍の感度を評価する。

- 溶液部：水、燃料溶解液（400g(U+Pu)/l、遊離硝酸0、3規定）

溶解槽の場合上記理由により、溶液部を水反射体とすることが一般的に最も反応度が厳しくなる。一方、溶液中の核物質濃度あるいは遊離硝酸については、何らかの信頼性の高い方法で確認出来れば、これらを臨界安全設計に反映することが考えられる。ここでは、モデルケースとして上記の値を設定した。

- 溶液温度 15°C、100°C

溶液の密度を算出するのに必要な溶液温度については、密度が最も大きくなる15°C近傍が安全側の設定であり、室温での核データとの対応も良い。一方、信頼性の高い方法での確認を前提として、溶解槽の運転温度を使用することも考えられる。ここでは、沸騰状態のプロセス条件を考慮し、100°Cも評価する。

なお、図5.3.2 に計算モデルを示す。

### 5.3.3 溶解槽の臨界安全解析結果

ここでは、前節の臨界安全設計例で取り上げた、各臨界因子に関する臨界安全解析の例を示す。燃料の燃焼度については、0～48GWD/Tのうち0, 30及び48GWD/Tの3ケース、溶液温度は15°Cと100°C（但し、温度による密度変化のみ考慮）の2ケースとした。また溶液部については、燃料溶解液を仮定したときその遊離硝酸濃度を3規定と0規定とした。

#### (1) パケット部燃料の格子配列における最適減速条件

燃料ピン半径は、PWR型燃料ピンの半径として最大0.4645cmを想定し、ピン半径及び格子ピッチをパラメータに最適な格子配列を求めた。その一例を図5.3.3に示す。この図には、燃焼度30GWD/Tの燃料で、ウランとプルトニウムを考慮したときの

結果を、溶液部が水及び硝酸溶液それぞれの場合について示してある。

この例では、燃料半径が最大(0.4645 cm) のとき中性子増倍率が最大となってい る。検討した範囲では、燃焼度、燃料組成(FP やアクチノイドの考慮) が異なって いても同様な傾向を示す。以下の計算では、このようにして決定した核燃料毎の最 適減速条件及びその近傍で、溶解槽の臨界計算を行った。

## (2) 溶解槽の臨界計算結果

溶解槽の最適減速条件での臨界計算結果を表5.3.1から表5.3.5に示す。また、燃 燃度やFP、アクチノイドを考慮することによる実効増倍率の変化を見るために、上 記の結果を溶液部が水で完全水反射条件の場合について図5.3.4 に示す。この図に 示すように30GWD/T燃焼したとき、燃焼に伴うウラン及びプルトニウムの組成変化を 考慮することによって、新燃料より $0.1 \Delta k$  以上実効増倍率が減少する。さらに、 FPを考慮することにより $0.05 \Delta k$ 程度減少するが、ウラン及びプルトニウム以外のア クチノイドの効果は、この例ではそれほど顕著ではない( $0.01 \Delta k$  程度)。

また、溶液部が水の場合と燃料溶解液(燃料濃度400g(U+Pu)/l)の場合とで比 較すると、燃料溶解液の遊離硝酸が3規定のときで約 $0.07 \Delta k$ 、0規定のときで約  $0.04 \Delta k$ 実効増倍率が水のときに対して減少する(完全水反射条件)。

溶液部の温度を100 °Cとすると、15°Cのときと較べて溶液部が水と燃料溶解液の ときで、それぞれ $0.01$ ,  $0.03 \Delta k$ (完全水反射条件) 減少する。

また、この最適減速条件がどの程度安全裕度があるかを評価するため燃料ピン径 0.929 cmで格子ピッチが1.14~1.97cm(水対燃料体積比は0.5~3.5)までの範囲で変 化させて臨界計算を行った。その結果を図5.3.5 に示す。(燃焼度:30GWD/T, 燃料組 成:U+Pu, 溶液部: 水)。現実の溶解槽の水対燃料体積比は、変動要因を含めて、 広く1~1.5 程度と考えると、最適減速条件では完全水反射条件で約 $0.06 \Delta k$  ~ $0.01 \Delta k$  の安全裕度があることになる。

## 5.3.4 溶解槽の臨界解析例における安全裕度

前項の結果に示すように、使用済燃料を用いる溶解槽の臨界評価において燃料の燃 燃度やFP、ウラン及びプルトニウム以外のアクチノイドの存在を考慮することによ り、 $0.1 \Delta k$  以上(30GWD/T時) 実効増倍率が減少する。また、溶解用硝酸中への燃

料の溶解や溶液温度の上昇、最適減速とはならない格子配列などを考慮すると、さらに減少することになる。このうち燃料の溶解や溶液温度の上昇の効果は、一連の溶解工程の中で常に期待することはできない。しかし、燃料として新燃料、燃料剪断片の配列を最適減速条件として臨界性を評価するだけでも、実際の工程における臨界性との間には大きな差があり、この差は潜在的な安全裕度と言える。

### 第5.3節の参考文献

- 1) 山本俊弘・塩田雅之、「溶解工程の臨界安全解析における安全裕度の検討」、JAERI-M93-218 (1993).

表5.3.1 溶解槽の解析結果(1)

PWR燃料		初期濃縮度 4.1wt%			溶液部：水, 15°C		
燃料組成	反射体	中性子増倍率					
		0 MWD/T	30000MWD/T	48000MWD/T			
U+Pu	無し	0.8422±0.0048	0.7205±0.0039	0.6708±0.0036			
	1 inch水	0.9031±0.0039	0.7834±0.0042	0.7287±0.0037			
	完全水反射	0.9479±0.0040	0.8067±0.0041	0.7588±0.0034			
U+Pu+FP	無し		0.6761±0.0036	0.6048±0.0032			
	1 inch水		0.7199±0.0039	0.6478±0.0029			
	完全水反射		0.7543±0.0033	0.6651±0.0031			
U+Pu+アクチニド	無し		0.7224±0.0041	0.6551±0.0034			
	1 inch水		0.7682±0.0043	0.7120±0.0037			
	完全水反射		0.7973±0.0033	0.7345±0.0035			
U+Pu+FP + アクチニド	無し		0.6655±0.0040	0.6001±0.0032			
	1 inch水		0.7120±0.0034	0.6452±0.0030			
	完全水反射		0.7433±0.0034	0.6674±0.0031			

表5.3.2 溶解槽の解析結果(2)

PWR燃料 初期濃縮度4.1wt%		溶液部：遊離硝酸3N, 15°C, 400g(U+Pu)/1		
燃料組成	反射体	中性子増倍率		
		0 MWD/T	30000MWD/T	48000MWD/T
U+Pu	無し	0.7287±0.0047	0.6173±0.0038	0.5703±0.0030
	1 inch水	0.8179±0.0041	0.6849±0.0036	0.6468±0.0030
	完全水反射	0.8765±0.0045	0.7336±0.0031	0.6864±0.0029
U+Pu+FP	無し		0.5847±0.0036	0.5149±0.0028
	1 inch水		0.6449±0.0034	0.5711±0.0029
	完全水反射		0.6769±0.0036	0.6107±0.0031
U+Pu+アクチニド	無し		0.6106±0.0033	0.5649±0.0033
	1 inch水		0.6913±0.0036	0.6288±0.0034
	完全水反射		0.7264±0.0036	0.6743±0.0033
U+Pu+FP + アクチニド	無し		0.5735±0.0034	0.5106±0.0034
	1 inch水		0.6369±0.0032	0.5587±0.0031
	完全水反射		0.6774±0.0034	0.6004±0.0029

表5.3.3 溶解槽の解析結果(3)

PWR燃料 初期濃縮度4.1wt% 溶液部：遊離硝酸ON, 15°C, 400g(U+Pu)/1		中性子増倍率		
燃料組成	反射体	0 MWD/T	30000MWD/T	48000MWD/T
	無し	0.7796±0.0043	0.6547±0.0043	0.6143±0.0030
U+Pu	1 inch水	0.8590±0.0042	0.7250±0.0040	0.6709±0.0033
	完全水反射	0.9167±0.0042	0.7705±0.0031	0.7158±0.0031
	無し		0.6174±0.0032	0.5528±0.0034
U+Pu+FP	1 inch水		0.6829±0.0036	0.6078±0.0031
	完全水反射		0.7180±0.0034	0.6382±0.0032
	無し		0.6524±0.0035	0.6022±0.0034
U+Pu+アクチニド	1 inch水		0.7159±0.0038	0.6540±0.0033
	完全水反射		0.7642±0.0032	0.6990±0.0038
	無し		0.6087±0.0034	0.5416±0.0027
U+Pu+FP + アクチニド	1 inch水		0.6692±0.0036	0.5997±0.0027
	完全水反射		0.7096±0.0031	0.6245±0.0027

表5.3.4 溶解槽の解析結果(4)

PWR燃料 初期濃縮度 4.1wt%		溶液部：水, 100°C		
燃料組成	反射体	中性子増倍率		
		0 MWD/T	30000MWD/T	48000MWD/T
U+Pu	無し	0.8169±0.0048	0.7035±0.0043	0.6516±0.0036
	1 inch水	0.8883±0.0044	0.7612±0.0037	0.7134±0.0035
	完全水反射	0.9218±0.0044	0.7909±0.0033	0.7492±0.0038
U+Pu+FP	無し		0.6534±0.0035	0.5825±0.0028
	1 inch水		0.7086±0.0033	0.6348±0.0029
	完全水反射		0.7411±0.0034	0.6633±0.0031
U+Pu+アクチニド	無し		0.6937±0.0040	0.6473±0.0038
	1 inch水		0.7482±0.0036	0.6907±0.0034
	完全水反射		0.7832±0.0033	0.7329±0.0031
U+Pu+FP + アクチニド	無し		0.6486±0.0034	0.5788±0.0030
	1 inch水		0.7020±0.0033	0.6258±0.0031
	完全水反射		0.7330±0.0038	0.6542±0.0034

表5.3.5 溶解槽の解析結果(5)

PWR燃料 初期濃縮度4.1wt% 溶液部：遊離硝酸3N, 100°C, 400g(U+Pu)/1			
燃料組成	反射体	中性子増倍率	
		0MWD/T	30000MWD/T
U+Pu	無し	0.7084±0.0038	0.5653±0.0032
	1 inch水	0.7878±0.0046	0.6471±0.0033
	完全水反射	0.8485±0.0041	0.6948±0.0034
U+Pu+FP	無し		0.5207±0.0035
	1 inch水		0.5956±0.0031
	完全水反射		0.6451±0.0032
U+Pu+アクチニド	無し		0.5529±0.0034
	1 inch水		0.6374±0.0034
	完全水反射		0.6813±0.0031
U+Pu+FP + アクチニド	無し		0.5240±0.0033
	1 inch水		0.5920±0.0037
	完全水反射		0.6396±0.0030

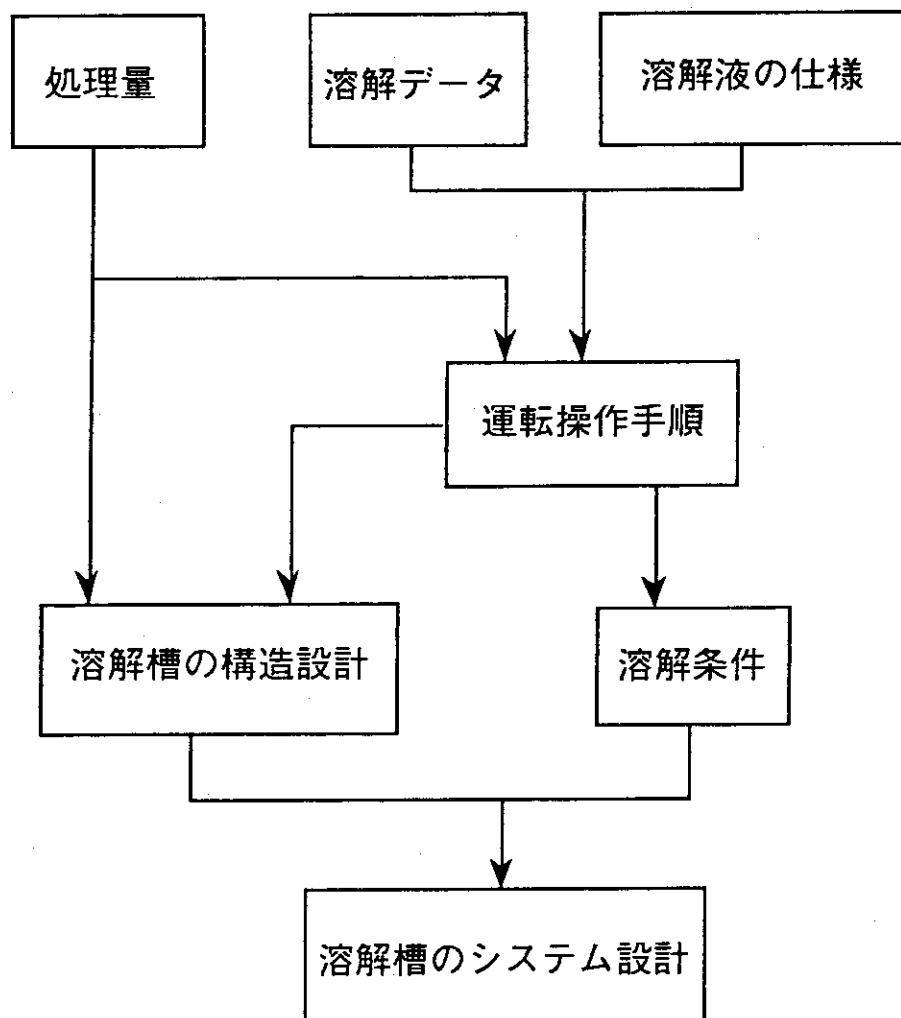


図5.3.1 溶解槽のプロセス設計

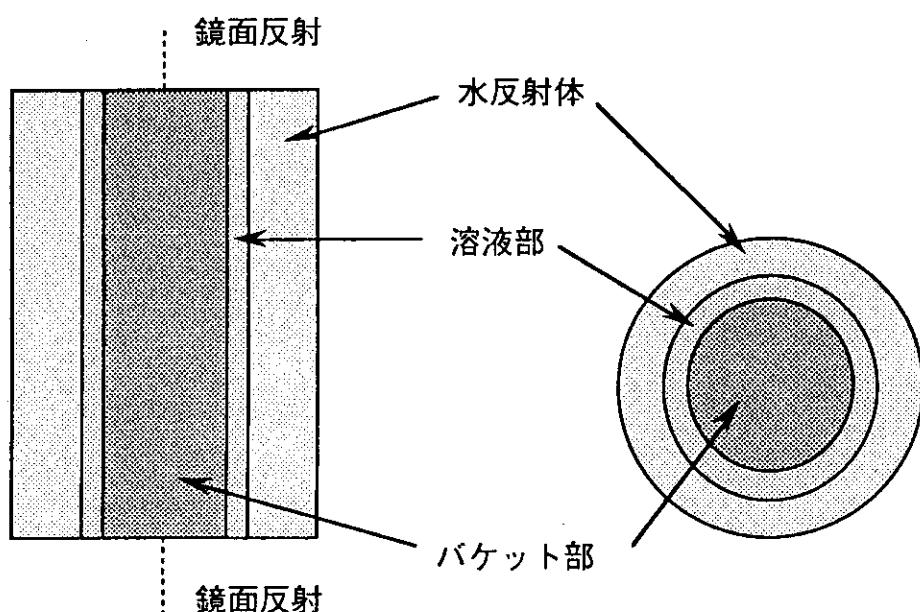


図5.3.2 回分式溶解槽の計算モデル

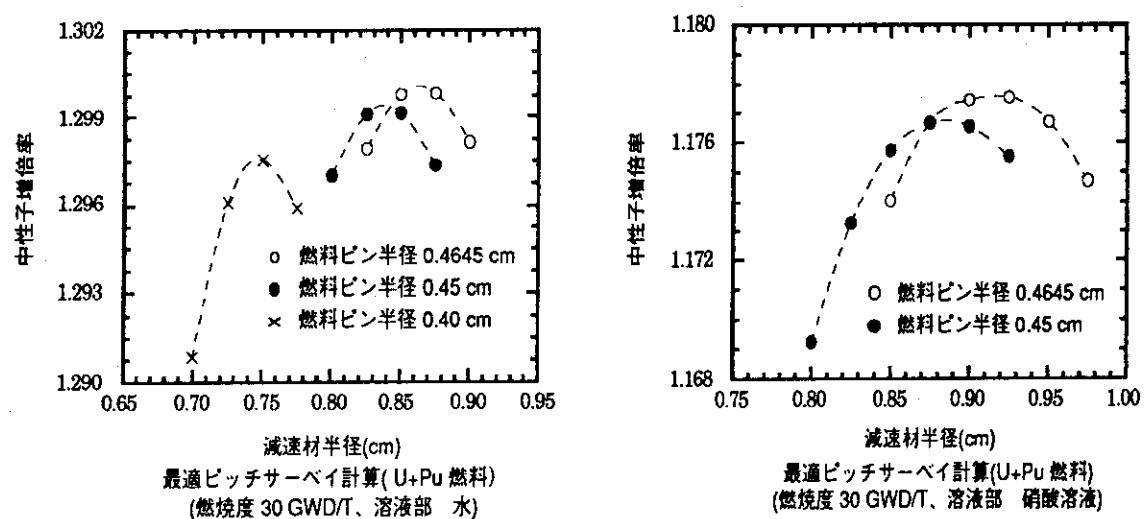


図5.3.3 最適減速条件の計算例

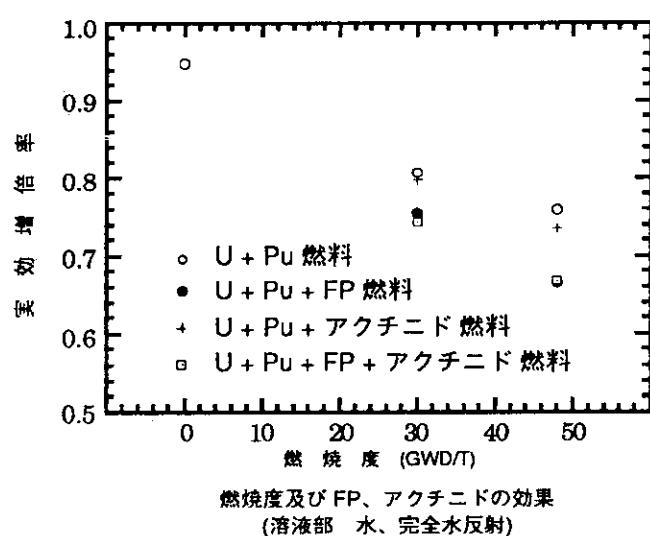


図5.3.4 溶解槽における燃焼度及びFP、アクチニドの効果（計算例）

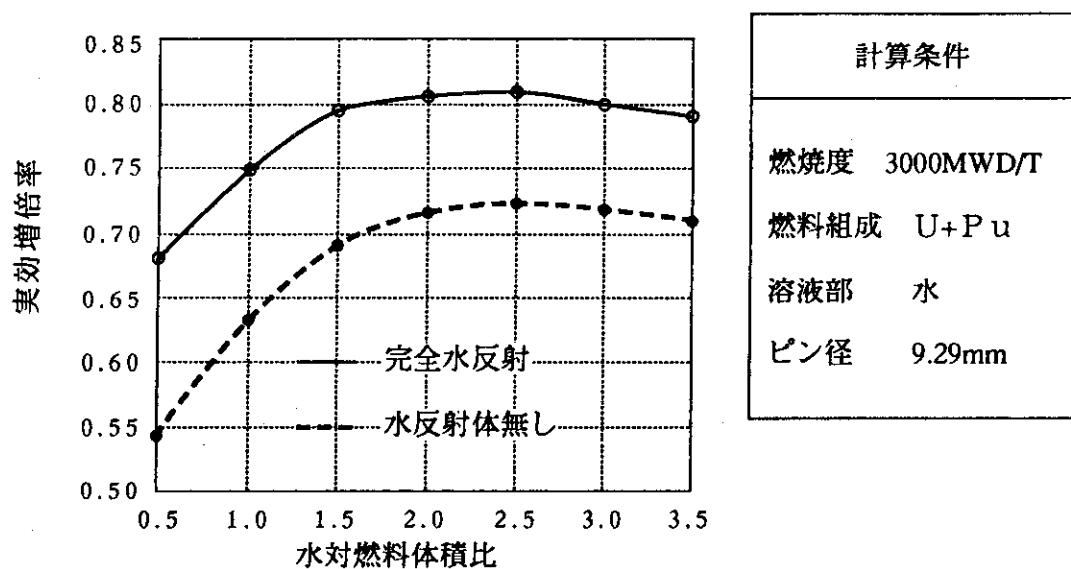


図5.3.5 水対燃料体積比による中性子増倍率の変化

## 5.4 抽出工程の臨界安全解析例

ピュレックス法による再処理共除染工程は、剪断・溶解された使用済燃料の硝酸溶解度を30% TBP + ドデカンによる溶媒抽出により、ウランとプルトニウムから核分裂生成物を分離する工程である。抽出器としては、ミキサセトラ、パルスカラム、速抽出機等が使用されている。ここでは、ミキサセトラの共除染工程を例にあげて、臨界安全設計の例及び化学プロセス上潜在的に存在している安全裕度について述べる。

### 5.4.1 抽出工程のプロセス設計

抽出工程の目的は、製品（ウラン及びプルトニウム）からの核分裂生成物の分離である。製品に含まれる核分裂生成物濃度を目標値以下に低減し、抽出廃液へのウラン及びプルトニウムの損失量ができるだけ小さくなるように、設計上の処理対象燃料の種類と処理容量を考慮したプロセス設計が行われる。

燃料溶解液のフィード条件については、抽出に最適な条件としてフィード中のウラン濃度と硝酸濃度(3N)が決定され、処理容量からフィードの流量が決定される。フィード中のプルトニウムと核分裂生成物は、ウラン濃度及び設計上の処理対象燃料から決定される。

A/O比(水相/有機相の容積比)、製品中の核分裂生成物濃度の上限値、抽出廃液中のウラン及びプルトニウムの濃度の上限値、洗浄液の流量、溶媒の流量等の主要なプロセスパラメータに関する感度解析や実験的知見に基づいて、ミキサセトラの段数、フィード段の位置、ミキサセトラのサイズ、洗浄液や溶媒のフィード条件等が決定される。抽出運転の立上げ、フラッシュアウト、除染等を考慮してミキサセトラの構造及びプロセス制御が決定され、運転環境から構造材が決定される。

プロセス制御においては、運転条件の変動により製品中の核分裂生成物の濃度及び抽出廃液中のウランとプルトニウムの濃度が所定の上限値を越えないように、また、ミキサセトラ内にプルトニウムの蓄積が起こらないように、洗浄液の流量等の主要なプロセス条件をコントロールするための制御方法及び条件が決められる。

### 5.4.2 ミキサセトラの臨界安全評価条件の設定

## (1) 幾何学的条件

- ミキサセトラの段数及び寸法

図5.4.1にプロセスモデル図を示す。

臨界性の検討には上記プロセスモデル図のミキサセトラのうち第1バンク、即ち第1段から第9段までを考慮した。これは、臨界安全上問題となるプルトニウムの蓄積、FPの存在があるのは第1バンクであること及び2つのバンク間の中性子相互作用は無視できること、という2つの理由による。図5.4.2に第1バンクのミキサセトラのモデル図を示す。

- 反射体：真空、完全水反射

なお、第5.3.2項の溶解槽と同様に各種の変形代が考えられるが、本評価では取り扱わないこととする。

## (2) 燃料条件

- 燃料タイプ : PWR 燃料
- 初期濃縮度 : 4.1wt%
- 冷却期間 : 4年

設計時に処理対象燃料の仕様は明らかなので、モデルケースとして上記の値を設定した。

- 燃焼度 : 48 GWD/T
- 核種 : U+Pu, U+Pu+Ac, U+Pu+FP, U+Pu+Ac+FP  
(Ac:  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ )  
(FP:  $^{149}\text{Sm}$ ,  $^{143}\text{Nd}$ ,  $^{133}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Sm}$ ,  $^{155}\text{Gd}$ ,  $^{145}\text{Nd}$ ,  $^{147}\text{Sm}$ ,  $^{153}\text{Eu}$ ,  $^{158}\text{Sm}$ )

燃料条件は、燃料の燃焼度等の履歴により決まるものであり、運転時に変動するものではないが、運転時に各種の燃焼度の燃料が混ざって処理されることがある。第5.3.2項の溶解槽で述べたのと同様、信頼性の高い燃焼度の確認を担保として、安全側に燃焼度を設定することが可能であれば、FPやウラン及びプルトニウム以外のアクチニドを考慮することができる。ここでは、燃焼度48GWD/Tにおける上記核種を対象としてFP、ウラン及びプルトニウム以外のアクチニドの効果を検討した。

なお、上記の燃焼度の燃料に対するウラン、プルトニウムの組成及びウラン対プルトニウムの原子個数密度比は、「臨界安全ハンドブック」を参考に、以下のように決める。

U組成 235U : 0.82wt%

Pu組成比  $^{239}\text{Pu} : ^{240}\text{Pu} : ^{241}\text{Pu} : ^{242}\text{Pu} = 50 : 25 : 15 : 10$

$$\text{Pu/U} \times 100 = 1.05$$

また、比較のためにPu組成が $^{239}\text{Pu}=100\text{wt}\%$ のケースも考えた。上記のPu/U比のとき、フィード液のウラン濃度が180gU/lならば、プルトニウムの濃度は1.9gPu/lとなるがここでは2gPu/lとした。また、FP、ウラン及びプルトニウム以外のアクチニド核種の濃度は、ORIGEN-2の計算を基にウラン濃度180gU/lに対応するものとして算出した。

### (3) 核物質の状態

#### ・核物質の濃度：プロセス条件の異常により変動する範囲

工程内の核物質やFP、アクチニドの濃度は、プロセス条件の異常により変動する。ここでは、有機溶媒（30%TBP + ドデカン）流量の異常低下による濃度変化をEXTR A.Mコード<sup>1)</sup>を用いて検討した。基準となる運転条件は有機溶媒フィード流量が465 l/hであり、流量低下は運転後8時間の時点で465 l/h → 418 l/hになると。ここでは、残留濃縮度が0.82wt%に低下した使用済燃料を処理する場合を考えているので、工程内の物質のうち臨界安全上問題となるのはプルトニウム濃度である。図5.4.3 に有機溶媒フィード流量の変動に伴う工程内のプルトニウム濃度の最大値の変化を示す。有機溶媒フィードの流量が465 l/hから418 l/hに低下してから約50時間後（運転後約60時間後）にプルトニウム濃度が最高（～36gPu/l）になるのが分かる。

また、有機溶媒フィード流量の低下前、及び低下後プルトニウム濃度が最高になった時点で、工程内のミキサセトラ各段での水相及び有機相のプルトニウム濃度の分布を図5.4.4に示す。なお比較のために、有機溶媒フィード流量の低下を考慮した最も厳しい評価条件として、プルトニウム同位体のうち $^{239}\text{Pu}$ のみが流量変動後に達するプルトニウムの最高濃度で工程内に一様に分布しているとする場合も考える。

工程内の濃度分布、プルトニウム同位体の組成、FP、ウラン及びプルトニウム以

外のアクチニド等を考慮することができれば、より現実的な評価条件となる。このためには、各々の条件を担保するための制限がより厳しく求められることになる。

#### 5.4.3 ミキサセトラの臨界安全解析結果

ここでは、第5.4.2項の臨界安全設計例で取り上げた臨界因子に関する解析例を示す。解析は、有機溶媒フィード流量が低下する前（つまり通常の運転状態）及びプルトニウム濃度が最高になった時点でそれぞれ行った。また、燃料系としてはウランとプルトニウムのみを考慮したものと、さらにウラン及びプルトニウム以外のアクチニド、FPを考慮したものを取り上げた。表5.4.1に解析結果を示す。

また、この結果を図示すると図5.4.5のようになる。図中の燃料の種類は上記の表のNoに対応する。ただし、表5.4.1のNo.0で示してある<sup>239</sup>Puが最大濃度で系全体に広がっているとした場合の値は、図の実線及び破線で示してある。

#### 5.4.4 ミキサセトラの臨界解析例における安全裕度

前項の計算によれば、異常が放置されると、ミキサセトラ内のプルトニウム濃度が徐々に増加して、約50時間後に最大値に到達し、その後は抽出廃液へのプルトニウムの流出が生じるため、プルトニウム濃度が減少する。最大プルトニウム濃度での実効倍率は1に近い値を示すが、既存の設計では無視されているFPまたはウラン及びプルトニウム以外のアクチニドの存在を考慮すると、 $\Delta k$ で0.2程度減少する。また、通常運転時の実効倍率は0.2以下と非常に小さい。

実際のプラントの設計においては、抽出廃液中のウラン、プルトニウムの濃度管理及び製品中のFPの濃度管理のために、異常状態が長時間に亘って放置されることは考えにくい。例えば、その流量変動が重大なプロセス状態の変化として影響を及ぼす洗浄液及び有機溶媒の供給ラインには、流量計を2重に設置し、流量の変化を自動的に検知している。さらに、流量が設定値の範囲を逸脱した場合には、自動的にミキサセトラを停止する処置がとられる。また、ミキサセトラに蓄積するプルトニウム検出のために中性子インラインモニタが設置され、抽出状態の異常を迅速に検知できる設計がなされている。

以上述べたように、抽出工程の特徴として核燃料物質濃度がプロセス異常により大きく変動しうるため、臨界安全設計には最適減速濃度もしくは異常事象を考慮し

た高い濃度値が仮定されているが、実際のプラント設計における濃度管理との差が大きい。濃度をコントロールするプロセス制御系の信頼性が充分な場合には、この差は安全裕度と考えることができる。さらに共除染工程の抽出器では、FP及びアクチニドが必然的に含まれる。しかし既存の臨界安全設計では、FP及びアクチニドの存在を無視しているので、その中性子吸収効果分が安全裕度となる。

#### 第5.4節の参考文献

- 1) 館盛勝一、「EXTRA. M：再処理ピュレックス工程（ミキサーセトラー）解析用過渡計算コードシステム」、JAERI-1331(1994).

表5.4.1 共除染工程抽出器の解析結果

燃料		変動前（運転後8時間）		変動後（Pu濃度最高；50時間後）	
No.	種類	完全水反射	反射体無し	完全水反射	反射体無し
0	U- <sup>239</sup> Pu <sup>*)</sup>	-----	-----	1.2561 ± 0.0039	1.1814 ± 0.0043
1	U- <sup>239</sup> Pu	-----	-----	1.1116 ± 0.0042	1.0547 ± 0.0044
2	U-Pu	0.1297 ± 0.0006	0.1122 ± 0.0007	0.8914 ± 0.0029	0.8367 ± 0.0034
3	U-Pu-FP	0.1135 ± 0.0006	0.0941 ± 0.0007	0.6797 ± 0.0033	0.5888 ± 0.0039
4	U-Pu-Ac	0.1201 ± 0.0006	0.1009 ± 0.0006	0.7149 ± 0.0037	0.6289 ± 0.0039
5	U-Pu-FP-Ac	0.1140 ± 0.0006	0.0953 ± 0.0007	0.6801 ± 0.0031	0.5954 ± 0.0040

<sup>\*)</sup> <sup>239</sup>Pu が最大濃度で全体系に広がっているとしたとき。

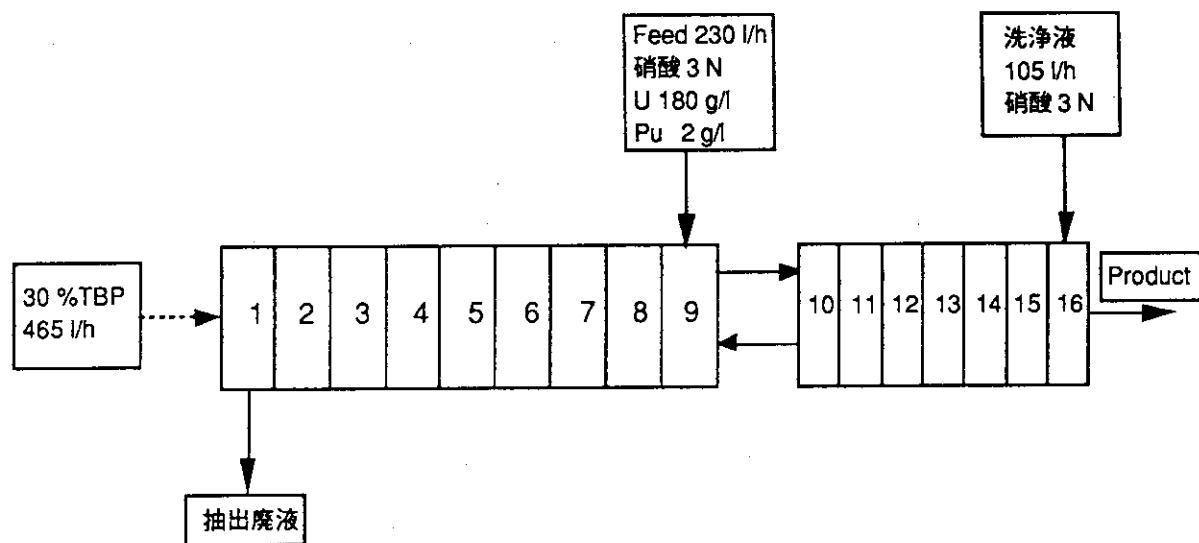


図5.4.1 共除染工程のプロセスモデル図

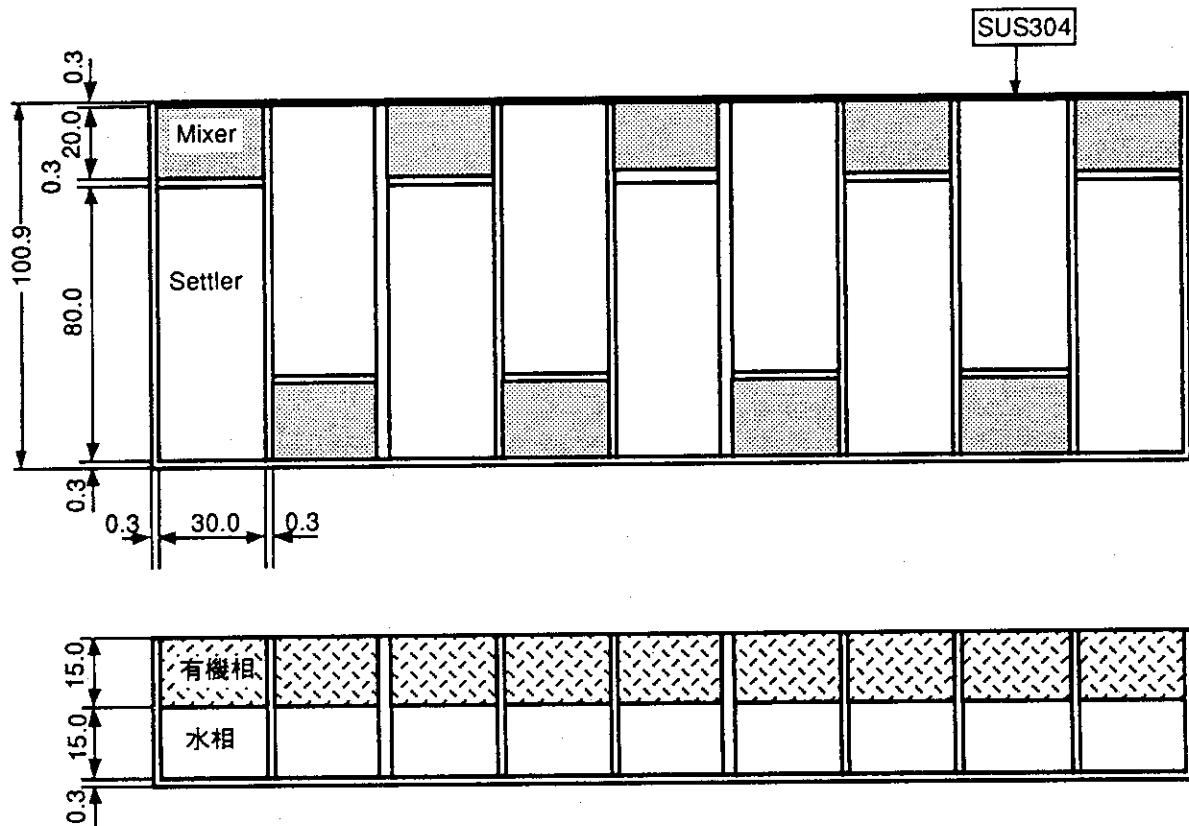


図5.4.2 ミキサセトラのモデル図

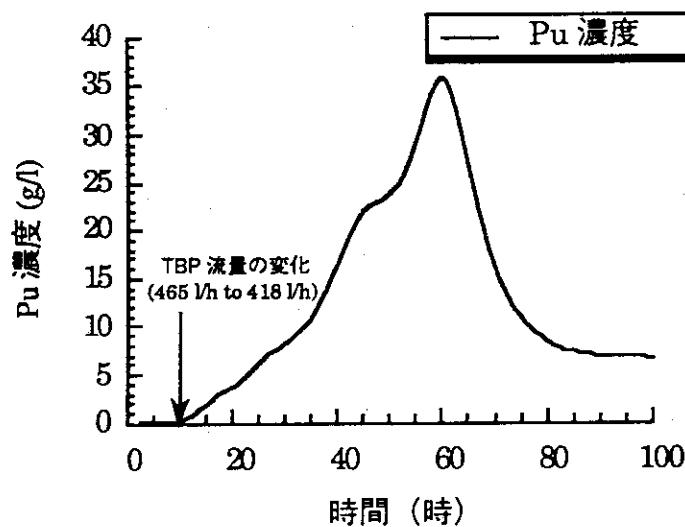


図5.4.3 プルトニウム濃度の時間変化

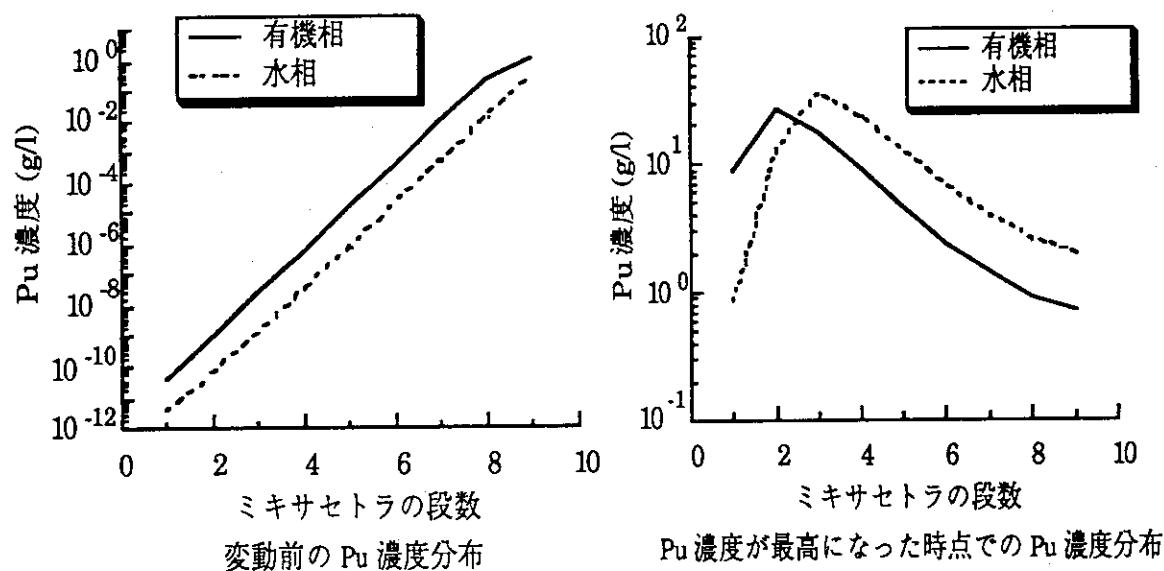


図5.4.4 ミキサセトラ内のプルトニウム濃度分布

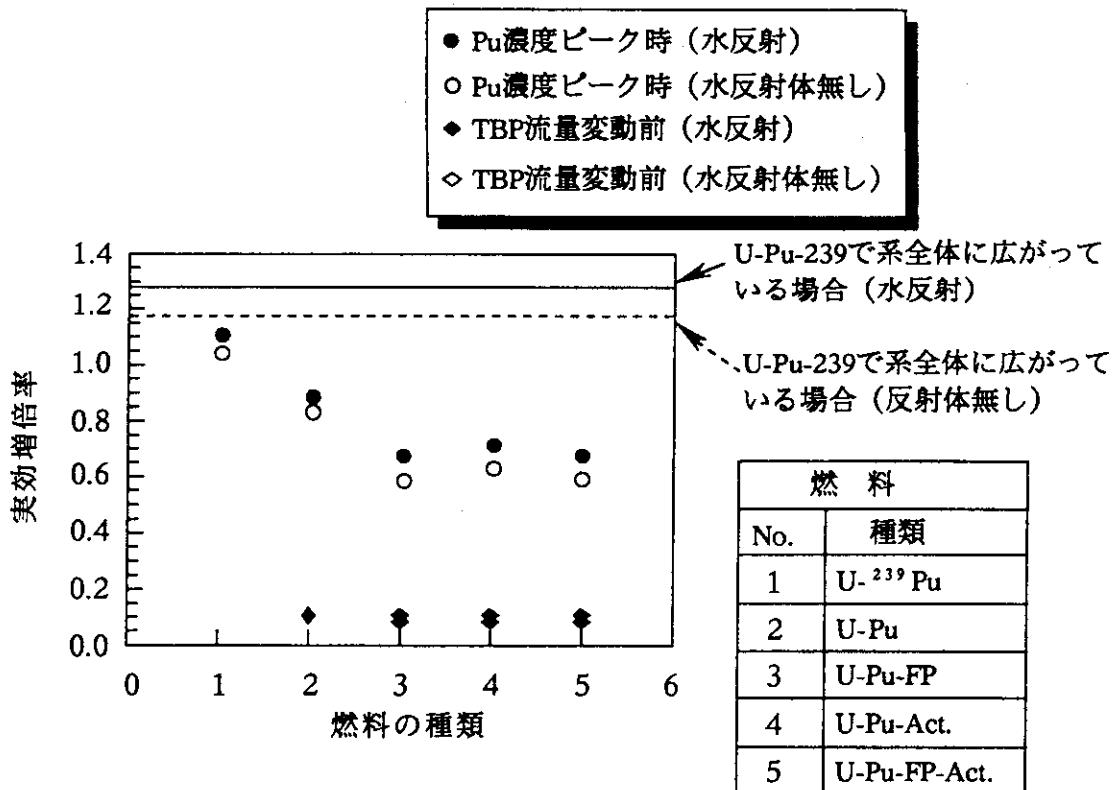


図5.4.5 共除染抽出器におけるFP及びアクチニドの効果（計算例）

## 5.5 化学プロセスにおける臨界安全設計・管理の例

実際の化学プロセスの臨界安全設計及び管理例として、最新の大型再処理施設における溶媒抽出工程の場合を紹介する。

同再処理施設の抽出工程は、分離設備及び分配設備からなる分離施設、並びにプルトニウム精製設備及びウラン精製設備からなる精製施設で構成される。このうちウラン精製設備については、臨界濃縮度以下の硝酸ウラニウム溶液しか取り扱わないので、臨界安全管理を行っていない。従って、その残りが臨界安全管理の対象設備である。その系統概要図を図5.5.1及び図5.5.2に示す。

抽出工程を構成する機器の臨界安全管理方法は、図5.5.3 のフローで整理することができる。その基本方針は、製品であるプルトニウムが定常に流れる経路を構成する機器は、プルトニウム濃度の変動に対して十分な安全裕度を確保するため、原則的に全濃度安全形状寸法管理を採用することである。このプルトニウムの主要な流れから外れる経路に位置する機器については、全濃度安全形状寸法管理が可能な場合はこれを採用するが、大型再処理施設であるためすべてにこれが採用できるとは限らない。採用できない場合は、分析を伴う回分移送とするか、連続した液移送の工程では信頼性の高い計測設備による臨界安全管理を採用している。同図の①～⑩に該当する具体例を、図5.5.1及び図5.5.2に明示した。

連続プロセスにおいて計測設備による濃度管理を行う場合、制限濃度及びこれに基づく計測設計の設定値が、安全裕度の観点から非常に重要なものとなる。同再処理施設におけるこれらの関係について、以下に詳しく紹介する。

同再処理施設の臨界安全設計においては、プルトニウム濃度の最大許容限度として、

(a) 無限増倍率0.95に相当するプルトニウム濃度

(b) 複数ユニットの臨界計算で条件設定したプルトニウム濃度

を設定している。この最大許容限度をもとに、平常運転時に越えてはならない制限濃度を、以下の考え方に基づき設定している。

(1) インラインモニタ ( $n$  モニタ) でプルトニウム濃度を連続監視しつつ、連続液移送を行う場合：⑧のケース

$n$  モニタでプルトニウム濃度の異常検知後、工程停止等の安全措置終了までの時

間の遅れやオーバーシュートを考慮し、最大許容限度との間に適切な安全裕度を確保するような制限濃度を設定する。

(2) インラインモニタ ( $\alpha$  モニタ) でプルトニウム濃度を連続監視しつつ、臨界安全管理対象外の機器に溶液を連続的に払い出す場合：④、⑩ケース

臨界安全管理の終端であるため、下流での濃縮操作等を考慮しても最大許容限度を十分下回るよう、制限濃度は有意量以下とする。

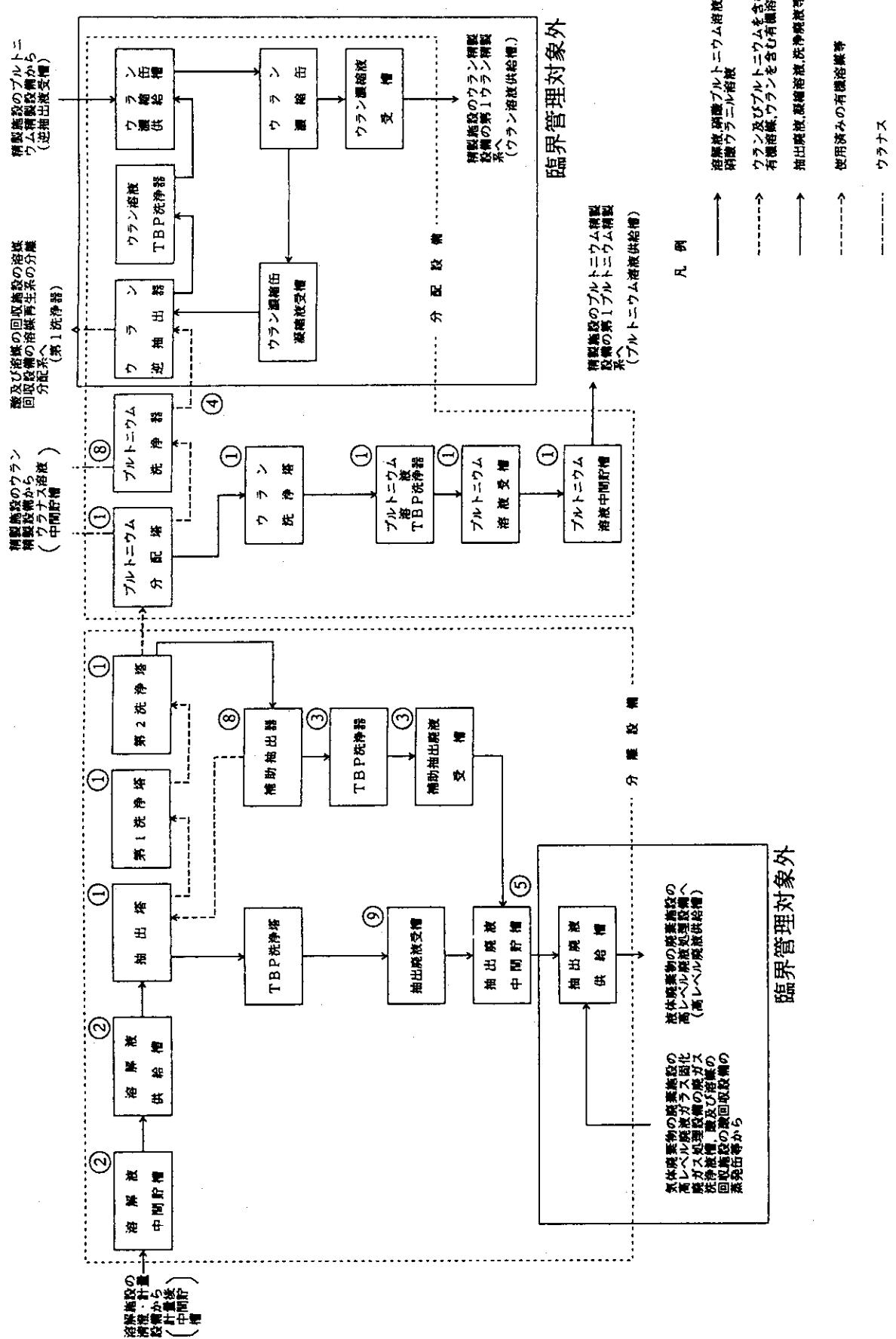
(3) 分析によるプルトニウム濃度の確認後、溶液を回分移送する場合：⑤、⑦のケース

回分移送の場合は時間的制約がないうえ、分析誤差以外に不確定要因がないので、最大許容限度をそのまま制限濃度とする。従って、実際の臨界安全管理においては、分析値に係わる誤差を加算して、制限濃度以下であることを確認する。ただし、臨界安全管理外の機器に払い出す場合は、上記(2)と同様に制限濃度は有意量以下とし、十分低い値で管理する。

(4) インラインモニタ (流量計等) でプロセスパラメータを連続監視しつつ、連続液移送を行う場合：⑨のケース

抽出廃液のように直接そのプルトニウム濃度を制限できない場合は、異常の原因となるプロセスパラメータの管理範囲を設定し、間接的に抽出廃液中のプルトニウム濃度を管理する。

なお、上記(1)から(4)の安全機能は、臨界安全管理上では異常の拡大防止対策に基づくものなので、何れの場合も单一故障等で機能を失なわない設計としている。



### 図5.5.1 分離設備及び分配系統概要図

## 臨界管理対象外

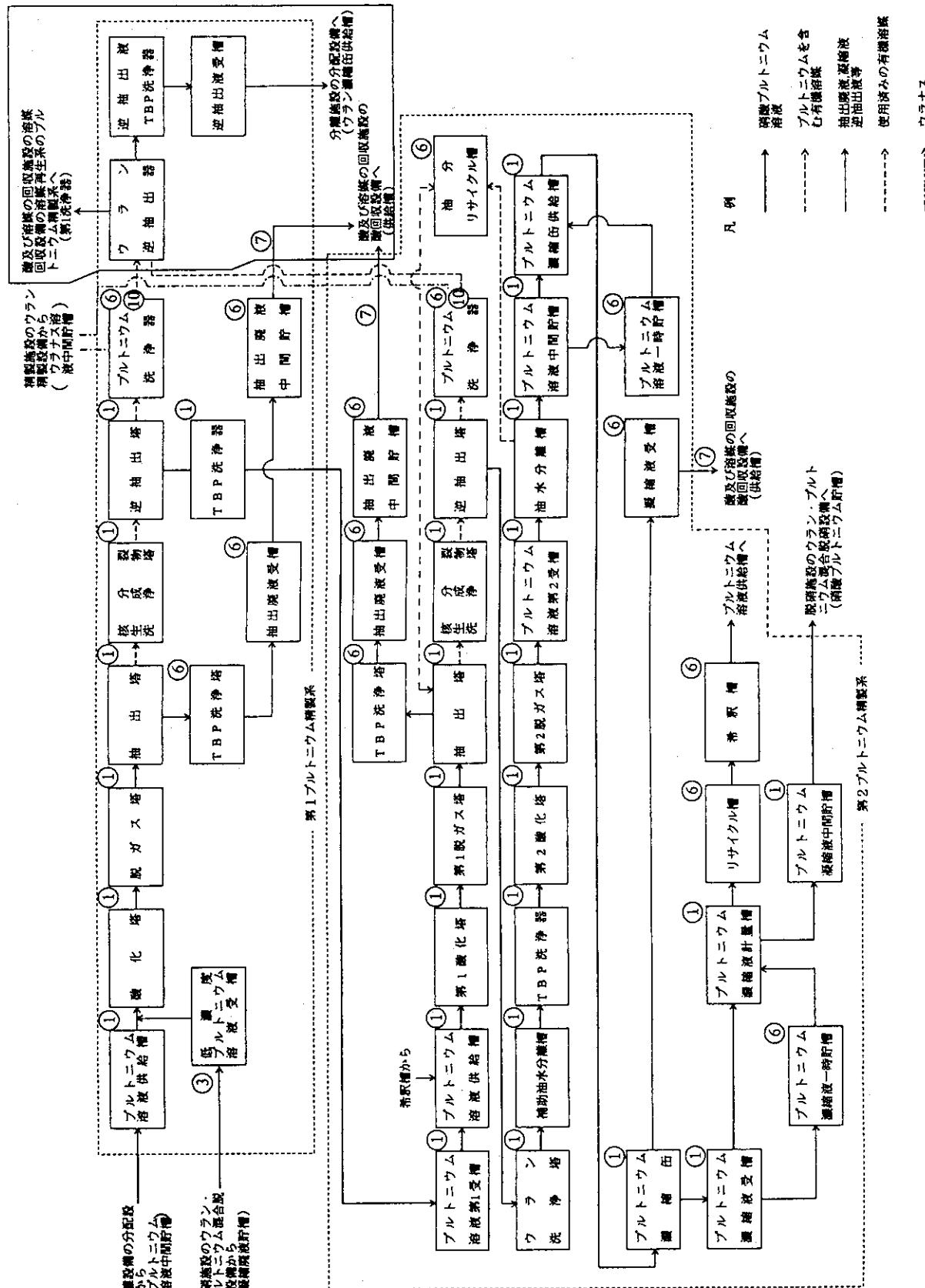


図5.5.2 ブルトニウム精製設備系統概要図

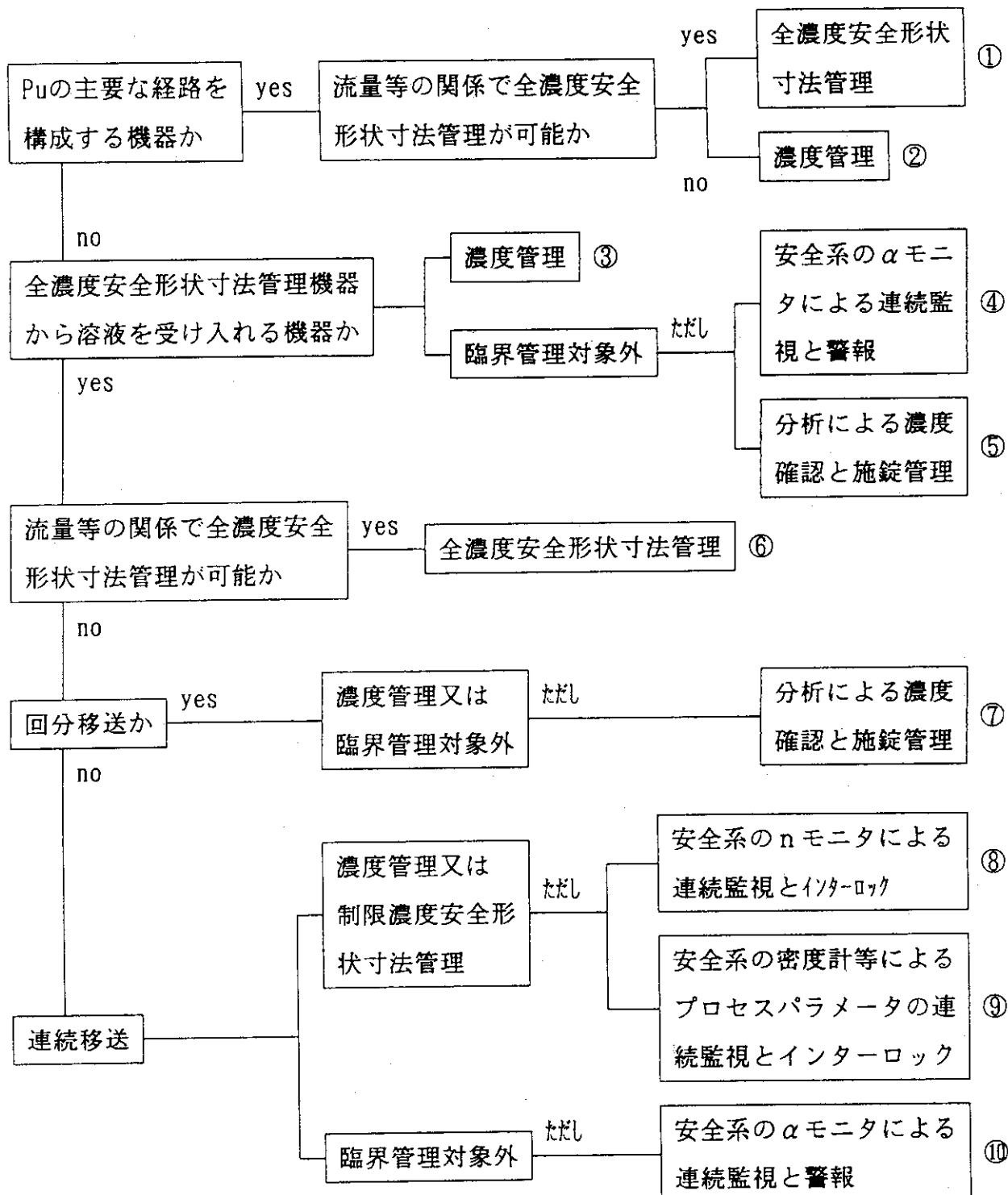


図5.5.3 抽出工程における臨界安全設計例

## 6. 臨界事故とその評価方法

### 6.1 臨界事故及び臨界事故模擬実験の概要

臨界事故は現在までに38件が報告されており、そのうち8件が核燃料施設で発生している。核燃料施設での臨界事故の概要を表6.1.1<sup>1)</sup>に示す。同表より、核燃料施設での臨界事故は総て溶液系で発生していることがわかる。溶液状の核燃料体系に、何らかの原因によって反応度が添加され臨界を超過すると、(核)出力が上昇し、放射線量率が上昇する。この結果、溶液の温度上昇、溶液の放射線分解によるガスボイドの生成、さらに溶液の沸騰による蒸気ボイドの生成といった現象が起こる。事故の直接の原因としては溶液の移動、抽出溶媒が関わる物質移動及び搅拌等があるが、これらの事象は種々の基となる原因の組み合わせにより生じている。臨界事故の収束は負の反応度フィードバックによるが、具体的な収束原因は上述の温度上昇、ボイドの生成の他、溶液燃料の希釀、濃度低下、昇温、移動、飛散及び沈殿の発生等多様である。

このような臨界事故における出力の過渡変化例として、フランスの臨界事故模擬実験CRACの結果を図6.1.1に示す。この図にあるように、溶液燃料体系での臨界事故には、概ね以下の3つの段階が存在する。

#### ① 初期出力バースト期

反応度の添加によって大幅に超臨界になる場合(即発臨界以上)、出力暴走(バースト)が短時間に発生する。すなわち、出力は急激に上昇するが、溶液温度上昇による負の反応度効果でその上昇が制限され、その後、水の放射線分解で生じたガスボイドによる負の反応度により出力は急速に低下する。反応度添加が小さく、即発臨界未満の場合、出力の上昇は緩やかであり、急激なバーストは生じない。

#### ② 出力振動期

即発臨界以上の事故の場合には①の後、放射線分解ガスボイドが液面から離脱してボイドによる反応度低下分が消失すると、再び即発臨界以上となり出力の上昇が生じるが、その後のガスボイドの生成により再び出力が低下する。この現象の繰り返しにより、出力は振動する。この出力振動は、体系に添加された反応度が

溶液温度の上昇あるいは沸騰による蒸気ボイドの発生により相殺されるまで継続する。

### ③ プラト一期

添加された反応度が持続的なフィードバック効果で相殺されて、体系が僅かに未臨界状態になると出力は緩やかに低下する。

このような臨界事故事象を解明するための実験（臨界事故模擬実験）がこれまでにフランス及び米国で行われている。また、我が国では、平成7年度より実験が開始される予定である。各国の臨界事故模擬実験の概要を以下に記す。

#### (1) フランス

原子力庁(CEA)の原子力安全防護研究所(IPSN) Valduc 研究所では、CRAC<sup>2)</sup>及びSILENE<sup>3)</sup>装置を用いて高濃縮硝酸ウラニル水溶液の臨界事故模擬実験を行っている。

CRACについては、既に実験が終了しており、多くの実験データが公開されている。同装置では、主として溶液状核燃料の臨界事故時の核的挙動（動特性）に関する実験が行われており、出力、エネルギー、温度、圧力、ガンマ線量率等の時間変化が測定されている。これらの実験データは臨界事故の解析・評価手法の検証等に利用されている。

SILENEについては、一部のデータが国際会議等において発表されているのみであるが、パルス状放射線源としての利用が多く、臨界警報装置の試験、生物照射等が行なわれている。また、詳細は不明であるが、事故時の出力挙動に大きな影響を与える放射線分解ガスボイドに関する測定が行われているとのことである。

#### (2) 米国

米国では、1950年代後半に Atomic International の KEWB<sup>4)</sup>を用いたウォータボイラ型原子炉の動特性実験が行われた。この実験は、ウォータボイラ型原子炉の燃料である高濃縮硫酸ウラニル水溶液を用いた実験であり、臨界事故の研究を目的としたものではないが、溶液燃料の放射線分解ガス発生機構に関するデータが得られている。

また、最近では Los Alamos 研究所の SHEBA<sup>5)</sup>を用いて、低濃縮弗化ウラニル水溶液の臨界事故模擬実験が行われている。SHEBAでは、これまでに即発臨界未満のゆっくりとした事故事象の模擬が行われており、臨界警報装置の特性試験に利用されている。今後は即発臨界を超える事故事象の模擬実験を行う予定とのことである。しか

し、SHEBA の実験データはほとんど公開されていない。

### (3) 日本

我が国では、原研の TRACY<sup>6)</sup>を用いて、低濃縮硝酸ウラニル水溶液の臨界事故模擬実験が平成 7 年度より開始される予定である。同装置では、フランスと異なり低濃縮ウランを使用した実験を行い、高濃縮ウラン系と動特性定数等の異なる低濃縮ウラン系の事故事象が明らかにされる予定である。また、これまで十分な測定が行われていない放射線分解ガスボイド率の時間変化を測定し、事故時の出力挙動を解明するとともに、核分裂生成物等の炉心タンクからベント系等への移行に関する測定を行い、事故時の被曝評価に必要なデータを取得する。

なお、上記(1)～(3)はいずれも溶液燃料体系に関する実験である。この他の体系としては、溶解槽のような非均質体系や、粉体燃料系がある。このうち、粉体燃料系の実験として、フランス IPSN において UO<sub>2</sub> 粉体中に水が浸透する様子を測定した実験<sup>7)</sup>が行われているが、核的挙動を模擬した実験は行われていない。

## 第 6.1 節の参考文献

- 1) 館盛勝一・桜井聰、「核燃料取扱い施設における臨界事故例の解析」、JAERI-M-84-155 (1984).
- 2) P. Lecorche and R.L. Seale, "A Review of the Experiments Performed to Determine the Radiological Consequences of a Criticality Accident," Y-CDC-12 (1973).
- 3) F. Barbry and R. Medioni, "SILENE, An Experimental Irradiation Reactor," DSN Report No.446e, Fourth Symposium on Neutron Dosimetry, Commission of the European Communities (1981).
- 4) M.S. Dunenfeld et al., "Summary Review of the Kinetic Experiments on Water Boilers," NAA-SR-7087 (1963).
- 5) R.E. Malenfant and H.M. Forehand, Jr., "Facility Description of a Solution Critical Assembly: SHEBA," ANS Transactions, 39, 555 (1981).
- 6) I. Kobayashi et al., "STACY AND TRACY: Nuclear Criticality

Experiments Facilities under Construction," International Conference on Nuclear Criticality Safety, Oxford, UK, Sept. 9-13, 1991.

- 7) J.P. Rozain et al., "Criticality Excursions in Wetted UO<sub>2</sub> Powder," Inter. Conf. on Nuclear Criticality Safety, Oxford, UK, Sept. 9-13, 1991.

表6.1.1 核燃料施設における臨界事故

施設名	発生年月日	事故の概要と全核分裂数	臨界時の状況	警報発生の有無と遅延状況	事故現場の操業状況	監界モニタの型式とアラーム設定値	被曝状況
ORNL Y-12 (Oak Ridge, Tenn.)	1958. 6. 16	濃縮U液がリーケーチテスト用 の水と一緒に200Lドラム 缶に入り監界。	U水溶液56.2L中 $^{235}\text{U}$ 2.1kg で臨界。出力スパイク10 <sup>16</sup> , アートー出力1.29×10 <sup>14</sup> (約3min), 燃焼時間18min, 遠延なし。 $1.3 \times 10^{18}$	現場で8人作業中, 事故と同時に 警報が吹鳴、迅速な退避が行 われた。	事故直後, 現場より107mの所 に警報が吹鳴, 3.3hr後ドラ ム缶より30.5mの所で60mR/ hr。	C M使用, 工場の中心より24.4m 点に8個設置。アラーム設定値 は1mR/hr, 事故後は3mR/hr に変更。	8名被曝 28~461rem 1名死亡。
L A S L (Los Alamos N. Mexico)	1958. 12. 30	廃液からPuを回収する工 程で計量作業のためPu含 有液を処理タンクに入れ置 けした時に監界。	96.5cm <sup>3</sup> の850L処理槽, Pu 溶液160L中Pu 3.27kg, Pu 溶液は容積割に分配。操作時 間2sec, 遠延なし。 $1.5 \times 10^{17}$	事故発生と同時に警報吹鳴全員 退避。付近にいた2名は救助活 動を行う。	事故直後, 現場より53.3m離れ た場所の監界警報が吹鳴。処理 槽より7.6m離れた場所で20R/ hr。	電離箱使用, 2個以上の信号で 警報発生。内蔵線源により故障 検出アラーム設定は1と10mR/ hr。	12,000rem 1名被曝 53~134rem 他は53~134rem
I C P P (Idaho Falls, Idaho)	1959. 10. 16	硝酸ウラニルをサンプリングのため 空気攪拌棒、サイボン作用発生、 非安全形状タンクへ移送、監界。 $\sim 4 \times 10^{19}$	18,900Lのタンクに170g 235U ノルム液が200L流入へ全水溶液 量800L, 235U 34.0kg 錫界。 出力スパイク10 <sup>17</sup> , 遠延あり。	廻りタンク区域のベントライン を通じてプロセス建屋空気汚染、 セニタ吹鳴、口頭および電話に より退避。	退避時点で廻屋の外側および入 口西方1.19mの所で5R/hr以 上(放射性ガスによる)。	電離箱型検出器20個の境界警報 装置を設置。アラーム設定値は 20mR/hr。	11名被曝 2~50rem 1名死亡。
I C P P (同上)	1961. 1. 25	蒸発缶ポンプの詰り物除去 作業中、非安全形状部に溶 液が吹き上げられ監界。 $6 \times 10^{17}$	蒸発缶上部の径は61cm非安全 形状、リボン40L中 235U 8kg が吹き上げ監界。出力スパイク6 $\times 10^{17}$ , 遠延あり。	臨界と同時に放射線警報吹鳴、 手動で緊急退避警報を鳴らす。	事故直後の施設内は通常のバッ クグラウンド、施設の屋下地点で 放射性塵により30mR/hr。	同 上	被曝はr線のみ 0~55rem
Recuplex (Richland, Wash.)	1962. 4. 7	施設洗浄作集中、床のサン プトにたまつたPu液が非安 全形状容器に吸い上げられ 監界。	46cmφ 69L円筒容器、Pu液 46L, Pu 1.5kg 錫界。出力 スパイク10 <sup>16</sup> , 燃焼時間37hr, 遠延なし。 $8 \times 10^{17}$	臨界警報吹鳴、退避は迅速、事 故時、容器の最も近くの人まで 距離は1.5~8m。	事故直後にはNaI検出器10 個よりも多くの監界モニタあり、ア ラーム設定値500mR/hr。	3名被曝 19~110rem 死亡。	
U N C Wood River Junction	1964. 7. 24	ラベル不確、濃縮Uを非安 全形状のメークアップタン クに入れ監界。 $1.2 \times 10^{17}$	45.7cm <sup>3</sup> 6.6cm深さの円筒容 器、0.54M NaCO <sub>3</sub> 41L中に 10L中 235U 2.6kg を含む液を 入れ監界。出力スパイク10 <sup>17</sup> , 遠延なし。	警報吹鳴については不明、事故 当事者は青白い光と液の噴出を 見て退避。	事故直後タンク付近は最高 100mR/hrのサーベイでフルスケ ール、輻射の詳細は不明。	—	骨盤46,000rem 頭部14,000rem 死亡。
U. K. A E A Windscale	1970. 8. 24	Pu回収工程中非安全形状 の容器に溶液を移送し終 った時に監界。	61cmφ 68.6cm深さの容器、 55g Pu/1液40Lと6~7g Pu ノルム50Lで錫界、出力スパイ ク10 <sup>15</sup> , 燃焼時間5~10sec, 遠延あり。	臨界警報吹鳴、全員迅速に退避、 被ばく検査を受ける。	事故10min後 4階のコントロ ール区域で200mR/hr、スタ ックより約5mCi 放出。	—	2名被曝 2rad以下
I C P P (Idaho Falls, Idaho)	1978. 10. 17	洗浄用の硝酸アルミニウム 濃度低下、ワラン濃度上昇 で監界	6.74×10 <sup>18</sup>	—	—	なし	—

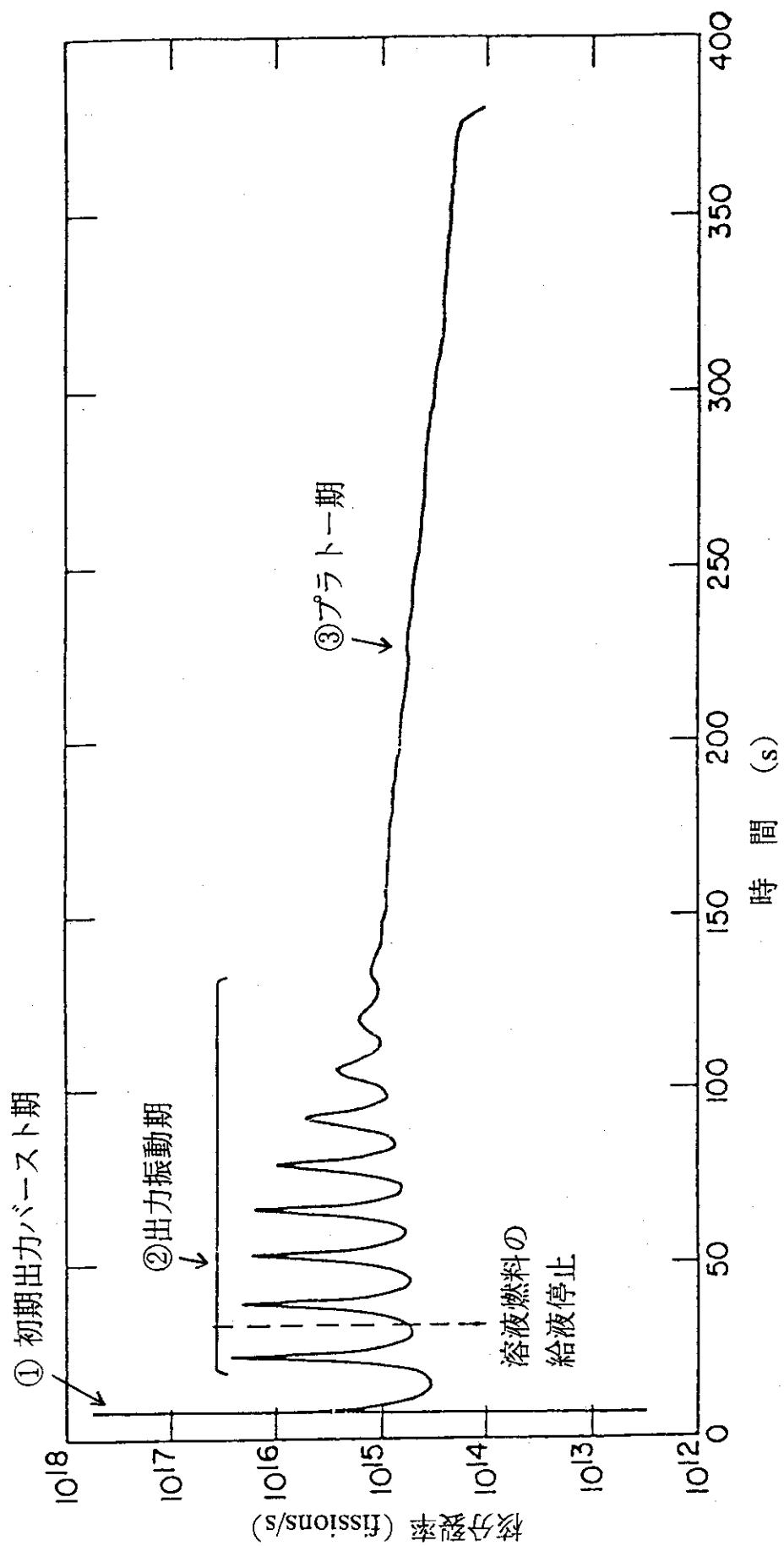


図6.1.1 CRAC実験 (CRAC13)における出力 (核分裂率) の時間変化

## 6.2 臨界事故評価の方法

核燃料施設は、基本方針に多重防護の考え方を適切に取り入れた安全設計が要求される。そのため、核燃料施設を設置する場合は、その安全設計の妥当性を確認するために、異常や事故を想定する安全評価が行われる。臨界事故については、5%以下の低濃縮ウランを対象としたウラン加工施設安全審査指針では、同指針で要求している臨界安全に係る設計要求を満足する限り、臨界事故に対する考慮は要しないとしているが、再処理施設安全審査指針では、安全評価の事例として核燃料物質の臨界を挙げている。そこで、第2.3節の「臨界事故検討対象施設」を有する施設の設置に当たっては、事故想定の要否を含めた臨界事故に係る安全評価を行う必要がある。

事故想定が必要な場合には、対象とする施設により次のような方法が採られている。

安全評価の目的は周辺公衆への影響評価であり、臨界事故の場合には、事故時に生成される希ガス及びヨウ素が被曝の主因となる。そこで、臨界に係る事故評価の方法として、臨界事故を想定する設備を特定しないか、あるいは特定した場合でも、その設備内容を特に考慮しないで、施設全体で包絡できる臨界事故を一つ仮想し、影響評価する方法が採られることがある。一方、再処理施設安全審査指針で明記されているように、「放射性物質が存在する再処理施設の各工程毎に」異常事象を想定し、「その発生の可能性との関連において」設計基準事象を選定し、評価する方法も考えられる。この場合、事象選定に個々の設備内容が考慮されるため、選ばれた設備の事故シナリオにも設計内容が反映されることが多い。

臨界事故時の公衆への影響は、前述のように希ガス及びヨウ素が被曝の主因となるため、臨界の事故規模、すなわち想定する全核分裂数の大小でほぼ決まる。そこで、臨界の事故規模を設定するに当たって対象設備の内容に即した事故シナリオを想定する場合は、期待する設備の信頼性について十分留意する必要がある。一方、施設を包絡する事故シナリオを仮想する場合は、前節で紹介した過去の臨界事故例や臨界事故模擬実験の結果、並びにこれらを検討して策定された基準等<sup>1)</sup>を参考に、対象施設への適用性を検討した上、保守的に事故規模が設定される。

過去に行われた再処理施設に係る臨界事故評価例を表6.2.1<sup>2)-6)</sup>に示す。次節以

降では、臨界事故規模設定の参考となる簡易評価手法及び臨界事故解析コードを紹介する。

## 第6.2節の参考文献

- 1) U.S.NRC, Regulatory Guide 3.33-3.35, (1979).
- 2) "Final Safety Analysis Report, Barnwell Nuclear Fuel Plant Separation Facility", Sec. 15. Amendment No.7, DOCKET 50332--56, Allied-Gulf Nuclear Services (1975).
- 3) "Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center Preliminary Safety Analysis Report", Chap. 9, DOCKET 50564--4, Exxon Nuclear Company Inc. (1976).
- 4) "Safety Analysis, Spent Fuel Processing Plant," Chap. 10, DOCKET 50-201--148, Nuclear Fuel Service Inc. (1973).
- 5) 「再処理施設設置承認申請書」、添付書類六、動力炉・核燃料開発事業団、(1983).
- 6) 「再処理事業指定申請書」、添付書類八、日本原燃株、(1992).

表6.2.1 再処理施設における臨界事故評価事例

施設名	評価項目	Exxon		West Valley		動燃 東海工場		日本原燃六ヶ所工場	
		Design Basis Accident	Major Accident	Design Basis Accident	Design Basis Accident	災 害 評 価	設 基準事象、立地評価事象	溶 特性評価	溶 特性評価
想定場所 シナリオ	溶 槽	プロセスセル内の溶液を内包する容器のうちの1つ	燃料受入れ貯蔵施設燃料貯蔵ブール	(1) Design Basis' 級の前進が発生した場合、建屋上部構造の一 部が軽微な爆発によって、これらの静的安全が保護構造が損なわ れたとして。水素爆発によるス ラッシュの発生が想定される。 (2) Hull Rins and Seal Solu tion Wake-up Tank と溶解 タンクそれぞれには2つ の独立した G d 減度モニタ を設置する。 (3) G d 減度低で燃料供給停止 したロック (独立2系統) が作用する。 (4) Hull Rins and Seal Solu tion Wake-up Tank によ る溶解タンク内の確敏の G d 減度の3倍の G d 減度の 確敏があり、これを注入し て境界を停止させ得る。	(1) 構造物や機器の破壊を想定する。 ① 接触距離ごとに 3 g / m <sup>2</sup> の可容 性中性子吸収材 (G d) を 添加する。 ② Hull Rins and Seal Solu tion Wake-up Tank と溶解 タンクそれぞれには2つ の独立した G d 減度モニタ を設置する。 (2) 銀は、濃度管理、可溶性中 性子吸収材の使用、質量管理に おける制限条件の緩和、運転員 に従事する制限条件の緩和、これ につけては、2つ以上の独立して た生じにくい条件の変化が重 なったとしたと想定する。 (3)過去の事故例等を参考にして 全核分裂数 $2 \times 10^{19}$ 、燃焼時間 24時間とする。時間間隔 0.5 時 間出力ベーストが10分間隔で発生 するものとする。 事故発生～30分： $5 \times 10^{17} \times 3$ (回) 30分～8時間： $2 \times 10^{17} \times 45$ (回) 8時間～24時間 $1 \times 10^{17} \times 95$ (回)	(1) 構造物体系での過去の事故 例を参考にして、全核分裂数を $3 \times 10^{19}$ とする。 ・初期ベースト (0.1秒間) ・その後のベーストによる もの $2.9 \times 10^{19}$	(1)過去の事故例、事故分析例を 参考にして、全核分裂数を $10^{20}$ と する。 ・初期ベースト (0.1秒間) ・その後のベーストによる もの $2.3 \times 10^{19}$ と評価されるが、過 去の事故例等を参考に、被曝評 価は D B E として $10^{19}$ 、 S E A としては $10^{20}$ を想定する。	(1)廃炉終了までの全核分裂数は $2.3 \times 10^{19}$ と評価されるが、過 去の事故例等を参考に、被曝評 価は D B E として $10^{19}$ 、 S E A としては $10^{20}$ を想定する。	
想定場所 シナリオ	溶 槽	プロセスセル内の溶液を内包する容器のうちの1つ	燃料受入れ貯蔵施設燃料貯蔵ブール	(1) Design Basis' 級の前進が発生した場合、建屋上部構造の一 部が軽微な爆発によって、これらの静的安全が保護構造が損なわ れたとして。水素爆発によるス ラッシュの発生が想定される。 (2) Hull Rins and Seal Solu tion Wake-up Tank と溶解 タンクそれぞれには2つ の独立した G d 減度モニタ を設置する。	(1)過去の事故例等を参考にして、 全核分裂数を $1 \times 10^{19}$ とする。 ・初期ベースト (0.1秒間) ・その後のベーストによる もの $7 \times 10^{18}$ (ベースト出力 $10^{17}$ fis. / s)	(1)過去の事故例等を参考にして、 全核分裂数を $1 \times 10^{19}$ とする。 ・初期ベースト (0.1秒間) ・その後のベーストによる もの $3 \times 10^{19}$ (ベースト出力 $10^{17}$ fis. / s)	(1)過去の事故例等を参考にして、 全核分裂数を $1 \times 10^{19}$ とする。 ・初期ベースト (0.1秒間) ・その後のベーストによる もの $7 \times 10^{18}$ (ベースト出力 $10^{17}$ fis. / s)	(1)過去の事故例等を参考にして、 全核分裂数を $1 \times 10^{19}$ とする。 ・初期ベースト (0.1秒間) ・その後のベーストによる もの $3 \times 10^{19}$ (ベースト出力 $10^{17}$ fis. / s)	(1)過去の事故例等を参考にして、 全核分裂数を $1 \times 10^{19}$ とする。 ・初期ベースト (0.1秒間) ・その後のベーストによる もの $7 \times 10^{18}$ (ベースト出力 $10^{17}$ fis. / s)
影 韻評価		(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 (外 壁) 3.5 rem 甲 戸 壁 130 rem	(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 (外 壁) 25 rem 0.2 rem 甲 戸 壁 5 rem	(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 (外 壁) 1.3 rem 31 rem 5 rem	(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 小兒 0.1 rem 甲 戸 壁 0.47 rem	(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 小兒 0.1 rem 甲 戸 壁 0.47 rem	(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 小兒 0.1 rem 甲 戸 壁 0.47 rem	(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 成人 6.1 rem 甲 戸 壁 6.1 rem	(1)溶 ガス全量とよいう蒸気が排 気筒から放出されるとする。 (2)廃 地域界外での被ばく線量 全 身 成人 4.8 rem 甲 戸 壁 4.8 rem

## 6.3 簡易評価式による臨界事故規模の推定

### 6.3.1 簡易評価式の導出とパラメータサーベイ

ウランあるいはプルトニウムなど核分裂性物質の溶液体系に臨界を超過する反応度が添加されたとき、発生するエネルギーの大部分は溶液の温度上昇に費やされ、一般には負の温度係数の効果により添加反応度が比較的小さい場合には沸騰に至らずやがて反応は終息する。この場合、空間一点近似と断熱近似のもとに反応度バランスモデルから次式により全反応度  $F$  (Fissions) が求められる。

$$F = 3.3 \times 10^{10} \cdot C_p \cdot \rho_{add} \cdot |1/\alpha_T| \cdot V_s \cdot d_s \quad (6.3.1)$$

ここで、

- $C_p$  : 比熱 ( $J/(^{\circ}\text{C} \cdot \text{g})$ )
- $\rho_{add}$  : 添加反応度 ( $\Delta k/k$ )
- $\alpha_T$  : 反応度温度係数 ( $\Delta k/k/{}^{\circ}\text{C}$ )
- $V_s$  : 溶液体積 ( $\text{cm}^3$ )
- $d_s$  : 溶液密度 ( $\text{g}/\text{cm}^3$ )

(6.3.1)式において右辺の各パラメータのうち溶液燃料の組成に関するものを集めて次式のように  $\Theta$  と表記する。

$$\Theta = [3.3 \times 10^{10} \cdot C_p \cdot d_s / |\alpha_T|]^{-1} = 3 \times 10^{-11} \cdot |\alpha_T| / C_p / d_s$$

(6.3.1)式は、次のように表される。

$$F = \rho_{add} \cdot V_s / \Theta \quad (6.3.2)$$

全核分裂を一定(例えば  $F = 10^{19}$  fissions)と仮定して  $\rho_{add}$  と  $V_s$  との関係を (6.3.2) 式より  $\Theta$  すなわち燃料の組成をパラメータにして示したのが図 6.3.1 である。

(6.3.2)式は、核分裂エネルギーによる温度上昇が沸点以下の場合に用いられるので、添加反応度を直接取り扱うのではなく、温度上昇分  $\Delta T$  として扱うことにすれば式が簡単になり、また適用範囲を自明にすることができる。そこで、(6.3.1)式において  $\Delta T = \rho_{add} / |\alpha_T|$  と置いて書き換え、温度上昇として常温  $20^{\circ}\text{C}$  から沸点  $110^{\circ}\text{C}$  まで考慮し、その他の変数  $C_p$  及び  $d_s$  については燃料溶液の実用可能範囲で  $F$  の安全側となるように値を与えると、次式が得られる。

$$F_1(90^\circ\text{C}) = 2.6 \times 10^{13} \cdot V_s \quad (6.3.3)$$

溶液の沸騰が開始すれば、ボイドの定的な発生のため出力は急激に減少する。そのまま放置すれば数時間にもわたる比較的長い時間の経過後に、溶液蒸発による液位の低下あるいは減速材（水）喪失により反応が自然停止するであろう。実際には、臨界警報装置のアラームなどにより事故発生に気付いた運転員が溶液ダンプ、希釈、あるいは毒物混入などの操作により反応を強制的に停止することが考えられる。一方、沸騰が急激に起これば、溶液が飛散することにより反応は急停止するであろう。いずれにしても、実際の事故発生状況を考えると、沸騰が開始するような比較的大きな反応度添加の場合でも、沸騰開始後比較的短時間のうちに反応が停止するものと考えられ、そのような仮定が成立する場合には個々の事故シナリオに依存しないで（6.3.3）式により事故時の全核分裂数を安全側に評価できるものと考えられる。例えば、施設の臨界管理上重要な系統・機器のように常時監視・運転制御されており、臨界事故が発生したとしても未臨界にするための措置が講じられている設計のものに対しては（6.3.3）式により全核分裂数を評価することは可能であろう。

$$F_2 = 6 \times 10^{13} \cdot V_s \quad (6.3.4)$$

臨界事故時に沸騰状態が長時間にわたり継続し、溶液の濃縮が考えられる施設の系統・機器に対しては（6.3.4）式により全核分裂を評価すれば十分と考えられる。

### 6.3.2 簡易評価式と CRAC 実験データ及び過去の溶液体系臨界事故データの比較

臨界事故時の全核分裂数を簡易に評価する式については、ここで導いたもののほかに従来幾つか提案されている。それらのうち代表的なものを次に紹介する。

Tuck の式<sup>2)</sup> :  $F = V \times 10^{17}$

この式は、溶液の蒸発により事象が終結するとして導かれたものであり、発生する熱のうち 20% が損失すると仮定したときの、体積  $V$  (1 単位) の水の蒸発に必要なエネルギーを表している。事象の途中で体積が増加した場合にはその増加分も  $V$  に含める。（6.3.4）式と比較するとさらに 1.7 倍の安全裕度を見ている。

$$\text{Olsen の式}^3) : F = 2.95 \times 10^{15} \cdot V_B^{0.82} + 3.2 \times 10^{18} \cdot (1-t^{-0.15})$$

Olsen らは、CRAC 実験データに基づき全核分裂をバースト積算出力及び及びプラトー積算出力の和として上式のように表した。この式は、容器直径が 300~800mm、給液速度が CRAC 実験の範囲 (0.027~0.52 l/sec) に対して適用できる。 $V_B$  は 1 単位で表したバースト時の溶液燃料体積であり、 $t$  はプラトー継続時間 (sec) である。

$$\text{Barbry の式}^4) : F = V \cdot t / (3.55 \times 10^{-15} + 6.38 \times 10^{-17} \cdot t)$$

Barbry は、CRAC 及び SILENE 実験結果により、全積算出力の包絡値を上式のように定式化した。 $V$  は 1 単位で表した燃料溶液の体積であり、 $t$  は継続時間 (sec) であり、600sec 以下に対して適用される。この式は、中性子源有りの均質高濃縮ウラン体系に適用でき、また、プルトニウム体系にも適用可能としている。使用した燃料濃度の範囲は、20~360gU/l であり、形状及び寸法は、直径 30cm 及び 80cm (CRAC 実験)、36cm (SILENE) の円筒形である。

一方、前項で述べた臨界事故時の全核分裂を評価するための簡易評価式 (6.3.3) 式あるいは (6.3.4) 式は、その導出過程から明らかのように、基本的にウランあるいはプルトニウムなどの燃料の種類、濃度、組成、濃縮度、富化度、硝酸濃度、また形状・寸法に制限なく、負の反応度温度係数を有する燃料溶液体系一般に適用されるものと考えられる。

CRAC 実験データ<sup>5)</sup>及び Olsen らの整理した溶液系臨界事故データ<sup>3)</sup>の全核分裂数測定値と、簡易評価式による全核分裂数評価曲線を示したのが図 6.3.2 である。

### 第 6.3 節の参考文献

- 1) 野村靖・奥野浩、「簡易評価式による臨界事故規模の推定」、日本原子力学会誌、45, 155 (1993).
- 2) G. Tuck, "Simplified Methods for Estimating the Results of Accidental Solution Excursions," Nucl. Technol., 23, 177 (1974).

- 3) A.R. Olsen et al., "Empirical Model to Estimate Energy Release from Accidental Criticality," Trans. ANS, 19, 189 (1974).
- 4) F. Barbry et al., "Criticality Accident Studies in France Experimental Programmes and Modelisation," International Seminar on Nuclear Criticality Safety (1987).
- 5) TRACY ワーキンググループ、「CRAC 実験データのまとめ」、JAERI-M89-031 (1989).

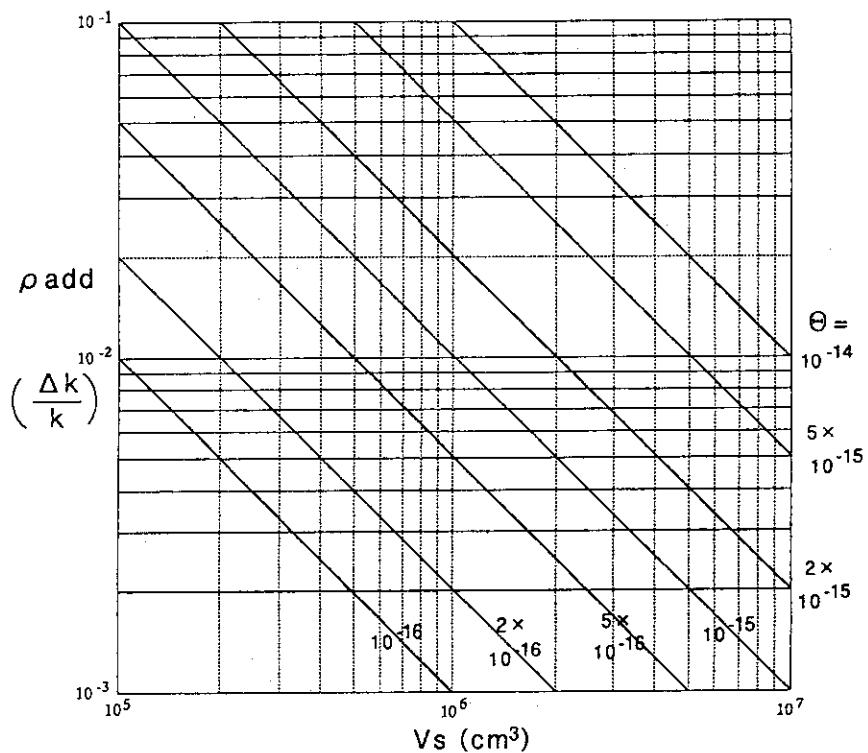


図6.3.1 種々の溶液燃料に対応する $\Theta$ をパラメータとした添加反応度 $\rho_{add}$ と溶液体積 $V_s$ の関係 ( $F = 1 \times 10^{19}$ fissions一定)

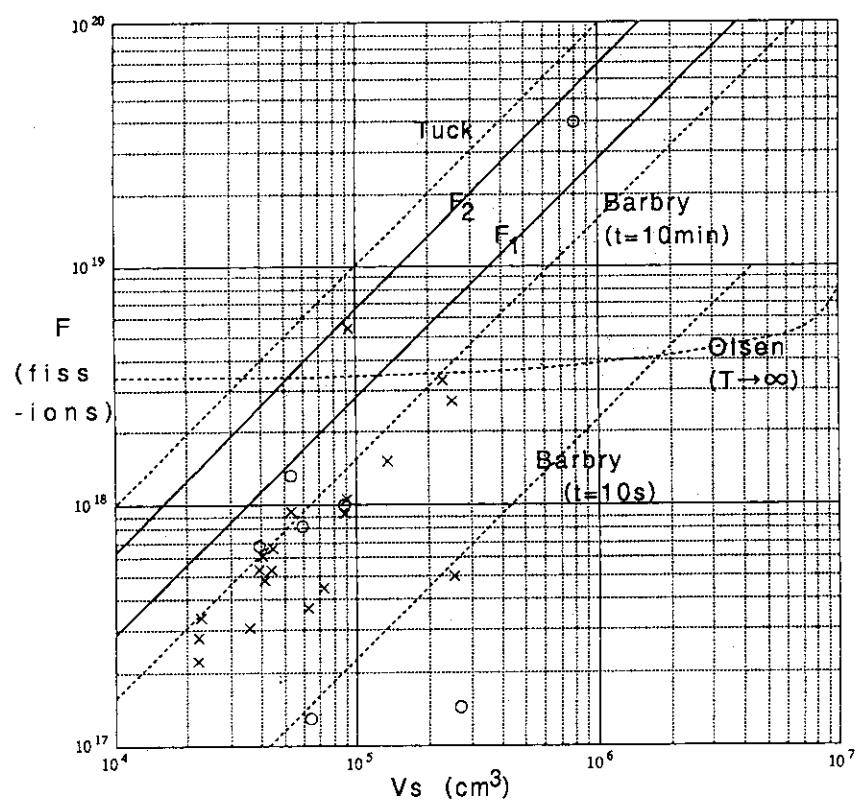


図6.3.2 種々の簡易評価式  $F_1 = 2.6 \times 10^{13} \cdot V_s$ ,  $0 < V_s < \infty$   
 $F_2 = 6.0 \times 10^{13} \cdot V_s$ ,  $0 < V_s < \infty$  及びCRAC実験データ (×印) と,  
過去の事故データ (○印) の比較

## 6.4 臨界事故解析コードの開発

### 6.4.1 開発の状況

高濃縮ウランを用いたCRAC及びSILENEの実験データに基づいて、解析コードの開発が英国、ドイツ、米国及び我が国において行われている。各国の状況を以下に記す。

#### a) 英国

英國原子力公社(UKAEA)では、仏国IPSNとの研究協力によりCRAC及びSILENEの実験データをもとに臨界事故解析コードCRITEXを開発した<sup>1)</sup>。同コードは、一点炉近似の動特性コードに放射線分解ガスボイドによるフィードバック効果を組み込んだものである。分解ガスの発生量(体積)の評価に必要なパラメータは、CRAC、SILENEの実験データをもとに決定されている。同コードは、CRAC、SILENEの実験データを対象に多くのベンチマーク計算を行っており、いずれも実験の様子を良く再現している。またUKAEAでは、IPSNと共同でUO<sub>2</sub>粉体中に水が浸透した場合の実験を行い、水の浸透挙動を測定し、その結果をもとにした粉体燃料体系の解析も実施している<sup>2)</sup>。

#### b) ドイツ

ドイツでは、2通りのアプローチによる事故解析手法の開発が行われている。ひとつは、原子炉安全協会(GRS)で開発している詳細解析コードFELIXである<sup>3)</sup>。同コードは、時間依存の1次元輸送方程式に溶液燃料系のフィードバック効果を取り入れたものである。同コードにおいても、放射線分解ガスボイドに関するパラメータはCRACの実験結果より求めている。同コードは多くのCRAC実験解析で、おおむね良い結果を得ている。

また、詳細解析コードのように分解ガスボイドによる出力振動を取り扱わず、平均出力の時間変化を解析する手法の開発がDornier System社において行われている<sup>4)</sup>。同手法では、準静的な状態をモデル化して解析している。放射線分解ガスボイドの挙動については、基礎的な実験式とCRAC実験結果から求めたパラメータとの組み合わせにより評価している。いくつかのCRAC実験解析を行っており、おおむね良い結果を得ている。

## c) 米国

米国では、放射線分解ガスボイドを含む溶液燃料の状態方程式とエネルギーバランス方程式及び一点炉動特性方程式の組み合わせによる評価手法がArizona大学において開発されている<sup>5)</sup>。同手法では、事故時の初期バーストにおける出力及び圧力変化を計算できるが、ボイドの移動・消滅を考慮していないために出力振動は計算できない。ボイドの計算に必要なパラメータは、KEWB及びCRAC実験結果より求めている。同手法によるCRAC及びSILENE実験データの解析はおおむね良い結果を与えていている。なお、この解析はこれまで燃料を1領域として行われてきたが、これを多領域に分割して取り扱うモデルも開発中である。また、Tenesee大学では溶液燃料の複数ユニットの臨界事故解析を一点炉動特性近似で行っている<sup>6)</sup>。

## d) 日本

我が国では、一点炉動特性方程式に放射線分解ガスボイドモデルを取り入れた解析コードAGNES及びCRESTが開発されている。これらのコードで使用するボイドに関するパラメータはいずれもCRAC実験結果に基づき評価されたものである。次節に両コードの概要を示す。

6.4.2 AGNES及びCRESTコードの概要<sup>7)-9)</sup>

両コードとも単一チャンネル熱流動解析モデルと一点炉近似動特性方程式（遅発中性子6群近似）による核モデルを結合したコードである。反応度フィードバック効果としては、溶液の温度変化及びボイド率変化によるものを取り入れている。放射線分解ガスボイドの発生に関しては、ガスの溶液中への溶解を考慮して、あるしきい値を設定し、しきい値を超えたところからボイドとして成長するとしている。

原研で開発しているAGNESコードでは、放射線分解ガスの計算モデルとして、「圧力モデル」と「修正エネルギーモデル」を用いている。「圧力モデル」は、分解ガスの生成時に発生する圧力変化（実験式）から分解ガスボイドの体積を求めるモデルであり、初期バースト期の出力及び圧力変化を計算することができる。しかし、このモデルではボイドの移動・消滅を考慮していないために出力振動期以降の計算はできない。このため、発生エネルギーとともにボイド量を計算する「エネルギーモデル」を改良して、ボイドの生成・消滅を微視的に取り扱うモデルとした「修正

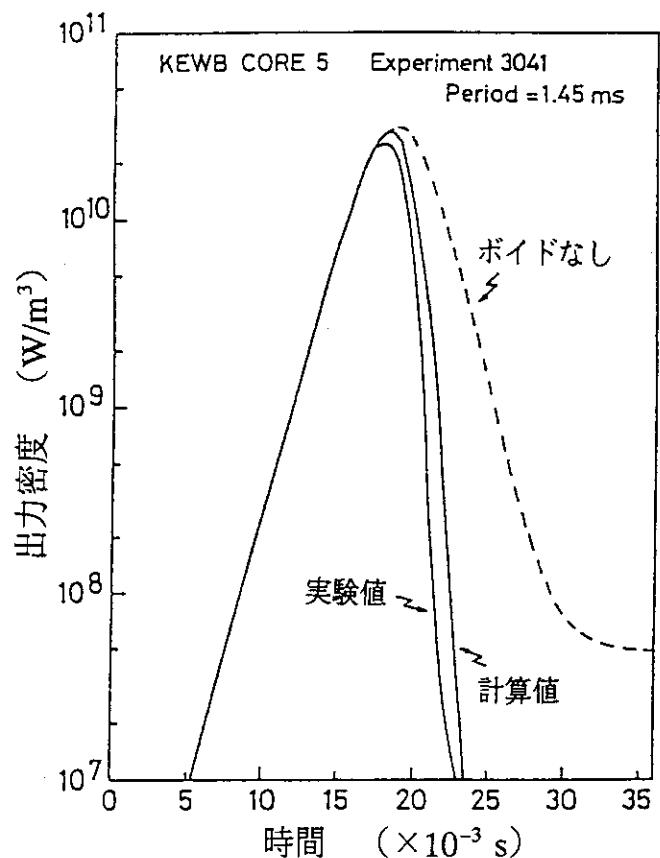
「エネルギーモデル」を開発し、分割された領域でのボイドの生成、移動、消滅を計算できるようにしている。「圧力モデル」を用いたコードはKEWB及びCRAC実験の初期出力バースト部を良く再現している(図6.4.1)。また、「修正エネルギーモデル」では、CRAC実験の出力振動期の解析を行っており、結果は良い一致を示している(図6.4.2)。

一方、三菱原子力工業株式会社で開発しているCRESTコードでは、放射線分解ガスボイドの生成率が核分裂率に比例するとしており、さらに、溶液温度が沸点に達した時点で発生する蒸気ボイドも考慮している。発生したボイドは、ボイド量で決まるある離脱速度で溶液高さの半分の距離を通過するのに要する時間を時定数とする一次遅れで溶液から放出されるとして、溶液内のボイド量を算定している。CRAC実験が収束に至るまでの長時間の解析を行っており、実験結果を良く再現している(図6.4.3)。

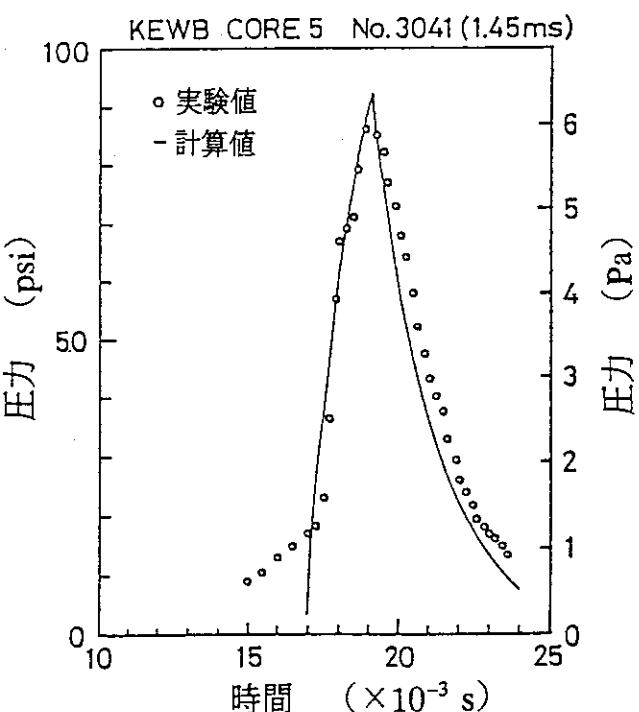
#### 第6.4節の参考文献

- 1)D.J. Mather, A.M. Buckley and A. Prescott, "CRITEX A Code to Calculate the Fission Release Arising from Transient Criticality in Fissile Solutions," AEA/CS/R1007/R (1994).
- 2)A.M. Bickley and D.J. Mather, "POWDER, A Computer Code to Model the Transient Criticality Behaviour of a Bed of Wetted Uranium Dioxide Powder," SRD-R-549 (1991).
- 3)B. Gmal and J. Weber, "FELIX - A Computer Code for Simulation of Criticality Excursions in Liquid Fissile Solutions," Safety of the Nuclear Fuel Cycle (K.Ebert and R.v.Ammon Edited) VCH Publishers (1989).
- 4)J. Doehler, E. Hoermann and T. Schulenberg, "Modelling of criticality Accidents in Aqueous Solutions of a Nuclear Reprocessing Plant," Safety of the Nuclear Fuel Cycle (K.Ebert and R.v.Ammon Edited.) VCH Publishers (1989).
- 5)D.L. Hetrick, "Computer Simulation of Hypothetical Criticality Accidents in Aqueous Fissile Solutions," Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety,

- Oxford, UK, Sept. 913, 1991.
- 6)R.W. Brewer et al., "Excursion Analysis of a Hypothetical Array Criticality Accident Involving Units of Aqueous Uranyl Fluoride Preliminary Results," ANS Trans., 65, 247 (1992).
- 7)中島健・大西信秋, "溶液体系の動特性解析コードAGNESの開発," JAERI-M85-212 (1985).
- 8)K. Nakajima and H. Yanagisawa, "Development of a Kinetics Code AGNES, for the Evaluation of Criticality Accidents in Solution Fuel Systems," Int. Seminar on Nuclear Criticality Safety, Tokyo, Japan, Oct. 19-23, 1987.
- 9)R. Kato, T. Naramura and Y. Senda, "The Code CREST to Simulate Criticality Accident Power Excursion in Fuel Solution," Safety Margins in Criticality Safety, San Francisco, USA, Nov. 26-30, 1989.

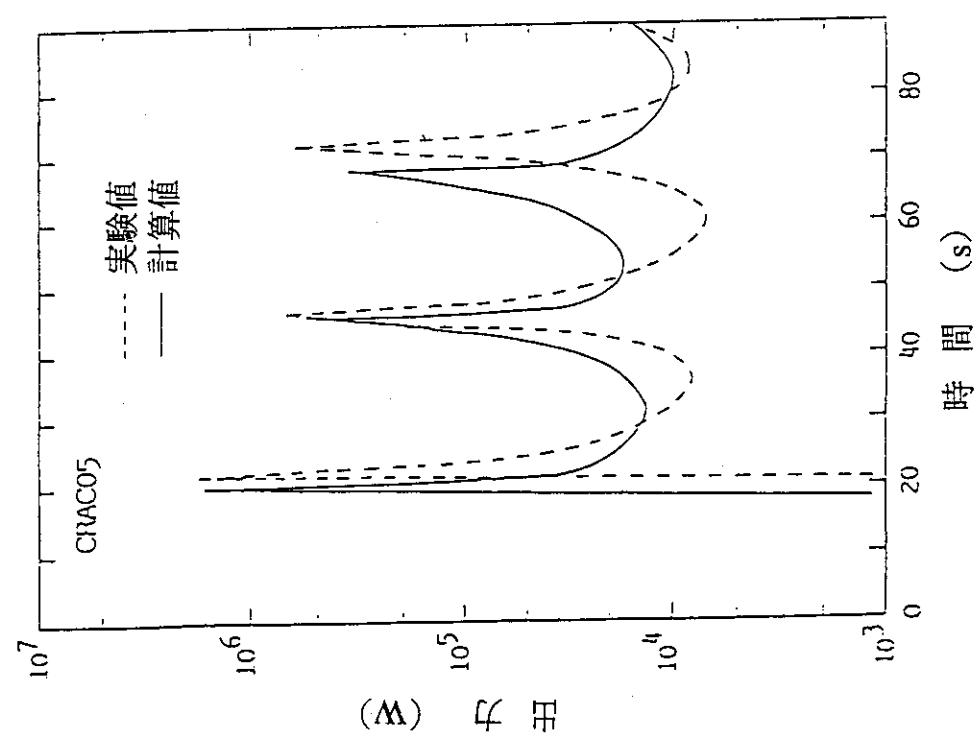


(a) 出力の時間変化

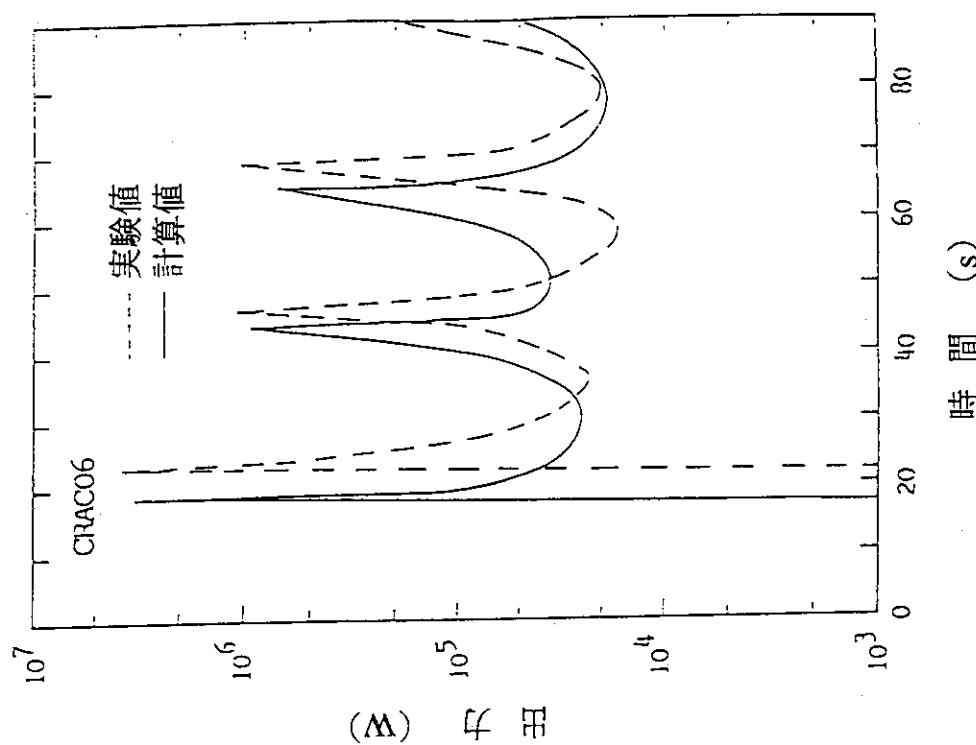


(b) 圧力の時間変化

図6.4.1 AGNESコード「圧力モデル」によるKEWB実験の解析

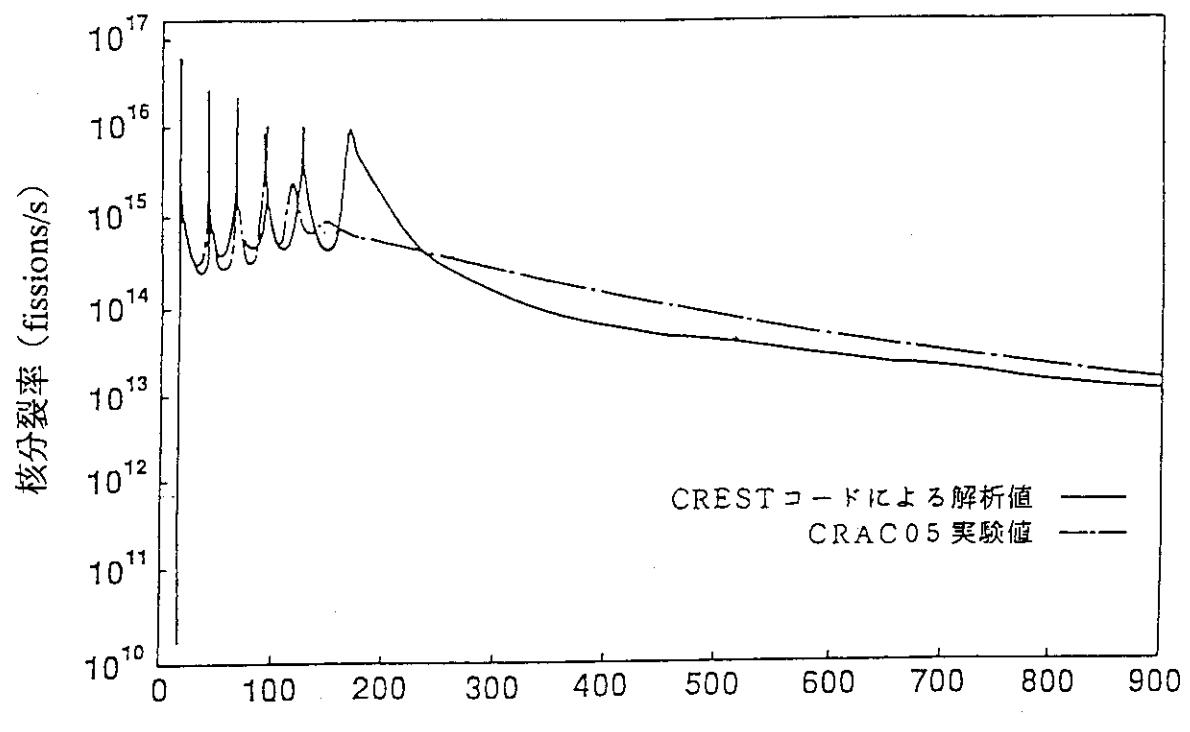


(a) CRAC 05 実験

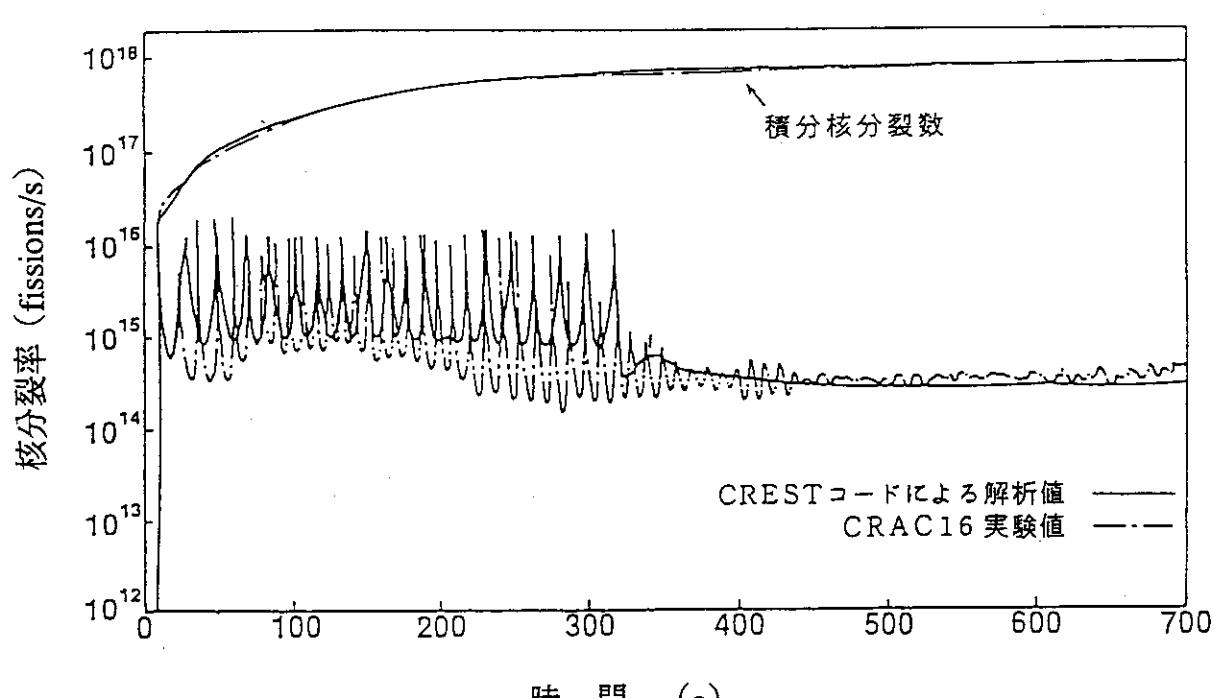


(b) CRAC 06 実験

図6.4.2 AGNESコード「修正エネルギーモデル」によるCRAC実験の解析



(a) CRAC 05 実験



(b) CRAC 16 実験

図6.4.3 CRESTコードによるCRAC実験の解析

## 7. 臨界警報装置の設計・設置の考え方

### 7.1 設計・設置に関わる基本的な考え方

我が国の核燃料施設安全審査基本指針<sup>1)</sup>の「指針12 臨界事故に対する考慮」では、「誤操作等により臨界事故の発生するおそれのある核燃料施設においては、万一の臨界事故に対する適切な対策が講じられていること。」と明記されている。これを受け、再処理施設安全審査指針<sup>2)</sup>の「指針12. 臨界事故に対する考慮」では、臨界事故の発生する可能性は極めて低いと考えられるとしながらも、「臨界警報装置により、臨界事故の発生が直ちに検知できる設計であること。」との表現で臨界警報装置に言及している。ただし、ここで臨界警報装置とは、臨界事故発生の可能性のある核燃料施設において、事故発生の検知から警報までの機能を有する装置をいう。

臨界警報装置の設置目的は、不慮の臨界事故が発生した場合に、従事者に警告を発することにより、迅速に退避させて被曝を低減することである。この設置目的は、米国<sup>3)</sup>、英国<sup>4)</sup>及びフランス<sup>5)</sup>の臨界警報装置に関する基準類及び国際規格<sup>6)</sup>でも一致している。臨界事故の発生を直ちに検出・報知できるように臨界警報装置を設計・製作・設置する上で、以下の項目についての検討が重要となる。

- ① 設置区域
- ② 検知すべき臨界事故特性の設定
- ③ ②の臨界事故を検知・報知できる装置及びその配置

## 7.2 臨界警報装置の設置区域の選定

### 7.2.1 設置区域選定に関する米英の基準類

#### (1) 米国

米国の法規 10CFR<sup>7)</sup> Part70 § 70.24(a)によると、同項で規定している量 ( $Pu$  450g,  $^{235}U$  700g 等) 以上の核燃料物質を取り扱う施設では、同法規の要求事項 (2m の点で 1 分間 20rad [=0.2Gy] の臨界事故を検知出来ること) に適合するモニタリング・システムを維持しなければならないとしている。

一方、米国原子力学会の基準 ANSI/ANS-8.33) の 4.2 Coverage では、上記の規定量以上の核燃料物質を取り扱う施設での全ての活動 (activities) において、臨界警報システムの必要性を評価しなければならないとしている。また、臨界事故時に予想される空気の最大吸収線量が 12 rad [=0.12 Gy] 以下の区域には、臨界警報システムは不要である（ただし、吸収線量の算出に当たっては、全核分裂数は  $2 \times 10^{19}$  以下と仮定してよい）と明記している。

そこで米国原子力規制委員会は、Regulatory Guide 8.12<sup>8)</sup>においてこれら 2 つの法律及び基準を引用し、Regulatory Position として、核燃料物質の量、化学的形態及び形状等を考慮して評価した結果、臨界事故発生の潜在的可能性がないと判断された場合は、10CFR Part70 の適用が除外できるとした ANSI/ANS-8.3 の規定は適切なものであると勧告している。

#### (2) 英国

英国原子力公社 (United Kingdom Atomic Energy Authority: UKAEA) の放射線防護計装諮問委員会から、臨界警報装置の設計のガイダンスとして SRD R309<sup>4)</sup> が報告されている。臨界警報装置の設置については、「人の操作または機械的または電気的装置に依存した臨界管理のうちのいずれかが働かない場合に、運転及び施設の特性を考慮して合理的に判断すると臨界事故が発生しないと確信できなければ、核分裂性物質が使用または貯蔵される全ての場所に設置されなければならない」としている。ただし、予想される最大核爆走時に人の被曝線量が緊急時最大許容線量を超えないならば、特別な考慮が払われるべきであるとして、具体的には「予想される空気中の最大吸収線量が 12 rad [=0.12 Gy] 以下の場合は臨界警報装置を不要」とする前記 ANSI の内容を紹介している。

## 7.2.2 設置区域の選定方法

臨界質量<sup>\*</sup>を超える核燃料物質を取り扱う区域、あるいは通常は臨界質量以下の核燃料物質しか取り扱わないが单一故障等で臨界質量を超えるおそれがある区域は、臨界警報装置の設置の要不要を検討する必要がある。検討に当たっては次の二つの点に留意する。

### (1) 臨界事故発生の可能性

上記の検討対象区域においては適切な臨界安全管理が行われておれば、そのベースとなる臨界安全設計において単一故障基準が遵守され、かつ十分な安全裕度が確保されているので、何れの工程においても臨界事故が発生する可能性は極めて低いと考えられる。設置必要区域の選定に当たっては、過去の事故事例及びこれまで蓄積された臨界安全設計の知見をもとに、臨界事故の発生の可能性を判断する。具体的には、2.3節で述べた「臨界安全管理対象施設」のうち「臨界事故対策検討施設」が対象となる。

### (2) 従事者の過度の放射線被曝のおそれ

上記(1)で選定された区域のうち、十分な遮蔽や距離等によって従事者に過度の放射線被曝のおそれがないことが確認できる場合は、必ずしも臨界警報装置の設置を要しない。従事者の「過度の放射線被曝」をいくらに採るかは、我が国の法令（緊急作業に係る線量当量限度は、実効線量当量について 100 mSv とする。第 7.4.3 項参照）ばかりではなく、施設の設計思想及び運転管理方法等設置者の考え方によく依存する。そこで、設置者が施設固有の設計条件から評価すべき臨界事象を想定し、遮蔽を勘案して従事者の「過度の放射線被曝」の有無を判断することが必要となる。

なお、臨界事故が発生したとしても発生点から充分に離れた場所において放射線被曝の実効線量当量が充分に小さいと評価される従事者等へは、構内放送を利用した通報等により、退避勧告あるいは事故現場へ不用意に接近しないように警告を行うことができる。

---

\* 米国の基準類で示されている最小核物質量 ( $Pu\ 450g$ 、 $^{235}U\ 700g$  等) ではなく、我が国の「臨界安全ハンドブック」で規定する最小推定臨界下限値であり、化学形態、反射条件等を考慮した最も厳しい条件での値である。

### 7.2.3 最大想定全核分裂数の検討

臨界事故時の最大想定全核分裂数として、前記の ANSI/ANS-8.3<sup>3)</sup>では  $2 \times 10^{19}$  fissions の値が採用されている。これは過去に起きた溶液体系での臨界事故及びフランスが実施した CRAC 臨界実験の結果（6.1 節参照）を参考にして決められたものと思われる。臨界警報装置の設置区域選定のために最大核分裂数を設定する際には、施設内部に存在する核燃料物質の種類、量、濃度、分布及び体積などを十分に把握し、運転操作・条件などをさらに考慮する必要がある。

### 7.3 検出する放射線の種類

#### 7.3.1 臨界集合体の周囲の放射線場

臨界事故時に核分裂により放出される放射線の大部分は、核分裂過程から直接発生する中性子及びガンマ線である。これらの1次放射線に対して、臨界集合体やその周囲の遮蔽物の中性子捕獲により発生するガンマ線などの2次放射線がある。これらの1次及び2次放射線を併せて即発放射線と呼んでおり、臨界事故が起きたときに放出される最初の放射線である。このほか、核分裂生成物が崩壊するに伴い、遅発中性子、ベータ線及び遅発ガンマ線が放出されるが、これらの放射線による線量の全線量への寄与は僅かである。

表7.3.1<sup>4), 9)-15)</sup>には、水溶液や金属、遮蔽体の有無など種々の臨界集合体で観測された自由空気中の組織に対する即発放射線の吸収線量を、中性子とガンマ線に分けて示した。これらの数値は、核分裂数 $10^{15}$  fissions、臨界集合体表面から1mの距離で規格化されている。この表を見ると、規格化された吸収線量は、臨界集合体の組成、寸法、並びに遮蔽体の種類及び寸法によって大きく変化し、中性子線量とガンマ線量の比で定義された  $D_n/D_\gamma$  がファクター50以上も変化している。これらの詳細をまとめると以下のようになる。

(1) 遮蔽のない水素減速体系に比して、遮蔽のない金属体系の方がより大きい  $D_n/D_\gamma$  を示す。これは後者の方がガンマ線の減衰が大きく、前者の方が中性子エネルギーが低いためである。JEZEBEL ( $D_n/D_\gamma = 10$ )は、臨界到達可能な最も小さな<sup>239</sup>Pu でできた非減速金属体系である。この集合体からの漏洩中性子スペクトルの平均エネルギーは高く、 $D_n/D_\gamma$  は事故時に得られる最も大きな値を与える。一方、中性子エネルギーの低減効果の大きな水素減速体系の  $D_n/D_\gamma$  は小さい。この中でも、Y-12のモックアップ実験体系 ( $D_n/D_\gamma = 0.36$ ) は半径25cmの円筒形状であり、濃縮ウランの硝酸ウラニル水溶液が用いられた。CRAC実験体系は、同様な硝酸ウラニル水溶液の円筒体系ではあるが、半径が15cmと小さいため漏洩中性子のエネルギースペクトルがやや硬く、 $D_n/D_\gamma$  も0.76と少し大きくなっている。

(2) 遮蔽体付きの体系では、遮蔽体材質・寸法により  $D_n/D_\gamma$  が変化する。鋼鉄は、ガンマ線に対しては有効な遮蔽体となるが、中性子に対してはそれほどでもない

ので、 $D_n/D\gamma$ は大きくなる。これと逆の物理的性質を有する黒鉛、コンクリート、水素化合物は、この順に中性子減速作用が大きくなり、 $D_n/D\gamma$ の値は小さくなる。コンクリート及び水素を含む遮蔽体の場合には、熱中性子捕獲による2次ガンマ線の寄与も加わり、さらに $D_n/D\gamma$ を小さくする。

### 7.3.2 検出する放射線の種類

前項で述べたように、臨界事故時に発生する即発放射線におけるガンマ線及び中性子の割合は、臨界集合体の組成、寸法、並びに遮蔽体の種類及び寸法によって大きく変化するため、どちらの放射線を検出するべきかは対象とする核燃料施設の個々の条件及び採用する検出器の技術レベルに依存して決定すべきである。

即発中性子の発生は、ガンマ線と比較して核分裂に対してより特徴的である。このため、高ガンマ線バックグラウンドの場では中性子の検出が臨界事故を他の事象と識別するために有効となる。

表7.3.1 核分裂数 $10^{19}$ の臨海集合体表面から1mにおける  
自由空气中組織の即発放射線吸収線量<sup>4), 9)-15)</sup>

臨界体系	中性子線量 $D_n$ (mGy)	ガンマ線量 $D_\gamma$ (mGy)	全線量 $D_n + D_\gamma$	線量比 $D_n/D_\gamma$	文献
<b>裸の金属体系</b>					
(1) JEZEBEL 17Kg $^{239}\text{Pu}$	~440	~ 44	~480	10	9)
(2) HPRR 117Kg $^{235}\text{U}$ -Mo	360	59	420	6.1	10)
(3) VIPER	49	23	72	2.2	11)
(4) GODIVA $^{235}\text{U}$ R=8.7cm	350	77	430	4.5	12)
(5) $^{239}\text{Pu}$ 球 R=5cm	400	34	430	12	13)
<b>裸の水素減速体系</b>					
(1) ORNL $\text{UO}_2\text{F}_2$ 水溶液	160	~250	~410	~ 0.36	12)
(2) CRAC $^{235}\text{U}$ 水溶液	210	280	490	0.76	14)
(3) Y-12 $^{235}\text{U}$ 水溶液	67	190	260	0.36	15)
<b>遮蔽体付き体系(HPRR)</b>					
(1) 13mm厚 鋼鉄	130	18	150	7.3	10)
(2) 20cm厚 黒鉛	130	40	170	3.2	10)
(3) 20cm厚コンクリート	84	35	120	2.4	10)
(4) 12cm ルサイト	74	65	140	1.1	10)
(5) 23cm ルサイト	27	39	66	0.7	10)

## 7.4 検出しきい値の考え方

### 7.4.1 欧米の基準類における考え方

米国、英国及びフランスの臨界警報装置に関する基準類では、検知すべき最小臨界事故を決定した後、従事者位置での線量をしきい値として規定している（表 7.4.1 参照）。その線量の定義として、米国やフランスのように空気の吸収線量とするものと、英国のように人体軟組織の吸収線量とするものとがある。線量の数値としても、 $0.125\sim0.25\text{ Gy}$  の幅がある。また、米国では線量率で規定しているものの、英国及びフランスではよりゆっくりとした臨界事故も考慮し、積算線量を記載している（米国の SHEBA 及びフランスの SILENE を用いた臨界事故模擬実験では、線量率の基準では大きな個人被曝をもたらす状況を検知できない恐れのあることが示されている<sup>16)</sup>）。

### 7.4.2 検出しきい値の設定方法

検出しきい値とは、臨界警報装置が退避警報を発する基準となる値である。臨界警報装置設置の目的を考慮すると、米・英・仏の基準類に示されているのと同様に、従事者位置での線量しきい値とするのが妥当と考えられる。なお、検出しきい値と警報発生線量感度、警報設定線量率との関係は第 7.5 節に示す。

一方、検出システムの機能は、(1)高い信頼性をもって最小想定臨界事故に応答すること、(2)誤応答する確率を十分小さくすることを要件とする。さらに、施設の放射線場の特性（放射線種類、強度）、検出器の型（線量型または線量率型）、安全係数（第 7.5.1 項参照）、警報設定感度等を勘案して最適となるよう検出器を配置する必要がある。検出器の配置方法については第 7.5 節に記す。

### 7.4.3 実効線量当量限度を基にしたしきい値設定の問題点

研究炉、商用原子炉、RI 取扱施設及び核燃料取扱施設の放射線作業従事者の放射線障害の防止並びに公共の安全を確保する目的で、設置者が施設の運用管理上必ず守らなければならない法律として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する

法律（炉規法）<sup>17)</sup>、放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律<sup>18)</sup>（障防法）並びに労働安全衛生法に基づく電離放射線障害防止規則<sup>19)</sup>（電離則）とがある。これらの法律等には、放射線業務従事者及び周辺環境における線量当量の限度として、主に実効線量当量について規定している。

従来この線量は、空気または人体等価組織での照射線量(R) または吸収線量(rad)に、ガンマ線、ベータ線及び中性子線等各放射線種類毎の人体組織に対する影響の大小を示す線質係数を考慮した線量当量(rem)で管理されていた。しかし、平成元年4月1日施行の現法令の放射線管理では、国際放射線防護委員会(ICRP)パブリケーション26<sup>20)</sup>の勧告を取り入れ、実効線量当量(Sv)の考え方を採用した。これは体外からの放射線被曝に対する人体各臓器組織の線量当量(Sv)を各放射線種類毎、エネルギー毎に評価し、各臓器組織の発癌等確率的影響の大小を考慮して総和したものである。この結果、実効線量当量は人体全体として確率的影響発生に比例的な線量当量を示すものとなっている。なお実際の使用に当っては、外部被曝の実効線量当量はICRU球1 cm 線量当量(Sv)で代表して管理することとなっている。またガンマ線の線質係数は1であるのに対して、中性子はそのエネルギー範囲により現状2~10程度であり、今後その2倍程度まで引上げられるものと予測される。

我が国の臨界警報装置が検出するしきい値の考え方を決めるに当たり、我が国の放射線管理手法に従って実効線量当量限度を採用することが考えられる。このような考え方に基づくならば、我が国の法令に定められている緊急作業時についての実効線量当量の限度0.1Sv(従来の我が国数値は12remであり、法令の改定により変更された)を採用することが、直接人体への被曝評価を行う上で理解しやすい。しかしながらICRP勧告(1977)<sup>20)</sup>では、事故時のような高吸収線量による非確率的健康影響を評価するためには、線量当量は用いられるべきではない(線質係数が定まらない)としており、諸外国のように緊急時最大許容線量を吸収線量で設定することも考えられる。事故時の最大予想核分裂数から人体への線量当量をより正確に求めるためには、実際の施設中の核燃料物質体系を模擬した過渡臨界実験を実施して、必要なデータを採取する必要があると思われる。

#### 7.4.4 放射線防護における線量及び線量限度の動向

現在の法令の基礎である国際放射線防護委員会(ICRP) '77年勧告(パブリケー

ション 26) と最新の '90 年勧告の比較を表 7.4.2 に示した。新勧告は 1985 年のパリ声明を取り入れ、中性子の放射線重み係数（従来の線質係数に対応）が変化したことと、消化器系に新たに荷重係数を割り当て、他の臓器組織の荷重係数を小さくしたこと、及び年あたりの線量限度を 50mSv から 20mSv\* に減らしたことを特徴とする。今後、我が国においても新勧告の法令への取り込みが速やかに計られるものと考えられる。

---

\* 正確には「5 年間で 100mSv。ただし、いかなる 1 年間にも 50mSv を超えない」。

表7.4.1 臨界事故検出基準値の比較検討

Ref.	検出しきい値	設定の考え方	問題点
ANSI/ANS 8.3-1986 <sup>3)</sup> (米国, ISO <sup>6)</sup>	通常の遮蔽条件, 源から2mの位置, 空気中の吸収線量が60秒間で, 0.20Gy	高濃縮ウラン溶液系のCRAC実験でのゆっくりした核暴走に基づいた。	緊急時最大許容線量0.12Gyとの差をどう考えるか, 低濃縮U系への適用性。
SRD-R-309 (1984) <sup>4)</sup> (イギリス)	検出すべき最小臨界事象を1分間に $1 \times 10^{16}$ fissionsとし, 近接作業では1桁下げる。遮蔽なしで源から, 2mの位置で, 空気中人体軟組織への吸収線量0.125Gyに相当。	核暴走の機構, 過去の事象の研究に基づいた。近接作業では, 過度の被曝を避けたためより小さい最小臨界事象を想定する。	最小臨界事象を導き出す過程が複雑であり, 最終的には被曝を制限する考え方による。低濃縮U系への適用性。
IAEA-SM-215/34 <sup>5)</sup> (フランス)	源から1m離れた位置で0.25Gyの空気中吸収線量。	致死線量4Gyの1/2を限界とし最近接距離50cmにおいて1Gyに達したとき警報を発信すべきとした。	限界線量の設定の方法について根拠が明瞭でない。

表7.4.2 新旧ICRP勧告の内容比較 (1/2)

ICRP '77年勧告	ICRP '90年勧告																																																				
$D_T = \bar{d}\epsilon / dm$ (Gy)	$D_T = \epsilon_T / m_T$ (Gy)																																																				
$D_T$ :組織(器官)Tでの吸収線量(Gy) $\bar{d}\epsilon_T$ :小体積への平均沈積 エネルギー(J) $dm_T$ :小体積における質量(Kg)	$D_T$ :組織(器官)Tでの平均吸収線量(Gy) $\epsilon_T$ :組織(器官)Tへの全エネルギー(J) $m_T$ :組織(器官)Tへの質量(Kg)																																																				
$H_T = QD_T N$ (Sv)  $H_T$ :組織(器官)Tにおける線量当量(Sv) $Q$ :線量係数 $N$ :他の修正係数で、1とする	$H_T = \sum_R W_R D_{TR}$  $H_T$ :組織(器官)Tでの等価線量(Sv) $D_{TR}$ :組織(器官)Tでの放射線からの平均吸収線量(Gy) $W_R$ :放射線Rに関する重み係数																																																				
$H_E = \sum T H_T$ (Sv)  $H_E$ :実効線量当量 (Sv) $W_T$ :組織(器官)Tに対する重み係数 (①致死がん、②遺伝的影響の発生確率)	$H_E = \sum T H_T$ (Sv)  $H_E$ :実効線量当量 (Sv) $W_T$ :組織(器官)Tに対する重み係数 (①致死がん、②重み付けた非致死がん、③重み付けた重度遺伝影響、④寿命損失の相対期間)																																																				
$W_T$ <table> <tr><td>皮膚</td><td></td></tr> <tr><td>骨表面</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>膀胱</td><td></td></tr> <tr><td>乳房</td><td>0.15</td></tr> <tr><td>肝臓</td><td></td></tr> <tr><td>食道</td><td></td></tr> <tr><td>甲状腺</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>残り</td><td>0.30</td></tr> <tr><td>骨髄(赤色)</td><td>0.12</td></tr> <tr><td>結腸</td><td></td></tr> <tr><td>肺</td><td>0.12</td></tr> <tr><td>胃</td><td></td></tr> <tr><td>生殖線</td><td>0.25</td></tr> </table>	皮膚		骨表面	0.03	膀胱		乳房	0.15	肝臓		食道		甲状腺	0.03	残り	0.30	骨髄(赤色)	0.12	結腸		肺	0.12	胃		生殖線	0.25	$W_T$ <table> <tr><td>皮膚</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>骨表面</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>膀胱</td><td>0.05</td></tr> <tr><td>乳房</td><td>0.05</td></tr> <tr><td>肝臓</td><td>0.05</td></tr> <tr><td>食道</td><td>0.05</td></tr> <tr><td>甲状腺</td><td>0.05</td></tr> <tr><td>残り*</td><td>0.05</td></tr> <tr><td>骨髄(赤色)</td><td>0.12</td></tr> <tr><td>結腸</td><td>0.12</td></tr> <tr><td>肺</td><td>0.12</td></tr> <tr><td>胃</td><td>0.12</td></tr> <tr><td>生殖線</td><td>0.20</td></tr> </table> <p>* 最大線量の組織+残りの組織に分割</p>	皮膚	0.01	骨表面	0.01	膀胱	0.05	乳房	0.05	肝臓	0.05	食道	0.05	甲状腺	0.05	残り*	0.05	骨髄(赤色)	0.12	結腸	0.12	肺	0.12	胃	0.12	生殖線	0.20
皮膚																																																					
骨表面	0.03																																																				
膀胱																																																					
乳房	0.15																																																				
肝臓																																																					
食道																																																					
甲状腺	0.03																																																				
残り	0.30																																																				
骨髄(赤色)	0.12																																																				
結腸																																																					
肺	0.12																																																				
胃																																																					
生殖線	0.25																																																				
皮膚	0.01																																																				
骨表面	0.01																																																				
膀胱	0.05																																																				
乳房	0.05																																																				
肝臓	0.05																																																				
食道	0.05																																																				
甲状腺	0.05																																																				
残り*	0.05																																																				
骨髄(赤色)	0.12																																																				
結腸	0.12																																																				
肺	0.12																																																				
胃	0.12																																																				
生殖線	0.20																																																				

表7.4.2 新旧ICRP勧告の内容比較 (2/2)

ICRP '77年勧告	ICRP '90年勧告
線質係数 Q	放射線重み係数 $W_R$
放射線の種類	種類とエネルギー範囲 $W_R$
X, $\gamma$ 線及び電子	光子、全エネルギー 1
熱中性子	電子、中間子、全エネルギー 1
エネルギー不明の中性子、陽子、10 及び静止質量が1原子質量単位 より大きい電荷1の粒子エネル ギー不明の $\alpha$ 粒子と多重荷電の 粒子（及び電荷不明の粒子）	中性子、エネルギー $<10\text{keV}$ 5 $10-100\text{keV}$ 10 $>0.1-2\text{MeV}$ 20 $>2-20\text{MeV}$ 10 $>20\text{MeV}$ 5
但し、中性子のQ値は2倍 (1985年ICRPパリ会議の声明)	( or $W_R=5+17\exp[-(\ln 2E)^2/6]$ )  反跳陽子以外の陽子 $>2\text{MeV}$ 5 $\alpha$ 粒子、核分裂片、重原子核 20  その他ICRU球の10mm深部の $\bar{Q}$ の計算値

## 7.5 検出器の機能設計及びその配置

### 7.5.1 ガンマ線臨界警報装置の警報発生線量感度

臨界事故時に発生するガンマ線バーストの継続時間は、燃料体系の種類（金属体系、水溶液体系、その他）及び添加反応度の大小に依存しており、過去の臨界事故の経験、核爆走実験のデータを考慮すると1 ms程度の短いものから1分間にわたる長いものまで様々である。このうちガンマ線臨界警報装置の回路時定数より短いパルス幅のガンマ線に対しては、警報設定線量率を越えても警報を発生しないことがある。図7.5.1は、典型的なガンマ線臨界警報装置（レスポンス：1.5ms）の入射ガンマ線パルス幅と警報出力パルス幅の関係を示したものである。これを見ると、入射パルス幅が1 msより小さくなると警報出力が発生しなくなる領域が存在する。

警報発生線量はバースト状ガンマ線のパルス幅を1 msとして、警報設定線量の何倍（これを安全係数と呼ぶ）の線量率のパルス状放射線で検出器が照射を受けたら確実に警報を発することができるかにより決めることができる。この場合、安全係数の値は、回路時定数に依存し電気的パルスによる検出器電流をシュミレートすることにより求められる。

例として、ガンマ線臨界警報装置の回路時定数が1 msで、安全係数10のケースを考えよう。警報設定線量率を200mR/hとすると、警報発生線量感度は次式により $0.56 \times 10^{-3}$ mRと評価される。

$$200 [\text{mR}/\text{h}] \times 10 \times (3600)^{-1} [\text{h}/\text{s}] \times 10^{-3} [\text{s}] = 0.56 \times 10^{-3} [\text{mR}] \quad (7.5.1)$$

従って、このガンマ線は臨界事故時に1 ms以内に $0.56 \mu \text{R}$ の曝射を受ければ確実に警報を発することとなる。

### 7.5.2 電離箱型臨界警報装置の警報発生線量感度

パルス状照射に対して、電離箱型臨界警報装置は線量積算の動作を示す（典型的な例を図7.5.2に示す）。対数電離箱型検出器を有する臨界警報装置の場合には、実験により直接に警報発生線量を求めることができるので、(7.5.1)式と同様な次式により安全係数を逆に求めることが可能となる。

$$D_A [\text{mR}/\text{h}] \cdot f_1 \cdot (3600)^{-1} [\text{h}/\text{s}] \times t [\text{s}] = D_M [\text{mR}] \quad (7.5.2)$$

ここで、 $D_A$ ：警報設定線量率 [mR/h]

$f_1$ ：安全係数 [-]

$t$ ：バースト継続時間 [s]

$D_M$ ：警報発生線量感度 [mR]

対数電離箱型臨界警報装置の警報設定線量率  $D_A$  を 100 [mR/h]、臨界バースト継続時間を 1 ms と仮定し、実験により  $D_M$  を求めると  $6.25 \times 10^{-2}$  [mR] となる例を考える。そこで、 $6.25 \times 10^{-2}$  [mR] の曝射を受けたとき警報が発したとすれば、(7.6.2) 式より  $f=2250$  となる。従って、この対数電離箱型臨界モニターの警報設定線量率に対して 2250 倍の安全係数を見込んでおけば、1 ms 程度の短いパルス幅の臨界バーストに対しても確実に警報を発することができる事となる。この安全係数の値は、ANSI/ANS-8.3<sup>3)</sup>の付録に例として記載されている 2500 倍とほぼ同一の値である。しかしながら、このような対数電離箱型臨界警報装置を使用して 2000 倍以上の安全係数を検出設定値に見込むことはいかにも非現実的なので、1 ms 程度の炉周期の速い臨界事故を検出するためには、別のタイプの放射線検出器、即ちレスポンスの速い検出器を用いるのが望ましいと考えられる。これにより、1 個の検出器の検出対応範囲が大きくなることも考えられる。

### 7.5.3 検出器の配置計画

臨界警報装置の配置について、例えば米国の法規 10CFR<sup>7)</sup>70.24 の(a)(1)には臨界事故発生の可能性のある各装置が 2 個の検出器によりカバーされなければならないとしている。また、信頼性の高い検出器 1 個が多数の装置・機器を同時に監視することも可能であろう。このような場合に、検出器の警報線量感度を考慮し被曝線量検出しきい値、検出器の位置、配置個数を決める必要がある。

例として、米国の国内基準 ANSI/ANS-8.3<sup>3)</sup>の付録に述べられている方法に従い、検出対応範囲を決める方法を式(7.5.3)に示す。なお、線源と人及び検出器との配置関係を図7.5.3 に示す。

$$r^2 \cdot D_M = d^2 \cdot D_p \cdot f_2 \cdot 1/K \quad (7.5.3)$$

ここで、 $D_M$  : 警報発生線量感度 [rad]----- (前項により求まる)

$D_p$  : 被曝線量検出しきい値 [rad]-- (ANSI 基準では 20rad としている)

$r$  : 線源から検出器までの距離 [m]

$d$  : 線源から人までの距離 [m]

$K$  : 空気による減衰比 (ANSI では  $1/3$  を与える)

$f_2$  : 放射線場のガンマ線と中性子の割合から決まる検出器補正係数、例えばガンマ線検出器の場合、線源体系によって次のように値が異なる。

金属体系 (ガンマ線 : 中性子 = 1 : 12) の場合

$$f_2 = 1/(1+12) = 0.077$$

水溶液体系 (ガンマ線 : 中性子 = 1 : 0.3) の場合

$$f_2 = 1/(1+0.3) = 0.77$$

(7.5.3) 式により、検出対応範囲の半径が次式により与えられる。

$$r^2 = d^2 \cdot D_p / D_M \cdot f_2 \cdot (1/K) \quad (7.5.4)$$

#### 7.5.4 過負荷状態での検出器の機能評価

過負荷状態での検出器の機能を評価するためには、事故時の最大想定核分裂数を推定する必要がある。これには、第 7.2.3 項で述べたような考慮が必要になる。

なお、過負荷状態での検出器の機能を評価するためには、最大想定臨界事故時の全核分裂数の他に、核分裂率を定める必要がある。英国の基準<sup>4)</sup>では最大想定核分裂率として  $10^{21} \text{ fission/s}$  を推奨しており、参考となる。

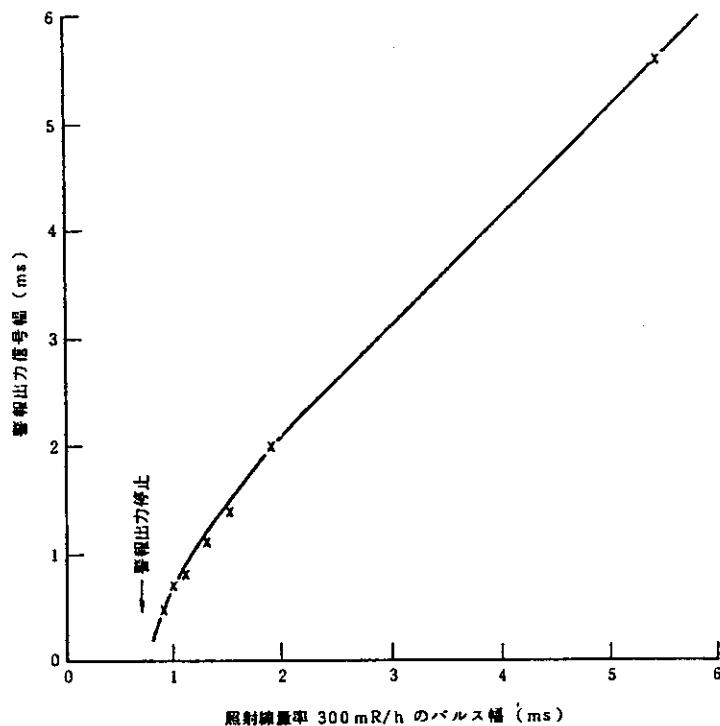


図7.5.1 入射γ線パルス幅と警報出力パルス幅の関係  
(電流測定方式プラスチックシンチレーション検出器)

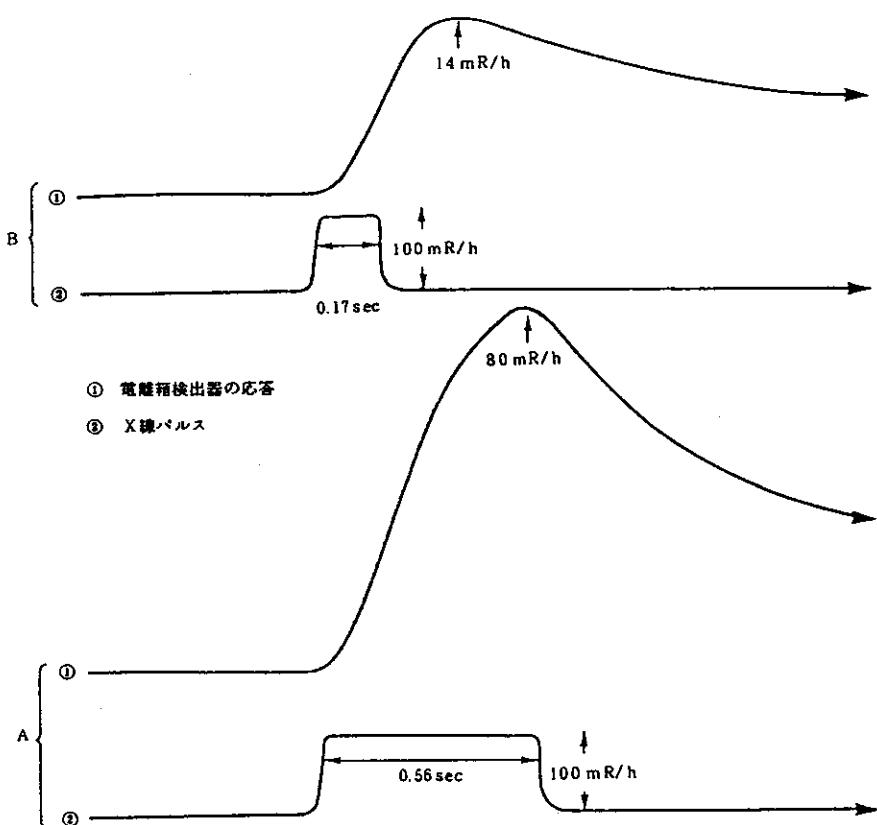


図7.5.2 100 mR/hのパルス状X線で照射した時の電離箱検出器の応答

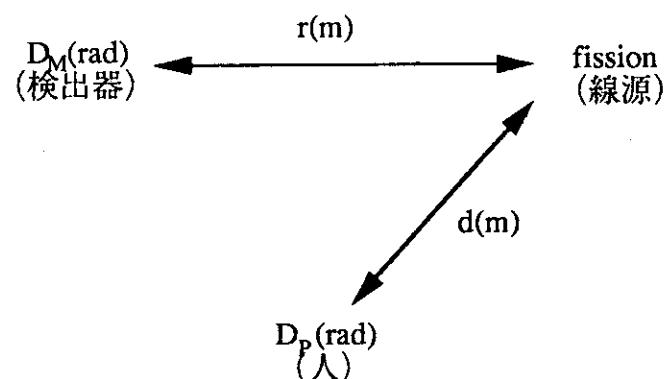


図7.5.3 線源と人及び検出器の配置関係

## 第7章の参考文献

- 1) (監修) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室、「改訂8版 原子力安全委員会安全審査指針集」、大成出版社、p.711 (1994).
- 2) (監修) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室、「改訂8版 原子力安全委員会安全審査指針集」、大成出版社、p.730 (1994).
- 3) American Nuclear Society, "Criticality Accident Alarm System," ANSI/ANS-8.3-1986 (1986).
- 4) H.J. Delafield and J.J. Clifton, "Design Criteria and Principles for Criticality Detection and Alarm Systems," SRD-R-309 (1984).
- 5) F. Barbry, J. Bousquet, R. Prigent and C. Renard, "L'Accident de Criticité dans les Installations de Transformation de Matières Fissiles : Caractéristiques, Détection, Intervention," IAEA-SM-215/34 (1977).
- 6) "Nuclear Energy - Performance and Testing Requirements for Criticality Detection and Alarm Systems," ISO 7753.1987-08-01, International Organization for Standardization (1987).
- 7) "Rules and Regulations, Title 10, Chapter 1, Code of Federal Regulations - Energy," U.S.Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
- 8) "Criticality Accident Alarm System," Regulartory Guide 8.12, U.S.Nuclear Regulatory Commission (1981).
- 9) D.E. Hankins, "A Study Selected Criticality Dosimetry Methods," LA-3910 (1968).
- 10) C.S. Sims and H.W. Dickson, "Nuclear Accident dosimetry Intercomparison Studies at the Health Physics Research Reactor: A Summary(1965-1978)," Health Physics, 37, p.687 (1979).
- 11) H.J. Delafield et.al., "Measurement of the Neutron Leakage Spectrum and Dose from the VIPER Reactor," Health Physics, 35, p.471, (1978).
- 12) R.H. Ritchie, H.B. Eldridge and V.E. Anderson, "Calculation of the Radiation Yield from Fission Product Assemblies and Comparison with Experiments," Radiation Dosimetry, IAEA, p.657 (1961).

- 13) J.A. Dennis, Private Communication.
- 14) M. Bricka, "First IAEA Measurement Intercomparison, Valduc(France), June 1970," Final Report SESRC1 71/408M8 (1971).
- 15) G.S. Hurst, R.H. Ritchie and L.C. Emerson, "Accident Radiation Excursion at the Oak Ridge, Y-12 Plant - III, Determination of Radiation Doses," Health Physics, 2, p.121 (1959).
- 16) F. Barbry and R.E. Malenfant, "Need for a Revision of the Standard on Criticality Accident Detection System," 1993 ANS Top. Mtg. Physics and Method in Criticality Safety, Nashville, Tenn., 19-23 Sept.(1993).
- 17)(監修) 科学技術庁原子力安全局、「原子力規制関係法令集<1995年版>」、大成出版社、p.25 (1994).
- 18)(監修) 科学技術庁原子力安全局、「原子力規制関係法令集<1995年版>」、大成出版社、p.999 (1994).
- 19)(監修) 科学技術庁原子力安全局、「原子力規制関係法令集<1995年版>」、大成出版社、p.1279 (1994).
- 20) The International Commission on Radiological Protection, "ICRP Publication 26, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection," Annals of ICRP, 1, No.3 (1977).
- 21) The International Commission on Radiological Protection, "ICRP Publication 60, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection," Annals of ICRP, 21, Nos.1-3 (1990).

## 8. おわりに

「臨界安全ハンドブック」が科学技術庁編として刊行されたのは、昭和63年(1988年)である。その後の知見の増大及び原子力利用の進展に応じ、内容の見直し・充実を図ってきた。本改訂準備資料は、平成6年(1995年)までに得られた成果をまとめたものである。

核燃料物質を含む体系の臨界状態は、多くのパラメータに依存する。即ち、その体系の形状、寸法、そこに存在する燃料核種の種類と組成、燃料物質の濃度と空間的分布、共存する減速材の種類、当該体系の化学プロセス上の機能的位置などに依存する。従って、特定燃料体系の臨界性から包括的な結論を引き出すためには、多量の作業を要する。これまで約7年間にわたり、臨界安全データに関する種々の作業及び検討を重ねてきた。一応の結論が得られた成果をここに取りまとめたが、中には今後さらに詳細に検討を要するものも含まれている。この資料の使用経験を通して「臨界安全ハンドブック」をよりよいものにしたい。

平成7年(1995年)には、原研のS T A C Y 及びT R A C Y 実験装置が運転を開始する。臨界安全データの整備も、これらの装置を用いて得られる溶液系燃料の臨界条件データ及び過渡臨界特性データの活用に重点を移す。それには、最新の核データライブラリーJ E N D L 3.2及び連続エネルギーモンテカルロコードM C N P等を用いた精度の高い計算手法の使用が鍵となる。また、原子力利用計画の推移を勘案すると、M O X を含めた使用済燃料の中・長期貯蔵及び輸送が重要となると考えられる。このため、燃焼度クレジット評価手法の整備を進める。さらに、臨界安全管理・監視技術の高度化をめざした新しい技術(未臨界度測定技術、確率論的安全評価法など)の検討を進める予定である。

## 謝　　辞

本改訂準備資料を刊行するに当たって、多くの臨界安全に関する学識経験者及び専門家から貴重なご意見やご指摘を戴いた。ここに深甚なる謝意を表します。特に、本書の検討作業に参加して戴いた、核燃料施設安全性研究委員会・臨界安全性専門部会・臨界安全性実験データ検討ワーキンググループのメンバーの方々には深く感謝します。

## 8. おわりに

「臨界安全ハンドブック」が科学技術庁編として刊行されたのは、昭和63年(1988年)である。その後の知見の増大及び原子力利用の進展に応じ、内容の見直し・充実を図ってきた。本改訂準備資料は、平成6年(1995年)までに得られた成果をまとめたものである。

核燃料物質を含む体系の臨界状態は、多くのパラメータに依存する。即ち、その体系の形状、寸法、そこに存在する燃料核種の種類と組成、燃料物質の濃度と空間的分布、共存する減速材の種類、当該体系の化学プロセス上の機能的位置などに依存する。従って、特定燃料体系の臨界性から包括的な結論を引き出すためには、多量の作業を要する。これまで約7年間にわたり、臨界安全データに関する種々の作業及び検討を重ねてきた。一応の結論が得られた成果をここに取りまとめたが、中には今後さらに詳細に検討を要するものも含まれている。この資料の使用経験を通して「臨界安全ハンドブック」をよりよいものにしたい。

平成7年(1995年)には、原研のSTACY及びTRACY実験装置が運転を開始する。臨界安全データの整備も、これらの装置を用いて得られる溶液系燃料の臨界条件データ及び過渡臨界特性データの活用に重点を移す。それには、最新の核データライブラリーJENDL3.2及び連続エネルギーモンテカルロコードMCNP等を用いた精度の高い計算手法の使用が鍵となる。また、原子力利用計画の推移を勘案すると、MOXを含めた使用済燃料の中・長期貯蔵及び輸送が重要となると考えられる。このため、燃焼度クレジット評価手法の整備を進める。さらに、臨界安全管理・監視技術の高度化をめざした新しい技術(未臨界度測定技術、確率論的安全評価法など)の検討を進める予定である。

## 謝 辞

本改訂準備資料を刊行するに当たって、多くの臨界安全に関する学識経験者及び専門家から貴重なご意見やご指摘を戴いた。ここに深甚なる謝意を表します。特に、本書の検討作業に参加して戴いた、核燃料施設安全性研究委員会・臨界安全性専門部会・臨界安全性実験データ検討ワーキンググループのメンバーの方々には深く感謝します。

## 付 錄 無限体系に関する未臨界条件 (MGCL-J3準拠)

$U-H_2O$ 、 $UO_2-H_2O$ 、 $UO_2F_2$ 水溶液、 $UO_2(NO_3)_2$ 水溶液、 $Pu-H_2O$ 、 $PuO_2-H_2O$ 、 $Pu(NO_3)_4$ 水溶液及び $PuO_2 \cdot UO_2-H_2O$ の均質無限体系に関する未臨界領域判定図を図A.1から図A.8に示す。さらに、これらのうちウラン系の燃料に関して、燃料濃度とは無関係に未臨界になるウラン濃縮度を表A.1に示す。また、ウラン系燃料に関してはウラン濃縮度と、プルトニウム系燃料に関してはプルトニウム同位体組成比とは無関係に未臨界になる燃料濃度を表A.2に示す。

### 適用条件

(1) 均質無限体系に適用できる。また、有限体系に対する適用性は「4.1(3) 無限増倍率が1.0未満の燃料体系の臨界性」に記されている。

### 「臨界安全ハンドブック」との関連

「臨界安全ハンドブック」の表4.6及び表4.7に記載されている推定臨界下限濃縮度、表4.9に記載されている推定臨界下限濃度の値に対する参考値である。

### 解説

「臨界安全ハンドブック・データ集」の第3章には「種々の燃料組成に対する核特性パラメータ」という題の下に、8種類の核燃料に対する核特性パラメータとして、無限増倍率  $k_\infty$ 、移動面積  $M^2$  及び拡散係数  $D$  の図が掲げられている。これらのデータは、燃料の炉物理的な振舞いを知る上で役に立つ。また、第4章には「無限体系の臨界データ」として、均質無限燃料体系の未臨界判定図、推定臨界下限濃縮度、推定臨界下限濃度などが掲載されている。適当なモデル化の下にこれらのデータを使うと、体系が臨界に達するか否かの判定に役立つ。

「臨界安全ハンドブック・データ集」に記載されているこれらの核特性パラメータの計算には、臨界安全評価コードシステム J A C S が用いられた。そこでは、多群定数ライブラリとして評価済み核データ E N D F / B - IV に主に準拠している M

GCL-B-IVが使用された。その後、日本で評価された核データJENDL-3が公開されたのに伴い、多群定数ライブラリとしてMGCL-J3が作成され、公開された<sup>1)</sup>

そこで、MGCL-J3とMGCL-B-IVという新旧両ライブラリの比較・検討のため、無限体系の核特性パラメータ及び臨界データをMGCL-J3ライブラリとSIMCRIコード<sup>2)</sup>の組合せにより計算した<sup>3)</sup>。均質無限燃料体系の核特性パラメータのうち特に  $k_{\infty}$ に対するデータから、 $k_{\infty} = 0.98$ となる点を内挿により求め、未臨界領域判定図が作成された。その結果が図A.1から図A.8に示したものである。これらの図から求められた推定臨界下限濃縮度を表A.1に示す。また、図A.1から図A.4に示した破線は、 $^{235}\text{U}$ 濃度が100%ウラン濃縮の推定臨界下限濃度の値で一定とした場合の、濃縮度に対するH/U原子個数比（またはウラン濃度）の変化を示したものである。同様に、図A.5から図A.7に示した破線は、 $^{239}\text{Pu}$ 濃度が100% $^{239}\text{Pu}$ /Pu重量比の推定臨界下限濃度の値で一定とした場合に、重量比に対するH/Pu原子個数比（またはプルトニウム濃度）の変化を示したものである。これらの図において、破線は常に未臨界領域側にあることが分かる。従って、ウラン濃度（あるいはプルトニウム濃度）が変化しても未臨界を保証する $^{235}\text{U}$ 濃度（あるいは $^{239}\text{Pu}$ 濃度）の値として、表A.2に示すような100%ウラン濃縮の（あるいは100% $^{239}\text{Pu}$ /Pu重量比の）推定臨界下限濃度を与えることができる。

また、表A.1及び表A.2には、多群定数ライブラリとしてMGCL-B-IVを使用したもの（「臨界安全ハンドブック・データ集」に記載されているもの）も参考のため併記したが、ライブラリの違いによる大きな差異は見られなかった。

## 付録の参考文献

- 1) 小室雄一・奥野浩・内藤俊孝・小田久子・永井正克・奥田泰久・酒井友宏・塙田雅之、「臨界計算用多群定数ライブラリーMGCL-J3の作成と検証」、JAERI-M93-190(1993).
- 2) S. Nakamaru, N. Sugawara, Y. Naito, J. Kataura and H. Okuno, "SIMCRI : A Simple Computer Code for Calculating Nuclear Criticality Parameters," JAERI-M86-027 (1986).

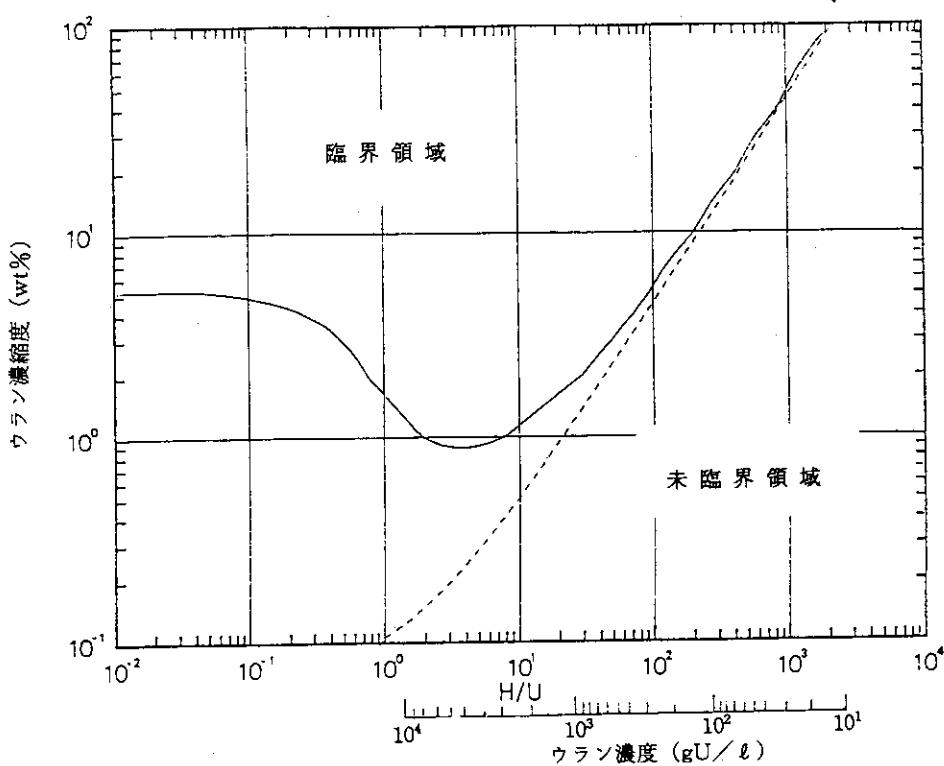
- 3) 奥野浩・梅田健太郎・小室雄一・内藤淑孝、「種々の核燃料物質における無限体系の核特性パラメタ及び臨界データ — MGCL-J3とSIMCRIの組合せによる計算 —」、JAERI-M93-135(1993).

表A.1 均質U-H<sub>2</sub>O, UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>O, UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>水溶液及びUO<sub>2</sub>(NO<sub>3</sub>)<sub>2</sub>水溶液の無限体系における推定臨界下限濃縮度 (MGCL-B-IVとMGCL-J3の比較)

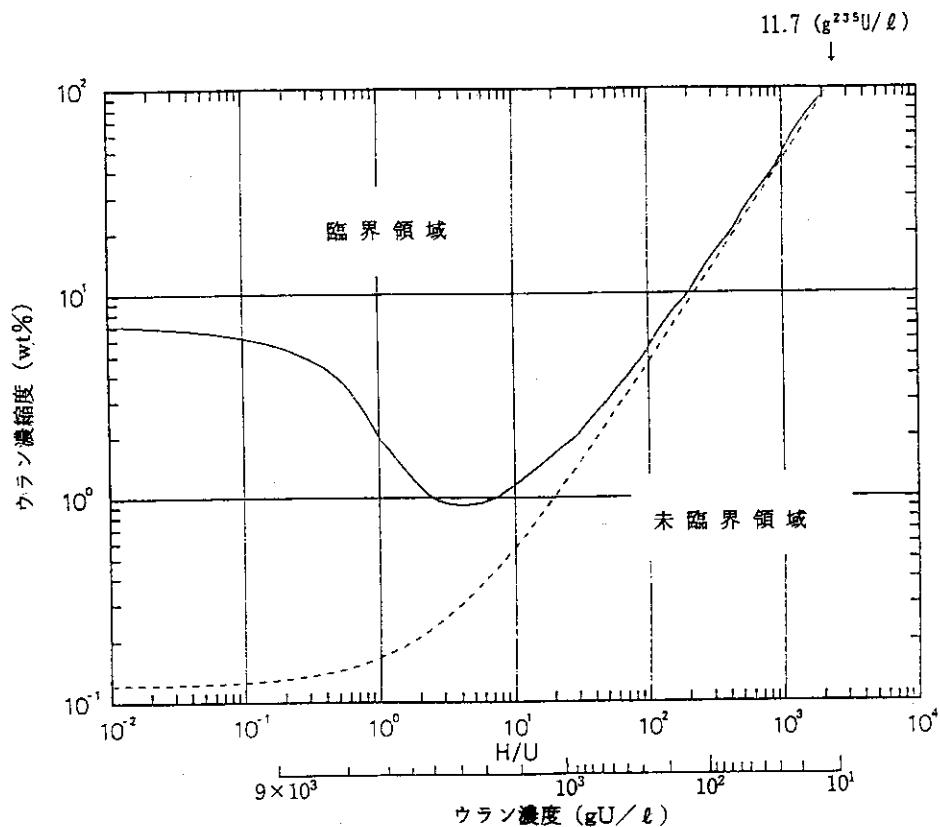
核燃料物質	推定臨界下限濃縮度 [ <sup>235</sup> U/U wt%]	
	MGCL-J3	MGCL-B-IV
U-H <sub>2</sub> O	0.89	0.88
UO <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O	0.92	0.91
UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub> 水溶液	0.97	0.95
UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 水溶液	1.93	1.90

表A.2 各種核燃料物質の無限体系における推定臨界下限濃度 (MGCL-B-IVとMGCL-J3の比較)

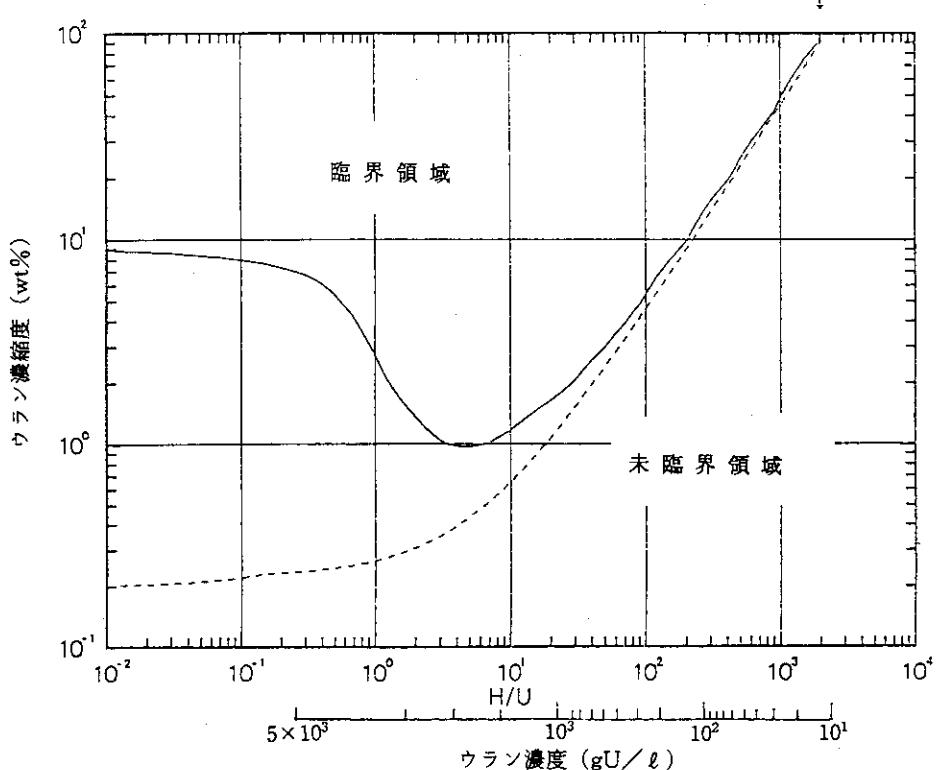
核燃料物質	推定臨界下限濃度[gU/ℓ]または[gPu/ℓ]	
	MGCL-J3	MGCL-B-IV
<sup>235</sup> U-H <sub>2</sub> O	11.7	11.6
<sup>235</sup> UO <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O	11.7	11.5
<sup>235</sup> UO <sub>2</sub> F <sub>2</sub> 水溶液	11.7	12.0
<sup>235</sup> UO <sub>2</sub> (NO <sub>3</sub> ) <sub>2</sub> 水溶液	12.0	11.8
<sup>239</sup> Pu-H <sub>2</sub> O	6.9	7.0
<sup>239</sup> PuO <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O	6.9	7.0
<sup>239</sup> Pu(NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> 水溶液	7.0	7.0

11.7 ( $\text{g}^{235}\text{U}/\ell$ )図A.1 均質無限U-H<sub>2</sub>Oの未臨界領域判定図

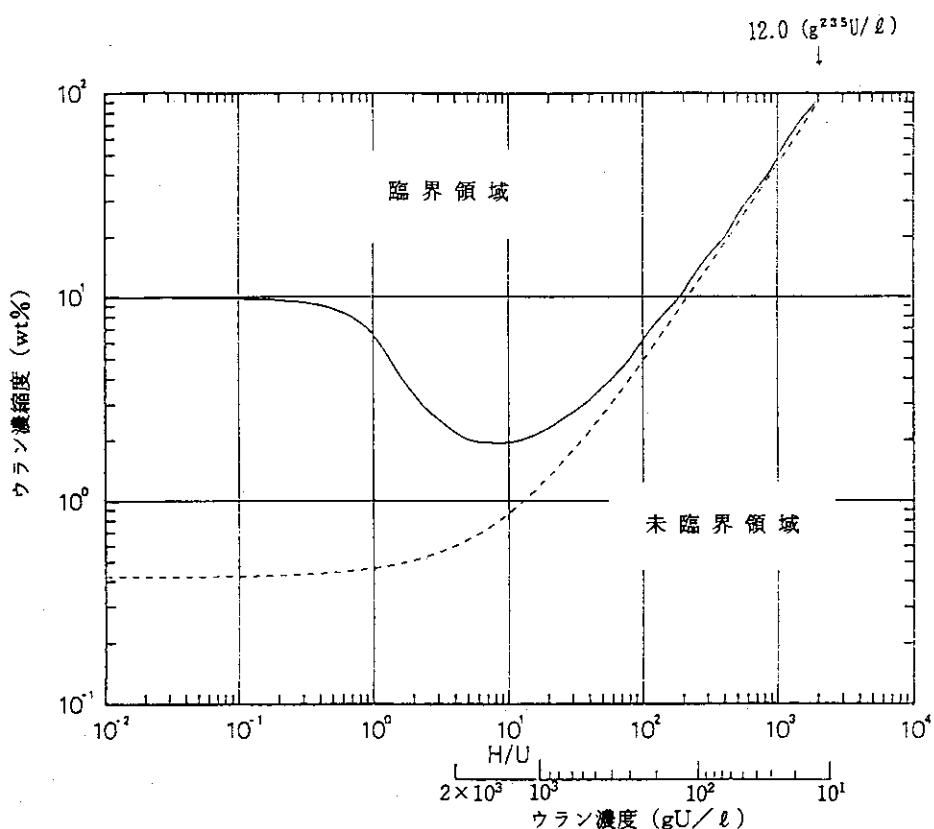
(破線は<sup>235</sup>U濃度が11.7g<sup>235</sup>U/ℓで一定とした場合に、濃縮度に対するH/U原子個数比の変化を示したものである。)

図A.2 均質無限UO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>Oの未臨界領域判定図

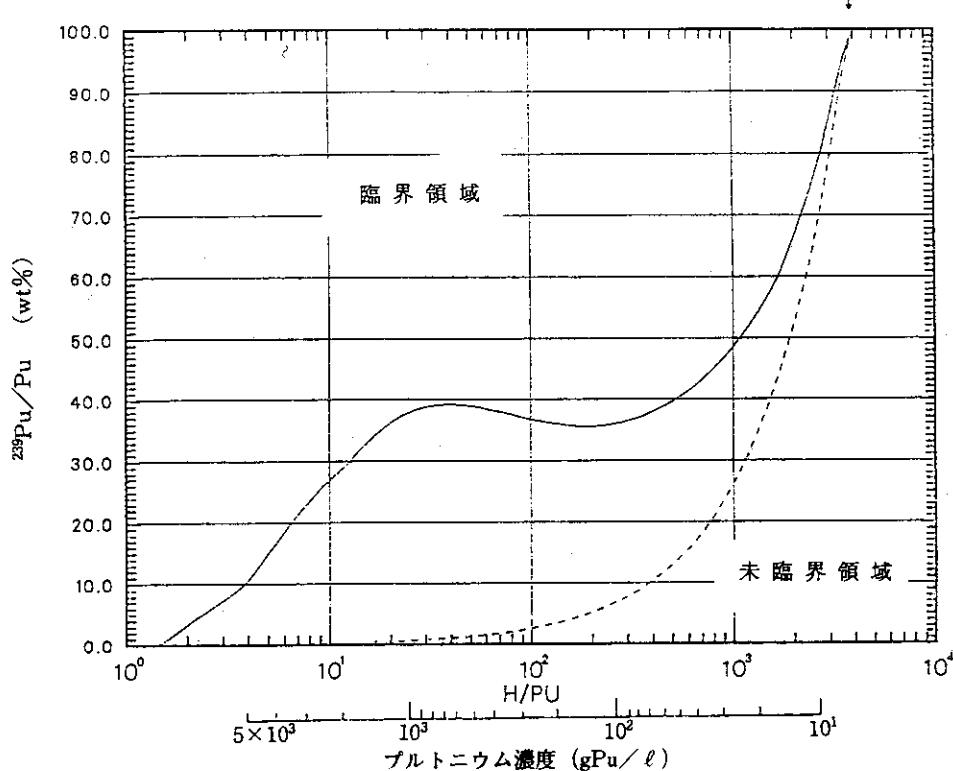
(破線は<sup>235</sup>U濃度が11.7g<sup>235</sup>U/ℓで一定とした場合に、濃縮度に対するH/U原子個数比の変化を示したものである。)

11.7 ( $\text{g}^{235}\text{U}/\ell$ )図A.3 均質無限 $\text{UO}_2\text{F}_2$ 水溶液の未臨界領域判定図

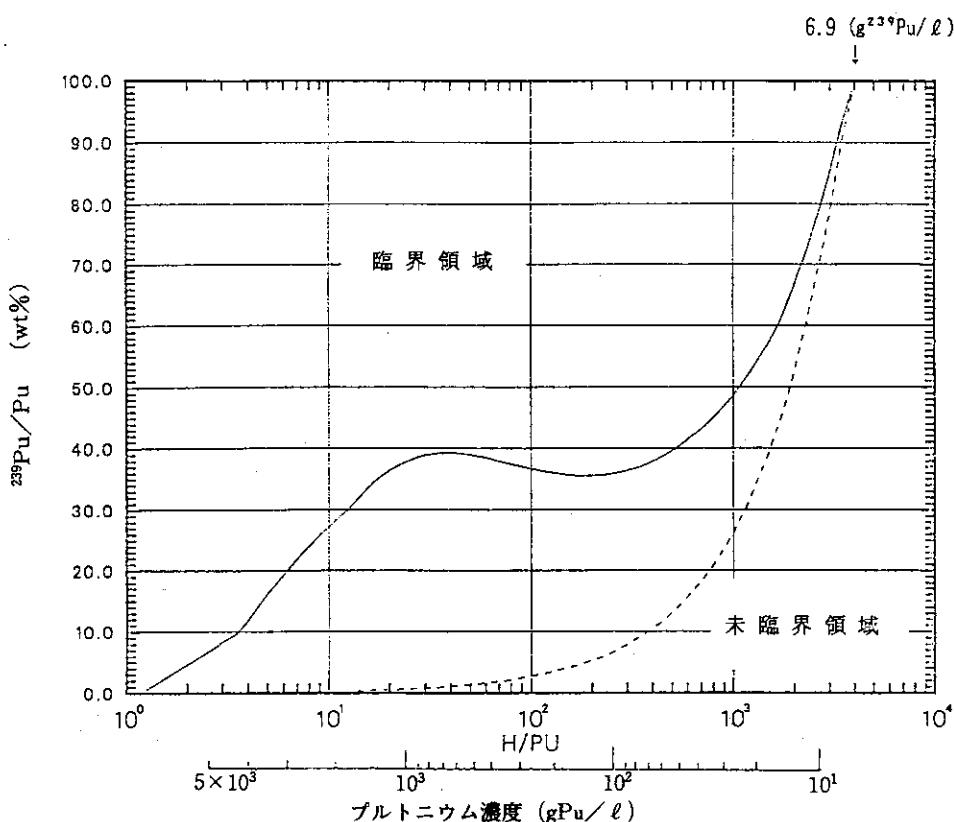
(破線は $^{235}\text{U}$ 濃度が $11.7 \text{ g}^{235}\text{U}/\ell$ で一定とした場合に、濃縮度に対する $\text{H}/\text{U}$ 原子個数比の変化を示したものである。)

図A.4 均質無限 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ 水溶液の未臨界領域判定図

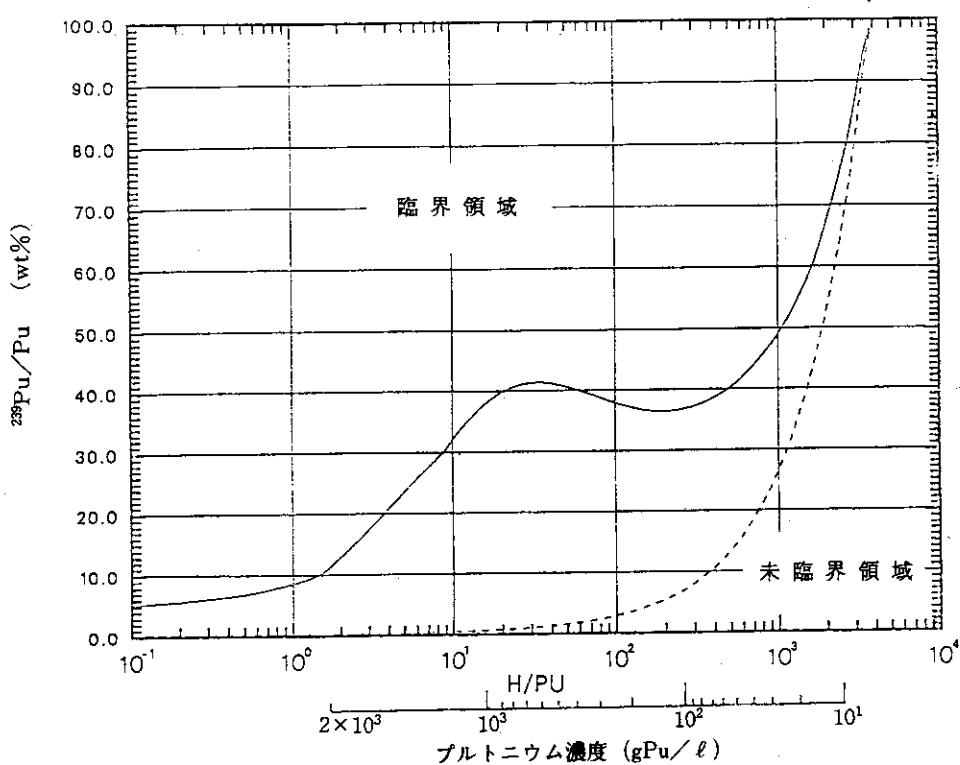
(破線は $^{235}\text{U}$ 濃度が $12.0 \text{ g}^{235}\text{U}/\ell$ で一定とした場合に、濃縮度に対する $\text{H}/\text{U}$ 原子個数比の変化を示したものである。)

6.9 ( $\text{g}^{239}\text{Pu}/\ell$ )  
↓図A.5 均質無限Pu-H<sub>2</sub>Oの未臨界領域判定図

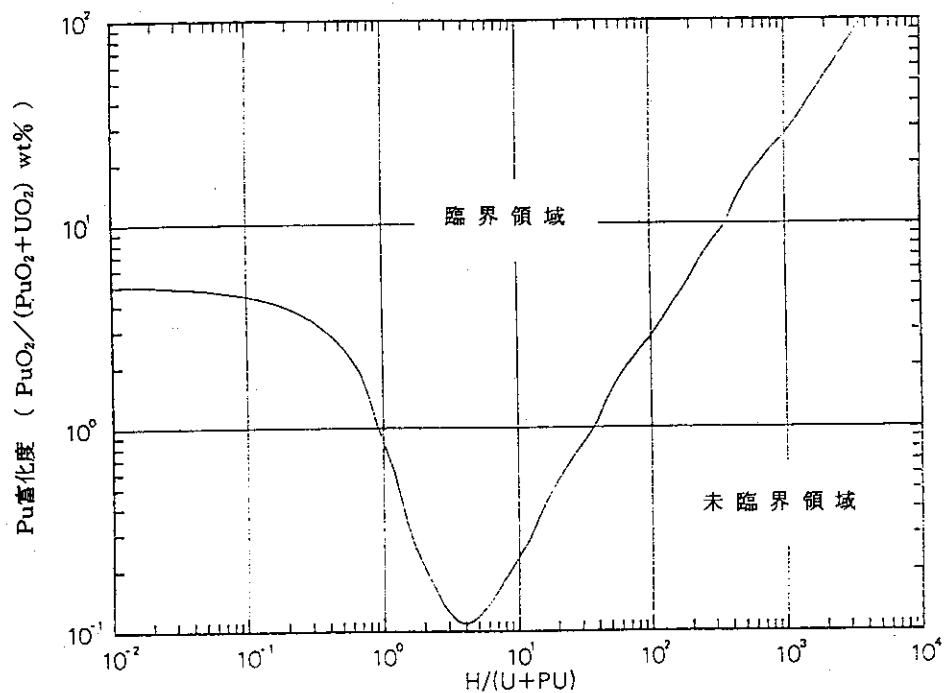
(破線は $^{239}\text{Pu}$ 濃度が $6.9\text{g}^{239}\text{Pu}/\ell$ で一定とした場合に、 $^{239}\text{Pu}/\text{Pu}$ に対するH/Pu原子個数比の変化を示したものである。)

図A.6 均質無限PuO<sub>2</sub>-H<sub>2</sub>Oの未臨界領域判定図

(破線は $^{239}\text{Pu}$ 濃度が $6.9\text{g}^{239}\text{Pu}/\ell$ で一定とした場合に、 $^{239}\text{Pu}/\text{Pu}$ に対するH/Pu原子個数比の変化を示したものである。)

7.0 ( $\text{g}^{239}\text{Pu}/\ell$ )図A.7 均質無限 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液の未臨界領域判定図

(破線は $^{239}\text{Pu}$ 濃度が $7.0 \text{ g}^{239}\text{Pu}/\ell$ で一定とした場合に、 $^{235}\text{Pu}/\text{Pu}$ に対するH/U原子個数比の変化を示したものである。)

図A.8 均質無限 $\text{PuO}_2\text{-}\text{UO}_2\text{-}\text{H}_2\text{O}$ の未臨界領域判定図

(ウラン濃縮度は天然ウラン相当、プルトニウムは $^{239}\text{Pu}100\%$ )