



燃焼度クレジット導入ガイド原案
(受託研究)

2001年7月

燃料サイクル安全研究委員会

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。

入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒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 Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

燃焼度クレジット導入ガイド原案
(受託研究)

日本原子力研究所
燃料サイクル安全研究委員会*

(2001年7月5日受理)

使用済燃料を取り扱う施設の臨界安全管理に対して、燃焼度クレジットを採用することが検討されている。本資料は、今後国内の使用済燃料を取り扱う施設において燃焼度クレジットを採用することを目的として、使用済燃料の同位体組成と臨界性の予測に関する技術的現状、安全評価上考慮すべき点、そして規制に関する現状をまとめたものである。

この報告書は、電源開発促進対策特別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。
日本原子力研究所：〒100-0011 東京都千代田区内幸町 2-2-2

*燃料サイクル安全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

A Guide Introducing Burnup Credit, Preliminary Version (Contract Research)

Nuclear Fuel Cycle Facility Safety Research Committee [※]

Japan Atomic Energy Research Institute
Uchisaiwai-cho, Chiyoda-ku, Tokyo

(Received July 5, 2001)

It is examined to take burnup credit into account for criticality safety control of facility treating spent fuel. This work is a collection of current technical status of predicting isotopic composition and criticality of spent fuel, points to be specially considered for safety evaluation, and current status of legal affairs for the purpose of applying burnup credit to the criticality safety evaluation of the facility treating spent fuel in Japan.

Keywords: Burnup Credit, Criticality Safety, Spent Fuel, Fuel Cycle Facility

[※] Working Group on Nuclear Criticality Safety Data Special Committee on Nuclear Criticality Safety

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

目次

1	序論	1
2	燃焼度クレジットを採用した臨界安全管理	4
2.1	基本的考え方	4
2.2	用語の説明	5
2.3	燃焼度クレジット導入のレベル	9
2.4	貯蔵プールにおける燃焼燃料取り扱い量の解析例	10
2.5	燃焼度クレジットを採用した臨界安全評価の手順	11
3	核種組成評価法	17
3.1	燃焼計算手法の概要	17
3.2	燃焼計算コードの種類	20
3.3	燃焼計算コードの検証	23
3.4	核種組成評価上考慮すべき因子と評価例	33
4	臨界評価法	44
4.1	臨界計算手法の概要	44
4.2	臨界計算コードの種類	47
4.3	臨界計算コードの検証	51
4.4	臨界計算上考慮すべき因子とその評価例	57
5	燃焼度クレジットの運用	62
5.1	使用済燃料装荷前の燃焼度確認	62
5.2	使用済燃料取り扱い管理	64
5.3	米国における使用済燃料受け入れ基準例	64
5.4	我が国における燃焼度クレジット採用例	66
6	おわりに	68
	謝辞	70
	参考文献	71
	付録I 燃焼度クレジットに対する世界各国の状況	77
	I.1 輸送・貯蔵体系の臨界安全基準・規制	77
	I.2 燃焼度クレジットの導入状況	79
	付録II 燃焼計算コード(本文記載以外)	82
	II.1 燃焼計算コード	82
	II.2 炉心解析コード	85

付録III PWR 及び BWR 燃料集合体の燃焼計算例	88
付録の参考文献.	90

Contents

1	Introduction	1
2	Criticality Safety Control Adopting Burnup Credit	4
2.1	Basic Method	4
2.2	Terminology	5
2.3	Levels of Introducing Burnup Credit	9
2.4	Example Calculation of Capabilities for Handling Spent Fuel in Storage Pool	10
2.5	Procedure for Criticality Safety Assessment Adopting Burnup Credit	11
3	Method of Isotopic Composition Evaluation	17
3.1	Summary of Burnup Calculation	17
3.2	Burnup Calculation Codes	20
3.3	Validation of Burnup Calculation Codes	23
3.4	Factors to be Considered in Isotopic Composition Evaluation and Example of Evaluation	33
4	Method of Criticality Evaluation	44
4.1	Summary of Criticality Calculation	44
4.2	Criticality Calculation Codes	47
4.3	Validation of Criticality Calculation Codes	51
4.4	Factors to be Considered in Criticality Calculation and Example of Evaluation	57
5	Burnup Credit Implementation	62
5.1	Verification of Burnup before Loading Spent Fuel	62
5.2	Spent Fuel Management	64
5.3	Example of Criterion for Acceptance of Spent Fuel in the United States	64
5.4	Example of Adopting Burnup Credit in Japan	66
6	Concluding Remarks	68
	Acknowledgements	70
	References	71
	Appendix I Current Status of Burnup Credit in the World	77
	I.1 Criticality Safety Standard and Regulations on Transport and Storage System	77
	I.2 Current Status of Introducing Burnup Credit	79
	Appendix II Burnup Calculation Codes (not described in the text)	82
	II.1 Burnup Calculation Codes	82
	II.2 Core Analysis Codes	85

Appendix III Burnup Calculation Example for PWR and BWR Fuel Assembly	88
References for Appendices.	90

1. 序論

近年、我が国においては軽水炉（PWR, BWR）による原子力発電の一層の長期化、燃料の長寿命化に伴い、高燃焼使用済燃料の輸送、貯蔵が現実の問題として現れてきた。また、使用済燃料の大量蓄積が予想されており、これに対処するため、中間貯蔵施設の建設が計画されている。さらに六ヶ所再処理施設の使用済燃料受け入れ貯蔵、及び溶解槽の運転管理においては、経済性向上を目指した合理化が望まれている。これら貯蔵、輸送、再処理に関わる設備（例：輸送容器、貯蔵容器、再処理施設溶解槽）や施設（例：サイト内あるいは使用済燃料受け入れ貯蔵プール、中間貯蔵施設）では、現在、経済性、安全性等の種々な側面から検討が為されている。

使用済燃料の輸送・貯蔵のための設備・施設の臨界安全評価においては、従来新燃料の仮定、すなわち、燃料が全然燃えていないとする前提条件が基本的に用いられてきた。この結果として、使用済燃料輸送・貯蔵体系には過剰の安全裕度が含まれることになる。近年の解析手法の高度化によって、燃料の実際の燃焼を臨界安全評価に考慮することができれば、過剰を排した適正な安全裕度を設計に取り入れられることになる。すなわち、燃焼度クレジットを採り入れた設計により、従来の新燃料の仮定による臨界安全設計に対して、主として経済上の様々な利益が生ずる。これらは、軽水炉による発電の長期化に伴う使用済燃料の蓄積に対して、サイト内外を問わず、現状の使用済燃料貯蔵設備における燃料集合体の間隔を狭めることにより、貯蔵容量を増大させることができることと、使用済燃料貯蔵施設を新設する時には構造物中の過度の中性子吸収材が不要となること、使用済燃料輸送容器に対しては、特に高価格の材料を使用せずに現状のものより容量を増大した新設計を採用することで輸送回数を減らすことができ、使用済燃料の輸送回数を削減することにより ALARA 原則に則って従事者及び公衆の被曝リスクを小さくすることができることである。このようにして、輸送・貯蔵設備の設計に科学技術の進展を反映した最新の安全評価技術を取り入れることにより、経済性の追求ばかりでなく、安全性の向上が可能となる。

これら使用済燃料の輸送・貯蔵設備の設計に燃焼度クレジットを採り入れることは、我が国の限られた資源や土地利用の可能性から判断すると必須と考えられる。

燃焼度クレジットを臨界安全評価に導入するに際しては、新燃料仮定による評価と異なり、燃焼解析により得られる核種組成の信頼性の問題と、臨界解析で生じる新たなパラメータやそれらの反応度への影響を考慮しなければならない。すなわち、燃料の燃焼度やその軸方向及び径方向の分布、運転履歴などを考慮した臨界安全評価により系の臨界性を評価すべきである。また、これらの設備・施設

の運転管理では、評価した設計条件が適切に維持される必要がある。

燃焼度クレジットを採り入れた臨界安全評価による輸送・貯蔵設備・施設においては、使用済燃料の輸送・貯蔵を行う前に、実際の燃焼度が装荷基準と合致しているかどうかを確かめなければならない^{注*}。我が国では、六ヶ所再処理施設の使用済燃料受け入れ貯蔵プールにおいて、ウラン・プルトニウムのみ考慮した燃焼度クレジットが初めて採用されたが、実際の燃焼度を確認するための方法（現状では、燃焼度モニターによる方法）について改良が望まれている。

本ガイドは、上に述べたように、軽水炉使用済燃料の輸送・貯蔵・再処理に関わる設備または施設の設計・運転管理において燃焼度クレジットを採り入れるにあたり必要となる考え方、手法及びデータを系統的に集成したものである。ただし、核分裂生成物については、燃焼計算コード検証用の組成データの不足から現状の燃焼度クレジット導入の目標からは除く。第2章では、燃焼度クレジットを採用した臨界安全管理の基本的考え方、臨界安全評価の手順を述べ、重要となる核種組成評価及び臨界評価に関しては、手法、使用コード検証、評価上考慮すべき因子等についてそれぞれ第3章及び第4章に詳述した。また、第5章では燃焼度クレジット導入に伴い運用上課題となる点を燃焼度確認を中心に述べた。

臨界安全性に関する基本的考え方は核燃料施設一般を対象とする臨界安全ハンドブックから引用し、さらに臨界安全ハンドブックより一部の使用済燃料輸送・貯蔵及び再処理関連データを抽出、さらに核種組成データの見直しも含んでいる。また、燃焼度クレジットに関する国際会議あるいは作業部会での新たな知見及び、燃焼度クレジットに関わる公開文献からの引用を盛り込んだ。内容の検討は、臨界安全性専門部会（部会長：仁科浩二郎、愛知淑徳大学教授）及びその下部組織である臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ（リーダー：山根義宏、名古屋大学大学院工学研究科教授）により行われた。主たる検討を行ったワーキンググループ構成員を **Table 1.1** に示す。

尚、本ガイドは、臨界安全ハンドブック第2版（1999年公刊）の追補版という形で原研の公開報告書として刊行する。臨界安全ハンドブックと同様、今後の技術の進歩、利用可能なデータの増加を反映して、適宜見直しが行なわれるべきである。

^{注*} 本ガイドでは、現在開発中である未臨界モニターを使用した確認法については範囲外とする

Table 1.1 臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ構成員（平成 10 年度より 12 年度まで）

氏 名	所 属	備 考
姉川 尚史	東京電力 (株)	平成 11 年度より
伊藤大一郎	三井造船 (株)	
大西 一成	原燃輸送 (株)	平成 12 年度
奥野 浩	日本原子力研究所	
金子 俊幸	(株) 日本総合研究所	
北河 潤	原燃輸送 (株)	平成 11 年度
黒澤 正義	日本原子力研究所	平成 11 年度まで
櫻井 俊吾	(財) 原子力発電技術機構	平成 11 年 11 月より
鈴木 賢一	三菱マテリアル (株)	平成 10 年度まで
須田 憲司	日本原燃 (株)	平成 11 年度まで
須山 賢也	日本原子力研究所	
中島 健	日本原子力研究所	
夏目 智弘	三菱重工業 (株)	
野尻 一郎	核燃料サイクル開発機構	
野村 靖	日本原子力研究所	
羽様 平	核燃料サイクル開発機構	
濱田 任司	日本原燃 (株)	平成 12 年度
日山 伸行	原子燃料工業 (株)	
牧口 浩文	日本ニユクリア・フュエル (株)	
増川 史洋	(財) 原子力発電技術機構	平成 11 年 9 月まで
松村 哲夫	(財) 電力中央研究所	平成 11 年度より
三澤 毅	京都大学	
三橋 偉司	(株) 東芝	
三好 慶典	日本原子力研究所	
森岡 信男	三菱マテリアル (株)	平成 11 年度より
山口 正男	日立エンジニアリング (株)	
山手 浩一	関西電力 (株)	平成 11 年度より
山根 義宏	名古屋大学	
山本 俊弘	日本原子力研究所	平成 12 年度

(五十音順)

2. 燃焼度クレジットを採用した臨界安全管理

2.1 基本的考え方

臨界安全ハンドブック [1] によると、

『臨界安全管理の基本は、技術的に想定されるいかなる場合でも臨界を防止することである。このため、施設の臨界安全性を設計、製作、施工及び運転の各段階で十分な安全裕度を見込んで確保する。基本的には、設計において臨界安全性を担保し、製作、施工において設計条件が満たされていることを確認し、運転において設計どおり臨界安全性を維持されるよう管理する。単一ユニットに含まれる核燃料物質及びその他の物質の種類、量、物理的・化学的形態等を考慮し、指定されたユニットの形状や寸法のもとで核的に安全であることを平常時ばかりでなく異常時をも含めて確認する。複数ユニットの臨界安全性を確認するには、ユニット間の距離あるいは遮蔽材厚さを考慮し、中性子相互作用効果を平常時ばかりでなく異常時をも含めて評価する。』

未臨界を計算により確認するにあたっては、計算に使用するデータ及び手法の信頼性を考慮し十分に安全裕度を見込んで評価する。この場合使用するデータ及び計算手法に関しては、評価対象系と類似の物理体系の実験データとの比較によりその信頼性を十分に確かめておくべきである。評価対象系と同一の物理体系について実施された実験データが入手できる場合は、その実験データにより直接臨界安全性を評価してもよい。』

とされている。本ガイドで対象とする「燃焼度クレジット」を採用した使用済燃料輸送・貯蔵設備、再処理施設の臨界安全評価においても、基本的な臨界安全管理の考え方は上に引用した内容と変わらない。

しかしながら、設計・運用に関しては以下の点で異なる。

1. 「燃焼度クレジット」を採用する場合は、取り扱う使用済燃料毎に核種組成を設定する必要がある。通常は、照射履歴に基づいた燃焼計算を行い核種組成を求める。このため、燃焼計算コードの精度検証が必要となる。また、臨界計算コードについても、使用済燃料に対する臨界計算の精度検証が望まれる。ただし、アクチニドのみ考慮する燃焼度クレジットでは、その臨界計算において、MOX 燃料に対する精度検証で代用する考え方もある。

2. 運用については、1の組成設定方法の違いにより、「燃焼度クレジット」を導入する場合には、燃焼度の確認^{注*}が要求される。

2.2 用語の説明

本ガイド資料の中で使用する重要な用語の意味をまとめる [1]。

1. 臨界安全管理（設計・施工・運用）

臨界安全管理とは、臨界安全に関わる設計、施工及び運用のすべてを含むもので **Fig. 2.1** にその関係を示す。臨界安全管理の基本は技術的に想定されるいかなる場合でも臨界を防止することである。設計においては臨界安全評価を行うことにより臨界安全性を担保し、施工においては設計条件が満たされていることを確認する。また、運用においては設計通り臨界安全が維持されるようにする。燃焼度クレジットを主題とする本ガイドでは、臨界安全評価を核種組成評価と臨界評価の2つに区分する。

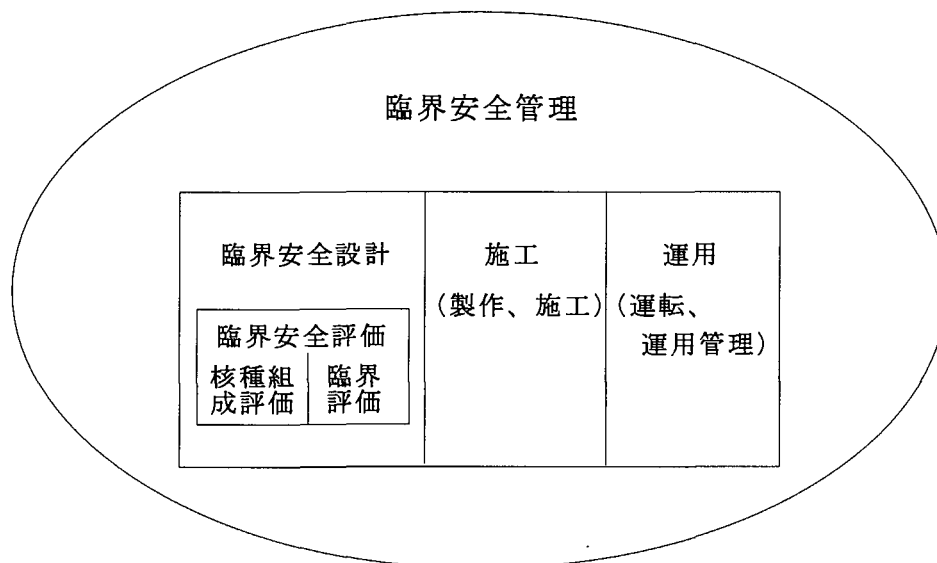


Fig. 2.1 臨界安全管理

2. 燃焼度クレジット

燃料の燃焼に伴う反応度の低下を考慮することを「燃焼度クレジット」を採るという。また、「燃焼度クレジット」そのものが、燃料の燃焼に伴う反応度低下を臨界評価において考慮する

^{注*} 未臨界度を直接測定する方法があるが、現時点では測定方法が開発中であるため、本ガイドは燃焼度を測定する方法を取り扱う。

ことを指す場合もある。新燃料は、燃焼燃料より核分裂性物質を多く含み核分裂生成物を含まないで、ガドリニウム等可燃性中性子吸収材の存在を無視する場合には、評価条件設定において燃焼燃料を新燃料で置き換えれば、反応度的により保守的な結果が得られる。しかしながら、燃焼度が正当に推定され、それを基に臨界安全上妥当な使用済燃料中の核種組成が求められれば、これにより合理的な臨界安全評価を行うことができる。

3. 燃焼度

単位質量当たりの核燃料から解放されたエネルギー量、または中性子と反応した原子核の個数の割合を言う。一般に、初期重元素（ウラン、プルトニウム等のアクチニド）1トンあたり1 MW（あるいは1 GW）の一定出力が1日続いた事を意味する MWd/t（あるいは GWd/t）という単位で表記される。なお、初期重元素が UO_2 燃料の場合にはウランのみであるので、MWd/tではなく MWd/tU と記載されることもある。あるいは、MWd/tIHM (ton Initial Heavy Metal)、MWd/MTU (Metric Tons of Initial Uranium) とも書かれるので注意が必要である。

また、同様の単位に核分裂率 (FIMA : Fission per Initial Metal Atom) がある。1 % FIMA は初期重元素のうち 1 % が核分裂を起こしたことを意味し、約 9600 MWd/t に相当する。

4. 核種組成

核燃料中の元素及び同位体の組成（存在割合）を言い、単位体積あるいは単位質量あたりの各同位体の原子個数又は質量で表される。

5. アクチニド

アクチニド (Actinides) とは、Th (トリウム：原子番号 90) から Lr (ローレンシウム：原子番号 103) までの元素の総称を言う。すなわち Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm, Bk, Cf, Es, Fm, Md, No, Lr である。また、アクチニドに Ac (アクチニウム：原子番号 89) を加えたものをアクチノイドと言う。

6. 核分裂生成物

核分裂生成物 (Fission Products : FP) とは、核分裂によって生成する核種や、その後起こる放射性崩壊及び中性子吸収反応によって生成する核種の総称である。

7. 照射履歴

比出力・運転履歴、燃料温度、冷却水温度分布、冷却水ボイド率分布、冷却期間、ホウ素濃度、Gd 濃度分布、可燃性中性子吸収棒の有無、制御棒挿入割合など、核種組成の生成・崩壊割合に影響を与える照射条件や環境パラメータに関して、燃焼燃料がそれまでに受けた変化、大きさ及びパターンを言う。

8. 運転履歴

原子炉の運転制御に関連し、燃焼燃料がそれまでに受けた出力の変化、大きさ及びパターンを言う。

9. ガドリニウムクレジット（ガドリクレジット，**Gd** クレジット）

燃料中にガドリニウムが含まれる場合には、照射中の中性子吸収による原子個数密度の減少のため、燃焼の進行とともに反応度価値が増加して初期の燃焼度においてピークに達することがある。使用済燃料輸送・貯蔵体系の臨界安全解析において、この反応度ピークを考慮することをガドリニウムクレジットと言う。

10. 単一故障^{注*}

単一故障とは、単一の事象に起因して機器が所定の安全上の機能を失うことをいい、単一の事象に起因して必然的に起こる多重故障を含む。

11. 単一故障等

単一故障等とは、「系統及び機器の単一故障又は誤動作もしくは運転員の単一誤操作」であって、その発生頻度が施設寿命中一回以上生起することが予想されるものをいう。

12. 外的要因による外周条件の変化

地震、洪水、火災などのうち発生の可能性を無視できない「外的要因」による機器周辺の反射条件、吸収条件、減速条件、相互作用条件など「外周条件」の変化を言う。

13. 技術的にみて想定されるいかなる場合

単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、臨界安全上最も厳しい条件となる場合。

14. 臨界因子

その変化により体系の臨界性に影響を及ぼす因子である。例えば、核燃料物質を収納する機器の形状寸法、溶液中の核燃料物質の濃度、核燃料物質の質量、核燃料物質の核種組成、中性子吸収材の形状寸法、濃度、材質及び取り扱われる核燃料物質の物理的・化学的性状並びに中性子吸収効果、減速条件、反射条件等が含まれる。

^{注*} 臨界安全ハンドブック（第1版及び第2版）における単一故障の定義には、「単一故障とは、単一の事象に起因して1つの系統及び機器が所定の安全上の機能を失うことをいい、単一の事象に起因して必然的に起こる多重故障を含む。」となっているが、再処理施設安全審査指針には同じ用語の定義に「系統」が含まれていない。単一故障の定義に「系統」を含めるのは無理があると判断し、ここでは削除した。

15. 臨界管理因子

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。

16. 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。

17. 推定臨界値及び推定臨界増倍率 (Fig. 2.4 の k_c)

臨界になると推定される臨界管理因子の値である。臨界を計算により推定するには、まず対象系と物理的に類似の臨界実験データを対象として実施された数多くのベンチマーク計算結果に基づき、対象系の臨界状態に対応する中性子増倍率を推定する。これを推定臨界増倍率と呼ぶ。さらに、推定臨界増倍率に対応する臨界管理因子の値として推定臨界値を求める。

18. 推定臨界下限値及び推定臨界下限増倍率 (Fig. 2.4 の k_L)

臨界管理因子がその値以下であれば未臨界であると判断される値である。この値は、臨界になると思われる値（推定臨界値）を推定する際の誤差を考慮して定めた値である。計算で臨界値を推定する場合には、使用する計算コードは、対象とする体系と類似体系の臨界実験データを用いて実施されたベンチマーク計算に基づいて、計算精度を評価しておく必要がある。この精度評価の結果、未臨界であると判断してよいと考えられる中性子増倍率の上限を推定臨界下限増倍率という。推定臨界下限増倍率に対応する臨界管理因子の値が推定臨界下限値である。

19. 単一ユニット

一組の臨界管理因子（核燃料物質を収納する機器の形状寸法、核燃料物質の同位体組成、中性子吸収材濃度など）について核的制限値が設定できる、核燃料物質取り扱い上の一つの単位である。核的制限値を設定できるということは、臨界安全上最も厳しくなる当該単一ユニットの外周条件が設定でき、かつ内部に含まれる核燃料物質及びその他の物質の種類、組成、物理的・化学的性質、量等が指定できるものでなければならない。

20. 複数ユニット

二つ以上の単一ユニット及び反射体、遮蔽体等からなる体系を複数ユニットという。複数ユニットは内部に含まれる各単一ユニットが何であるか規定でき、それらの配置がきめられているものでなければならない。臨界安全確保のためには、単一ユニット間の中性子相互作用を考慮し、技術的にみて想定されるいかなる場合でも臨界にならないように単一ユニットの配置及び中性子遮蔽材の配置等が決められなければならない。

21. 最大許容増倍率 (Fig. 2.4 の k_0)

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。

22. 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を総称して最大許容限度という。

23. 反応度、反応度価値

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 ρ は下記の式で求められる。

$$\rho = \frac{k-1}{k} \quad (2.1)$$

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。

$$\rho_2 - \rho_1 = \frac{k_2-1}{k_2} - \frac{k_1-1}{k_1} = \frac{1}{k_1} - \frac{1}{k_2} \quad (2.2)$$

2.3 燃焼度クレジット導入のレベル

核燃料が原子炉中で燃焼すると燃料中の核種組成の変化により核的反応度が減少する。反応度変化に及ぼす影響には、核分裂性核種の正味の減少、非核分裂性アクチニド核種の生成・蓄積、核分裂生成物の増加、可燃性中性子吸収材の減少がある。燃焼度クレジットにおいて、安全裕度の信頼性を確保するためには、核分裂性核種、中性子吸収核種の核的性質、存在量を十分な精度をもって推定できなければならない。これらに関する推定精度の限界、ないしは現在採用されている臨界安全管理の方法との整合性により、燃焼度クレジットの導入に関して、次に示すようなレベルの分化が考えられる。

レベル 1 アクチニドのみ考慮：アクチニド核種の変化のみを考慮する。アクチニドには、核分裂性及び非核分裂性アクチニド核種が含まれる。どの核種まで考慮するかは燃焼解析精度や安全評価方法に依存して決定される。

レベル 2 アクチニド及び核分裂生成物の考慮：アクチニド核種の変化による効果に加えて、核分裂生成物成分の中性子吸収効果を考慮する。どの核分裂生成物まで考慮するかは燃焼解析精度や安全評価方法に依存して決定される。

使用済燃料の輸送・貯蔵設備、再処理施設の臨界安全評価に上記燃焼度クレジットのどのレベルを取り入れるかは、核種組成評価（燃焼計算）あるいは臨界評価の精度が安全裕度に及ぼす影響を考慮して判断しなければならない。

本ガイドは、本稿執筆時点で核分裂生成物についての組成データの取得数が少ないことと、核分裂生成物を含んだ体系での臨界実験が皆無であることから、「レベル 1」の燃焼度クレジットの導入を想定したものであるが、「レベル 2」の燃焼度クレジットの導入も視野に入れている。なお、いずれのレベルでも、安全評価（核種組成の評価と、臨界評価）に対する基本的な考え方は変わらない。

なお、これらとは別に、核燃料中に可燃性中性子吸収材ガドリニウムが初期に含まれるとき、これの燃焼による反応度ピークを臨界安全評価に考慮するガドリニウムクレジットを採用する場合がある。

2.4 貯蔵プールにおける燃焼燃料取り扱い量の解析例

燃焼度クレジットを導入することで、使用済燃料の輸送及び貯蔵の経済性の向上が図られることを示すために臨界計算を行った。体系は使用済燃料貯蔵プールでのラック材を無視した使用済燃料集合体の無限配列であり、模擬体系の中性子増倍率 k_{∞} が 0.95 あるいは 0.98 となる燃料集合体面間ピッチを求めて、取扱量の増大を確かめた [2]。計算対象には、PWR17×17 燃料と BWR9×9 燃料を選択し、 ^{235}U 初期濃縮度は燃料の高燃焼度化の開発動向を踏まえて 4.7 wt% と 4.0 wt% を仮定する。このように定めた初期組成を基に ORIGEN2.1 [3] コードで燃焼燃料の組成を求める。燃料の燃焼度は、5, 15, 20, 30, 40, 50 GWd/t の 6 点、冷却時間は、0, 5, 10, 20, 30, 50 年の 6 点を選定した。また、ORIGEN2.1 計算では、付属ライブラリーの PWR-UE 及び BWR-UE と、JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ [5] の PWR47J32 と BS340J32 を使用した。算出した燃料中の核種組成を用いて、連続エネルギーモンテカルロコード MVP [6] により燃料集合体面間ピッチを変更しつつ臨界計算を行い、 $k_{\infty} = 0.95$ あるいは 0.98 となる面間ピッチを直線内挿により求めた。

計算結果を整理して、単位面積あたりに装荷（貯蔵）可能な使用済燃料集合体数と新燃料仮定時の装荷可能燃料集合体数の比で示すと、PWR 燃料の場合、燃焼度 50GWd/t、冷却時間 10 年、核分裂生成物考慮という条件の下では、その比は Fig. 2.2 に示すように 2 倍程度にもなる。また、BWR 燃料の場合には、PWR と同一条件の下で、集合体面間ピッチを小さくしても k_{∞} を 0.95 以上にすることはできなかった。すなわち、BWR の場合には、集合体間隔はもはや臨界安全性の観点から決定されるのではなくて、熱的あるいは構造安全性維持の観点から決まることを意味している。本解析では、軸方向燃焼度分布の効果を考慮していないため、正確な集合体数比を求めて比較したわけではないが、使用済燃料輸送・貯蔵体系に燃焼度クレジットを導入することは収納密度を高めるため、有効な手段を与えることがわかる。

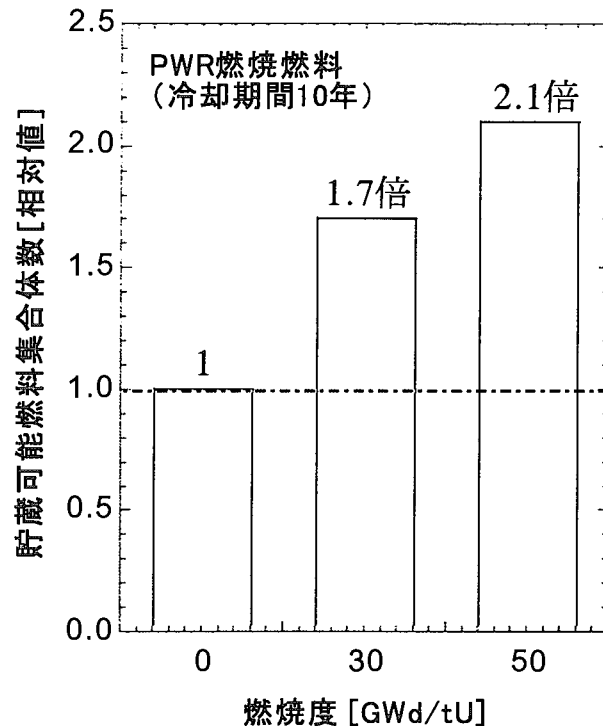


Fig. 2.2 燃焼度による貯蔵可能燃料集合体数密度の変化
(PWR17×17, 初期濃縮度 4.7wt%, 無限配列 ($k_{inf}=0.95$), ORIGEN2.1 燃焼計算, MVP 臨界計算)

2.5 燃焼度クレジットを採用した臨界安全評価の手順

2.5.1 臨界安全評価の概略

燃焼度クレジットを採用した臨界安全評価は、大きく分けると、与えられた燃焼度を基に燃料中の核種組成を評価する部分と、単一ユニット体系及び複数ユニット体系の臨界評価の部分に分けられる。対象体系の臨界安全性の確認は、計算によって求められた最大の中性子増倍率と基準となる最大許容増倍率を比較することにより行われる。本節では、以降の章で述べる核種組成評価及び臨界評価の手順を概括することとする。この臨界安全評価手順を Fig. 2.3 に示す。図中、簡便法として用いられる等価初期濃縮度及び等価均一燃焼度は、あらかじめ評価対象への適用性を確認しておく必要がある。

燃焼度クレジットを採用した臨界安全評価を行うには、まず燃焼度クレジットのどのレベルを採用するかを決めなければならない。このためには、前記の各レベルの燃焼度クレジットを導入したときに設計上どの程度のメリットがあるかを考慮する必要がある。また、評価に用いる核種組成計算（燃焼計算）コードと核種生成崩壊データライブラリ、そして臨界計算コードと核データライブラリの選定には、それらの計算精度の現状または補正方法の信頼性等を勘案する必要がある。臨界安全評価のためには、類似の体系について多数の実験データとの比較により計算結果の信頼性が把握されている燃焼計算コード及び臨界計算コードを用いるべきである。

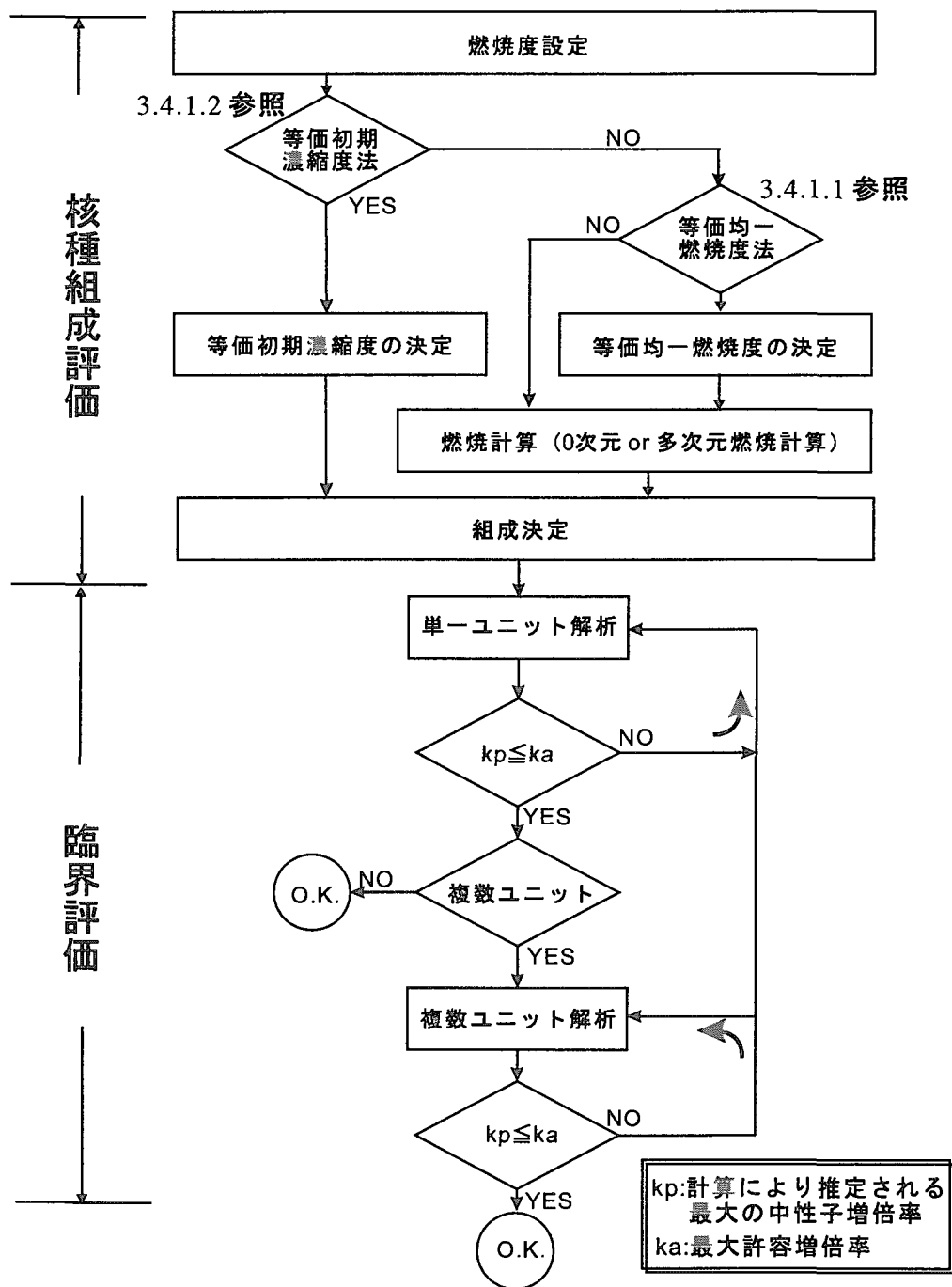


Fig. 2.3 燃焼度クレジットを採用した臨界安全評価の手順

2.5.2 使用済燃料中の核種組成評価

核種組成を精度良く評価することは、使用済燃料輸送・貯蔵あるいは再処理施設の各体系の反応度余裕を正確に求めるため最も重要なステップである。「新燃料の仮定」では燃料の初期組成が用いられるが、燃焼燃料の核種組成は、燃焼計算コードを使用して算出する。燃料の初期組成には、燃料製造時に核種組成分析が行われるために高い信頼性がおかれている。他方、燃焼燃料の核種組成は、同じ燃焼度の燃料でも初期組成、燃焼条件（比出力、ボイド率等）等によって変化をするので、核種組成の算出方法とその結果に関しては十分な検証がなされなければならない。

2.5.2.1 燃焼度の設定

使用済燃料の燃焼度は、通常は燃焼中の原子炉運転データ（1次冷却水の流量、温度、圧力等の熱水力データと核計装による中性子計測値）及び炉心管理コードにより算出された炉内出力測定データから MWd/t 単位の集集体平均値として与えられる。燃焼度の設定にあたって、燃料中の燃焼度分布を平坦と仮定する方法と、燃料中の燃焼度分布を考慮する方法がある。燃焼度分布を考慮するかしないかは使用する燃焼計算コードの機能にも依存し、以降に述べる臨界評価にも直接関係する。燃焼度分布を考慮しない組成計算を行う場合には、2.5.3.3 に述べる考慮しなかった条件に対する補正を行うこととなる。

実際の燃焼燃料核種組成を保守側に包絡できる燃焼解析条件を設定する考え方もあり、例えば BWR 燃料に対して、初期濃縮度分布や燃焼度分布を均一に設定する代わりに、厳しいボイド率等を条件とすることにより、実際の燃料を保守側に包絡する組成を評価する手法が提案されている [4]。

与えられた燃焼度をそのまま用いない方法もある。その1つは、「等価均一燃焼度」と呼ばれる方法である（3.4.1.1 参照）。これは、使用済燃料輸送・貯蔵体系の臨界解析結果に及ぼす各種要因（例えば、燃焼計算コードの計算精度、燃焼度分布考慮の有無、照射条件の変動等）の影響を一定の燃焼度分として安全側に（反応度的に厳しくなるように）評価して、実際の燃焼度から差し引いて得られる「等価均一燃焼度」を用いる方法である。この等価均一燃焼度を用いれば、使用済燃料中核種組成を燃焼計算コードにより求め、均一燃焼度分布の仮定で臨界解析を行うことにより、簡便に安全側の中性子増倍率が求められる。もう1つは、「等価初期濃縮度」と呼ばれる方法である（3.4.1.2 参照）。これは、実際の燃料の燃焼による反応度低下を考慮し、上に述べたと同様な各種要因の影響を安全側に評価しつつ、等価的に設定した「等価初期濃縮度」を用いて臨界解析のみにより、使用済燃料輸送・貯蔵体系の反応度を簡便に評価する方法である。これらは、対象とする使用済燃料輸送・貯蔵体系に対して、適用範囲を確認してから用いられる。

また、燃焼度は炉心管理データから得られるものの、燃料の炉心内での配置により燃料毎に燃焼条件が異なる。よって燃焼度クレジットを採用するに際しては、最も高い反応度を与える核種組成となる照射履歴データを考慮する必要がある。

2.5.2.2 燃焼計算

使用済燃料の核種組成を求めるには、i) 0次元燃焼計算コード (ORIGEN2 [7] 等)、ii) 格子燃焼計算コード (SWAT [8] 等)、iii) 空間的及び時間的な中性子スペクトルの変化を正確に取り入れることが可能な多次元燃焼計算コード (CASMO [9] 等) を使用する方法の3種類がある。いずれのコードの場合においても、上記により設定された燃焼度を入力データとして、燃料棒及び燃料集合体の初期濃縮度、形状寸法等の照射前仕様、炉内配置及び照射環境、ボイド率、ボロン濃度、炉から取り出し後の冷却期間を考慮して核種組成が算出される。

核種生成崩壊計算により使用済燃料中の核種組成を算出する燃焼計算コードの誤差は、実験データとの比較により充分に把握しておかなければならない。用いる計算コードは、第3.2項に述べる種々の燃焼計算コード及び核種生成崩壊ライブラリのうち、実験データとの照合が行われた信頼性の高いものを利用すべきである。また、実験データとの比較で精度がよく把握されている計算コードとの比較によって計算精度の妥当性を検討することもできる。

実験データの比較により、燃焼計算コードの核種組成算出値に対する補正因子が求められている場合には、この補正因子を用いて燃焼計算値を補正する。また、この補正を施さずに臨界解析に進み、最終的に得られる中性子増倍率を補正する方法もある。

2.5.3 使用済燃料体系の臨界評価

前項により使用済燃料中の核種組成あるいは核種組成分布が求められると、これを基に使用済燃料輸送・貯蔵あるいは再処理施設の各体系の臨界評価を行う。

燃焼を考慮した臨界評価の手順は「新燃料の仮定」の場合と同一で、臨界安全ハンドブック [1] に記載されている。すなわち、取り扱われる核燃料物質の多様なこと、それらの核燃料物質を収納する多くの設備、機器等が配置されることを考慮して、平常時ばかりでなく異常時を含め技術的に想定される最も厳しい条件を設定して、単一ユニットの評価、次にそれらを配置した複数ユニットの配列に対する評価を行う。

使用済燃料の同位体組成を求める際に燃焼度分布を考慮した場合には、臨界評価を行う際にも燃焼度分布に伴う核種組成分布を考慮して行う。

2.5.3.1 単一ユニットの臨界評価

単一ユニットの臨界安全評価は、機器等の単位で区分した単一ユニットの設定を行う。単一ユニットの核種組成は上記2.5.2をもとに設定し、反射条件は、水没、降雨、降雪等による外周条件の変動、保管建屋における構造材等による反射効果を考慮して、技術的に見て想定される範囲で核的に最も厳しくなるように設定する。水没を仮定する必要がある場合には、20cm以上の水反射体を設定する。

次に、設定された条件に基づいて解析のための幾何形状モデルを作成する。モデルの簡単化のため反応度的に厳しくなる仮定、例えば、燃料集合体において、燃料領域以外の軸方向上下部分に存在する構造材等を水に置き換えたり、制御棒案内管シンプルの入る格子を水に置き換えることは許容される。

以上設定した解析条件及びモデル化したデータに基づいて、単一ユニットの臨界解析を、通常、複

雑な幾何形状をそのまま入力できる多群または連続エネルギーのモンテカルロ法計算コードを用いて行い、中性子増倍率を算出する。

2.5.3.2 複数ユニットの臨界評価

配置計画に基づいて単一ユニットの設置場所を仮定して、複数ユニットの臨界解析を行う。評価のためには、単一ユニットの配置、単一ユニット間の中性子減速条件及び配列周辺の反射条件等について検討し、通常及び異常時を含めて技術的に見て想定される変動範囲で、核的に最も厳しくなる条件を設定する。以上設定した複数ユニットの解析条件、幾何形状・配列モデルを基に、複雑な配列、幾何形状の入力が可能な多群または連続エネルギーのモンテカルロ法による詳細計算コード等を用いて、体系の中性子増倍率の算出を行う。

2.5.3.3 安全側のモデル化・臨界解析結果の補正

使用済燃料輸送・貯蔵あるいは再処理施設の各体系の中性子増倍率は、平常時ばかりでなく異常時を含めて技術的に想定される最も厳しい評価条件の下で、使用済燃料の燃焼度及び核種組成の軸方向分布、製作公差等の仕様条件や燃料取り扱い時の外周条件の変化等全ての誤差の要因を考慮して、算出されなければならない。これらの設定が困難な場合には、省略しようとする各種パラメータの変動に対する反応度値を求めておき、中性子増倍率の算出後に、それらを加算・補正する必要がある。ただし、炉から取出し後の冷却時間を無視する場合のように、これら反応度値がマイナスに効く場合には余裕分として考慮できる。このためには、あらかじめ感度解析により各種パラメータの反応度的に厳しい結果を与える値の範囲を求めておく必要がある。すなわち、用いる計算コードの計算精度、臨界計算に影響を及ぼす各種パラメータ（核燃料物質の化学組成、核種組成及びその分布、燃料棒ピッチ、燃料集合体配置、輸送・貯蔵に使用する施設や容器、あるいは溶解槽の形状寸法及び物質構成、容器内部の中性子減速条件等）を勘案し、通常時の変動及び異常時の変動を考慮して、感度解析を行っておく必要がある。このような補正を行って、「計算により推定される最大の中性子増倍率、 k_p 」を求める。

2.5.3.4 臨界安全判定 [1]

2.5.3.1 及び 2.5.3.2 の評価において、計算過程で生ずる計算誤差（ここでモンテカルロ計算コードによる場合は統計計算による標準偏差の3倍を考慮する）と、臨界評価で考慮しなかった条件あるいはモデル化に対して、あらかじめ算定しておいた反応度値を加算することにより反応度補正を行って、「計算により推定される最大の中性子増倍率、 k_p 」が求められる。一方、臨界安全ハンドブック [1] に述べられているように、「推定臨界下限増倍率、 k_L 」以下に設定された「最大許容増倍率、 k_k 」と比較して k_p がそれ以下であるならば、対象とする使用済燃料体系の臨界安全性が確保されたと判定する。 k_p が k_k と比較してそれを越える場合は、設計変更を行い評価条件及びモデル化等を再設定し、 k_p が k_k 以下となるようにする。Fig. 2.4 にこれら中性子増倍率の関係を示す。

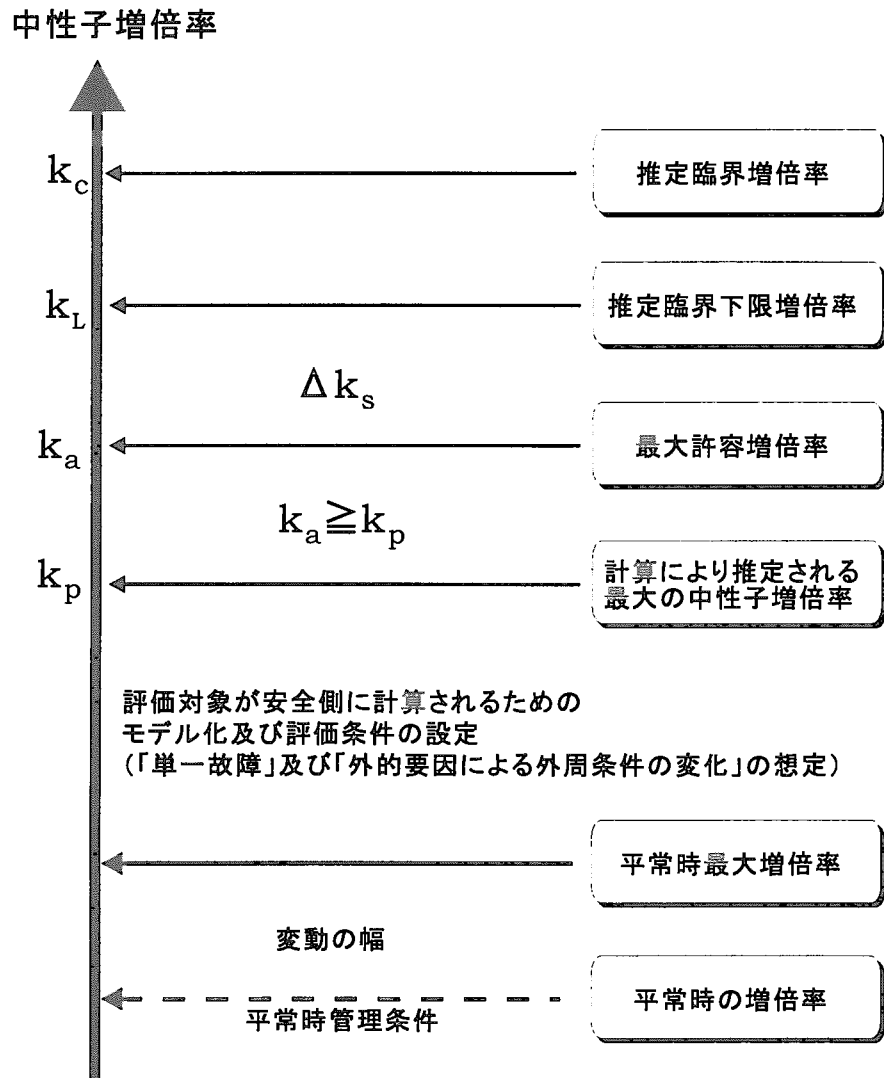


Fig. 2.4 中性子増倍率の関係

3. 核種組成評価法

燃焼度クレジットを採用した使用済燃料体系の臨界安全評価を行うためには、使用済燃料中の核種組成を知る必要がある。組成は燃焼計算により求めるが、燃焼計算に使用する計算コードは、測定データに基づき検証を行っておく必要がある。

3.1 燃焼計算手法の概要

使用済燃料中の核種組成や、生成放射エネルギーを求めるには、次に示すような原子炉内での核種の中性子吸収による生成と放射性崩壊に関する基礎式を結合した数多くの時間微分の連立方程式を数値計算によって解く。

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i) X_i + \sum_{l=1; (i \neq l)} \phi \sigma_l^f Y_{li} \quad (3.1)$$

ここで、

- X_i 核種 i の原子個数密度
- λ_i 核種 i の放射性崩壊定数
- σ_i 核種 i の中性子吸収断面積
- σ_l^f 核種 l の核分裂断面積
- Y_{li} 核種 l が核分裂を起こして核種 i が生成される比率
- l_{ij} 核種 j が放射性崩壊を起して、核種 i が生成される比率
- f_{ik} 核種 k が中性子吸収を起して、核種 i が生成される比率
- ϕ 短い時間ステップにおいて一定と仮定される中性子束

以下に、最も有名な燃焼計算コードである ORIGEN [10] を例にあげて燃焼方程式の解法を概括する [8, 10–13]。この項は計算の精度評価をアルゴリズムのレベルで検討する場合に必要となる。しかし、これを特に問題としない場合には 3.2 節に進んでかまわない。

なお、ORIGEN2 [7] は ORIGEN をもとに作成されたコードであり、以降に述べる断面積の与え方以外は基本的に同じ解法を採用しているため、ORIGEN と ORIGEN2 を置き換えて考えてもかまわない。

3.1.1 Matrix Exponential 法

燃焼計算で行なわなければならないのは、式 (3.1) を解く事であるが、それはすなわち、大規模な連立微分方程式を解くということに他ならない。そのための方法の一つとして、Matrix Exponential 法というものがある。これは、ORIGEN で（すなわち ORIGEN2 でも）採用されている解法であって、オークリッジ国立研究所 (ORNL) において、1960 年代に精力的に研究されていたものである。

Matrix Exponential 法では、まず、式 (3.1) を以下の形に書く。A が遷移行列 (transition matrix) と呼ばれるものである。X は、同位体の量 (原子個数密度) を表わすベクトルである。

$$\frac{dX}{dt} = AX \quad (3.2)$$

すると、式 (3.3) のように解かれる。

$$X = \exp(At) X(0) \quad (3.3)$$

式 (3.3) においては、I を単位行列として exp の項は以下のように展開される。

$$\exp(At) = I + At + \frac{1}{2!} (At)^2 + \cdots = \sum_{n=0}^{\infty} \frac{(At)^n}{n!} \quad (3.4)$$

この展開をいかに上手く行うかが、Matrix Exponential 法の成否にかかっている。特に、Matrix Exponential 法が開発された当時は、計算機の主記憶容量は小さく、遷移行列を直接的に扱うのが困難であり、遷移行列の要素の中で 0 でないものだけを選び出して扱うようにするなどの工夫がなされている。また、ORIGEN では短い半減期を有する同位体 (これに関する、遷移行列の要素の値は大きい) の量はすぐに平衡状態になる事を利用する。すなわち、遷移行列の対角成分が、あらかじめ決めておいた値以下の同位体についてのみ、Matrix Exponential 法によって計算を行い、その他の同位体は、解析的な手法によって評価する。

3.1.2 Bateman 方程式

Matrix Exponential 法で取り扱わないと判断された同位体は、以下の式 (3.5) によって取り扱う。これはいわゆる、Bateman 方程式である。

$$X_i = X_i(0) \exp(-d_i t) + \sum_{k=1}^{i-1} X_k(0) \left(\sum_{j=k}^{i-1} \frac{\exp(-d_j t) - \exp(-d_i t)}{d_i - d_j} a_{j+1,j} \prod_{\substack{n=k \\ n \neq j}}^{i-1} \frac{a_{n+1,n}}{d_n - d_j} \right) \quad (3.5)$$

$a_{i,j}$ は、式 (3.2) で表記された遷移行列 A の要素であり、1 次の変化率、 d_j は、 $a_{j,j}$ という遷移行列の対角要素に対応する。式 (3.5) を $\prod_{n=k}^{i-1} d_n$ で掛けそして割ることで、以下のように変形される。

$$X_i = X_i(0) \exp(-d_i t) + \sum_{k=1}^{i-1} X_k(0) \prod_{n=k}^{i-1} \frac{a_{n+1,n}}{d_n} \left(\sum_{j=k}^{i-1} d_j \frac{\exp(-d_j t) - \exp(-d_i t)}{d_i - d_j} \prod_{\substack{n=k \\ n \neq j}}^{i-1} \frac{d_n}{d_n - d_j} \right) \quad (3.6)$$

式 (3.6) における第 2 項は、特定の崩壊と中性子捕獲反応のあとに存在する、同位体 k の原子数の割合である。この積が 10^{-6} 以下になった場合には、同位体 k 及びその先行核からの、同位体 i に対する寄与は無視される。 $d_i t$ が小さいことによる Bateman 方程式の数値解法上の困難さはない。なぜなら、そのような場合の核種組成は、前節に述べた Matrix Exponential 法によって、解かれるからである。その意味において、ORIGEN2 においては、Matrix Exponential 法と Bateman 方程式は相補的に使用される。

3.1.3 燃焼に伴う断面積データの変化

上に示した燃焼計算では、核分裂断面積や中性子吸収断面積等の断面積データが入力データとして使用される。これらの値は中性子スペクトルの変化によって異なった値となる。中性子スペクトルは、燃料の H/U 比や形状（体系）により異なる。また、燃焼がすすむにつれて燃料の核種組成が変化することで中性子スペクトルも変化する。よって、燃料の違いや燃焼に伴う中性子スペクトルの変化を正確に取り入れることが燃焼計算精度の向上に重要であり、各燃焼計算コードでは中性子スペクトルの変化をどのように計算に取り入れるかについて工夫してある。

その一つの方法は、燃焼に伴う断面積の変化を予め取り込んでおいてファイルに保存しておき、ユーザーが適切なデータファイルを選択して計算を行うものである。この代表的な例が ORIGEN2 [7] である。これらのコードは使用が簡便であるが、計算条件とライブラリ作成条件が異なっている場合には計算精度が悪化する。

また、そのような処理は行わず、燃焼中の中性子スペクトルの変化を逐次追いかけるために、運転履歴を幾つかに分割してその度に中性子スペクトル計算を行うコードがある。この場合、中性子スペクトルの計算結果を用いて反応断面積を入れ替えながら燃焼計算を行うので、使用するライブラリと解析対象の燃料の条件が異なるために生ずる誤差を小さくすることが可能である。このタイプのコードは、詳細な照射履歴の効果を取り入れる事ができる利点がある。SRAC95 [14] や SWAT [8] そして炉心管理コードがその例である。

3.2 燃焼計算コードの種類

燃焼計算コードを特徴付けるものとして、前項で述べた計算方式とライブラリがある。しかしながら、ORIGENでも、短半減期核がチェーンに入っているような場合には、数値計算上の困難さを克服するために、Bateman方程式を使用して燃焼方程式を解き、飽和値を求めておいてから、Matrix Exponential法によって全体のチェーンを解くという流れで解析するので、解法を完全に分割できるわけではないことに注意されたい。

Table 3.1に、本資料に関係する計算コードの一覧を示す。また、その中から本文中で使用している燃焼計算コードの概要とその特徴を以下に示し、付録にその他国内で使用されていると考えられる燃焼計算コードの概要を記述する。なお、Table 3.1に示したコードの中には燃焼計算による核種組成に基づき、体系の臨界計算に引き渡す群定数を評価する燃料核設計コードも含まれる。この様なコードを使う場合、Fig. 2.3において核種組成評価から臨界評価に引き渡されるものは核種組成そのものではなく、臨界計算には、核種組成、形状及び減速材条件等を考慮した群定数が引き渡される。

3.2.1 ORIGEN2.1

ORIGEN2 [7,15]は、世界で最も広く使用されている燃焼計算コードである。その基になったORIGEN [10]は、1963年に最初のバージョンが公開されている。その後、1979年に、ORIGEN79が公開され、取り扱う核分裂生成物核種の増大とライブラリの更新が図られている。それは、その後アメリカの安全性評価計算コードシステムSCALE [16]の1モジュールとして知られるSAS2HのORIGEN-S [11]の基になっている。ORIGENにおける燃焼計算の解法は、Matrix Exponential法と呼ばれる方法であり、多くの核種の燃焼計算が可能である。

ORIGEN2は、ORIGEN-Sとは別の流れで開発されたORIGENシステムのコードの一つであり、1980年にORIGEN2(80) [7]として公開されている。最も知られているORIGEN2(82) [15]は、 (α, n) 収率の更新、断面積ライブラリの追加、核データの更新が図られて公開された。そして、1986年にはORIGEN2(86)が公開された。そのバージョンにおいては、崩壊データの一部修正が図られている。そして1991年に現在の最新のバージョンであるORIGEN2.1 [3]が公開された。これは、ライブラリを作成する際のモデル化を新しい燃料や炉心に合せたものであって、Intel 80386以上のCPUを搭載したWindowsあるいはMS-DOSが稼働するPCでの実行を目的として作成されている。

ORIGEN2は、ORIGENコマンドと呼ばれる簡単なコマンドを有しており、入力データの作成が簡単になっている事が特徴的である。また、断面積データは、実効一群断面積として与えられる。この断面積データはそれぞれの炉心に対してあたえられており、計算者が解析対象の情報から選択する。

なお、1999年にシグマ委員会核種生成量評価ワーキンググループにおいて、核データとしてJENDL-3.2 [17]を使用し、崩壊定数や核分裂収率としてJNDCライブラリ第2版 [18]を採用したORIGEN2用ライブラリORLIBJ32 [5]が開発されており、従来のORIGEN2内蔵のライブラリを使用した場合に比べて、計算精度の向上が図られている。

Table 3.1 日本国内で使用されている燃焼計算コード一覧

No.	コード名	開発機関	年	断面積		スペクトル計算	生成・崩壊チェーン*	
				ライブラリ	群数		アクチニド	核分裂生成物 (FP)
1	ORIGEN2.1	ORNL	1991	B4 ⁽¹⁾ , B5 ⁽²⁾	実効 1 群	0 次元	B4,B5	B4,B5
2	UNITBURN	JAERI	1990	J32 ⁽³⁾	26	1 次元	JDDL	JNDCV2
3	SRAC95	JAERI	1995	J32	107	1, 2 次元	—	—
4	MKENO-BURN	JAERI	1996	J32	26	1, 2, 3 次元	JDDL	JNDCV2
5	FPGS90	JAERI	1995	J32	実効 1 群	0 次元	—	JNDCV2
6	COMRAD	JAERI	1996	J32	実効 1 群	0 次元	JDDL	JDDL
7	SWAT	UTOHOKU, JAERI	1991	J32	107	1, 2 次元	JNDC	JNDCV2
8	MVP-BURN	JAERI	1996	J32	連続エネルギー	3 次元	—	—
9	SCALE4.3	ORNL	1996	B4,5	複数	1 次元	—	B5,B6
10	FLEXBURN	CRIEPI	1993	B4,5 / J32	67 / 26	2 次元	—	—
11	CASMO-4	Studsvik Scandpower	—	B4	70	2 次元	—	—
12	PHOENIX-P	Westinghouse	1987	B5 etc	42 etc	2 次元	B5 etc	B5 etc
13	NEUPHYS	NFI	1985	B4,5	98	2 次元	—	—
14	NULIF	NFI	1988	B5	94	1 次元	B5	B5
15	TGBLA	Toshiba, JNF, GE	1982	B4,5	98	2 次元	—	B5
16	HINES	Hitachi, JNF	1982	B4,5	98	2 次元	—	—
17	VMONT	Hitachi, JNF	1987	J32, J2	190	3 次元	—	—

(1) - ENDF/B-IV [21], (2) - ENDF/B-V [22], (3) - JENDL-3.2 [17]

*: — は不明 (付録 II 参照)

3.2.2 SWAT

SWAT [19,20] は、東北大学および日本原子力研究所において開発されている燃焼計算コードで、燃焼に伴う中性子スペクトルの変化を取り入れる事が可能な計算コードである。SWAT はステップワイズ燃焼計算手法によって、燃焼ステップ毎に SRAC によって計算された実効一群断面積を ORIGEN2 フォーマットに変更して、ORIGEN2 を使用して燃焼計算を行う。これにより、1000 近い核種の燃焼計算を、中性子スペクトルの変化を考慮しつつ行う事が可能になった。SWAT の特徴を以下に示す。

1. 完全に自動化されたプログラムであり、単一の入力ですべての機能をコントロールする。
2. SRAC により計算される 107 群断面積を 20 MeV まで拡張した 147 群ライブラリを有しており、(n,3n) 等の閾値反応断面積も取り扱える。ライブラリには、JENDL-3.2 で評価されたデータがすべて内蔵されている。崩壊データも新しい JNDC ライブラリ第 2 版であり、現在、最も新しいデータを使用した解析が可能な燃焼計算コードである。
3. 複数の燃焼領域を取り扱える。
4. 冷却水密度の計算は、温度を与えるだけで、内部で自動的に行う。この事は、単純なようであるが、軽水炉の燃焼解析を行う場合には、冷却水密度をかならず計算しなければならないので、実務上の便利さがある。
5. ORIGEN2 用のライブラリと同一フォーマットのファイルを作成する。そのファイルは、当然ではあるが、ORIGEN2 単独で利用可能である。すなわち、SWAT は燃焼計算コードとしての一面以外に、ORIGEN2 用ライブラリ作成コードとしての一面を有している。
6. ORIGEN2 の Variable Actinide Cross Section のサブルーチンを作成するツールが揃っている。これにより、ORIGEN2 のライブラリだけでなく、ORIGEN2 に内蔵させる サブルーチンまで作成することが可能である。

3.2.3 SCALE4 [16]

SCALE はアメリカにおいて原子力施設の安全性評価のために使用されているコードで、国内でもいくつかの原子力関連施設において使用されている。開発と保守は、ORNL である。このコードは、安全解析に必要ないくつかのコードを、SCALE ドライバと呼ばれるプログラムによって組み合わせて解析を行えるという、システム化されたパッケージとなっている所に特徴がある。内蔵されているコードは、中性子スペクトル計算や実効断面積作成コードをはじめとして、燃焼計算コード、臨界解析用モンテカルロコードなどが含まれており、ほとんどの安全評価を行える。このようなパッケージ化をおこなっているために、それぞれの安全評価におけるデータの出所が統一され、一貫した解析が可能になっている。

SCALE においては、SAS2H シーケンスの ORIGEN-S が燃焼評価に使用される。このコードは初代の ORIGEN の流れを汲むものであって、THERM, RES, FAST と呼ばれる 3 つのパラメータをユーザーが指定して、内部で実効 1 群断面積を求めて解析を行う。もちろん、SCALE の他のモジュールによって求めた中性子スペクトルの情報を使用して解析を行う事も可能である。

3.3 燃焼計算コードの検証

臨界安全評価に用いられる核種組成データを燃焼計算によって求める際には、燃焼計算によって求められた核種組成の値にどの程度の誤差が含まれているか検討しておく必要がある。

3.3.1 検証データ

3.3.1.1 SFCOMPO

原子炉運転データおよび炉心内出力分布データは、燃焼計算コードの検証にとって有用であるが、燃焼度クレジットのためには核種組成データに関する実験と計算の比較が特に重要となる。検証データとして広く公開文献等を調査し、これらから使用済燃料中核種組成データを収録して一般の利用に供している原研の SFCOMPO データベース [23] が有用である。SFCOMPO に内蔵されているデータを Table 3.2 に示す。これを見ると、大部分が 1960 年代から 70 年代以前の測定によって得られたものであるが、近年の我が国で行われた照射後試験の結果も次第に公開されてきて、利用可能なものから順次収納されていることが分かる。ただし、これらの利用可能なデータには、核分裂生成物の組成に関わるものはほとんどない。従って、燃焼度クレジットに核分裂生成物の効果を考慮するレベル 2 以上を採用するには、最近の ARIANE 計画等により取得されたデータを検証用に使えるようにする必要がある。

Table 3.2 照射後試験一覧 [23]

原子炉	国名	型式	燃焼度 (GWd/MTU)	照射期間
Yankee	USA	PWR	6~33	1960~1964
Trino Vercellese	ITA	PWR	3~27	1964~1971
Obrigheim	FRG	PWR	16~38	1970~1974
Garigliano	ITA	BWR	8~13	19'64~1967
Gundermmingen	FRG	BWR	14~27	1969~1973
Monticello	USA	BWR	39~59	1974~1982
美浜 3 号炉	JPN	PWR	6~34	1978~1982
玄海 1 号炉	JPN	PWR	38	1975~1979
敦賀 1 号炉	JPN	BWR	8~26	1972~1978
JPDR	JPN	BWR	0.1~6	1963~1969
Calvert Cliffs-1	USA	PWR	27~44	1977~1982
TMI-2(accident)	USA	PWR	3	1979
H.B.Robinson-2	USA	PWR	24~32	~1975
福島第一 3 号炉	JPN	BWR	6~32	1977~1982

使用済燃料の同位体組成は、異なる炉型、多種多様な燃料の初期濃縮度、形状寸法、水対燃料体積比によって異なるために、同一の燃焼度に対しても差が生じる。また、使用する燃焼計算コードの妥当性を検討する場合には、実験誤差等を考慮する必要がある。そのため、燃焼計算コードの検証に役立てる目的で SFCOMPO に内蔵された多くの PWR 及び BWR 使用済燃料の核種組成測定データを調査して、以下に示すような核種組成比を燃焼度のみの関数として整理する（ここで原子個数密度を原子記号のみで表示した）。

- | | | |
|-----|--|--|
| (a) | $(^{235}\text{U}/\text{U})/(^{235}\text{U}/\text{U})_{\text{initial}}$ | ^{235}U 初期濃縮度に対する燃料取り出し直後の濃縮度の比 |
| (b) | Pu/U | 全ウランに対する全プルトニウムの比 |
| (c) | $^{239}\text{Pu}/\text{Pu}$ | 全プルトニウムに対する ^{239}Pu の比 |
| (d) | $^{240}\text{Pu}/\text{Pu}$ | 全プルトニウムに対する ^{240}Pu の比 |
| (e) | $^{241}\text{Pu}/\text{Pu}$ | 全プルトニウムに対する ^{241}Pu の比 |
| (f) | $^{242}\text{Pu}/\text{Pu}$ | 全プルトニウムに対する ^{242}Pu の比 |

前記 (a) から (f) までの各核種組成比の測定データグループに対して、データのばらつきを中心値の周りの変動と考えて、最小二乗法により燃焼度の 2 次または 3 次の多項式当てはめを行い、測定値からの偏差の二乗の小さいほうの多項式を回帰式として採用した例を以下に示す。

$f(B_i)$ を組成比の燃焼度 B_i における最確推定値とすると、次式で表される。

$$f(B_i) = C_0 + C_1 * B_i + C_2 * B_i^2 + C_3 * B_i^3 \quad (3.7)$$

ここで、 B_i は燃焼度 (GWd/t)、そして C_0 、 C_1 、 C_2 、 C_3 は、最小二乗法により求められる係数である。

採用された多項式表示の回帰曲線に基づいた測定値の標準偏差を次式により求める。

$$\sigma = \sqrt{\frac{\sum (y_i - f(B_i))^2}{(n-1)}} \quad (3.8)$$

ここで、 y_i は燃焼度 B_i における核種組成の測定値、 n はデータ数を示す。以上に述べた測定値の回帰曲線及びその $\pm 3\sigma$ 偏差曲線（母集団の 99 % 以上を包含する）を燃焼度に対してプロットして、Fig. 3.1 ~ Fig. 3.6 に示す。これらの図から、比較的測定データ数の少ない BWR 燃料集合体のデータも大部分が $\pm 3\sigma$ 偏差曲線内に含まれていることが分かる。なお図中、JPDR 及び福島第一 3 号炉についてはフィッティング曲線の対象ではなく、後から追加されたものである。

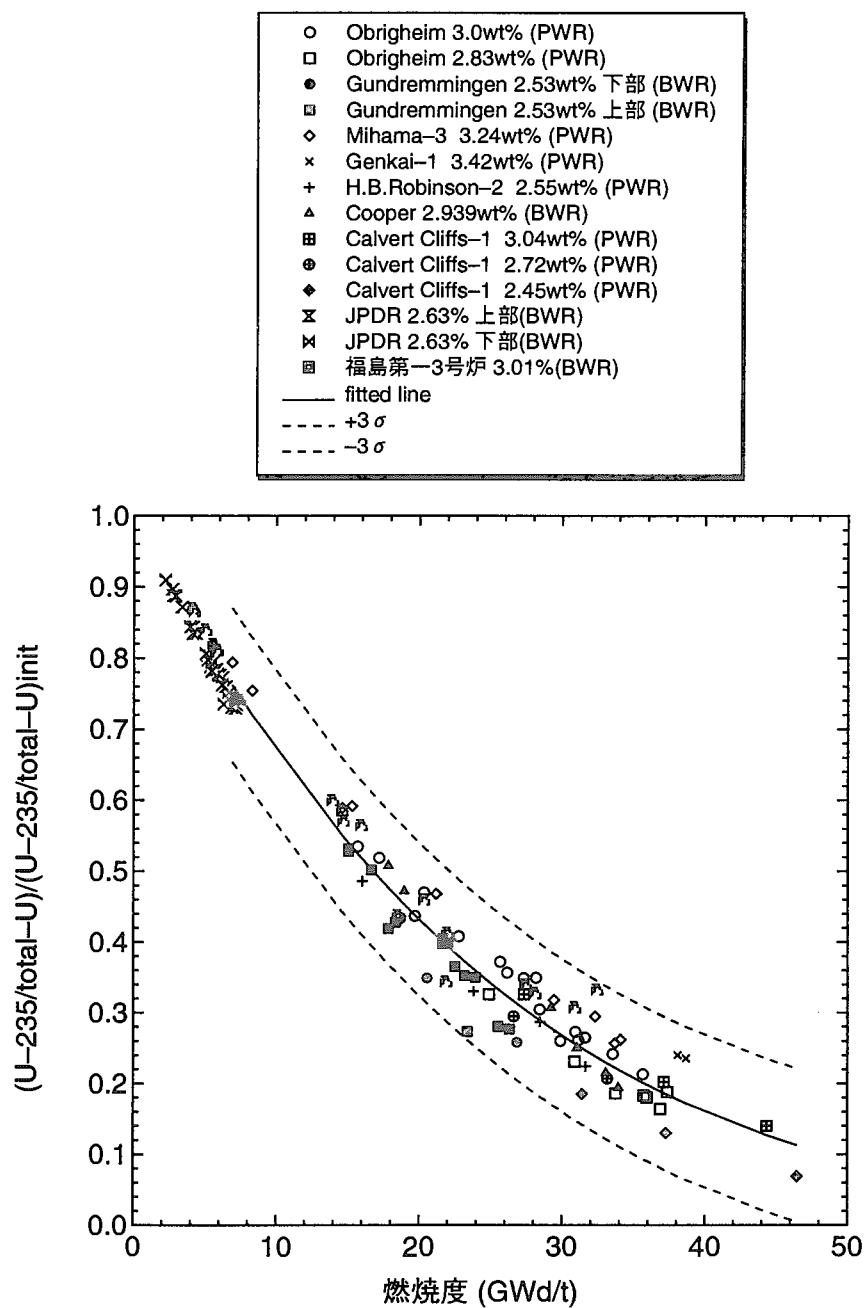


Fig. 3.1 照射後試験データのまとめ: $(\text{U-235/Total-U})/(\text{U-235/Total-U})_{\text{init}}$

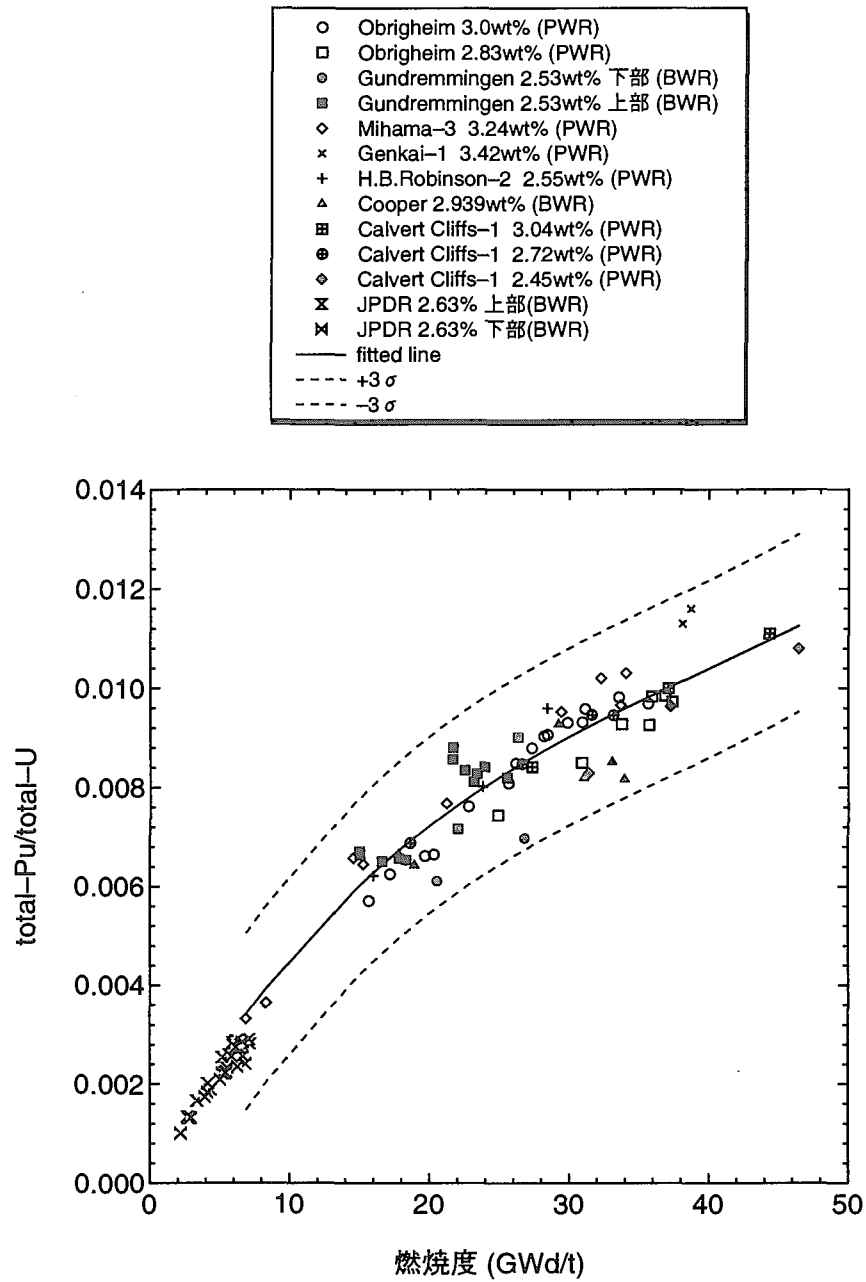


Fig. 3.2 照射後試験データのまとめ : Total Pu / Total U

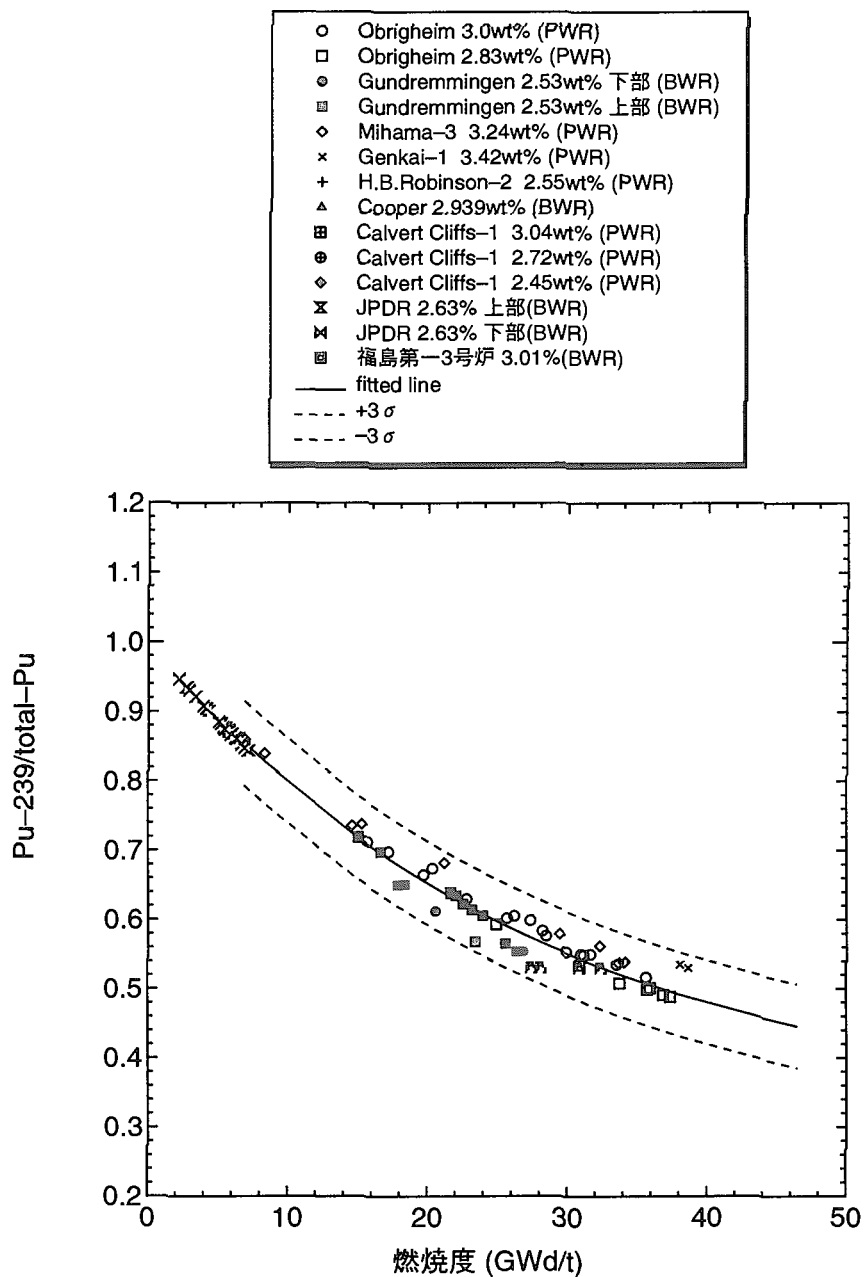


Fig. 3.3 照射後試験データのまとめ: Pu-239/Total Pu

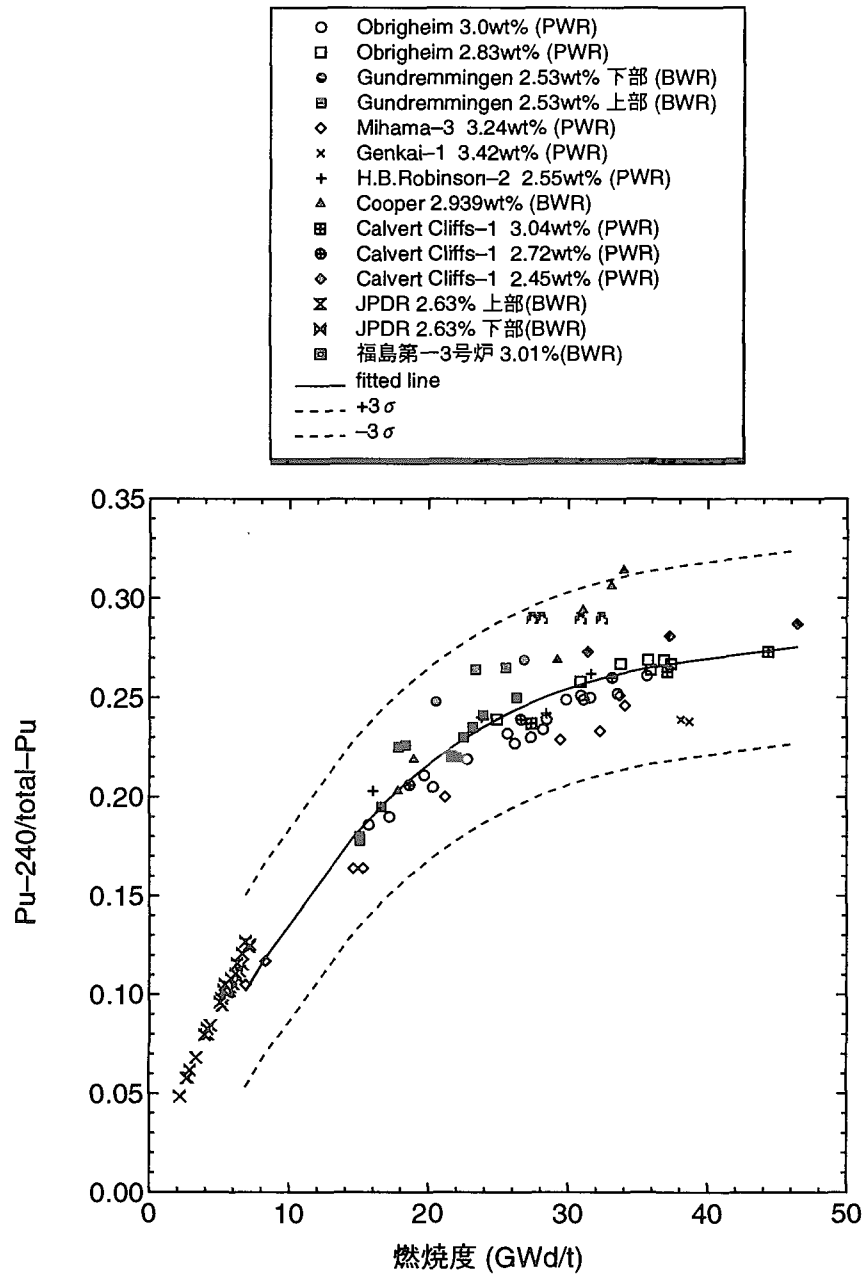


Fig. 3.4 照射後試験データのまとめ: Pu-240/Total Pu

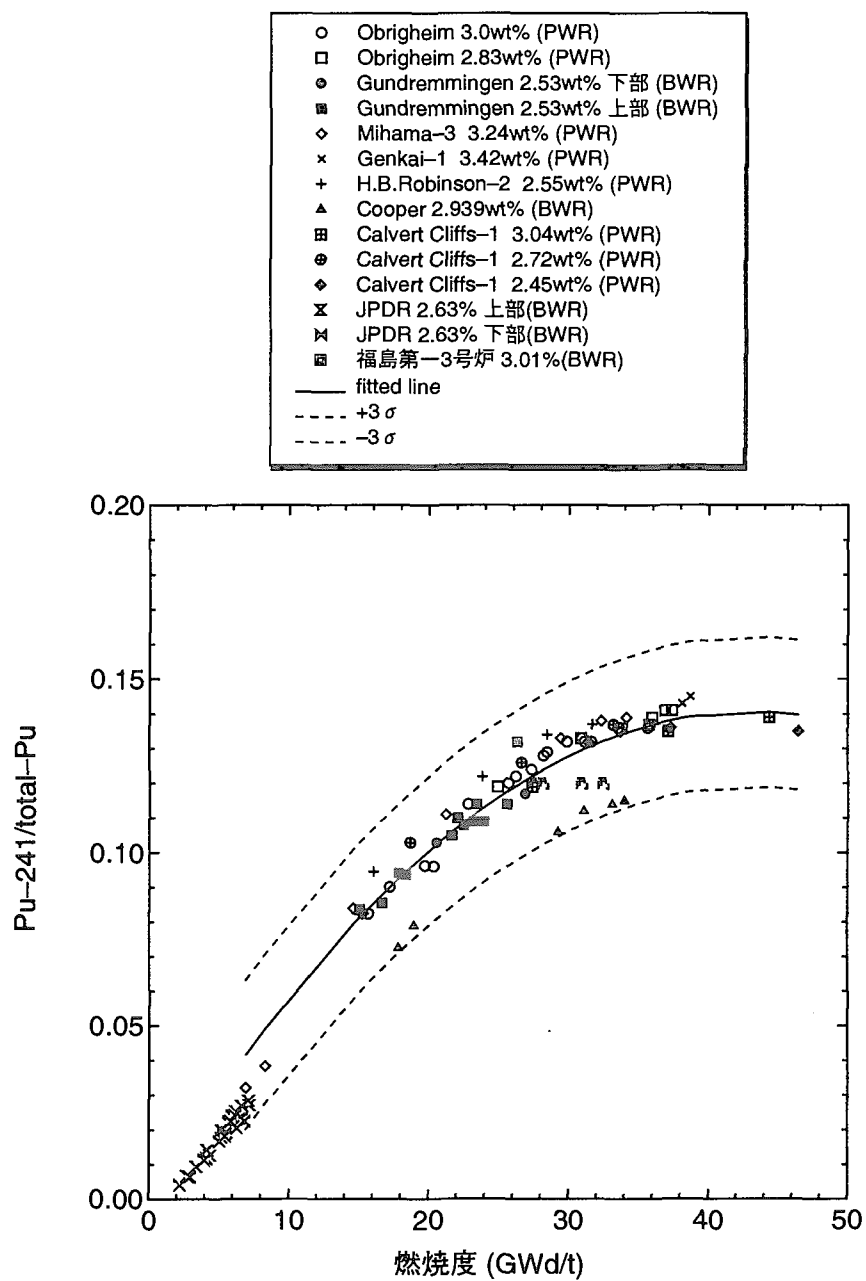


Fig. 3.5 照射後試験データのまとめ : Pu-241/Total Pu

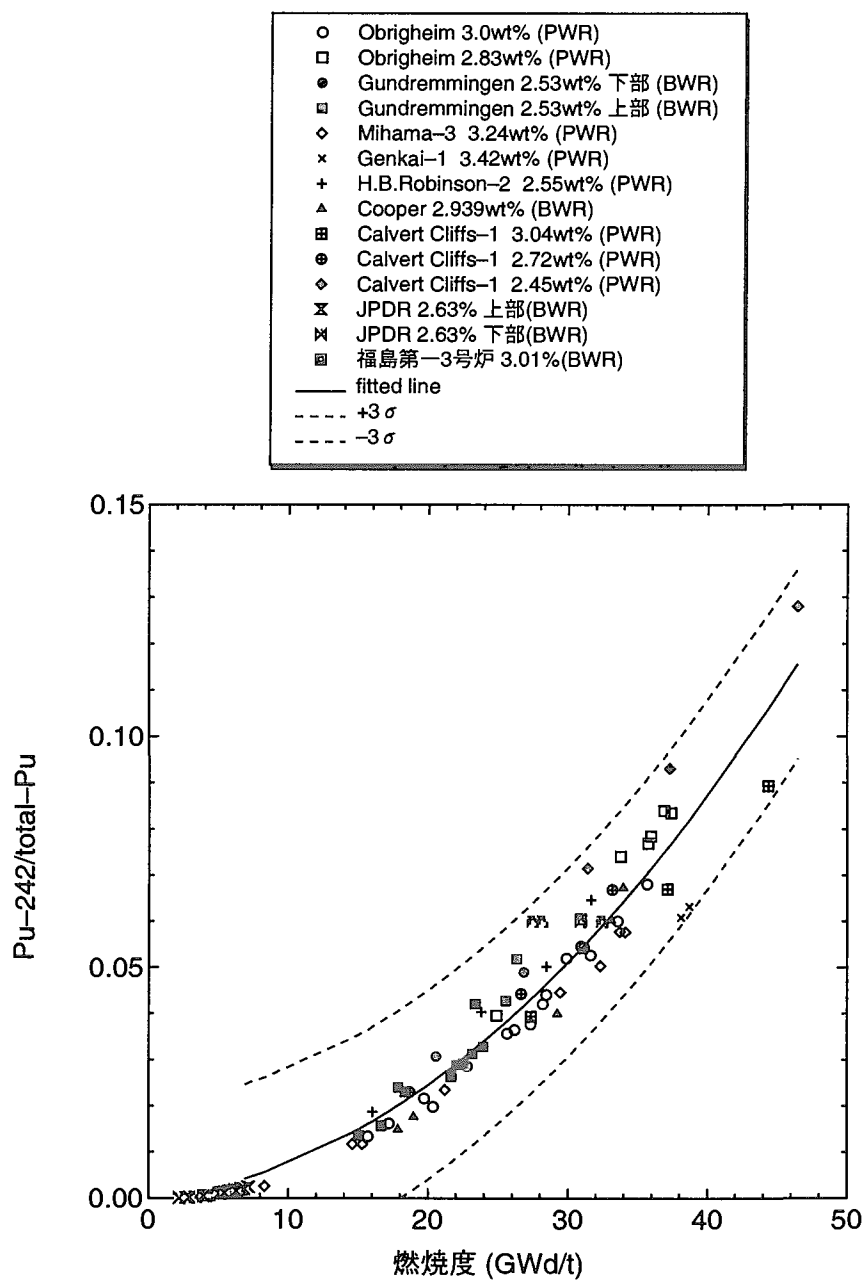


Fig. 3.6 照射後試験データのまとめ: Pu-242/Total Pu

3.3.2 検証例

燃焼計算コードの検証においては、評価された照射後試験データ (PIE) の解析により、燃焼計算コードの核種組成計算値の測定値に対する誤差を評価することが重要である。核種組成計算値を臨界計算に適用するには、通常、核種組成計算値に対する誤差を安全側に補正するための補正因子が必要となる。

3.3.2.1 補正因子の算出

補正因子は、自由度が有限の正規母集団に対して用いられる区間推定法 (Prediction Interval Method) を活用して求められる。すなわち観測データに傾向がない場合について、核種 i に対する補正因子 F_i はサンプル数を N_i として次式により求められる [24]。

$$F_i = x_i \pm k_{N_i}^{\alpha, \beta} \cdot \sigma_i \quad (3.9)$$

ここで、

x_i	核種 i に対する C/E の母集団のサンプル平均値
$k_{N_i}^{\alpha, \beta}$	自由度 $N_i - 1$ の正規母集団から信頼度 α で、次の将来の観測点の存在する確率 β を定める係数
σ_i	標準偏差

式中のプラスとマイナスの不等号は、観測データ区間の上限あるいは下限の値を選ぶことを示す。この選び方は、保守側の臨界安全性評価となるようにするため、対象とする核種の核的性質によって決定される。すなわち核分裂性のような正の反応度値を与える核種の場合には、 F_i が小さくなるようにマイナス符号を選択し、熱中性子吸収性のような負の反応度値を与える核種の場合には、 F_i が大きくなるようにプラス符号を選択する。

また単純な補正因子の算出方法として、PIE データが得られているサンプルに対して燃焼計算を行い、核分裂性核種の場合は得られた実測値に対する計算値の比 C/E の最小値を補正因子とし、それ以外の中性子吸収体として働く核種の場合には、C/E の最大値を補正因子とする方法もある。

これらの方法は、対象とする使用済燃料に対して燃焼計算により核種組成を求め、この値をあらかじめ用意された補正因子で割ることにより安全側の臨界計算結果が得られるような核種組成値を求めるものである。

3.3.2.2 ORIGEN2.1 の検証

ORIGEN2.1 に対して補正因子の算出が試みられた例として参考文献 [25] がある。補正因子の算出は統計処理による方法ではなく、単純に燃焼計算により得られた C/E の最大値、最小値を用いており、さらに臨界安全上より保守的な評価を行うために、核分裂性核種の補正因子が 1.0 を越える場合は 1.0 を補正因子とし、中性子吸収体として働く核種の補正因子が 1.0 未満ならば 1.0 を補正因子と

して与えている。

使用した PIE データは **Table 3.2** に示した軽水炉使用済燃料核種組成測定データベース SFCOMPO に収納されている測定データの中から比較的新しい PWR の Obriheim, Genkai-1, Mihama-3 及び 原研で PIE により取得された Takahama-3 の使用済燃料の PIE データ（サンプル数は、それぞれ順に 23, 2, 8, 5 の合計 38 データ）を選定して燃焼計算を行っている。

計算コードは最新のバージョンである ORIGEN2.1 [3] を用いて、ライブラリは ORIGEN2.1 付属ライブラリ及び JENDL3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ ORLIBJ32 [5] を使用している。PWR 使用済燃料の PIE の中には、種々の核種のデータが取得されたものもあるが、共通してデータが与えられているのは 10 個の主要アクチニド核種 (^{231}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am) であり、これらを測定と計算の比較対象としている。燃焼計算結果を C/E の形式で整理して、補正因子 F を上記のアクチニド核種毎に求めている。燃焼度の適用範囲は、0 GWd/t から 40 GWd/t までである。参考文献 [25] において、算出された補正因子を **Table 3.3** に示す。

実際の燃焼度クレジット評価の際には、対象とする使用済燃料が照射を受けた原子炉の炉型、照射条件が類似なものに対しては、ORIGEN2.1 コードによる核種組成計算結果を **Table 3.3** で該当する補正因子で割ることにより、核種組成が求められ、これを用いれば臨界解析において保守的な結果が得られるようになる。

Table 3.3 ORIGEN2.1 の計算結果に対する補正因子例

核種	補正因子							
	Obriheim		Mihama-3		Genkai-1		Takahama-3	
	PWR-U	PWR-US	PWR-U	PWR-US	PWR-U	PWR-US	PWR-UE	PWR41J32
U-234	-	-	1.15	1.15	1.00	1.00	1.30	1.29
U-235	0.73	0.69	0.91	0.87	0.88	0.82	0.89	0.99
U-236	1.09	1.10	1.06	1.07	1.00	1.00	1.00	1.00
U-238	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01	1.01
Pu-238	1.49	1.59	1.00	1.01	1.00	1.00	1.10	1.00
Pu-239	0.94	0.95	0.85	0.83	0.86	0.94	0.91	0.97
Pu-240	1.36	1.23	1.08	1.01	1.00	1.00	1.16	1.07
Pu-241	0.94	0.99	0.78	0.84	0.86	0.81	0.86	0.92
Pu-242	1.85	1.96	1.00	1.08	1.00	1.00	1.00	1.00
Am-241	2.41	2.62	1.06	1.18	1.00	1.00	1.51	1.62

3.3.2.3 その他のコードの検証

ORIGEN2.1 同様、SWAT や SCALE においても Table 3.2 に示した軽水炉使用済燃料核種組成データベース SFCOMPO に収納されている PIE データの解析が行われ、補正因子が求められた^{注*} [26]。解析対象となったデータは Obrigheim 炉の 26 サンプルと、ORNL 及び DOE のレポートで行われた SAS2H による PWR 使用済燃料の解析に用いられた、Yankee, Genkai-1, Mihama-3, Trino Vercellese, Turuga-1, Calvert Cliffs-1, Obrigheim の 7 炉心、55 サンプルである [27,28]。

検証には、燃焼度測定法などの違いにより選定された、71 サンプルのデータが使用された。補正因子の決定には、求められた C/E に対する 95%検定により確定されたデータについて許容制限値法及び線形回帰法と呼ばれる統計処理の手法がとられ、PIE により取得された核分裂生成物 (FP) を含む核種全てについて補正因子が算出された。

3.3.2.4 SCALE による PIE データの解析

SCALE4.2 を使用して、SFCOMPO にも記載されている照射後試験結果が解析された [29]。PWR 使用済燃料の輸送に対してアクチニドのみを考慮する燃焼度クレジットを取り入れた設計法 [30] が米国 DOE から提案され、NRC の規制レビューが完了した。DOE の提案では、核種組成評価に関して、SCALE4.2 の SAS2H シーケンス (ORIGEN-S を中心とする線源計算シーケンス) を計算コードの代表例として、以下のように検証が行われている。

検証には、Pacific Northwest Laboratories(PNL) の Materials Characterization Center で収集された実測データ [30]、のうち、Yankee, Mihama-3, Trino Vercellose, TurkeyPoint, Calvert Cliffs-1, H.B.Robinson-2 及び Obrigheim の 7 炉、18 タイプの燃料集合体からの 54 データが使われた。考慮すべき 9 アクチニド (^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu 及び ^{241}Am) 毎に、SCALE4.2 内蔵 27 群断面積を用い SAS2H シーケンスにより燃焼依存のスペクトルを考慮して組成を求め、実測データと比較した。統計処理による補正因子の求め方は、前項と同じである。しかし、燃焼度及び照射スペクトル依存が見られる核種に対しては補正項を追加して係数を求めている点が異なる。適用範囲は、初期 ^{235}U 濃縮度 1.5~4.05 wt%, 燃焼度 0~40 GWd/t の PWR 使用済燃料である。

3.4 核種組成評価上考慮すべき因子と評価例

3.4.1 燃焼度

3.4.1.1 等価均一燃焼度

使用済燃料輸送・貯蔵体系の燃焼を考慮した未臨界性評価を行う際には、燃焼度に基づき使用済燃料中のアクチニドあるいは核分裂生成物の核種組成を精度よく求め、照射履歴等の変動を考慮しつつ体系の反応度を安全側に評価しなければならない。このためには、燃焼計算コードの精度ばかりでな

^{注*} ここでは E/C を統計処理して補正因子が求められており、この場合、補正因子は核種組成計算値に乘ずることにより適用する

く、燃焼計算条件としての原子炉内照射条件、使用済燃料軸方向及び水平方向の燃焼度分布等の影響を評価し、「計算により推定される最大の中性子増倍率」を算出する必要がある。通常、下記に示すような項目について臨界計算結果（中性子増倍率）に対する感度解析を行い、安全側の中性子増倍率を求める必要がある。

1. 実測データとの比較による燃焼計算コードによる核種組成解析精度
2. 燃焼度分布/ボイド分布
3. 照射履歴の影響

「等価均一燃焼度」は、上記各項目に示す各要因の臨界計算への影響を評価して、実際の燃焼度より保守側に低く設定することによって簡便な評価を可能とする、実際の使用済燃料収納体系と反応度的に等価な燃焼度である。これを用いて使用済燃料輸送・貯蔵設備体系の核種組成評価及び臨界安全解析を行えば、燃料棒の軸方向燃焼度分布、燃焼計算コードの計算精度、燃料の照射履歴等を直接には考慮せずに、簡便に「計算により推定される最大の中性子増倍率」を求めることができる。以下に、使用済燃料乾式貯蔵キャスク、湿式貯蔵プール、及び湿式輸送容器に対して「等価均一燃焼度」を求めた例を述べる。

1. 乾式貯蔵キャスクに対する例

BWR 使用済燃料集合体 52 体を収納した乾式貯蔵キャスク及び PWR 使用済燃料集合体 21 体を収納した乾式貯蔵キャスク（ただし臨界解析にはキャスク内部は水が満たされると仮定した）を対象として、ORIGEN2.1 [3] 及び SCALE システム [16] の KENO V.a コードと付属の 27 群中性子断面積ライブラリを使用して評価した [31]。燃焼度で約 10～50GWd/t の範囲の 13 点のウラン及びプルトニウム核種組成分析データを基に ORIGEN2.1 で解析したところ、反応度評価で重要な ^{235}U や ^{239}Pu などの核種については、平均二乗誤差で概ね 10% 程度の解析精度が得られた。使用済燃料中の各アクチニド核種の増減がキャスク体系の反応度に及ぼす影響（感度）を解析し、これと ORIGEN2.1 の解析精度を乗じた積の絶対値を合計することにより、ORIGEN2.1 の解析精度がキャスク反応度に及ぼす影響を評価したところ、PWR と BWR とでも、概ね、40GWd/t の燃焼度で約 $3\%\Delta k/k$ となった。

使用済燃料は軸方向に燃焼度分布を有するため、このキャスク反応度への影響を評価する必要がある。BWR ではこのほかに軸方向のボイド率分布があり、炉心内のボイド履歴分布も反応度に影響を与える。通常、使用済燃料の核種組成は燃料の平均燃焼度に対して評価されるため、使用済燃料全長にわたり一様な燃焼度・ボイド率を仮定した場合と、軸方向分布をモデル化した場合で、キャスク反応度の違いを評価した。また、使用済燃料核種組成は原子炉の制御棒挿入（BWR）、BP 棒挿入（PWR）、冷却水中のホウ素濃度（PWR）、燃料比出力（BWR、PWR）等の照射履歴にも依存するため、これらのキャスク反応度に与える影響を評価した。

ORIGEN2.1 を基にした燃焼度・ボイド率の軸方向一様分布を仮定した KENO V.a によるキャスク反応度には、45GWd/t の燃焼度において、BWR では約 $12\%\Delta k/k$ 、PWR では約 $8\%\Delta k/k$ の反応度価値分を補償する必要があるという結果が得られた。他の燃焼度点においても同様に評価して、これらの反応度価値分を燃料集合体燃焼度の減少分に換算して Fig. 3.7 に示すような「等価均一燃焼度」が得られた。対象核種は 4.4.1.1 の NRC の推奨による 9 核種から ^{241}Am

を除いた8核種であり、冷却期間は15年としている。この図では、PWR及びBWRの双方の使用済燃料集合体を乾式キャスクに装荷した体系の反応度を評価する場合に適用される統合的な「等価均一燃焼度」評価曲線を提案している。例えば、集合体の平均燃焼度が45GWd/tの時は、ORIGEN2.1による核種組成計算において28GWd/tの一樣燃焼度と仮定すれば、軸方向分布の影響、照射履歴、ORIGEN2.1の解析誤差などの反応度価値分を補償した安全側の評価となる。

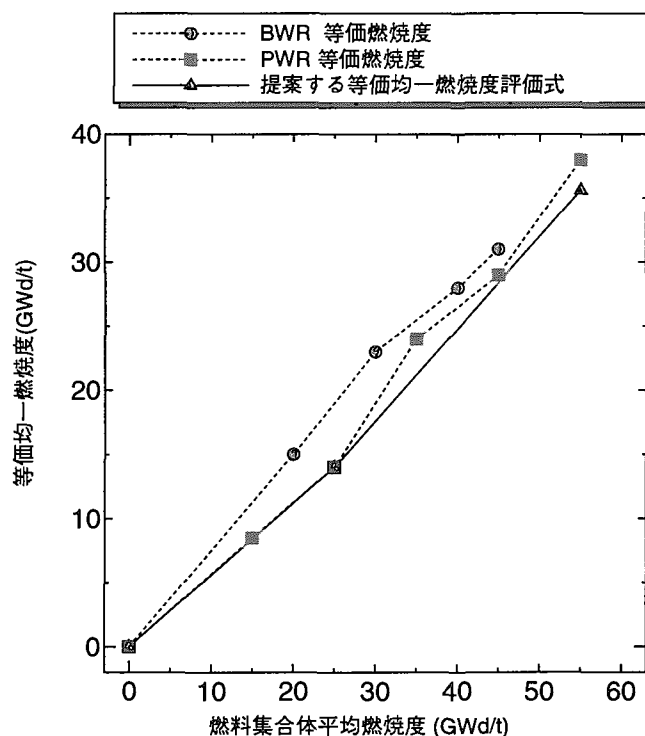


Fig. 3.7 乾式キャスク体系での燃焼度軸方向分布、照射履歴、ORIGEN2の核種組成評価精度を考慮した等価均一燃焼度（U+Puのみ）[31]

2. 貯蔵プールに対する例 [32]

最近、原研でPWR(15×15)使用済燃料の照射後試験が行われ、アクチニド及び核分裂生成物核種の化学分析データが得られた[33]。これを用いてORIGEN2.1燃焼計算コードの解析精度を検証した。また、SCALEシステムのKENO V.aコードにより、貯蔵プール内の使用済燃料集合体配列をバスケット等を見捨てた単一ピンセル無限配列体系について臨界解析を行い、軸方向燃焼度分布考慮の有無、核分裂生成物の有無、照射履歴の影響、冷却時間考慮の有無をパラメータとした中性子増倍率を求めた。これらの計算結果を整理して、実際の燃料集合体平均燃焼度を用い、軸方向燃焼度分布、照射履歴の変動等を考慮して安全側に中性子増倍率を求める場合と反応度等価となるように、「等価均一燃焼度」を用い、一樣な軸方向燃焼度分布の仮

定の下に算出された核種組成から簡便に中性子増倍率を求めることができるようにした。この様にして得られた「等価均一燃焼度」評価曲線を、冷却時間 0 あるいは 30 年、「アクチニドのみ (4.4.1.1 の NRC の推奨による 9 核種を含む 18 核種)」あるいは「アクチニドと核分裂生成物 (4.4.1.2 の臨界安全ハンドブック推奨の 12 核種を含む 15 核種)」をそれぞれに組み合わせた 4 ケースについて、Fig. 3.8 に示す。この燃焼度変換図の適用範囲は、照射後試験データのサンプル燃焼度範囲から (15GWd/t～50GWd/t) である。

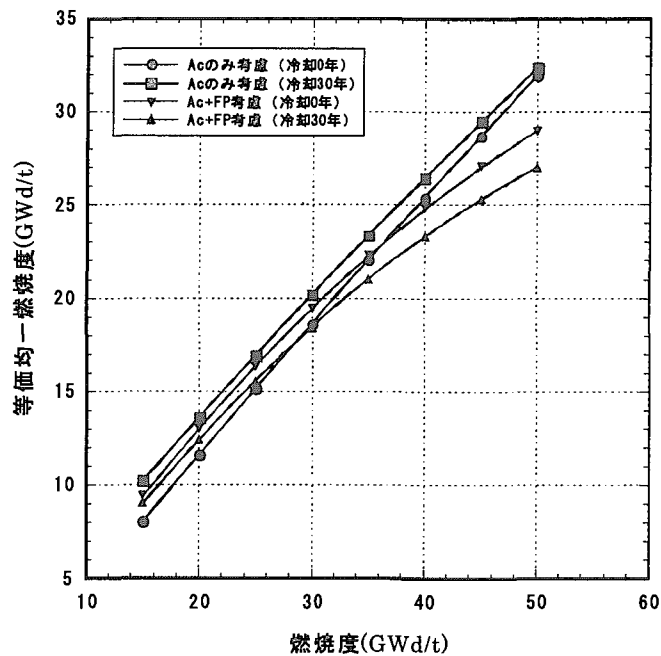


Fig. 3.8 単一ピンセル無限配列体系における等価均一燃焼度

3. 湿式輸送容器に対する例 [32]

PWR 使用済燃料集合体を 14 体収納した湿式輸送容器体系を対象に、上と同様な手続きにより燃焼計算及び臨界解析を行い、「等価均一燃焼度」評価曲線を求めた。これを Fig. 3.9 に示す。この「等価均一燃焼度」の導き方を考察すると、得られるデータは使用済燃料輸送・貯蔵体系の種類や燃料の仕様の違いにそれほど影響されずに適用される性質があり、実際 Fig. 3.9 の評価曲線を前記 1. に述べた使用済燃料集合体をより多く収納した容器に対して導かれた「等価均一燃焼度」評価曲線 (Fig. 3.7) と比較すると、BWR 使用済燃料体系に対してもほぼ同程度か多少安全側の評価結果が得られていることが参考となる。この燃焼度変換図の適用範囲は、照射後試験データのサンプル燃焼度範囲から (15GWd/t～50GWd/t) である。

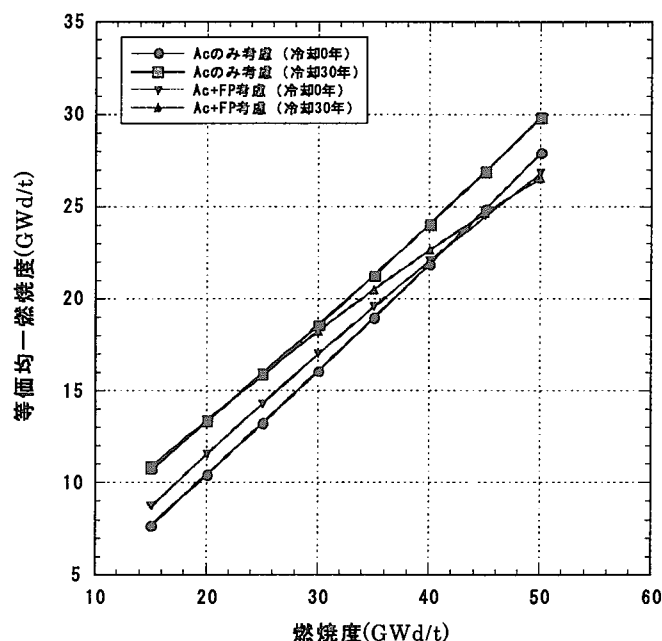


Fig. 3.9 PWR 使用済燃料輸送容器体系における等価均一燃焼度

3.4.1.2 等価初期濃縮度

「等価初期濃縮度」は、上記「等価均一燃焼度」のところで述べたような各種誤差要因の臨界計算への影響を考慮して安全側になるように、また実際の燃料集合体の燃焼による反応度低下分と反応度等価なように定めた初期濃縮度である。これを用いて使用済燃料輸送・貯蔵設備体系の臨界安全解析を行えば、燃料棒の軸方向燃焼度分布、燃焼計算コードの計算精度、燃料の照射履歴等を直接には考慮せずに、簡便に「計算により推定される最大の中性子増倍率」を求めることができる。この方法では、取り扱う PWR あるいは BWR 使用済燃料のタイプ、及びそれらを収納する輸送・貯蔵体系が前もってわかっている場合に、いくつか燃焼度と反応度変化、対応する初期濃縮度と中性子増倍率の関係を各種誤差要因の影響とともに評価して、その結果を用いて換算図表を用意しておけば、与えられた燃焼度の使用済燃料の収納体系に対する「等価初期濃縮度」を求めることができる。PWR(15×15) 使用済燃料集合体の貯蔵プールを安全側に模擬した単一ピンセル無限配列体系、及び湿式輸送容器体系について、上に述べた手続きにより「等価初期濃縮度」の評価曲線及び換算図を求めた例を Fig. 3.10 及び Fig. 3.11 に示す [32]。この曲線は、初期濃縮度 4.2 wt% の PWR 使用済燃料サンプルの照射後試験データを基に導いたものであるが、4.2 wt% より低い初期濃縮度の使用済燃料輸送容器体系に対しても適用される。この燃焼度変換図の適用範囲は、照射後試験データのサンプル燃焼度範囲から (15GWd/t～50GWd/t) である。この等価初期濃縮度は等価均一燃焼度と異なり、基本的に個々の使用済燃料体系の特性に依存して定まる量であり、これの使用にあたっては、その適用範囲に注意する必要がある。

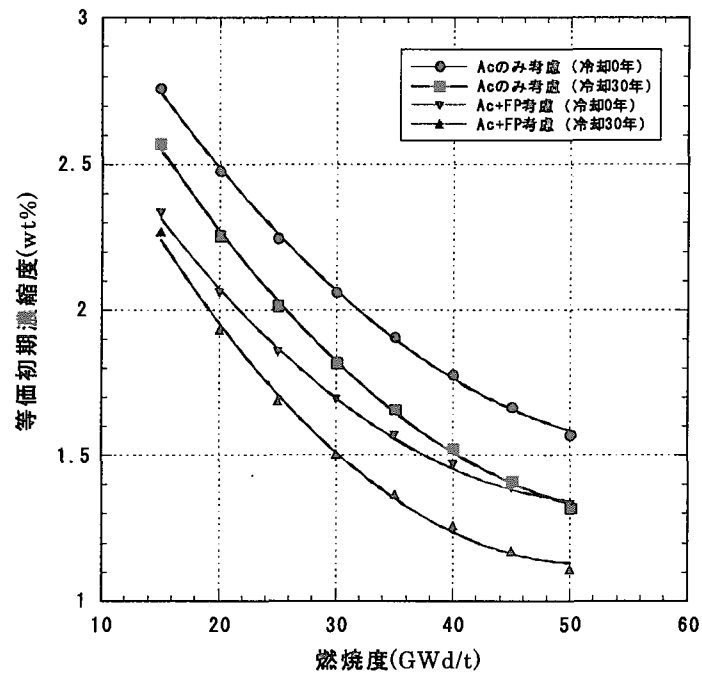


Fig. 3.10 単一ピンセル無限配列体系における等価初期濃縮度

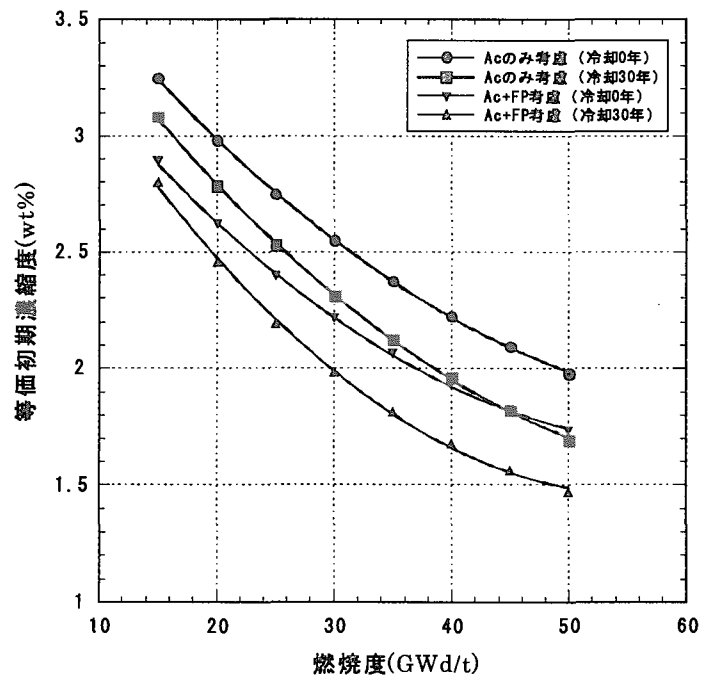


Fig. 3.11 使用済燃料輸送容器体系における等価初期濃縮度

3.4.2 初期組成等

3.4.2.1 初期可燃性中性子吸収材

燃料集合体内部に可燃性中性子吸収材が含まれない場合には、この集合体の反応度値は集合体平均燃焼度の増加とともに単調に減少する。ただし、MOX 燃料集合体では、この反応度値の減少の割合は、 UO_2 燃料集合体に比較して少ない。

ガドリニウムのような可燃性中性子吸収材が燃料中に含まれる場合には、燃焼の進行とともに反応度値が増加する期間がある。従って、可燃性中性子吸収材の効果を考慮に入れる場合、燃焼中の最大となる反応度を考慮して臨界安全評価を行うべきである。Fig. 3.12 は、体積百分率 40 % の減速材ポイド率の状態を維持して燃焼させた場合の、BWR 燃料集合体の燃焼度と無限増倍率 k_∞ の計算結果の例である [34]。この例で示すように、ガドリニウムの燃焼効果のために、燃焼度約 8 GWd/t まで k_∞ が増加している。この効果を考慮して臨界安全評価を行うことをガドリニウムクレジットと言うことがある。

また、燃料集合体内部に可燃性中性子吸収材が存在する照射初期段階では、照射中のスペクトル効果によってプルトニウム及び核分裂生成物の蓄積割合に影響を及ぼす。従って、燃料集合体の反応度は、初期に装荷された可燃性中性子吸収材の量及びそれを含む燃料棒の数、集合体内部の分布により影響を受ける。

3.4.3 照射履歴

3.4.3.1 比出力・運転履歴

炉運転中の燃料集合体の出力レベルは、アクチニド及び核分裂生成物の生成割合に影響を及ぼす。比出力が高くなると、

1. 中性子束が高くなり、中性子核反応が促進される。
2. 燃焼度一定と仮定すると、照射時間が短くなる、

この 2 つの効果が放射性崩壊による核変換と中性子捕獲による変換過程に影響を与え、核種組成及び反応度値に変化が生じると考えられる。照射時間の短縮化すなわち 2 の効果は、大部分の核種について半減期は長いので、臨界安全評価上影響が少ない。しかしながら、核分裂性の ^{241}Pu の半減期は 14.4 年と短いため、照射時間の影響を受ける。すなわち比出力の大きい燃料ほどより多くの ^{241}Pu 核種が使用済燃料中に残存することとなる。一方、1 の効果によって短半減期の ^{135}Xe の放射平衡原子個数密度が大きくなり、このことは当該燃料中の中性子スペクトルを硬化させ、結果として ^{238}U の中性子共鳴吸収による ^{239}Pu の生成を促進させる。 ^{235}U の燃焼割合は少なくなり、代わりとして核分裂性 Pu の燃焼が多くなる。これらの効果を総合して考慮すると、同一燃焼度の使用済燃料では、炉照射中の比出力が高まると、一般に取り出し時の反応度値が高くなるので、核種組成評価のためには運転中の最も高い比出力を想定する必要がある [30]。

次に、炉運転中のパラメータとして運転履歴に伴うパターンがある。燃料が炉から使用済燃料として取出されるまでに、通常 1 年以上の時間単位の 3 ないし 4 サイクル照射を受ける。この間、シャッ

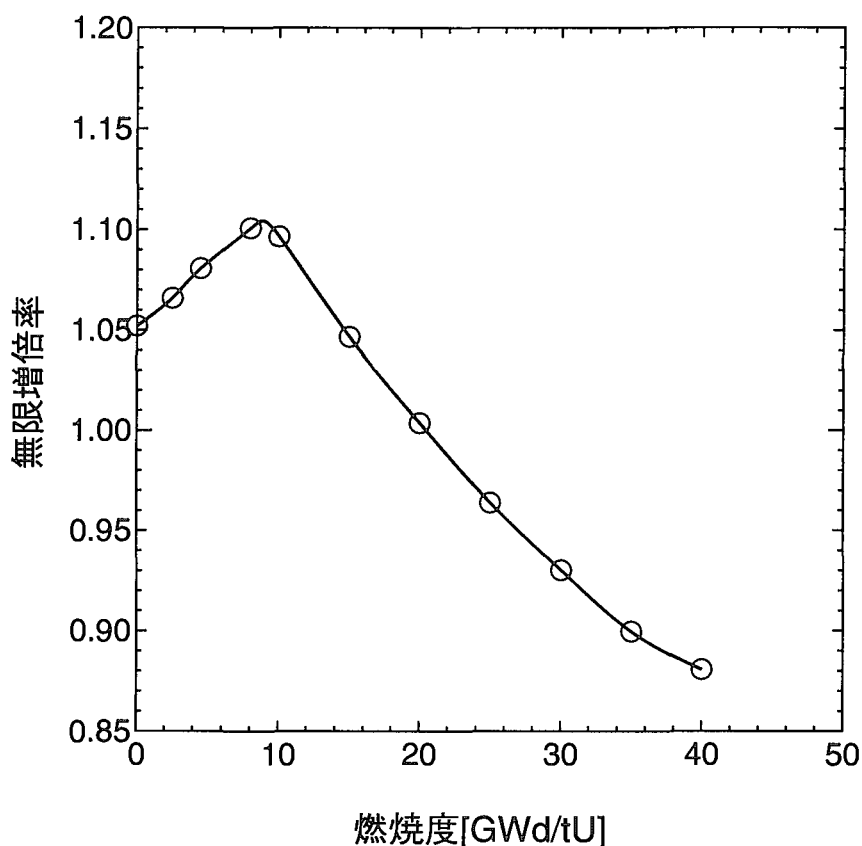


Fig. 3.12 可燃性毒物がある場合の BWR 燃料集合体無限配列の中性子増倍率の変化（減速材ボイド率 40%）

フリッピングによって当該燃料の炉心位置が変更され、また各サイクルの間には点検・保守のため 30 ないし 60 日程度の停止期間を設けている。この停止期間は冷却期間とみなされるので、核種組成評価のためには臨界安全上厳しい結果を得るために、これを省略あるいは短く設定する必要がある。また、燃焼度を一定、照射時間を一定と仮定すると、シャッフリングによる炉心配置変更、従って比出力の変更に対しては、高比出力の運転パターンが後半サイクルに偏るほど使用済燃料の取出し時の反応度価値が高くなることが解析により確認されている [35]。

3.4.3.2 燃料温度

原子炉起動と同時に核発熱により燃料ペレットの温度が上昇し、 ^{238}U の共鳴吸収断面積がドップラー効果によって大きくなる。この結果、同核種の中性子共鳴吸収による ^{239}Pu や ^{241}Pu などの核分裂性プルトニウム同位体が増加し、発熱に寄与することとなる。燃焼度が同一の場合には、このことは結局 ^{235}U の燃焼量を抑えることにつながり、炉から取り出し時の使用済燃料の反応度価値を増加させる。従って、核種組成評価のためには、燃料温度として高めの値を設定する必要がある。

平均燃料ペレット温度の計算のためには、原子炉発熱の線出力に径方向ピーキングファクターをか

ける必要がある。この場合、線出力は一定と仮定して、燃料集合体上部の燃料ペレットについて、燃料温度を求める。ギャップコンダクタンス、熱伝導率を設定するためには、最高燃料温度が算出されるような燃焼度を仮定する必要がある [30]。

3.4.3.3 冷却水温度分布

炉心及び燃料集合体の中性子スペクトルは、運転中の冷却水密度によって影響を受ける。軽水型発電炉の炉内圧力が一定であるならば、冷却水（減速材）密度は、未沸騰状態で冷却水温度が上昇するにつれて減少する。減速材密度が減少すると、燃料棒間の水素原子数が少なくなり中性子が減速されにくくなり、その結果、中性子スペクトルは高エネルギー側に遷移する。すると、 ^{238}U の共鳴吸収による核分裂性プルトニウムの発生が増加し、結果として ^{235}U の核分裂に代わって、プルトニウムの核分裂数が増加することにより、使用済燃料の炉から取り出し時の反応度価値が増加する。従って、核種組成評価のためには、炉運転中の冷却水温度を高めに設定すべきである [30]。

PWRの冷却水温度は、一般に原子炉入口で $287.2^{\circ}\text{C} \sim 289.0^{\circ}\text{C}$ 、原子炉出口で $321.0^{\circ}\text{C} \sim 325.0^{\circ}\text{C}$ であることが知られている。このように冷却水温度は、冷却水の流れ方向すなわち炉心の底部入り口から頂上出口まで単調に増加するので、核種組成評価のためには炉心平均出口温度を取ればよい。実際には、サイクル毎に冷却水温度が多少変動するので、これを考慮に入れた最大炉心平均出口温度を設定すればよいこととなる [35]。

3.4.3.4 冷却水ボイド率分布

一定の燃焼レベルに達したBWR使用済燃料集合体の反応度は、照射中のボイド率の変動に依存する。BWRは運転期間を通し、軸方向ボイド率分布が存在し、燃料集合体の上部と下部でボイド率が大きく異なり、核種組成評価においてはボイド率履歴を考慮する必要がある。

実際、燃焼度クレジットを導入するに際しては、使用済燃料の反応度を最大に見積る照射中のボイド履歴の包絡値を見いだすことが重要である。従って、通常のBWR使用済燃料体系の臨界評価のためには、初期に装荷した可燃性中性子吸収材を考慮するとともに、解析によって確認された最も核的に厳しい評価を与えるボイド履歴を採用することが一般に行われる [1]。

一般にBWR燃料集合体は、PWR燃料集合体と比較して燃料中のウラン濃縮度分布が3次元的に複雑な分布をしているほか、照射環境も減速材ボイドや制御棒の挿入位置の影響を受けて変化するため、個別に注意深い検討を加える必要がある。

3.4.3.5 冷却期間

照射後の冷却期間の長さが水プール中での使用済燃料棒無限配列体系の反応度と与える影響を計算した結果の例をFig. 3.13に示す [36]。この例は、初期 ^{235}U 濃縮度は4.7 wt%で、50 GWd/t燃焼したPWR燃料の核種組成を内蔵のPWR-UEライブラリを用いてORIGEN2.1 [3]によって求め、SRACコードシステム [37]によって中性子増倍率を算出したものである。また考慮したアクチニド

は U, Pu, Am, Cm である。核分裂生成物は希ガスを含めた 45 核種を考慮しており、全核分裂生成物の 95% 以上の中性子吸収割合を有する。

短寿命の核分裂生成物の崩壊が終了すると、 ^{241}Pu の ^{241}Am への変換や中性子断面積の大きい ^{155}Gd の蓄積が冷却とともに進行するため、初期の核分裂生成物短寿命核種の減衰によるピーク期間を除いて体系の反応度は冷却時間の増大とともに単調に減少する。従って核種組成評価を行う場合には、輸送・貯蔵施設の運用に応じた最も短い冷却期間を考慮する必要がある。

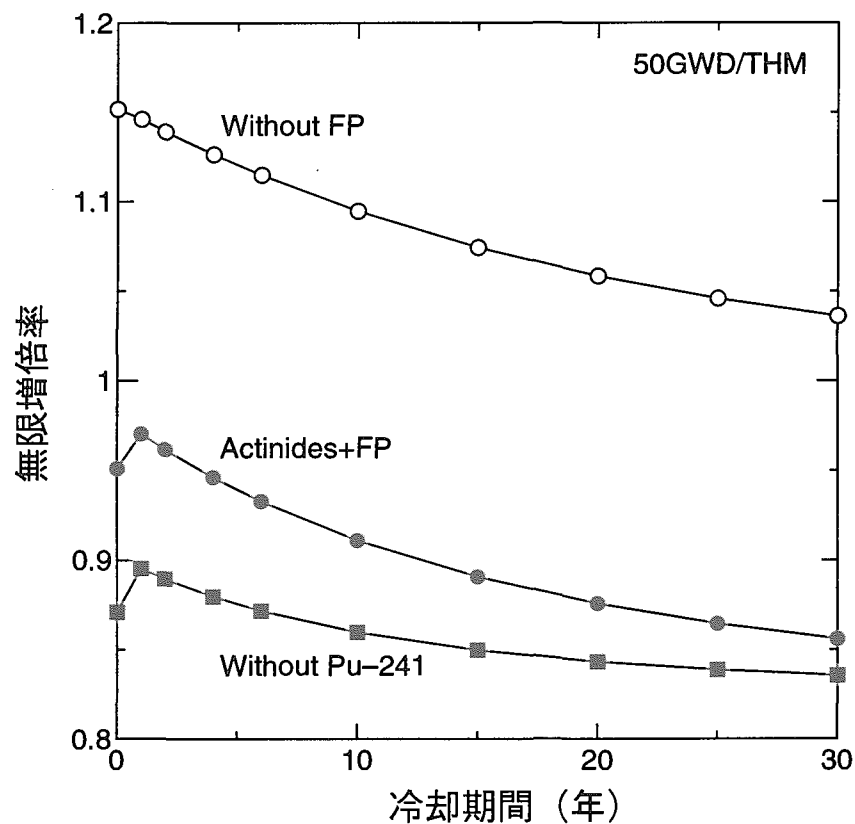


Fig. 3.13 冷却時間に対する無限増倍率の変化 [36]

3.4.3.6 ホウ素濃度

PWR の 1 次冷却系には過剰な初期反応度を抑制するためホウ素が添加されていて、このホウ素に含まれる熱中性子吸収性の ^{10}B 同位体が、燃焼と共に減少し、燃料の燃焼による反応度減少効果を相殺するために用いられる。このホウ素濃度は、サイクル初期には最高濃度とし燃焼が進むにつれ濃度を漸次低くするように運転が行われる。

冷却水中のホウ素は、熱中性子を吸収するため炉心及び燃料集合体内の中性子スペクトルを硬化させ、従って ^{238}U の共鳴吸収による核分裂性プルトニウムの生成を促し、 ^{235}U の消費を少なくして同

一の熱発生を生じさせるようにする働きを持つ。この結果、炉から取り出し時の使用済燃料は同一の燃焼度のもとで、ホウ素を用いない場合に比べて高い反応度価値を有することとなる。従って、核種組成評価のためには、炉運転中の冷却水中ホウ素濃度を高めに設定すべきである [30]。

一般にホウ素濃度は、サイクル初期で 1200ppm 程度、サイクル末期では 50ppm 以下程度となることが知られている。ホウ素濃度は燃焼の進行に合わせてサイクル照射期間中に連続的に調整運転されるので、サイクル平均ホウ素濃度を求めて、これを核種組成評価に用いてもよい。実際には燃料集合体毎にサイクルの変動に伴う多少のバラツキが考えられるので、これを考慮した最高サイクル平均ホウ素濃度を求めて、これを用いる [35]。

4. 臨界評価法

使用済燃料の形状寸法、及び使用済燃料の核種組成を含む物質構成が与えられると、臨界安全性が一般に臨界計算によって示される。計算手法、コードの概要と検証、臨界計算上考慮すべき因子とその評価例を示す。なお、3.2 節で説明したように、燃焼計算コードの中には燃焼計算による核種組成に基づき、体系の臨界計算に引き渡す群定数を評価するものもあり、この場合、臨界計算コードには核種組成ではなく、核種組成、形状及び減速材条件等を考慮した群定数が引き渡されることとなる。

4.1 臨界計算手法の概要

臨界計算では、中性子輸送方程式を解いて、体系の固有値である中性子増倍率を求める。単純な幾何形状を有する体系の中性子増倍率の計算には、1, 2 次元拡散近似法や離散化座標 (S_N) 法が広く用いられる。使用済燃料輸送容器やコンクリート貯蔵容器のような複雑な幾何形状を有する体系を解析するには、3 次元モンテカルロ法が用いられる。体系が比較的単純な場合には、計算時間が短い 3 次元の拡散近似法も用いられる。

4.1.1 拡散近似法

拡散近似法では、体系内の中性子は平均的なしたがって巨視的なふるまいをするものとして記述される。そこでは、中性子密度は統計的な平均値として取扱われる。拡散近似法による計算コード（拡散コード）を用いる際には通常、体系の幾何形状が規則的で直交座標系で表されなければならない、モデル化に注意を要する。拡散近似法では、中性子の運動方向を忠実に取扱うことができない。輸送方程式の中の方向変数は除かれ、代りに中性子流 J が以下に示すフィックの拡散法則により導入される。

$$J = -D \cdot \text{grad} \phi \quad (4.1)$$

ここで、 D は拡散係数、 ϕ は中性子束である。

フィックの拡散法則は、体系内で中性子の吸収が散乱に比べて相対的に弱く、原子核との衝突によって中性子の大部分が散乱される（すなわち $\Sigma_a \ll \Sigma_s$ が成立する）場合に成り立つ。さらに、フィックの拡散法則が成り立つのは、考えている体系の境界や中性子源より、中性子の平均自由行程の数倍以上離れた領域である。よって、寸法の小さい体系、ボイドを含む体系、局所的な強い中性子源を含む

体系、あるいは中性子を散乱しにくい物質からなる体系に対しては、拡散近似法の適用性には注意を要する。そのため、一般的に拡散コードは大きい体系を解く場合に使用されることが多い。その場合でも、拡散近似が成り立たない領域（例えば燃料要素の周辺等）においては、輸送理論によって得られる補正（これを輸送補正と言う）を取り入れることが必要である。

一般に拡散近似法は他の計算法と比べて計算が簡単であり、2次元あるいは3次元の複雑な幾何形状の体系でも有限要素法あるいは有限差分法を用いた計算コードを用いれば、計算時間は短くて済み、計算精度も比較的良好。従って、精度の良い中性子増倍率は厳密な理論に基づく計算コードによっても、中性子束分布の概略推定には拡散近似法計算コードが多く用いられる。拡散コードは、拡散方程式の最大固有値（中性子増倍率）に対応する中性子発生分布を、繰返し法により、収束するまで求める。ここで特に注意を要するのは収束の判定である。収束判定は繰返し計算における前回の値と今回の値との相対誤差を入力基準値と比較して行われるが、これが真の解からの誤差を用いて行われているのではない。したがって、希望する固有値の誤差の範囲が 10^{-3} ならば、実際の計算における収束判定基準値は、それより一桁厳しい 10^{-4} とするのがよい。拡散方程式のような変数の離散化を行うコードを使用する場合、空間メッシュの設定の方法、群定数の群縮約の方法によって、得られる中性子増倍率が異なることがある。よって、それらに関する補正を行うことがある。それらの効果をそれぞれ、メッシュ効果、群効果と言う。

4.1.2 離散化座標 (S_N) 法

S_N 法では輸送方程式の数値解が直接求められる。拡散近似法と同様、 S_N 法では中性子密度が統計的な平均値として取扱われる。

S_N 法は中性子の運動方向を変数として扱うことが可能で、空間領域をメッシュに区切り、方向変数の領域（角度）をいくつかの離散化した方位に分割する。 S_N の N は離散化した方位のうち異なった方向余弦の数を示す。 N が大きくなれば方向分割は密にとられ計算精度は向上するが計算時間も膨大となり収束性も悪くなる。空間領域のメッシュ分割数についても同様のことがいえる。 S_N 法の利点は拡散近似法では扱えないような体系、たとえば形状寸法が小さく、ボイドを含み、あるいは強い局所的な中性子吸収・発生源を有するような体系にも適用可能なことである。1次元 S_N コードは計算時間も比較的短いので、臨界性の傾向を調べたりパラメータサーベイするときに多用される。

S_N コードも、拡散コードの場合と同様に、輸送方程式の最大固有値（中性子実効増倍率）に対応する中性子発生分布を、繰返し法により、収束するまで求める。ここで特に注意を要するのは収束の判定であり、拡散近似法と同じ注意が必要である。

S_N コードを使用する場合に注意をしなければならないのは、射線効果 (Ray effect) である。射線効果は、2次元あるいは3次元の S_N コードにおいて、物理的にあり得ない中性子束の振動を生ずることで、角度の離散化を行った方向のみに中性子が飛行することが原因である。射線効果は、散乱断面積が小さくなり、吸収断面積が大きい場合に顕著になる現象であるので注意が必要である。また、拡散近似法の場合と同様に、メッシュ効果、群効果についても注意を払う必要がある。

4.1.3 衝突確率法

拡散近似や S_N 法は、変数を離散化して微分方程式を解き中性子束分布を求める方法である。この方法は、中性子束の変化が緩やかである場合には、少ないメッシュ点でも正確な解を与えることが可能であるが、中性子の平均自由行程が考えている体系よりも短い場合には、その体系内における中性子束の変化が急激になり、微分型の解法によって正確な解を求めようとすると、メッシュ数を多くとる必要が出てくる。それに対して、積分型の輸送方程式とよばれる形式の方程式を解く場合には、差分をとって解を求めるのではないので、少ないメッシュ数で正確な解を求めることが可能であることが知られている。積分型の中性子輸送方程式の積分核は、中性子がある距離を飛行したのちに核と衝突を行う確率と関係付けられるので、衝突確率法とよばれる方法で解かれることが広く行われている。衝突確率法による積分型輸送方程式の解法は、上に述べた特徴のために、軽水炉の燃料集合体内の燃料棒ピンに代表される非均質体系に対して、領域平均の実効断面積を求めるという場合に使用されることが多い。そのようにして求められた領域平均の実効断面積を用いて、さらに大きな体系の中性子束分布や固有値を、拡散近似、 S_N 法、そして以下に述べる多群モンテカルロ法によって求めることが広く行われている。

4.1.4 モンテカルロ法

モンテカルロ法による臨界計算は、他の理論によるものと比べて2つの点で有利である。ひとつは幾何形状の取扱いであり、もうひとつは核断面積データの取扱いである。使用済燃料集合体の配列を内包した輸送容器等の複雑な形状は1次元あるいは2次元の S_N コードで扱うには限界があるが、モンテカルロコードは各種幾何形状をパッケージ化した入力オプションを揃えかつこれらの組合せも可能であり、さらに一般形状オプションも備えているので幾何形状入力に関しては適応力がある。モンテカルロコードでは体系内の中性子のふるまいをひとつずつ追跡するので、核断面積データの値は中性子が原子核と衝突する際の反応の確率として使用される。KENO V.a [45] に代表されるモンテカルロコードでは計算機の記憶容量への配慮からエネルギーを多群化している。一方、計算機が大容量かつ高速化している現在では、連続的なエネルギー点をそのまま利用することで多群化による近似を排した、いわゆる連続エネルギーモンテカルロコードも用いられている。モンテカルロコードは S_N コードのような空間及び方向のメッシュ分割が不要なため、差分近似法に伴う誤差を含まない。しかし本質的に乱数によるサンプリング手法を駆使した統計計算であるため、モンテカルロコードでは統計誤差範囲内で計算結果を解釈することになり、この統計誤差を小さくするにはより多くの中性子ヒストリー数（1世代当たりの中性子数×世代数）すなわち計算時間を必要とする。モンテカルロコードでは、一つ一つの中性子の反応過程を与えられた確率データに基づいて追跡し、核分裂によって発生する中性子数 F 、吸収されて消滅する中性子数 A 、体系から漏洩して失われる中性子数 L を積算し、次式により実効増倍率 k_{eff} を計算する。

$$k_{eff} = \frac{F}{A + L} \quad (4.2)$$

モンテカルロコードによる計算で最も注意を要するのは、中性子発生の空間分布である。計算開始時には基本モードが知られていないので、適当に平坦分布あるいは余弦分布などを仮定し、1世代あ

たりふつう数百ないし数千の中性子数をその分布に従って発生させる。2世代目以降は前の世代で核分裂の生じた場所を記憶しておき中性子発生分布とし、普通100世代以上繰り返し計算する。世代が進むにつれて中性子発生分布は基本モードに近づいてゆくが、初めの数世代はまだ基本モードからかけ離れている。そのため、初めの数世代の k_{eff} は、体系の平均 k_{eff} を統計量として算出するときには除外（スキップ）する。1世代あたりの中性子数、計算世代数、スキップ世代数、初期中性子発生分布をどのように選んだらよいかは、計算精度と計算時間とのかねあいでケース・バイ・ケースに考えなければならないが、最終的に出力される平均 k_{eff} は基本モードの中性子発生分布に基づいており、標準偏差も妥当な値に算出されるようにすることが必要である。モンテカルロコードを使用するときに生じる誤りの多くは、中性子発生分布が基本モードに達する以前の計算結果をも積算して、最終的な体系の k_{eff} を算出してしまうことである。このことは世代ごとに算出される k_{eff} の世代平均値に誤差を生むばかりでなく、 k_{eff} 計算値の標準偏差の推定を誤る。スキップ世代数の確かな判定基準はないが、中性子発生分布が基本モードに近づけば、世代ごとの分布の変動は小さくなるので、各世代の k_{eff} 計算値の変動も小さくなるはずである。従って、各世代 k_{eff} 計算値の変動が誤差範囲にあるようになれば、中性子発生分布が基本モードに近づいたと判断し、そのようになった世代以降の計算結果を最終的な統計量の計算に使用すればよい。

以上述べたことは、1世代あたりの中性子発生数が十分多い場合に当てはまることであり、少ない数で計算する場合には別の問題が生じることもある。たとえば世代ごとの中性子発生分布が安定せず基本モードに近づいてはまた離れてゆくこともある。この場合には1世代あたりの中性子数を増やして再計算すべきである。また、1世代あたりの中性子数が少ないと各世代の実効増倍率の統計誤差が大きくなる。このことはスキップ世代数を増大しなければならないことも加わり、残りの世代で平均した実効増倍率の標準偏差を大きくしてしまう。したがってモンテカルロコードではヒストリー数あるいは計算時間が限られているときには、世代数を少なく1世代あたり中性子数を多く選ぶことも一案である。スキップ世代数を少なくするには、初期中性子発生分布を可能なかぎり基本モードに近づけるべきである。単純な幾何形状であれば、理論的に基本モード分布が予想されるし、仮に平坦分布を入力しても比較的早い世代で基本モードに収束してしまうので問題は少ない。ところが、少し複雑な幾何形状を有する体系では基本モードの生成に多くの世代を要するので、あらかじめ簡単化したモデルを用いて、拡散計算コードなどにより初期中性子分布を推定し、モンテカルロコードに入力する方法も考えられる。

4.2 臨界計算コードの種類

Table 4.1 に臨界計算コードの一覧を示す [6, 14, 16, 38–42, 44–47, 49]。

これらの計算コードの利用には、それらと組合わせる核定数（ライブラリと呼ぶ）が必要である。ライブラリは、多群あるいは連続エネルギー（実際には非常に詳細なエネルギー点の集合である）の形式で、ENDF/B [50] や JENDL [17] などの核データファイルを処理して特定のコードのために作成されるものである。

多群形式のライブラリは、さらに共鳴自己遮蔽効果や非均質補正を取り入れ、また、断面積データのフォーマットを臨界計算コードで使用するフォーマットにあわせるため、断面積処理プログラム

によって処理される。これにより、それぞれの臨界計算コードの入力となる断面積データファイルが作成される。共鳴自己遮蔽を考慮した実効断面積を作成する方法としては、f-table を利用した方法が一般的である。また、非均質補正に関しては、ダンコフ係数を使用した方法が一般的に用いられている。断面積処理の具体的な説明は本資料の範囲を超えるので省略するが、そういった方法が各ライブラリ処理コードの特徴になっているのである。他方、連続エネルギーライブラリを用いるコードでは、このような共鳴自己遮蔽や非均質補正をとりいれるためのライブラリ処理は行わなくてもよいという利点がある。臨界計算コードにより中性子増倍率を算出するにあたっては、使用するライブラリの精度をあらかじめ十分に検討する必要がある。なぜなら、その精度が算出される中性子増倍率の精度に直接影響するからである。

Table 4.1 臨界計算コードの例

解法	コード名	取り扱い体系	エネルギー群
拡散	CITATION [38]	3 次元	多群
Sn	ANISN [39]	1 次元	多群
	XSDRN [40]	1 次元	多群
	DOT [41]	2 次元	多群
	TWOTRAN [42]	2 次元	多群
	DANTSYS [43]	1-3 次元	多群
衝突確率法	SRAC95 [14]	2 次元	多群
モンテカルロ法	KENO IV [44]	3 次元	多群
	KENO V.a [45]	3 次元	多群
	KENO VI [46]	3 次元	多群
	MULTI-KENO [47]	3 次元	多群
	MCNP4C [48]	3 次元	連続
	MVP [6]	3 次元	連続

計算機の高速化に伴い、現在ではモンテカルロ法が臨界評価に使用されるコードの主流となっている。以下に主要なモンテカルロコードの概要を示す。

4.2.1 MVP

MVP は、連続エネルギーモンテカルロ臨界計算コード VIM を基にして日本原子力研究所で開発された。このコードには、非分離共鳴領域での中性子スペクトル計算が正確に行なえるという利点がある。中性子ばかりではなく、ガンマ線の輸送も取扱え、臨界計算と遮蔽計算の両方が可能である。高速・高精度計算を目指して、当初は特にベクトル計算機を使用することを前提に開発がすすめられた。現在は、ベクトル計算機のみではなく、ベクトル-並列方式やワークステーション上での計算でも、MCNP に比して高速に計算することが可能になっている。

MVP では、高速計算を実施するために、多重格子表現法を導入している。直方体あるいは正六角

形状の格子領域を定義でき、各格子内にセルが配置される。セル内は、固有の座標系で表現され、内部に更に格子領域を定義できる。中性子増倍率の計算精度を上げるため、中性子増倍率の定義2種類（核分裂により生成される中性子の重み/源の中性子総数の重み、中性子の生成/中性子の消滅）と反応率の計算法3種類（衝突、吸収、飛跡長評価）とを組合わせて、併せて6つの独立な方法によって求めた k_{eff} から最尤法により最も信頼度の高い k_{eff} を求めている。その他、利用上便利な以下の特徴を有している。

1. 幾何形状の表現には、組合わせ形状方式を採用している。
2. アルゴリズムを変えずにエネルギーを多群にした計算コード GMVP も使用可能である。
3. 核データとして、JENDL-3 用及び JENDL-3.2 用ライブラリが準備されており、核種の追加手段も提供している。
4. メーリング・リストによって、不明な点を開発者や他のユーザーに尋ねることができる。
5. 入力データの記述にはデータ名付き自由形式を用いている。即ち、「データ名（データ）」という形でデータを与えており、入力作成時の記述を自由性を持たせており、入力データを見易くできる。

4.2.2 MCNP

MCNP は、米国のロスアラモス国立研究所で開発された連続エネルギーモンテカルロ輸送計算コードであり、エネルギーを連続的に扱えることが大きな特徴であり中性子ばかりでなく光子の輸送計算を行うことができる。本稿執筆時の最新バージョンは MCNP4C であるが、ここではこれまでに広く利用されてきた MCNP4B [49] の特徴について以下に述べる。

MCNP コードで臨界計算を行うには、基本的には中性子を1個ずつ追跡して、吸収、散乱などの物理的現象をランダムサンプリングの手法を用いて解析し、中性子増倍率や即発中性子寿命などの情報を集積して行く手法が採られている。この場合、いわゆる非アナログモンテカルロ計算が採用され、中性子に統計的ウェイトを付与して原子核による捕獲ごとにウェイトを減じ、最終的にロシアンルーレットにより中性子の生死を決める。MCNP は、モンテカルロ法の特徴である任意の3次元幾何形状を取り扱うことができ、平面や球、円柱などの面で囲まれた領域をセルとして扱う。MCNP の計算の流れは以下の通りである。

1 サイクル当たりの公称中性子ヒストリー数 (N) を指定すると、一般にはこれと異なる数 (M 個) の中性子が各サイクルの中性子ヒストリーの始めに順次1個ずつ線源から等方に放出される。この場合、線源中性子のウェイトは N/M であり、それぞれのサイクルで M 個ではなく N 個の中性子ヒストリーが開始されたように規格化される。核分裂中性子の最初のサイクルの空間発生分布は、次の3つの方法のうち1つをユーザーが入力データで指定する。

1. x, y, z の3次元座標で指定する (KSRC カード)。
2. 体積中の一様な分布を指定する (SDEF カード)。
3. 前回の MCNP の臨界計算で貯えられた核分裂中性子分布を使用する (SRCTP ファイル)。

その後のサイクルでは、前のサイクルの中性子輸送における原子核との衝突点を核分裂中性子発生

点と見なして蓄積した分布を用いる。最初の I_0 サイクル (スキップされるサイクル数) は、中性子発生の空間分布が正しい分布に収束するために用いられ、与えられた問題に対する k_{eff} の平均値を求めるためには用いられない。次のサイクルから中性子追跡による k_{eff} と他の炉物理パラメータに関わる情報が蓄積される。

MCNP では、核分裂が捕獲として扱われること以外は、中性子は標準のランダムウォーク過程によって指定した幾何形状の体系中を輸送される。それぞれの衝突点で次の 4 ステップの計算が実行される。

1. 吸収と衝突過程の推定演算子を用いて、即発中性子寿命の評価量が蓄積される。
2. 核分裂が可能な媒体に対して、 k_{eff} の評価量が 3 個の (衝突, 吸収, 飛跡長) 推定演算子により蓄積される。
3. 核分裂が可能な媒体に対して、 η (≥ 0) 個の核分裂点が蓄積される。ここで、

$$\eta = W\nu_{bar}(\sigma_f/\sigma_t)(1/k_{eff}) + \text{random number} \quad (4.3)$$

W 中性子のウェイト

ν_{bar} 核分裂により発生する平均中性子数

σ_f 微視的核分裂断面積

σ_t 微視的全断面積

k_{eff} 前のサイクルで衝突推定演算子により求められた k_{eff}

4. 上記 3 ステップ後に、衝突核種と核反応種類がサンプリングされる。ただし、核分裂自体は捕獲として扱われるためこのサンプリングから除外される。

それぞれのサイクルの終わりで、そのサイクルでの k_{eff} 平均値が、ステップ 2 で述べた 3 種類の k_{eff} 蓄積情報を最尤推定法により処理して求められる。さらにステップ 3 で蓄積された情報から、次のサイクル計算のための核分裂中性子発生分布と発生数 M が算出される。この場合、 M はサイクル毎に異なる値を取りうるが、サイクル当たりの中性子ヒストリー数 N は不変なので、中性子全体のウェイトは保存される。

4.2.3 KENO V.a [45]

KENO V.a は、米国のオークリッジ国立研究所で開発され、世界的に広く用いられてきた多群エネルギーのモンテカルロ臨界計算コード KENO IV [44] を以下の点で改良したものである。

1. 幾何形状入力

KENO V.a では、KENO IV で使用可能な特殊形状のうち、円筒、部分円筒、球、部分球の中心を指定できるようになった。これにより、同一中心でない円筒と球の使用も許容される。また、部分円筒と部分球は半円筒と半球に制限されておらず、その切断面は中心から切断面までの距離 ρ を入力することにより指定できる。この ρ の値は、半径の正の大きさ (完全な円筒あるいは球を与える) から、半径の負の大きさ (体積 0 を与える、存在しない円筒あるいは球を与える) まで範囲を取ることができる。この他に、KENO V.a では、配列の配列 (array-of-arrays) と

ホール (hole) のオプションが追加された。配列の配列オプションは、他の配列から配列を組み立てることを可能にし、ホールオプションは、ある UNIT (BOX TYPE) を他の UNIT 内に配置することを可能にする。

2. スーパーグルーピング

KENO V.a には、断面積、中性子束、アルベドなどのエネルギー依存情報のスーパーグルーピング機能が設けられた。これは、計算機の記憶容量が、1 回で全問題を保持するのに不十分であるときに自動的に作動する。KENO V.a は、問題を実行するのに必要なスーパーグループの数を決定する。スーパーグループの数が決定されると、エネルギー依存データはスーパーグループに配置され、直接アクセススーパーグループファイルに書かれる。スーパーグルーピングの有利な点は、大きな問題を小さな計算機で実行できることである。

3. 微分アルベド

微分アルベドは、反射体内での追跡を排除するために開発されてきたもので、中性子が反射体に衝突した点にヒストリーを戻し、入射エネルギーと極角度 (polar angle) に依存した接合密度関数から、放出エネルギーと極角度を選ぶものである。ヒストリーの重みは、これも入射エネルギーと角度を基にした反射体からの関数の戻りによって調整される。微分アルベドは、KENO V.a においても Hansen-Roach 16 群エネルギー構造に対応したデータが唯一利用可能であるものの、以前は Hansen-Roach 16 群エネルギー構造のみの問題だけに使用が限られていたものが、KENO V.a ではアルベドデータのエネルギー構造を変換することが可能になり、他のエネルギー群構造の問題にも使用が可能になった。

この他、入力データの形式も変更されており、パラメータデータの指定において、単純なカード入力形式から、入力順序が柔軟な形式になっている。

4.3 臨界計算コードの検証

臨界計算コードに最も要求されることは、体系の中性子増倍率を正確に計算することである。計算コードの結果の正確さは、解析対象と類似の実験データや認定された標準問題に対する計算結果、あるいはそれらを用いて信頼性が確認された計算コードの比較によって検証される。

使用済燃料体系に対する臨界計算コードの検証のための使用済燃料を用いたベンチマーク臨界実験は、その実施の困難性からこれまでほとんど行われたことがない。このため、アクチニドのみの燃焼度クレジットの検証用データとしては、ウラン酸化物とプルトニウム酸化物の混合である MOX 新燃料を用いた臨界実験のデータで代用せざるを得ない。

核分裂生成物を含んだ燃料体系に関する臨界実験データが得られていない現状では、天然組成の核分裂生成物を含んだ模擬燃料による反応度測定実験が行われているのでそれを利用できる [51, 52]。今後多くの核分裂生成物に関して同様の実験を行い、核分裂生成物に対する臨界計算コードの検証が可能となるようにすることが望ましい。さらに、将来的に使用済燃料中の核分裂生成物も考慮した燃焼度クレジットのレベルを導入する場合に備えて、使用済燃料を用いたベンチマーク臨界実験データの取得が望ましい。以下に、MOX 系を例として検証用データ及び検証例について述べる。

4.3.1 検証用データ

4.3.1.1 ICSBEP

OECD / NEA の国際臨界安全ベンチマーク実験プロジェクト ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Experiment Project) 第 6 巻に収録されているウラン-プルトニウム混合燃料体系の実験データがアクチニドを含む体系のベンチマーク用に有用である [53]。

MOX 燃料棒配列体系としては Table 4.2 に示した 9 つのベンチマーク評価が掲載されている。た

Table 4.2 ICSBEP で評価された MOX に対する臨界実験一覧

Name	Title	Number of Data
MIX-COMP-THERM-001	Water reflected mixed plutonium-uranium oxide(20 wt.% Pu)pins	4
MIX-COMP-THERM-002	Rectangular arrays of water-moderated UO_2 -2wt.% PuO_2 (8% ^{240}Pu)fuel rods	6
MIX-COMP-THERM-003	Rectangular arrays of water-moderated UO_2 -6.6wt.% PuO_2 fuel rods	6
MIX-COMP-THERM-004	Critical arrays of plutonium-uranium fuel rods with water-to-fuel volume ratios ranging from 2.4 to 5.6	11
MIX-COMP-THERM-005	Water-moderated mixed plutonium-uranium oxide pins, 4.0wt.% PuO_2 18% ^{240}Pu , natural uranium	7
MIX-COMP-THERM-007	Hexagonal arrays of water-moderated UO_2 -2wt.% PuO_2 (16% ^{240}Pu)fuel rods	27
MIX-COMP-THERM-008	Mixed oxide fuel pin lattice-2.0wt.% PuO_2 , 24% ^{240}Pu , natural uranium	6
MIX-COMP-THERM-009	Mixed oxide fuel pin lattice-1.5wt.% PuO_2 , 8% ^{240}Pu , depleted uranium	6
MIX-COMP-THERM-010	Mixed oxide fuel pin lattices in plutonium-uranium nitrate solution	11

Total: 84

だし、MIX-COMP-THERM-010 はプルトニウムが約 20 %の MOX 燃料棒がウラン-プルトニウム混合溶液中に配列した体系である。溶液燃料中に燃料棒が配列した実験体系は公開されたものが少なく、この実験データは信頼性に足るものとしては唯一のものであると考えられる。

ウラン-プルトニウム混合溶液体系としては **Table 4.3** に示した 001 から 005 までのベンチマーク評価が掲載されている。

これらのプルトニウム溶液の同位体組成は、いずれも ^{239}Pu が 90 wt% を超えるものである。ウランはいずれも劣化ウランである。なお、この他に、MIX-SOL-THERM-006 として 6 件の実験データの記載が予定されている。このデータは、 ^{240}Pu の同位体組成が 20wt% あり、またガドリニウムを含むことが特徴である。

Table 4.3 ICSBEP で評価された MIX 溶液に対する臨界実験一覧

Name	Title	Number of Data
MIX-SOL-THERM-001	Critical experiments with mixed plutonium and uranium nitrate solution at a plutonium fraction of 0.2 and 1.0 in annular geometry	13
MIX-SOL-THERM-002	Critical experiments with mixed plutonium and uranium nitrate solution at a plutonium fraction of 0.2 and 0.5 in large cylindrical geometry	3
MIX-SOL-THERM-003	Water/polyethylene reflected cylinders of plutonium/natural uranium nitrate	10
MIX-SOL-THERM-004	Critical experiments with mixed plutonium and uranium nitrate solution at a plutonium fraction of 0.4 in small cylindrical geometry	9
MIX-SOL-THERM-005	Critical experiments with mixed plutonium and uranium nitrate solution at a plutonium fraction of 0.4 in slab geometry	7
MIX-SOL-THERM-006 (Not Included Now)	Mixed uranium plutonium (29.87%) nitrate solutions poisoned with gadolinium	(6)

Total: 42 (+6)

4.3.1.2 臨界安全ハンドブックで採用されたデータ

上記 ICSBEP に登録された実験以外に、MOX 関連のベンチマーク実験として以下のものが臨界計算コードの検証に使われている。

- 英国 AEW, ポリスチレン中の均質 MOX 粉末臨界実験 [54]
- 米国 PNL, ポリスチレン中の均質 MOX 粉末臨界実験 [55-57]
- 米国 PNL, 高速実験炉用燃料棒の臨界実験 [58]

4.3.1.3 PWR のアクチニドのみを考慮する燃焼度クレジット設計で採用されたデータ

上記 ICSBEP に登録された実験以外に、MOX 関連のベンチマーク実験として以下のものが臨界計算コードの検証に使われている。

- PNL Mixed Fuel Pin(MOX, UO_2) Critical Experiments [59]
- Plutonium Utilization Program(PUP) Critical Experiment [60]

4.3.2 検証例

4.3.2.1 臨界安全ハンドブックでの検証例

臨界安全ハンドブック [1] では、臨界安全評価システム JACS (137 群多群定数ライブラリ MGCL とモンテカルロ法中性子輸送計算コード KENO IV の組み合わせによる) に対して、燃料体系、単純形状/一般形状、均質/非均質体系別に臨界ベンチマーク実験を解析し、誤差評価を行い、統計処理により推定臨界増倍率及び推定臨界下限増倍率を求めている。

反射体付き均質 MOX 体系グループ及び反射体付き非均質 MOX 体系グループに対する推定臨界増倍率 (臨界実験データによる解析値であり、この値が算出されれば対象系が臨界であると判断される増倍率) は 1.0 に近いか約 1% 過大評価である。また、推定臨界下限増倍率 (ベンチマーク計算結果を統計的に処理して、この値以下に対象系の臨界計算結果が算出されれば未臨界と判断される) は、いずれも 0.98 となっている。

4.3.2.2 米国でのアクチニドのみを考慮する燃焼度クレジットの検証例

PWR 使用済燃料の輸送に対してアクチニドのみを考慮する燃焼度クレジットを取り入れた設計法 [30] が米国 DOE から提案され、NRC の規制レビューが完了した。DOE の提案では、臨界評価に関して、SCALE4.2 の CSAS/CSASX シーケンス (KENO V.a を中心とする臨界計算シーケンス) を計算コードの代表例として、以下のように検証が行われている。

検証方法は多くの臨界実験を解析し、Lower-Tolerance-Band Technique で統計処理して臨界下限増倍率を求める方法である (なお、最大許容増倍率は、臨界下限増倍率から管理用の余裕 $5\% \delta k/k$ を引いて設定している)。検証は、 UO_2 系と MOX 系各々独立に行うものとし、厳しい方を採用するとし

ている。MOX 系の検証に使われた臨界実験は、

- EPRI Clean Critical Experiment
- Saxton MOX Critical Experiment
- PNL Mixed Fuel Pin(MOX, UO_2) Critical Experiment
- Plutonium Utilization Program(PUP) Critical Experiment
- Tank-Type Critical Assembly(TCA) MOX Critical Experiment

の 5 つで、各々 6, 6, 1, 23 及び 11 ケースの計 47 ケースである。

4.3.2.3 燃焼度クレジット臨界安全国際ベンチマーク

OECD / NEA 主催で燃焼燃料体系に対する燃焼・臨界計算コードの検証のための臨界安全国際ベンチマーク作業が実施されている。幾つかの過程（フェイズ）に応じて設定された標準問題に対して、各国の参加機関代表の専門家が独自の解析手法を用いて PWR 及び BWR 使用済燃料集合体の核種生成崩壊計算、輸送・貯蔵体系の中性子増倍率計算を実施して、計算結果を持ち寄り比較検討している [61-66]。その結果を基に、算出された中性子増倍率に対するマイナー・アクチニド及び核分裂生成物の存在の影響や、燃焼度、燃焼度分布などに関する感度を国際協力で評価している。ベンチマーク作業の進捗状況を **Table 4.4** に示す [65]。これらの結果を参照することによって、臨界及び燃焼計算コードを燃焼燃料の臨界安全評価に適用する場合の計算誤差の程度を推定することができる。

4.3.2.4 その他の評価例

最近、連続エネルギーモンテカルロ法計算コード MCNP4A と JENDL-3.2 あるいは ENDF/B-V ライブラリを組み合わせた臨界計算コードシステムの検証のために、米国 Westinghouse Reactor Evaluation Center (WREC) で 1965 年に Critical Reactor Experiment (CRX) facility を用いて実施された軽水減速 UO_2 -6.6 wt% PuO_2 の臨界実験 [67-70] の解析が行われた。この臨界実験データは古いですが、最近の OECD/NEA の国際臨界安全ベンチマーク評価計画 (ICSBEP) による見直しが行われた品質の高いデータである。解析結果は、いずれのライブラリにおいても、中性子増倍率が 0.996 から 1.007 に算出されている [71]。また、MCNP4A と JENDL-3.2 の組み合わせによる原研の TCA を用いて実施された軽水減速 UO_2 -3wt% PuO_2 の臨界実験 [72-74] の解析も行われ、解析結果は、燃料棒の間隔及び格子の大きさをパラメータとした 4 ケースについて、平均値は 1.000 ± 0.005 となっている [75]。この実験は 1971 年に行われ、上記 WREC 実験データと同様に最近の ICSBEP の見直しによる品質保証を受けている。

Table 4.4 OECD/NEA 臨界安全ベンチマークグループで提示されたベンチマーク問題一覧 [65]

Benchmark	Primary objective	Status
Phase I-A	Examine effects of seven major actinides and 15 major fission products for an infinite array of PWR rods. Isotopic composition specified at 3.6 wt.% ^{235}U at 0, 30, 40 GWd/MTU and at 1 and 5 year cooled.	Completed 13 cases Ref. [61]
Phase I-B	Compare computed nuclide concentrations for depletion in a simple PWR pin-cell model, comparison to actual measurements at three burn-ups (27.34, 37.12, and 44.34 GWd/MTU). Comparisons made for 12 major actinides and 15 fission products for each burn-up case.	Completed 3 cases Ref. [62]
Phase II-A	Examine effect of axially distributed burn-up in an array of PWR pins as a function of initial enrichment, burn-up and cooling time. Effects of fission products independently examined. Isotopic compositions specified.	Completed 26 cases Ref. [66]
Phase II-B	Repeat study of Phase II-A in a 3-D geometry representative of a conceptual burn-up credit transportation container. Isotopic compositions specified.	Completed 9 basic cases and 2 accident configurations. Ref. [63]
Phase II-C	Complementary study on the sensitivities due to different burn-up axial profiles across the full range of burn-ups.	Proposed.
Phase III-A	Investigate the effects of moderator void distribution in addition to burn-up profile, initial enrichment, burn-up and cooling time sensitivities for an array of BWR pins. Isotopic compositions specified.	Report for 22 cases being finalised. Ref. [64]
Phase III-B	Compare computed nuclide concentrations for depletion in a BWR pin-cell model.	Draft results in review. Ref. [64]
Phase IV	Investigate burn-up credit for MOX spent fuel.	In progress.

4.4 臨界計算上考慮すべき因子とその評価例

4.4.1 臨界安全評価上考慮してよい核種

燃焼計算コードを使用することで、コードによって異なるが、数十から数百核種の使用済燃料核種組成が得られる。それらの核種のうち、どの核種を考慮する必要があるか（あるいはどの核種を考慮しなくてよい）については、臨界評価上重要な点である。

一般に、中性子増倍率が保守的となるように、

1. すべての核分裂性物質は考慮する
2. 中性子を吸収する同位体は考慮しなくてもよい

という考えのもとに考慮する核種が決定される。また2について、特定の状況においてその存在が保証できない同位体は、反応度的に保守的になるように考慮しない。以下に、考慮してもよいアクチニド核種及び核分裂生成物に関して述べる。

4.4.1.1 アクチニド核種

4.3.2.3 で述べた国際燃焼度クレジット臨界安全ベンチマーク計算では、 UO_2 使用済燃料の臨界計算で考慮するアクチニド核種として ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{237}Np を選択している。また、NRC が 1999 年 5 月に認めた PWR のアクチニドのみを考慮する燃焼度クレジットでは [30], ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am を考慮するアクチニドとして選択している。後者で ^{236}U と ^{237}Np が考慮されないのは、 ^{236}U に関してはそれによる反応度低下の証拠がないこと、 ^{237}Np については測定値と実験値の差が大きいことが挙げられている。

本ガイド資料においては、米国の例と同様に ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am を考慮するアクチニドとして選択するものとする。

4.4.1.2 核分裂生成物 (FP) 核種

本ガイド資料はアクチニドのみを考慮した燃焼度クレジットの導入を想定し、作成したものであるが、将来的には核分裂生成物も考慮した燃焼度クレジットの導入も考えられている。核分裂生成物を考慮するということは、アクチニドのみの場合に比べて反応度をさらに小さく評価することであるので、どの核分裂生成物を選択して臨界評価を行うかは、慎重に決められなければならない。

PWR から取り出された燃焼度 30 GWd/t の使用済燃料に含まれる核分裂生成物核種を ORIGEN2 [7, 15] で求め、中性子吸収割合の多い順に並べて Table 4.5 に示す。この表に示す核種の全てを使用済燃料の輸送・貯蔵体系あるいは再処理施設の各体系の臨界安全評価に考慮することは、核分裂生成物生成量の計算精度、断面積の整備とその精度評価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核分裂生成物核種を選定した。その際に、以下に示す核分

裂生成物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

すべての核分裂生成物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核分裂生成物核種は除外する。除外する核分裂生成物核種の吸収量の総和が、すべての核分裂生成物核種の吸収量の総和の 30 % 程度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核分裂生成物核種 (半減期が 3 万年以下の核分裂生成物核種) は除外する。半減期が 3 万年を超える核分裂生成物核種は、40 年経っても炉取り出し時の核分裂生成物量の 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、 ^{147}Pm (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

気体状の核分裂生成物核種として Kr, Xe, 揮発性の核分裂生成物核種として 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、燃料取扱い時等における衝撃のために内面から離脱することがあるので、燃料領域内に存在することは保証できない。

このようにして選定した核分裂生成物核種は、 ^{149}Sm , ^{103}Rh , ^{143}Nd , ^{133}Cs , ^{99}Tc , ^{152}Sm , ^{155}Gd , ^{145}Nd , ^{147}Sm , ^{95}Mo , ^{153}Eu , ^{150}Sm の計 12 核種である。上述の PWR 使用済燃料集合体を水中に配列した場合について、これらの核分裂生成物核種各々の中性子吸収量と、すべての核分裂生成物核種の中性子吸収量の総和に対する割合を冷却時間をパラメータとして Fig. 4.1 に示す。選定された 12 核種で、全核分裂生成物による吸収量の 65 % 以上の寄与となっている。

なお、Rh, Tc, Mo などの核分裂生成物核種は溶解時に不溶性残渣を構成する可能性がある。このため、再処理の溶解工程以降では、上記 12 核種のうち、 ^{103}Rh , ^{99}Tc 及び ^{95}Mo を除いた 9 核種の核分裂生成物核種による中性子吸収効果が期待できる。

4.4.2 燃料集合体内部の燃焼度分布

燃焼が進むと、中心部の方が端部よりよく燃焼するため、中央が高く両端に行くほど低い軸方向燃焼度分布が形成される。使用済燃料の輸送・貯蔵体系の臨界安全評価を行うとき、簡単のため燃料の軸方向燃焼度分布を均一と仮定して解析を行うことが多い。

OECD/NEA の燃焼度クレジット臨界安全国際ベンチマーク・ワーキンググループでは、PWR 使用済燃料の単一ピンセルモデルにより、燃焼度分布を考慮した場合と、考慮しない場合で中性子増倍率の解析結果に有意な差が生じることを示した。Fig. 4.2 により、軸方向燃焼度分布に関する影響の程

Table 4.5 中性子吸収割合 (%)

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	12.8	Sm149	12.58
2	Rh103	9.02	Rh103	12.09	Rh103	12.16	Rh103	12.01	Rh103	11.8
3	Nd143	8.53	Nd143	10.64	Nd143	10.66	Nd143	10.53	Gd155	11.6
4	Sm149	7.02	Cs133	7.17	Cs133	7.18	Gd155	9.04	Nd143	10.34
5	Pm149	6.13	Xe131	7.07	Xe131	7.08	Cs133	7.09	Cs133	6.97
6	Cs133	5.9	Pm147	6.81	Gd155	5.25	Xe131	6.99	Xe131	6.87
7	Xe131	5.77	Tc99	5.17	Tc99	5.18	Tc99	5.11	Tc99	5.02
8	Tc99	4.28	Sm151	4.71	Sm151	4.59	Sm152	4.49	Sm152	4.42
9	Sm151	3.87	Sm152	4.54	Sm152	4.55	Sm151	4.33	Sm151	3.65
10	Sm152	3.78	Eu153	3.01	Eu153	3.02	Eu153	2.98	Eu153	2.93
11	Nd145	2.49	Nd145	2.99	Nd145	3	Nd145	2.96	Nd145	2.91
12	Eu153	2.48	Mo95	2.31	Pm147	2.7	Sm147	2.44	Sm147	2.53
13	Sm150	1.7	Sm150	2.04	Mo95	2.4	Mo95	2.37	Mo95	2.32
14	Pm148m	1.65	Ag109	1.63	Sm150	2.04	Sm150	2.02	Sm150	1.98
15	Mo95	1.64	Eu154	1.58	Sm147	1.93	Ag109	1.61	Ag109	1.58
16	Eu155	1.39	Eu155	1.56	Ag109	1.63	Ru101	1.54	Ru101	1.51
17	Eu154	1.37	Ru101	1.55	Ru101	1.56	Pr141	0.95	Eu151	1.39
18	Ag109	1.35	Pr141	0.96	Eu154	1.2	Pd105	0.79	Pr141	0.94
19	Ru101	1.29	Cs134	0.93	Pr141	0.97	Eu154	0.73	Pd105	0.77
20	Cs134	0.92	Gd155	0.9	Eu155	0.95	Kr83	0.73	Kr83	0.71
21	Rh105	0.87	Sm147	0.89	Pd105	0.8	La139	0.58	La139	0.57
22	Pm147	0.84	Pd105	0.8	Kr83	0.74	Zr93	0.57	Zr93	0.56
23	Pr141	0.76	Kr83	0.73	La139	0.59	Pm147	0.55	Pd108	0.52
24	Pd105	0.66	La139	0.58	Zr93	0.58	Pd108	0.53	Cs135	0.42
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	0.4	Eu155	0.41	Pd107	0.3
30	Cs135	0.36	Cd113	0.4	Mo97	0.39	Cd113	0.39	Nd144	0.26

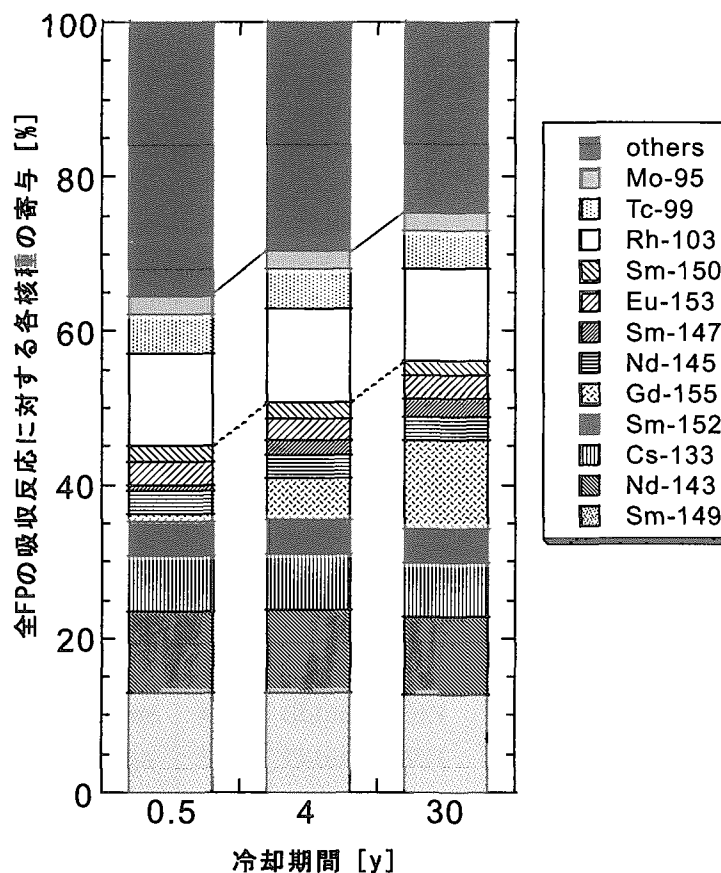


Fig. 4.1 すべての核分裂生成物核種の中性子吸収量の総和に対する割合（実線は12核種による寄与，点線は ^{103}Rh 、 ^{99}Tc 及び ^{95}Mo を除いた9核種による寄与）

度が確認できる。

したがって、ウラン濃縮度が5 wt%以下のPWR使用済燃料にあつては、燃焼度が20 GWd/t以下を想定するときには、全長一様に集合体平均燃焼度で燃焼したと想定して臨界安全評価してもよいが、燃焼度が20 GWd/t以上を想定する場合には、燃焼度分布の影響を考慮する必要がある。ただし、本例は、核分裂生成物 (FP) の生成を考慮したものであり、無視して臨界安全評価を行う場合には、燃焼度分布有無の影響は比較的小さくなるので一様な燃焼度分布を仮定してもよい。また、本例は、上下対称の軸方向燃焼度分布を仮定しているため、上下非対称の分布が明らかに存在することが示される場合には、非対称分布に基づく解析が必要である。

燃焼度分布を考慮する場合の組成評価は、多次元燃焼計算コードを使用した場合には直接計算されるが、多次元体系を扱えない燃焼計算コードを使用する場合には、あらかじめ与えられた燃焼度分布により、異なる燃焼度領域ごとに組成評価計算を行う必要がある。

燃焼度分布を考慮する場合、PWR使用済燃料の軸方向燃焼度分布について米国ヤンキー炉からの膨大なデータに基づくデータベースが参考になる [76]。また、使用済燃料集合体の水平方向四分円燃焼度分布に関するデータベースが開発されており、燃焼度範囲毎に燃焼度の偏差が与えられている [77]。

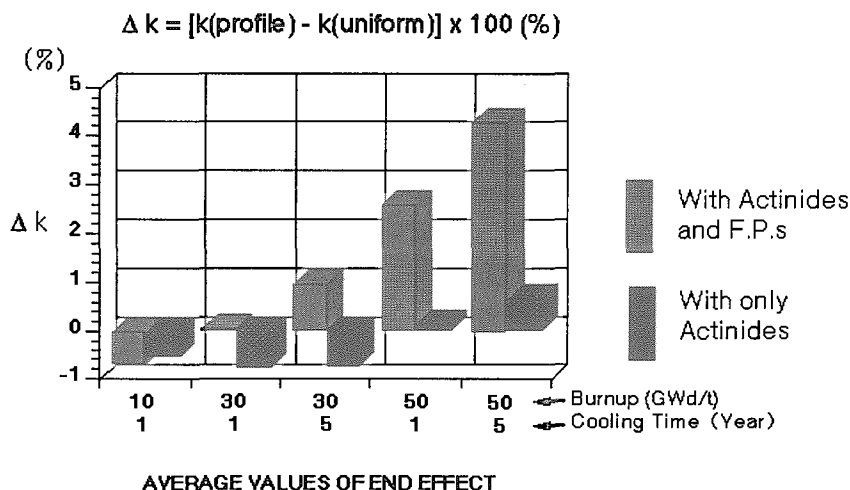


Fig. 4.2 軸方向燃焼度分布の効果 (単一ピンセル無限配列体系での端部効果) [66]

4.4.3 管理条件 [78]

4.4.3.1 配置・形状、温度及び減速材密度

使用済燃料輸送・貯蔵時の配置・形状、温度及び減速材密度は、通常原子炉で照射中のときと大いに異なっている。臨界安全評価のためには、平常時ばかりでなく異常時を含めて反応度的に最も厳しくなる条件を設定すべきである。特に、新燃料の仮定の場合でも同様であるが、異常時も考慮して使用済燃料間の最適な減速材条件を設定する必要がある。

4.4.3.2 中性子吸収材

部材に用いられる固定中性子吸収材を臨界安全評価上考慮するには、その吸収効果が通常時ばかりでなく異常時も含めて、設備の供用期間中に変わらないことを示す必要がある。貯蔵プール水中に溶解している中性子吸収材（例：ボロン）を考慮するには、その存在を何らかの方法により、設備の供用期間中に定期的に確認する必要がある。

4.4.3.3 反射条件

反射条件は、通常時及び異常時を考慮して反応度的に最も厳しくなるように設定すべきである。輸送・貯蔵容器の臨界安全解析のためには、通常、容器の回りに 20cm 以上の水反射体を巻いた幾何形状モデルを採用すべきである。ただし、実形状に合った別の反射条件を設定する場合には、妥当な実験的検証、合理的な説明が必要になる。

5. 燃焼度クレジットの運用

使用済燃料の輸送・貯蔵施設の臨界安全性が、前章までに述べたような評価手順により設計段階において担保されると、これに従って各施設・設備が設計条件が満たされるように製造・施工され、実際の施設の操業段階においては、臨界安全が維持されるよう運用される必要がある。

燃焼度クレジットを採用した施設の運用においては、個々の燃料集合体の燃焼度を確認し、評価に使用した核種組成等の諸条件が保守側であることを確認する必要がある。燃料選択の正当性の証明は、従来から独立・重複した手順で確認が行われている。燃焼度の確認については、燃焼度モニターによる実測で行われる場合と、精度が検証された炉心管理データによる確認のみで行われる場合とがある。

5.1 使用済燃料装荷前の燃焼度確認

燃焼度クレジットを導入した場合は、使用済燃料受け入れの際には、何らかの手段でその燃焼度を確認する必要がある。この確認は、通常、定性的あるいは定量的な測定、原子炉の運転記録の確認、またはこれらの組み合わせによって行われる。

5.1.1 燃焼度モニターによる確認

使用済燃料受け入れの際に用いる燃焼度モニターの仕様設定は、臨界安全評価上取られた安全裕度の大きさ、あるいは評価の保守性の程度に依存する。燃焼度測定の精度は燃焼度クレジットによる反応度利得をどの程度まで考慮するかによって依存して変わり得る。

評価上取られた保守性の程度により、次に示すような燃焼度モニターによる測定が行われる [79,80]。

1. 反応度基準値を満足するため要求されている燃焼度が、炉での1サイクル照射により保証される最小燃焼度より小さいと推定される場合には、ガンマスキニングのような定性的燃焼度モニターを使用して、対象燃料が実際に照射されたことを示す。簡易燃焼度モニターによる燃焼度確認がこれに相当し、燃料の取違いの可能性に対する対策も行おうとするものである。燃焼燃料を新燃料と区別するためには、被覆管表面の変色の目視あるいはチェレンコフ発光による確認方法も有効である。
2. 要求されている燃焼度が1サイクル照射により達成されるものより大きい場合には、一般に

キュリウム等のアクチニド核種から放出される中性子あるいは核分裂生成物核種からのガンマ線に基づく精度の良いパッシブ定量燃焼度モニター（詳細燃焼度モニター）を使用して測定が行われる。このときは、測定精度も燃焼度決定のために考慮されなければならない。

5.1.2 運転記録による燃焼度確認

原子炉中で燃料を燃焼する際に、炉心管理コードにより燃料集合体の燃焼度を計算・記録しており、この記録を第三者が帳簿上の確認を行うことにより燃料集合体の燃焼度を確認する方法が「運転記録による燃焼度確認」である。既に、使用済燃料貯蔵プールや、使用済燃料輸送容器の遮蔽・除熱設計における設計燃焼度を確認するために、原子炉の運転記録により燃焼度を確認することが行われている（ただし、現段階では臨界安全設計において燃焼度クレジットを導入している訳ではない）。

米仏では、燃焼度クレジットを導入する場合は、燃焼度確認についてモニターによる測定を前提としている。しかしながら、プール水中のボロンのクレジットを採らない場合に、臨界安全評価上十分な安全裕度が確保されるとあらかじめ予想できる場合には、原子炉の運転記録から燃焼度が確認されている例もある [79,80]。運転記録のみで燃焼度確認を行う場合には、各燃料集合体の燃焼度を決定する方法及びその精度を検証しておく必要がある。

5.1.3 燃焼度モニターの概要

5.1.3.1 FORK システム

アメリカのロスアラモス研究所が開発した FORK システム [81] は、 ^{244}Cm 等使用済燃料中の中性子放出源を利用したパッシブ中性子検出法により、使用済燃料集合体周辺の中性子束を測定し、これと燃料仕様から与えられた初期濃縮度データを参照して燃料の燃焼度を測定するシステムである。

5.1.3.2 PYTHON システム

フランスの CEA-ガダラッシュが開発した PYTHON システム [82] では、使用済燃料中の中性子放出源を利用したパッシブ中性子検出法による中性子束とグロスガンマ線分布測定により、燃料集合体全長にわたる燃焼度分布が求められる。

5.1.4 六ヶ所再処理工場で採用された燃焼度モニター

我が国の六ヶ所再処理施設の使用済燃料の受入れ施設に据え付けられた燃焼度計測装置では、使用済燃料から放出されるガンマ線又は中性子線の量を測定することにより燃焼度を測定する。また、この燃焼度に基づき、核分裂によって減少した ^{235}U の量を評価し、使用済燃料の残留濃縮度を求める [83]。

六ヶ所再処理施設の燃焼度計測装置には、ガンマ線量を検出する電離箱が垂直方向に片側 20 個、計 40 個、また、中央部に特定のエネルギーのガンマ線を検出するゲルマニウム半導体検出器が 2 個、中性子線を検出する核分裂計数管が 4 個設置されている。ゲルマニウム半導体検出器により ^{137}Cs のガ

ンマ線放出率を測定し、核分裂計数管により ^{241}Cm の中性子放出率を測定し、使用済燃料から放出されるこれらの放射線の放出率と使用済燃料の燃焼度との関係から、使用済燃料中央部の燃焼度を求める。また、垂直方向に多数設置された電離箱により測定されるガンマ線の分布から、使用済燃料の垂直方向の燃焼度の相対的な分布を求め、この燃焼度相対分布と中央部の燃焼度に基づいて使用済燃料集合体の平均燃焼度を求め、更に平均燃焼度から計算により平均濃縮度を求める。

燃焼度計測装置の校正は、校正用の使用済燃料を測定し、これにより得られる燃焼度と、原子力発電所における当該使用済燃料の燃焼度データを比較することで行う。校正は、燃焼度計測装置による測定を使用済燃料 1 体につき 5 回行い、5 回の測定の平均値を原子力発電所の燃焼度データと比較することにより行う。これを複数体の使用済燃料で実施することで調整を行い、調整を終えた燃焼度計測装置で使用済燃料の燃焼度を測定し、所定の精度を有していることを確認する。

5.2 使用済燃料取り扱い管理

使用済燃料の燃焼度を確認して、所定の輸送・貯蔵設備に装荷するまで、燃料の取り扱いに際して同定された燃料を間違いないように注意する必要がある。このため、最も誤りやすい操作手順を調べて対策を立てておくことは有効である。例として、次のような方法を採用ことが考えられる [78]。

1. 貯蔵プール内部で、新燃料と低燃焼燃料集合体を区別して置く。これは、燃焼度クレジットを導入していない現在でも管理上行われている。
2. 原子炉サイトの貯蔵プールで貯蔵中の使用済燃料の一群と、これから輸送しようとする使用済燃料を区別した場所に置く。
3. 定期的な訓練及び貯蔵位置の確認。
4. 燃料同定のための独立した重複工程の採用。
5. 取り扱い作業の記録。

また、使用済燃料受け入れの際の燃料選択・装荷等取り扱い手順は、設計段階の解析に用いられた諸条件が担保されるように定めなければならない。

5.3 米国における使用済燃料受け入れ基準例

米国における使用済燃料受け入れ基準例を示す [84]。燃焼度クレジットを取り入れた輸送あるいは貯蔵設備に、使用済燃料を装荷する際には、燃焼度を推定した上で、測定誤差や運転記録誤差等を考慮して、最小推定燃焼度 f_L を求める。 f_L と受け入れのための基準燃焼度（通常初期濃縮度依存の装荷基準曲線で与えられる）を比較して当該使用済燃料集合体の受け入れ及び装荷の正当性を判断する。この基準曲線は、通常、横軸に初期濃縮度、縦軸に燃焼度をとって描かれ、この曲線の上側、すなわち燃焼度の大きい側が受け入れ可能となる。例として示すと、PWR 使用済燃料集合体に対する基準曲線は以下のような手順で求められる。

1. 当該輸送貯蔵設備の設計仕様において、新燃料のままで装荷が可能な最大の ^{235}U 初期濃縮度（E4 とする）を決定する。そのためには、検証された臨界計算コードにより、ある濃縮度範囲

の新燃料を装荷した体系の中性子増倍率をいくつか求めて、内挿法により最大許容増倍率に等しくなるような初期濃縮度とする。

- 次に、Fig. 5.1 に示すように、基準曲線上に $(E_4, 0)$ をとり、この点から垂直に線を立ち上げる。すなわち、新燃料最大許容濃縮度 E_4 に等しいか、それ以下となる初期濃縮度の使用済燃料については、燃焼の度合いに拘わらず装荷受け入れが可能である。
- 検証された燃焼及び臨界計算コードを用いて、当該設備に搬入される使用済燃料の燃焼度範囲を勘案して、ある燃焼度範囲で初期濃縮度をパラメータとしたときの臨界計算を行い、最大許容増倍率を与える燃焼度をいくつかの初期濃縮度ごとに求める。この操作は、Fig. 5.2 に示すように、始め、使用済燃料の搬入が想定される中から最大の初期濃縮度を定め (E_0 とする)、最大許容増倍率に対応する最小要求燃焼度 (C_0 とする) を求め、先に求めた新燃料最大許容濃縮度 E_4 に対応する最小要求燃焼度 (C_4 とする) を求める。 (E_0, C_0) から (E_4, C_4) まで、順次初期濃縮度をパラメータ減少させて対応する最小要求燃焼度を求め、グラフにプロットすれば装荷基準曲線が得られる。この場合、Fig. 5.1 に示す $(E_6, 18)$, $(E_8, 30)$ のように、燃焼度範囲によっては軸方向燃焼度分布の取り方が異なるため最小要求燃焼度が異なる場合があり、基準曲線に段差が生じることがあり、オプションとして備える。
- 上記の基準値を求めるにあたっては、反応度が最も厳しくなるように減速条件等を異常時を含めて設定する必要がある。冷却時間は当該設備に搬入される使用済燃料の中から最小のものに設定する。

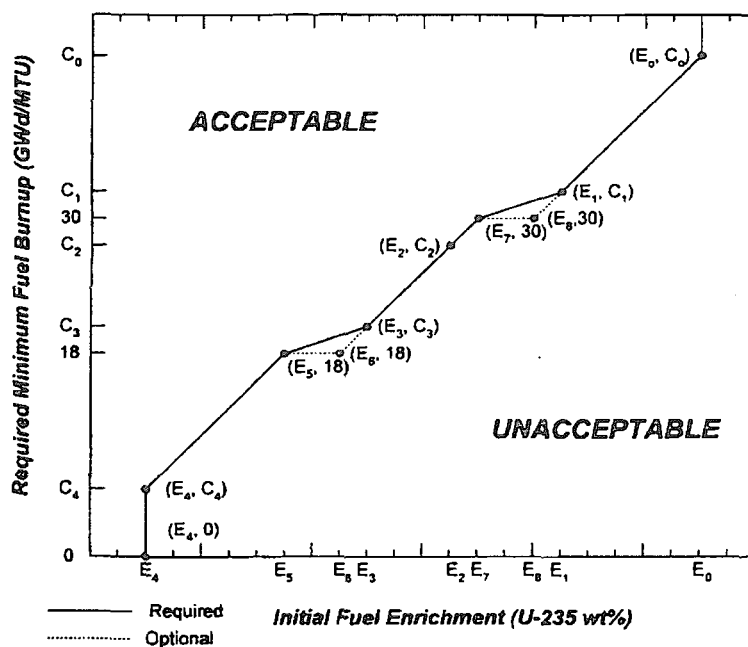


Fig. 5.1 使用済燃料装荷曲線 [84]

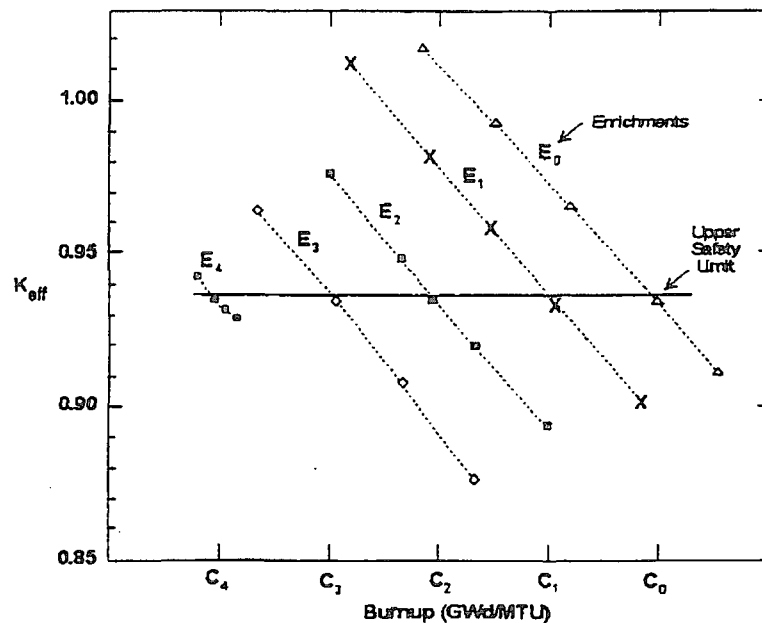


Fig. 5.2 初期濃縮度基準燃焼度設定法 [84]

5.4 我が国における燃焼度クレジット採用例

六ヶ所再処理施設の使用済燃料の貯蔵施設等の臨界安全設計において、ウランの燃焼及びプルトニウムの生成を考慮する燃焼度クレジットが採用されている。ここでは、燃焼度クレジットを取入れた施設の例として、六ヶ所再処理施設の使用済燃料の貯蔵施設及び溶解施設における臨界安全設計について以下に説明する [85, 86]。

六ヶ所再処理施設の燃料貯蔵プールにおける臨界管理は、使用済燃料を堅固な構造のラックに収納し、使用済燃料間に適切な間隔を確保することにより行う。濃縮度の高い燃料は低いものより核分裂反応を起こしやすいため、燃料の収納間隔をより大きくとる必要があり、その結果、より大きな貯蔵のためのスペースが必要となる。一方、燃料の濃縮度は原子炉内で核分裂反応が進むにつれて低下するため、使用済燃料の臨界安全管理に当たっては、原子炉で使用する前の濃縮度で管理するより、使用した後の濃縮度（残留濃縮度）に基づいて管理する方が、より小さい収納間隔で臨界を防止することができる。使用済燃料の受入れ及び貯蔵施設においては、使用済燃料を燃料貯蔵プールに移送する前に、燃焼度計測装置を用いて使用済燃料の平均濃縮度を測定し、その結果に基づいて、使用済燃料の平均濃縮度が 3.5wt% 以下であることを確認するとともに、平均濃縮度が、2.0wt% を超える高残留濃縮度燃料と 2.0wt% 以下の低残留濃縮度燃料とに区分する。高残留濃縮度燃料に区分された使用済燃料は、1 体ずつ専用の缶に納めて低残留濃縮度燃料貯蔵ラックよりも大きな収納間隔をとった高残留濃縮度燃料貯蔵ラックに収納する。

六ヶ所再処理施設の溶解施設では、溶解槽にて、使用済燃料をせん断機によりせん断した使用済燃

料片を高温の硝酸で溶解し、核燃料物質の硝酸溶液である溶解液と溶解後残った燃料被覆管せん断片に分離する。この溶解槽における臨界安全管理は、形状寸法管理、濃度管理、質量管理を組み合わせで行っており、更に、燃焼度計測装置を用いて測定した使用済燃料の燃焼度と初期濃縮度から判断して、臨界計算で中性子増倍率が0.95以上となるような、燃焼度が低く初期濃縮度が高い使用済燃料を溶解する場合は、可溶性中性子吸収材管理を組み合わせる。この場合、可溶性中性子吸収材としては、硝酸ガドリニウムを使用する。

六ヶ所再処理施設の燃料受入貯蔵設備では、詳細燃焼度モニターが用いられている（5.1.4）が、管理値を設定する際の安全裕度を大きく取りすぎていることなど現状における問題も指摘されている。

また、使用済燃料の炉サイトでの貯蔵・輸送において、未だ燃焼度クレジットが採用されていないが、燃焼度クレジット運用に際しての燃焼度確認のためには、原子炉管理データのみを用いるという動きがあり、信頼性検討の作業が計画されている。

6. おわりに

軽水炉燃料が燃焼するとその反応度が低下することはよく知られている。しかし、六ヶ所再処理施設での例を除き、日本ではこの反応度の低下を臨界安全設計に反映して来なかった。翻って考えるに、その理由は以下のようにまとめられる。

1. 燃焼度クレジットを採用することによる経済的利益が小さかった。
2. 新燃料に比べて、燃焼燃料の場合には様々な因子が関与しており、条件設定が複雑であって、燃焼度クレジット導入のための方針が明確でなかった。
3. 燃焼計算コード、あるいは燃焼燃料に対する臨界計算コードの信頼性を確認するための測定データが乏しく、燃焼燃料に対する燃焼・臨界計算コードの信頼性の確認のためのデータの整理が出来ていなかった。
4. 燃焼度の確認に不確定さが入り込む。
5. 諸外国においても一般に経験が少なかった。

1 に関しては、近年の高燃焼化の傾向により、事情が次第に異なってきた。2 の問題に対する一つの答えがこのガイド原案である。また、OECD/NEA における燃焼度クレジットベンチマーク計算グループの活動によって 3 について解決が図られてきており、原研における使用済燃料破壊分析や、ARIANE など国際協力計画参加によるデータ取得の努力により、データ蓄積がなされてきた。4 に関して、燃焼度モニタの開発が進んできたことは、第 5.1 節に述べた通りである。また、5 に関しても、米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Committee : NRC）が制限付きではあるが、最近（1999 年 5 月に）燃焼度クレジットの導入を認めた。また、フランスでは以前から導入されている。このように見てくると、上記の問題について程度の差はあるにしても、最近になって順次解決が図られてきたことが分かる。

本ガイド原案は、第 2 章に述べたように、アクチニドのみ考慮のレベル 1 燃焼度クレジット導入を主たる想定対象として、評価手法やデータを整備して記載しているが、今後さらに核分裂生成物 (FP) 核種組成データの収集・整備を進め、アクチニドに加え FP も考慮したレベル 2 燃焼度クレジット導入が可能なように改訂を目指すものである。そのため、国内では核燃料サイクル開発機構の協力により東海再処理施設での溶解槽バッチ処理溶液化学分析データの利用、海外では国際協力により REBUS 計画等に参加して FP 核種組成データを取得する必要がある。

また、第3章に述べたように、燃焼計算コードの検証例では、当面 PWR 使用済燃料のみを対象として、補正因子を求めた。BWR 燃料集合体においては3次元的な初期濃縮度分布やポイズンの存在、炉内で照射中の冷却水中ボイド率軸方向分布の変化などを考慮しなければならないことなど、解析対象・条件が複雑化するため、現状では検証があまりなされていないからである。BWR 使用済燃料貯蔵プールや輸送容器体系に対しては、少なくともレベル1に限り燃焼度クレジット導入のメリットが少ないことは第2章で見た通りであるが、対象を再処理施設溶解槽に広げれば PWR 使用済燃料溶解と同様、処理量の増大など経済的なメリットが充分にあると思われる。付録 III には PWR ばかりでなく BWR 燃料の代表的な仕様・照射条件に対しての核種組成解析例を参考文献として紹介しており、ユーザーの計算チェックに有用と思われる。今後、実験データとの照合により BWR 核種組成計算値に対して誤差の程度を明らかにして行きたい。

次に、第4章に述べたように、使用済燃料輸送・貯蔵体系に適用される臨界計算コードの検証用実験データについては、実験実施の困難性から公開されたデータが極めて少ない。本ガイド資料の燃焼度クレジットレベルに係る主たる想定の対象はアクチニドのみ考慮のレベル1であり、この限りにおいては MOX 燃料体系の臨界実験データ、及びウラン・プルトニウム混合溶液 (MIX) 体系の臨界実験データがあれば、コード検証用には充分であろう。しかしながら、六ヶ所再処理施設の溶解槽において、現在ウランとプルトニウムのみの燃焼度クレジットが採られているが、より一層の安全裕度の合理化を目指して、核分裂生成物をも考慮するレベル2の燃焼度クレジット採用が要望されており、その場合には使用済燃料そのものを用いた臨界実験が有効である。現状では、REBUS 計画など国際協力により費用を分担し合ってデータを採取したり、原研の臨界実験装置を用いて核分裂生成物の反応度効果実験データを取得して行く必要がある。

さらに第5章に述べたように、国内では六ヶ所再処理施設や発電所サイトでの使用済燃料の輸送・貯蔵の臨界安全管理への燃焼度クレジットの運用に際して、燃焼度確認用燃焼度モニター計測値に含まれる過大な安全裕度やその保守作業における煩雑さ等を考慮すると、IAEA 国際輸送規則で要求されている燃焼度確認方法として原子炉の運転管理データの照合のみを採用し、計測は不要とすることも考えられる。従って、そのための確証データの蓄積が望まれる。

本ガイド原案は、臨界安全ハンドブック第2版の追補として刊行されるが、第1章序論にもあるように、上に述べたような技術の進歩、新たな知見の蓄積により随時見直されるべきものであり、今後これらを反映して内容の拡充を進め、適宜改訂して行きたい。

謝辞

本資料を公開するに当たっては、多くの学識経験者及び専門家から貴重なご意見やご指摘を戴きました。本資料は実験データ検討ワーキンググループの名で出すこととなりましたが、親委員会の日本原子力研究所燃料サイクル安全研究委員会・臨界安全性専門部会のメンバーの方々には、直接的間接的な検討にご協力を戴きました。ここに、深甚なる謝意を表します。また、壺阪晃氏（現 原子燃料工業（株））、望月弘樹氏（現: (株) 日本総合研究所）には、本資料の編集にあたり多大な御尽力を戴きました。心より感謝いたします。

参考文献

- [1] 日本原子力研究所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. “臨界安全ハンドブック第2版”. *JAERI-1340*, March 1999.
- [2] 須山賢也, 壺阪晃, Liem Peng Hong. “燃焼度クレジット導入による使用済燃料貯蔵体系における使用済燃料装荷可能体数の定量的評価”. 日本原子力学会 1999 年秋の大会予稿集, September 1999.
- [3] K. J. Notz. “ORIGEN2, Version 2.1 Release Notes”. *CCC-371*, pp. 200–208, August 1991.
- [4] Y.Ando, T.Sasaki, I.Mitsubishi, K.Yoshioka, F.Yamamoto, K.Matsumura, T.Kitano, D.Ito, A.Terada, Y.Momma. “Burnup Credit Application to Transportation and Storage of Spent BWR Fuel Assemblies (1) - Axial Zoning Model”. In *Proceedings of the sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC'99)CCC-371*, Vol. IV, pp.1935, Versailles, France, September 1999.
- [5] 須山賢也, 片倉純一, 大川内靖, 石川眞. “JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ : ORLIBJ32”. *JAERI-Data/Code 99-003*, February 1999.
- [6] 森貴正, 中川正幸. “MVP/GMVP : 連続エネルギー法および多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード”. *JAERI-Data/Code 94-007*, August 1994.
- [7] A. G. Croff. “ORIGEN2 – A Revised and Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code”. *ORNL-5621*, July 1980.
- [8] 須山賢也, 岩崎智彦, 平川直弘. “統合化燃焼計算コードシステム SWAT”. *JAERI-Data/Code 97-047*, November 1997.
- [9] 東電ソフトウェア株式会社. “BWR 定常炉心解析手法について”. *TCMO-96001*, August 1996.
- [10] M. J. Bell. “ORIGEN - The ORNL Isotope Generation and Depletion Code”. *ORNL-4628*, May 1973.
- [11] O. W. Hermann and R. M. Westfall. “ORIGEN-S: Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms”. *NUREG/CR-0200Rev.5(ORNL/NUREG/CSD-2/R5) as CCC-545*, Vol. 2, , 1995. Section F7.
- [12] S. J. Ball and R. K. Adams. “MATEXP”, A General Purpose Digital Computer Program for Solving Ordinary Differential Equations by the Matrix Exponential Method”. *ORNL/TM-1933*, 1967.
- [13] D. R. Vondy. “Development of a General Method of Explicit Solution to the Nuclide Chain

- Equations for Digital Machine Calculations”. *ORNL/TM-361*, 1962.
- [14] 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎. “SRAC95; 汎用核計算コードシステム”. *JAERI-Data/Code 96-015*, March 1996.
 - [15] A. G. Croff. “ORIGEN2 – A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials”. *Nucl. Technol.*, Vol. 62, pp. 335–352, September 1983.
 - [16] C. V. Parks. “SCALE-4.3: Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers”. *NUREG/CR-0200Rev.5(ORNL/NUREG/CSD-2/R5) as CCC-545*, 1995.
 - [17] Tsuneo Nakagawa, Keiichi Shibata, Satoshi Chiba, Tokio Fukahori, Yutaka Nakajima, Yasuyuki Kikuchi, Toshihiko Kawano, Yukinori Kanda, Takaaki Ohsawa, Hiroyuki Matsunobu, Masayoshi Kawai, Atsushi Zukeran, Takashi Watanabe, Sin-iti Igarasi, Kazuaki Kosako, and Tetsuo Asami. “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2”. *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 32, pp. 1259–1271, December 1995.
 - [18] 田坂完二, 片倉純一, 井原均, 吉田正, 飯島俊吾, 中嶋龍三, 中川庸雄, 高野秀機. “JNDC による核分裂生成物の核データライブラリー — 第 2 版 —”. *JAERI I320*, September 1990.
 - [19] Kenya Suyama, Tomohiko Iwasaki, and Naohiro Hirakawa. “Analysis of Post Irradiation Experiments in PWR Using New Nuclear Data Libraries”. *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 31, No. 6, pp. 596–608, June 1994.
 - [20] Kenya Suyama, Tomohiko Iwasaki, and Naohiro Hirakawa. “Improvement of Burnup Code System SWAT for Use in Burnup Credit Problem”. In *Proceedings of International Conference on the Physics of Reactors(PHYSOR96)*, Vol. 4, pp. L-53–L-62, Mito, Ibaraki, Japan, September 1996. Japan Atomic Energy Research Institute.
 - [21] “ENDF/B Summary Documentation”. *BNL-NCS-17541 2nd ed.*, 1975.
 - [22] R. Kinsey. “Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF”. *BNL-NCS-50496 2nd ed.*, 1979.
 - [23] Masayoshi Kurosawa, Yoshitaka Naito, and Toshiyuki Kaneko. “Isotopic Composition of Spent Fuels for Criticality Safety Evaluation and Isotopic Composition Data Base(SFCOMPO)”. In *Proceedings of the Fifth International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC'95)*, Vol. 1, p. 2.11, Albuquerque, New Mexico, USA, September 1995.
 - [24] D.B Owen. “Factors for One-Sided Tolerance Limits and for Variable Sampling Plans”. *SCR-607*, 1963.
 - [25] Kenya Suyama, Minoru Murazaki, Hiroki Mochizuki, Yasushi Nomura. “ORIGEN2 燃焼計算コードによる PWR 使用済燃料核種組成計算結果の補正と MVP 臨界計算コードによる検証”. *To be published*.
 - [26] Hee Sung Shin, Kenya Suyama, Hiroki Mochizuki, Hiroshi Okuno, Yasushi Nomura. “Analyses of PWR Spent Fuel Composition Using SCALE and SWAT Code Systems to Find Correction Factors for Criticality Safety Applications Adopting Burnup Credit”. *JAERI-Research 2000-066*, January 2001.

- [27] M.D.Dehart and O.W.Hermann. "An Extension of the Validation of SCALE(SAS2H) Isotopic Predictions for PWR Spent Fuel". *ORNL/TM-13317*, 1996.
- [28] Meraj Rahimi. "Isotopic and Criticality Validation for PWR Actinide-only Burnup Credit". *DOE/RW-0497*, U.S.Department of Energy, 1997.
- [29] O. W. Hermann, S. M. Bowman, M. C. Brady, and C. V. Parks. "Validation of the Scale System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses". *ORNL/TM-12667*, March 1995.
- [30] Office of Civilian Radioactive Waste Management U.S. Department of Energy, editor. "*Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages*". DOE/RW-0472 Rev.2. September 1998.
- [31] 松村哲夫, 笹原昭博, 武井正信, 武川哲也, 景平克志. "使用済燃料貯蔵のための燃焼度クレジット導入方策の検討 (3) - 未臨界度の評価手法と等価均一燃焼度の評価式 -". 日本原子力学会 1997 年秋の大会予稿集, October 1997.
- [32] 野村靖, 村崎穰, 奥野浩. "PWR 使用済燃料核種組成を求めるための等価均一燃焼度及び等価初期濃縮度評価式の算出". *To be published*, JAERI-Data/Code 2001.
- [33] (編) 中原嘉則, 須山賢也, 須崎武則. "軽水炉使用済燃料の燃焼度クレジットに関する技術開発". *JAERI-Tech 2000-071*, October 2000.
- [34] Yoshitaka Naito, Makoto Takano, Masayoshi Kurosawa, and Takenori Suzaki. "Study on the Criticality Safety Evaluation Method for Burnup Credit in Japan". *Nucl. Technol.*, Vol. 110, p. 40, April 1995.
- [35] Takafumi Hayashi, Kenya Suyama, Hiroki Mochizuki. "燃焼履歴が使用済燃料の反応度に及ぼす影響". *To be published*.
- [36] 黒澤正義, 内藤倭孝, 須山賢也, 板原國幸, 鈴木勝男, 濱田紘司. "軽水炉使用済燃料の長期貯蔵がプルサーマル燃料サイクルに与える効果". 日本原子力学会誌, Vol. 40, No. 6, pp. 486-494, June 1998.
- [37] 土橋敬一郎, 石黒幸雄, 金子邦男, 井戸勝. "SRAC コードシステム 改訂版". *JAERI 1302*, September 1986.
- [38] T. B. Flower, D. R. Vondy, and G. W. Cunningham. "Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION". *ORNL/TM-2496 Rev.2*, July 1971.
- [39] W. W. Engle Jr. "A Users Manual for ANISN, a One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering". *Union Carbide Corporation Report K-1693*, March 1967.
- [40] N.M. Greene. "XSDRN: A Discrete Ordinates Spectral Averaging Code". *ORNL/TM-2500*, 1969.
- [41] W. A. Rhoades and R. L. Childs. "An Updated Version of DOT4: One- and Two-dimensional Neutron/Photon Transport Code". *ORNL-5851*, 1982.
- [42] K. D. Lathrop and F. W. Brinkley. "TWOTRAN-II: An Interfaced, Exportable Version of the TWOTRAN Code for Two-dimensional Transport". *LA-4848-MS*, July 1973.
- [43] Ray E. Alcouffe, et al. "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System". *LA-12969-M*, June 1995.
- [44] L. M. Petrie and N. F. Cross. "KENO IV An Improved Monte Carlo Criticality Program". *ORNL-*

4938, 1975.

- [45] L. M. Petrie and N. F. Landers. "KENO V.a: An Improved Monte Carlo Criticality Program with Supergrouping". *NUREG/CR-0200Rev.2(ORNL/NUREG/CSD-2/V1/R2)*, Vol. 2, , 1984. Section F11.
- [46] D.F. Hollenbach, L. M. Petrie, and N. F. Landers. "KENO VI: A General Quadratic Version of the KENO Program". *NUREG/CR-0200Rev.5(ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R5)*, Vol. 2, , 1995. Section F17.
- [47] Y. Naito, et al. "MULTI-KENO : A Monte Carlo Code for Criticality Safety Analysis". *JAERI-M 83-049*, 1983.
- [48] Judith. F. Briesmeister, Editor. "*MCNP^r M – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4C*". LA-13709-M. April 2000.
- [49] J. F. Briesmeister, editor. "*MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B*". LA-12625-M. March 1997.
- [50] P. Rose and C. Dunford. "Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6". *ENDF-102*, 1991.
- [51] 小室雄一, 須崎武則, 大友正一, 桜井淳, 堀木欧一郎. "Sm, Cs, Gd, Nd, Rh, Eu, B 及び Er 水溶液試料の反応度値の測定". *JAERI-Research 97-088*, November 1997.
- [52] J.Anno, G.Poullot and P. Fouillaud, P.Grivot and E. Lejeune. "Planned Experimental Program Qualifying the Safety Margins Given by 6 selected Fission Products in Spent Fuels". In *Proceedings of the Topical Meeting on the Criticality Safety Challenges in the Next Decade*, 271–278, Chelan, Washington, USA, 1997.
- [53] J. B. Briggs, editor. "*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*". NEA/NSC/DOC(95), September 2000 Edition. September 2000.
- [54] R.C Lane and O.J.E. Perkins. "The Measurement of the Critical Size of a Homogeneous Mixture of Plutonium and Natural Uranium Oxides with Polythene". *AWRE O32/68*, 1968.
- [55] S.R. Bierman, E.D. Clayton, and L.E. Hansen. "Critical Experiments with Homogeneous Mixtures of Plutonium and Uranium Oxides Containing 8, 15, and 30wt% Plutonium". *Nucl. Sci. Eng.*, Vol. 50, pp. 115–126, 1973.
- [56] S.R. Bierman and E.D. Clayton. "Critical Experiments with Low-Moderated Homogeneous Mixtures of Plutonium and Uranium Oxides Containing 8, 15, and 30wt% Plutonium". *Nucl. Sci. Eng.*, Vol. 61, pp. 370–376, 1976.
- [57] S.R. Bierman, B.M. Durst, and E.D. Clayton. "Critical Experiments Measuring the Reactivity Worthy of Materials Commonly Encountered as Fixed Neutron Poisons". *BNWL-2129*, 1976.
- [58] B.M. Durst, S.R. Bierman, E.D. Clayton, and R.I. Scherpelz. "Critical Experiments with Fast Test Reactor Fuel Pins in Water ". *PNL-SA-7064S*, 1978.
- [59] S.R. Bierman. "Criticality Experiments with Low Enriched UO₂ Fuel Rods in Water Containing Dissolved Gadolinium". *PNL-4976*, 1984.
- [60] V.O. Uotinen. "Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water-Part1:Experimental Results".

- Nucl. Technol.*, Vol. 15, p. 257, 1972.
- [61] Makoto Takano. "OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark — Result of Phase-IA —". *JAERI-M 94-003*, January 1994. (as NEA/NSC/DOC(93)22).
 - [62] M. D. DeHart, M. C. Brady, and C. V. Parks. "OECD/NEA Burnup Credit Computational Criticality Benchmark Phase I-B Results". *ORNL-6901*, June 1996. (as NEA/NSC/DOC(96)06).
 - [63] A. Nouri. "OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark — Analysis of Phase II-B Results: Conceptual PWR Spent Fuel Transportation Cask". *Rapport IPSN/98-05*, 1998. (as NEA/NSC/DOC(98)1).
 - [64] Hiroshi Okuno, Yoshitaka Naito, Kenya Suyama, and Yoshihira Ando. "International Studies on Burnup Credit Criticality Safety by an OECD/NEA Working Group (2) Calculation Benchmarks for BWR Spent Fuels". In *Proceedings of Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety*, Vol. II, pp. 566–575, Versailles, France, September 1999. Institute of Protection and Nuclear Safety.
 - [65] M.C. Brady, H. Okuno, M.D. DeHart, A. Nouri, and E. Sartori. "International Studies on Burnup Credit Criticality Safety by an OECD/NEA Working Group". In *Proceedings of International Conference on the Physics of Nuclear Science and Technology*, Vol. 1, pp. 624–630, Long Island, USA, October 1998. American Nuclear Society.
 - [66] Makoto Takano and Hiroshi Okuno. "OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark — Result of Phase-IIA —". *JAERI-Research 96-003*, February 1996. (as NEA/NSC/DOC(96)01).
 - [67] E. G. Taylor, SAXTON Plutonium Program. "Critical Experiments for the SAXTON Partial Plutonium Core". WCAP-3385-54 (EURAE-1493)(1965).
 - [68] E. A. Bassler, D. C. Fischer, N. J. Georges, E. A. McCabe, SAXTON Plutonium Program, Mechanical. "Thermal and Hydraulic Design of SAXTON Partial Plutonium Core". WCAP-3385-52 (EURAE-1491)(1965).
 - [69] A. Biancheria, R. N. Stanutz, R. J. Allio, M. D. Houston, W. E. Ray, R. G. Rose, SAXTON Plutonium Program, "Material Design and Fabrication of the SAXTON Partial Plutonium Core". WCAP-3385-53 (EURAE-1492)(1965).
 - [70] R. C. LIIKALA, V. O. UOTINEN, and U. P. JENQUIN, "Lattices of Plutonium-Enriched Rods in Light Water - Part II, "Theoretical Analysis of Plutonium-Fueled Systems". *Nucl. Technol.*, 15, 272(1972).
 - [71] J. B. Briggs, editor. "*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments MIX-COMP-THERM-003*". NEA/NSC/DOC(95), September 1998 Edition. September 1998.
 - [72] H. Tsuruta et. al. "Critical Sizes of Light Water Moderated UO_2 and PuO_2 - UO_2 Lattice". *JAERI* 1254(1978).
 - [73] H. Tsuruta et. al. "Experiment and Calculation of beff/l for the Light-Water Moderated Two-Region Core of UO_2 and PuO_2 - UO_2 Lattices". *JAERI-M 4696* (1972) (in Japanese).
 - [74] H. Tsuruta et. al. "Critical Experiments and Analyses on 7×7 PuO_2 - UO_2 Lattices in Light-Water

- Moderated UO₂ Core”, JAERI 1234(1973).
- [75] J. B. Briggs, editor. “*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments MIX-COMP-THERM-004*”. NEA/NSC/DOC(95), September 1998 Edition. September 1998.
 - [76] Chi H. Kang and Dale B. Lancaster. “Depletion and package Modeling Assumptions for Actinide-only Burnup Credit”. DOE/RW-0495, U.S. Department of Energy, May 1997.
 - [77] Chi H. Kang, et al. “Horizontal Burnup Gradient Datafile for PWR Assemblies”. DOE/RW-0496, U.S. Department of Energy, May 1997.
 - [78] International Atomic Energy Agency. “Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems”. *IAEA-TECDOC-1013*, April 1998. (Proceedings of an Advisory Group Meeting held in Vienna, 20–24 October 1997).
 - [79] Y. Chanzy and E. Guillou. “COGEMA/TRANSNUCLEAIRE’s Experience with Burnup Credit”. In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 33, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).
 - [80] W. Lake. “Burnup Credit Activity being Conducted in the United States”. In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 109, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).
 - [81] Christopher E. Olson, D.R. Bronowski, Wayne McMurtry, Ronald Ewing, Robert Jordan, and David Rivard. “The FORK+ Burnup Measurement System: Design and First Measurement Campaign”. *Trans. Am. Nucl. Soc.*, Vol. 79, pp. 282–283, 1998. (1998 Winter Meeting at Washington, DC November 15-19, 1998).
 - [82] Alain Lebrun, Gilles Bignan, Herve Recroix, and Martial Huver. “Characterization of Spent Fuel Assemblies for Storage Facilities Using Non Destructive Assay”. In *Proceedings of International Symposium on Storage of Spent Fuel from Power Reactors*, p. 67, Vienna, November 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-SM-352/33).
 - [83] 神田啓治ほか. “臨界安全と燃焼度クレジット”. 原子力工業, Vol. 40, No. 3, 1994.
 - [84] D. B. Lancaster, E. Fuentes, and C. Kang. “Actinide-only Burnup Credit Methodology for PWR Spent Nuclear Fuel”. In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 117, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).
 - [85] 神田啓治, 川勝理. “臨界安全と燃焼度クレジット (2) 燃焼度クレジット概念の再処理施設への導入”. 原子力工業, Vol. 40, No. 3, pp. 11–19, 1994.
 - [86] 日本原燃 (株) . “「再処理事業指定申請書」, 添付書類六”. August 1992.

付録 I

燃焼度クレジットに対する世界各国の状況

I.1 輸送・貯蔵体系の臨界安全基準・規制

使用済燃料の輸送・貯蔵に係わる各国の基準・規制と、燃焼度クレジット導入に関連する記述を以下に示す。各規制とも、従事者及び公衆の安全性向上の観点から燃焼度クレジットの採用を禁じてはいない。

I.1.1 国内

核分裂性物質の輸送については、原子炉等規制法をうけて総理府令第 57 号「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」（外運搬規則と略称）が制定されている。臨界安全に関しては第 11 条で臨界に達しないこととあり、9 m 落下を含む特別の試験条件下での損傷あるいは非損傷状態の輸送物（核燃料物質等を収納した輸送容器 1 体）の孤立系あるいは配列系について、臨界に達しないこと及び損傷の程度に応じて核分裂性輸送物の輸送制限個数（一カ所に集合積載する核分裂輸送物の個数の限度として定められる数）の 2 倍ないし 5 倍に相当する個数を積載することとした場合にも臨界に達しないこと等を要求している。ここで、孤立系が単一ユニット体系、配列系が複数ユニット体系に対応する。燃焼度クレジット導入に係わる記述はない。輸送に関わる安全審査において、現時点では燃焼度を考慮した臨界安全評価は行わず、燃焼燃料を新燃料で置き換えて臨界安全評価を行うものとし、今後、燃焼度を考慮した臨界安全評価手法が確立された場合には、燃焼度を考慮した臨界安全評価をしてもよいものとしている。

貯蔵については、原子力安全委員会で「原子力発電所内の使用済燃料キャスク貯蔵について」が出されており、臨界安全に関して臨界防止法の記述があるが、輸送と同様に燃焼度クレジットに関する記述はない。また、原子炉等規制法が 1999 年に改正され、中間貯蔵施設が盛り込まれ関連法令の整備が進められているところである。

なお、日本で唯一燃焼度クレジットを取り入れた施設である六ヶ所再処理施設の審査は、「再処理施設安全審査指針」に則り行われた。この指針では、臨界安全に関しては第 10 条及び第 11 条で単一ユニット及び複数ユニットが臨界にならないこととしており、特に燃焼度クレジットについての記述は無い。

1.1.2 IAEA

放射性（核分裂性）物質等の輸送については、国際原子力機関 (IAEA) が「放射性物質安全輸送規則」（以下「IAEA 輸送規則」という。）を定め、各国ともこの IAEA 輸送規則に基づいて安全規制を実施している。我が国においても、この規則の 1985 年版に基づいて見直された放射性物質輸送の安全基準が 1991 年以来、施行されている。この 1985 年版 IAEA 輸送規則 (SS6) では、臨界安全評価は実際の照射履歴に基づくことができると明言している [1]。また、現在国内法への取り入れが検討されている 1996 年改訂版 IAEA 輸送規則の安全基準シリーズ No.ST-1 では、輸送物の臨界安全要件として、671 項 (a) で、次のように述べている。

平常の輸送及び事故時条件の下で未臨界性が維持されること。特に次が考慮されなければならない。

1. 輸送物中への浸水、または輸送物からの水漏れ
2. 組み込まれた中性子吸収材又は中性子減速材の性能の喪失
3. 輸送物の中での、又は輸送物からの、喪失の結果として起こり得る、収納物の再配置
4. 輸送物相互間、又は輸送物内の空間の減少
5. 輸送物の水没、又は雪への埋没
6. 温度変化等

また、輸送容器設計へ燃焼度クレジット取り入れのための具体的な要件が次のように示されている [2]。

674(a) 項 照射履歴中で最大の中性子増倍を与える核種組成に基づくか、
あるいは、

674(b) 項 輸送物の評価に対して中性子増倍の保守的評価を与える核種組成に基づくものとし、その核種組成の保守性を確認するために照射後かつ運搬前に測定が行われなければならない。

ここで、測定とは未臨界評価の保守性を示すために行われるもので、燃焼度測定あるいは未臨界度の直接測定も含まれるものと考えられる。

使用済燃料の貯蔵施設に関しては IAEA の Safety Series No.116 [3] において、燃焼度クレジットを採用した安全側の推定値として無限体系の中性子増倍率を求めることは許容されとし、この時、計算に用いた核分裂性物質の核種組成値あるいは燃焼による減損量を、貯蔵を開始するに先立って直接あるいは間接的な測定によって確認するべきであるとしている。また、使用済燃料の貯蔵プールの設計において、プール水中の可溶性中性子吸収材の存在をクレジットするに際して、異常・事故時のプール水沸騰状態を想定する場合には、それによる中性子減速材の密度減少を考慮して臨界安全解析をするべきであるとしている。さらに、使用済燃料の乾式貯蔵キャスクあるいはサイロの設計において、燃料を支持するバスケットあるいはキャニスターによって、装荷、貯蔵、取りだしの各段階で未臨界が保証された形状・配置が、内部的あるいは外部からの事象によってこれが維持できなくなる場合、あるいは減速材の侵入が不可避と判断される場合を想定して臨界安全解析を行うべきであるとしている。

1.1.3 その他

燃焼度クレジット取り入れに関し、PWR 燃料の輸送・貯蔵に関してアクチノイドのみを考慮した燃焼度クレジットについて、臨界安全評価に係わる具体的な手法を米国エネルギー省 (USDOE) が提案し [4], NRC が 1999 年 5 月に認めている。また、フランスでは以前から同様なレベルで燃焼度クレジット採用が認められている。ドイツでも使用済燃料貯蔵プールに燃焼度クレジットを導入する場合の規格を DIN25471 として 1999 年 7 月に制定している。

1.2 燃焼度クレジットの導入状況

1.2.1 各国の状況

燃焼度クレジットのどのレベルを採用して、使用済燃料の輸送・貯蔵設備の設計に取り入れるかに関しては、燃焼計算あるいは臨界計算精度の現状を考慮して、安全裕度の確保の検討を行わなければならない。海外の状況を見ると、各国ごとの特有な規制に依存して取り入れ方が異なる。一般には、核分裂性物質の減少のみの採用基準が単独で採用されることは行われていない。

燃焼度クレジットに関して各国の規制当局は、国ごとの技術レベルに応じていくつかに限定された核種の反応度効果を承認している。前節に述べた燃焼度クレジットのどのレベルが採用されるべきかは、適用される燃焼度クレジット評価法の精度、対象となる使用済燃料管理システムの特性によって決められる。

1998 年現在の各国における状況を以下に示す [5]。

1.2.1.1 アメリカ

アメリカでは、使用済燃料を最終地層処分場における放射性廃棄物管理システム (CRWMS: Civilian Radioactive Waste Management System) に受け入れるまで原子炉サイトで湿式あるいは乾式貯蔵設備に貯蔵しておく。民間再処理の計画は無いので、処分場受け入れが決まると使用済燃料をサイトから処分場まで輸送しなければならないが、この場合の輸送は乾式で行われる。1997 年、NRC は Lesko 及び Newmyer の 2 つのサイトでの PWR 使用済燃料貯蔵プールで燃焼度クレジットを取り入れた申請を承認した。ここで、プール水中のボロン成分が臨界安全性確保のための条件となった。BWR 使用済燃料貯蔵プールにはボロンが用いられていないため、燃焼度クレジットが採用されていない。PWR 使用済燃料乾式貯蔵に関しては、減速材排除の概念が用いられる。すなわち、使用済燃料をボロン入りプール水中で貯蔵容器に装荷した（この段階で燃焼度クレジットの承認を受ける）後、水抜きして、冠水する恐れのない場所に移動して保管することが容認される。これについては、NRC が DOE の提出したアクチノイドの吸収効果のみを考慮した燃焼度クレジット現状報告書を 1998 年に審査し、1999 年 5 月に、NRC は DOE 報告書を承認した。通常、PWR 使用済燃料の乾式輸送容器が一度承認されると、同様に乾式貯蔵にも適用される [6]。燃焼度確認のためには、燃焼度モニターの使用が許認可の条件となっている。

1.2.1.2 フランス

現在、低濃縮ウラン酸化物の PWR 使用済燃料集合体に対して、湿式貯蔵 (LaHague)、輸送、再処理の許認可が別々に行われ、いずれの段階でも燃焼度クレジットの承認のためには施設運転者による燃焼度モニターを使用しての燃焼度確認が条件となる。この場合、臨界安全解析の結果に基づいて、2 種類の要件が課せられる。ひとつは、要求される燃焼度が炉運転者の保証する 1 サイクル照射最小燃焼度より低い場合は、実際に炉で照射されたことを示す定性的測定結果の提示だけで十分である。他の場合には、定量的測定によって燃焼度を確認することが要求される。この定量的測定は、燃料有効長のうち最も照射の少ない下側 50cm について行われる。臨界安全評価では、主要アクチニド (^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu) のみ考慮し、核分裂生成物の存在は無視される。貯蔵においては、同様の考え方が BWR 使用済燃料に対しても認可されている [7]。

国際間の輸送に関しては、IAEA 輸送規則 ST-1 に規定されているように、B(U)F 型輸送容器の設計承認が発送国の規制当局で与えられると、荷受国でも自動的に受け入れられるという国際協定に則って行われる [8]。

1.2.1.3 ドイツ

軽水炉使用済燃料貯蔵 (PWR 及び BWR) は湿式で行われ、臨界安全評価のためには、燃料マトリックス中に分散した可燃性中性子毒の存在を考慮したものが認可されているが、平常時安全評価において PWR 使用済燃料貯蔵プール中の可溶性ボロンの存在を無視することが要求される。燃焼度クレジットの採用は許されるが、その場合新燃料の仮定を放棄した理由を述べることが要求される。Siemens KWU 社製の PWR 使用済燃料湿式貯蔵ラックは、これまでスペイン、韓国、南アフリカ、ブラジルなどの国々に輸出されていて、これらの設計における臨界安全評価では、核分裂性核種の正味の減少及びアクチニド (U, Np, Pu, Am) 同位体とさらに核分裂性物質 (FP) 同位体の中性子吸収効果が考慮されている。一方、PWR 及び BWR 使用済燃料輸送は、乾式の CASTOR キャスクを用いて行われ、その臨界安全評価は、初期濃縮度 4.2wt% までは新燃料の仮定で行われ、それ以上となると最小平均取り出し燃焼度 5MWd/kgU でアクチノイドの吸収効果のみを考慮する燃焼度クレジットが採用されている。使用済燃料の最終処分においては、現状では燃焼度クレジットの採用は考えられていない [9]。

燃焼度確認のためには、燃焼度モニターを使用することが通常行われるが、原子炉サイトの湿式貯蔵において炉データによる確認も認められている。

1.2.1.4 イギリス

燃焼度クレジットは現状、LWR(PWR,BWR) 使用済燃料に対して、次に示す設備の臨界安全管理に採用されている。

1. Sizewell における使用済燃料湿式貯蔵
2. 主として海外から Sellafield 再処理工場までの使用済燃料湿式輸送

3. Sellafield における使用済燃料湿式貯蔵
4. Sellafield 再処理工場での使用済燃料再処理

また、イギリスでは特に、MOX 使用済燃料の燃焼度クレジット取り入れのための研究・評価も進められている [10]。

1.2.1.5 その他

ベルギーでは、PWR の UO_2 及び MOX の使用済燃料に関わる湿式あるいは乾式の輸送貯蔵において、燃焼度クレジット導入が認められている。

アクチニドのみ考慮するクレジットレベルは、ロシアでは、コラ原発から取り出された VVER-440 使用済燃料の湿式輸送において、最小平均取り出し燃焼度 25MWd/kgU でウラン及びプルトニウム同位体のみのクレジットが承認された。スイスでは、PWR 使用済燃料の乾式貯蔵に対してフランス同様燃料下端から 50cm 範囲の集合体平均燃焼度について承認されている。

アクチニド及び核分裂生成物の中性子吸収効果を考慮するクレジットレベルは、韓国、スペインの PWR 使用済燃料湿式貯蔵施設、ロシア・スモレンスカヤ原発及びリチュアニア・イグナリナ原発からの RBMK 使用済燃料湿式貯蔵施設、で承認されている。PWR あるいは BWR 湿式貯蔵プールでは、一定量の可溶性ボロンがプール水中に含まれていて、スペインではこのボロン存在量の一部が臨界安全解析に考慮されたこともある。なお、スペインでは、燃焼度クレジット運用に関わる使用済燃料輸送・貯蔵前の燃焼度確認は、専ら炉管理データに依っている。

可燃性中性子吸収材のクレジットレベルは、スペイン、スウェーデンにおいて BWR 湿式貯蔵施設の許認可で承認された。

1.2.2 我が国の状況

我が国の場合、原子力発電による使用済燃料の蓄積が進み、これら使用済燃料は、現状では大部分が発電所サイトの貯蔵プールに、一部は発電所（福島第 1 原子力発電所）敷地内で金属キャスク方式による乾式貯蔵庫に蓄えられている。この他、再処理施設までの輸送に用いられる輸送容器を含めて、全て新燃料の仮定に基づいて臨界安全設計が施されている。しかし、六ヶ所再処理施設の使用済燃料の貯蔵施設等の臨界安全設計において、ウランの燃焼及びプルトニウムの生成を考慮する燃焼度クレジットが採用されている。

付録 II

燃焼計算コード (本文記載以外)

II.1 燃焼計算コード

II.1.1 UNITBURN

UNITBURN [11] は、日本原子力研究所において開発された計算コードであり、MGCL [12] を断面積データとして使用して燃焼計算を行う。崩壊チェーン等のデータは、JDDL [13] および FPGS のデータを使用する。UNITBURN は、ANISN [14] を内部で呼び出して体系と核種組成に依存した中性子スペクトルを算出し、実効一群断面積を作成して Bateman 法によって、燃焼計算を行う。計算される核種は、100 程度である。

II.1.2 SRAC95

SRAC [15] は、日本原子力研究所で開発された標準的熱中性子炉解析コードである。そして、1995 年に SRAC95 [16] として最新バージョンが公開された。その中心となるのが、衝突確率法による中性子輸送方程式を解くルーチン PIJ である。このコードは、その他にも共鳴吸収計算に超詳細群共鳴吸収計算が行えるなどの特色を持っており、国内の大学等では標準的に使用されている。SRAC は、その他に CITATION [17] や ANISN 等のコードを内蔵して、それを内部で呼び出して使用する事も可能である。燃焼計算は、以下で述べる FPGS90 も利用している DCHAIN [18] の燃焼ルーチンを利用している。SRAC は原研内だけでなく、大学にも多くのユーザーを有しており、ユーザーに支えられて開発が続けられてきたという経緯がある。よって、コードの性質がよく知られており、非常に使いやすいコードである。

燃焼計算の観点から言うと、集合体を対象とした ASMBURN や炉心を対象とした COREBN と HIST が補助プログラムとして提供されており、利用可能である。これらは、あらかじめ SRAC95 本体を使用して断面積を作成しておき、それを利用して燃焼計算を行う。

II.1.3 MKENO-BURN

MKENO-BURN [19] は、多群モンテカルロ計算コード KENO IV [20] を基に開発されたコード MULTI-KENO [21] と UNITBURN の燃焼計算ルーチン組み合わせた燃焼計算コードであり、3次元体系における中性子スペクトルを評価した燃焼計算が可能である。断面積データには MGCL を使用する。このコードも、UNITBURN を使用する事から分るように、Bateman 方程式によって燃焼方程式を解く。開発時期は 1980 年代である。しかし、開発時期が早い割には利用者が少ないことと開発が継続的に行われなかったことから、その性質が十分に把握されているとは言い難い。特にモンテカルロコードでは避けられない統計誤差が、燃焼計算にどのような影響を与えるのかが把握されておらず、しかも十分な精度を得るためにはどの程度のヒストリー数をとれば良いのかも把握されていない。よって、その使用には十分な注意が必要となる。

II.1.4 FPGS90

FPGS90 [22] は、日本原子力研究所によって開発されたコードである。FPGS という名前から分るように、もともとは核分裂生成物による崩壊熱を計算するために開発されてきたものであって、 γ 線スペクトルの計算や表示が可能であるという特徴を持つ。FPGS90 は DCHAIN [18] という燃焼計算コードを基に開発がされており、燃焼方程式は、Bateman 法によって解かれる。Bateman 法においては、娘核がその親核の生成に寄与するような、いわゆる feedback 反応を考慮する事が不可能であるが、DCHAIN では、その点を考慮出来ることが特徴的である。また、FPGS90 はライブラリの編集機能等が組み込まれるなどしたコードであり、全体としてかなり大きなシステムとなっている。FPGS90 は、燃焼計算を解く際の断面積の与え方に特徴がある。すなわち、実効一群断面積を与えるのではなく、係数 A 、断面積の $1/v$ 則からのずれを示す g -factor、そして共鳴積分 RI を使用して、以下の式で与えられる。

$$\sigma = A \cdot g \cdot \sigma_{2200} + r \cdot RI \quad (II.1)$$

ただし、 $A = \sqrt{\frac{\pi T_0}{4T}}$, $T_0 = 293.16K$, $r = \frac{\phi_{epi}}{\phi_{th} \Delta u}$, $\Delta u = 9.09$ として与えられる。なお、 g -factor は、 $M(E)$ を Maxwell 分布として、以下の式で与えられる。

$$g = 1 + \sqrt{\frac{\pi T_0}{4T}} \frac{1}{\sigma_0} \int_{10^{-5}eV}^{0.625eV} \left(\sigma(E) - \frac{\sigma_0 v_0}{v} \right) M(E) dE \quad (II.2)$$

熱中性子炉の計算のために、FPGS90 のライブラリには、 g -factor と RI が内蔵されており、計算者は、 r と A を炉心毎に評価して入力を作成する事になる。すなわち、燃焼に伴う断面積変化は考慮されない。

その他、FPGS はその内蔵ライブラリとして、25 群断面積ライブラリを有しており、option によっては、計算者が中性子スペクトルを入力し、燃焼計算を行う事が可能である。さらに断面積を直接入力する事も可能である。この機能を利用すれば、燃焼度に依存した断面積を利用することが出来るが、断面積を燃焼度依存とするには、結局他のプログラムの援助が必要となる。

II.1.5 COMRAD

COMRAD [13] は、日本原子力研究所において開発された燃焼計算コードである。COMRAD の特徴は、燃焼方程式を ORIGEN と同様の Matrix Exponential 法あるいは Bateman 方程式のどちらかを選択して解く事が可能になっている事であり、瞬時照射のような短時間の照射を取り扱うことも可能である。ちなみに、Matrix Exponential 法のルーチンは、ORIGEN のソースプログラムを利用して開発されている。その意味においては、COMRAD も ORIGEN の流れを汲んでいるコードである。COMRAD で使用する崩壊データライブラリは、ENSDF を基に編集をされた JDDL を使用する。この JDDL ライブラリは、内蔵されている核が非常に多く、またデータの種類も多いという特徴がある。COMRAD では、燃焼度依存断面積を UNITBURN によって算出してファイルに記録しておき、COMRAD でそれを読み取って利用するという形態を取る。そのために、解析が繁雑になる傾向がある。1996 年に UNIX 版が開発されている。

II.1.6 MVP-BURN

MVP-BURN [23] は、原研で開発された連続エネルギー中性子、光子輸送モンテカルロコード MVP と燃焼計算ルーチンを組み合わせた燃焼計算コードである。MVP-BURN においては、燃焼ルーチンは SRAC95 の場合と同様に DCHAIN のルーチンを使用している。よって、計算されるチェーンも同じである。

連続エネルギーモンテカルロコードは近年の計算機の高速化と、並列計算機の普及により広く使用されるようになってきた。連続エネルギーモンテカルロコードを使用すれば、中性子スペクトルの計算において、「体系の近似がいらなくなる」、「共鳴の取り扱いに従来のような仮定を使用しなくて済む」、と言う利点がある。よって、今後さらに計算機が高速になれば、このようなコードが原子炉計算の主流になる事が考えられる。

しかし、計算機が高速になったとは言え、燃焼解析においては中性子スペクトルを何度も計算しなければならないので、本コードは非常にコスト（計算時間）のかかる計算コードである事は間違いない。もちろん、あと数年のうちに、日常的に使用することが出来る可能性は大きいと思われる。

II.1.7 FLEXBURN

FLEXBURN コード [24] は、電力中央研究所で開発された。FLEXBURN コードでは、2次元中性子輸送計算および燃焼計算を行う。任意の凸四角形を計算メッシュに用い、燃料棒、制御棒、水領域、燃料集合体、水チャンネルなどを表現する。中性子輸送計算は、discrete ordinates 法 (S_N 法) に基づき、各計算メッシュを S_N 角度方向ごとの中性子が透過、漏洩する確率を用いて中性子輸送方程式を数値的に解く。詳細な計算メッシュを用い、中性子束の角度方向を処理することにより、非均質な体系の中性子束分布を計算する。中性子輸送計算には、多群核定数ライブラリ (電中研版 MGCL) [25,26] を用いる。算出した中性子束分布と実効断面積をもとに、詳細な領域ごとの燃焼計算を行う。燃焼計算では、多群で算出された中性子束と実効断面積を 1 群まで縮約し、これらを用い、ORIGEN2 コード [27] と同様な Matrix exponential 法により、各領域の出力密度、局所燃焼度、原子数密度などを算

出する。

こうした手法により、FLEXBURN コードでは、燃料集合体の計算時にも、燃料棒を計算メッシュで詳細に表現しているため、燃料棒セルなどの取り扱いには不要である。UO₂ 燃料、(U,Gd)O₂ 燃料、MOX 燃料などが混在した体系で、精度よく燃焼計算を行える。さらに、計算メッシュと燃焼領域を詳細にすることにより、燃料ペレット内の非対称な燃焼度分布の計算も可能である。

現在までに、単燃料棒から多燃料集合体までの 2 次元体系の燃焼計算を実用化している。FLEXBURN コードは、UNIX 系の計算機で動作している。計算機の向上とともに、3 次元化を進めている。

II.2 炉心解析コード

II.2.1 CASMO

CASMO [28] は、Studsvik of America 社（現 Studsvik Scandpower 社）において開発された軽水炉燃料集合体核特性解析コードである。

同コード用として、主要な高次アクチナイド 18 核種 (²⁴⁶Cm まで)、反応度計算上有意味な核分裂生成物 29 核種（それ以外はランプ化核分裂生成物）が、主に ENDF/B-IV に基づく 70 群断面ライブラリとして用意されている。70 群の核断面は、まず、集合体内を適宜簡単な形に近似して取り扱った輸送計算により得られる中性子スペクトルを用いて、少数群（通常 7 群）に縮約される。集合体内 2 次元輸送計算は、この少数群定数を用いて、積分型輸送方程式に基づく透過確率法 [29] または Characteristics 法 [30] により行われる。こうして、集合体内各部の中性子束および各核種の反応率が計算される。集合体燃焼計算は、ある時点で計算された各核種の反応率を基に、核種相互の連鎖を考えた時間微分方程式を数値的に解くことにより行われる。燃焼方程式の解法は、ORIGEN と同様の Matrix Exponential 法による。なお、燃料ペレット内を径方向及び周方向に分割することにより、ペレット内の詳細な燃焼度分布を求めることも可能である。

CASMO コードは、国内外の軽水炉炉心設計・管理において主に核定数計算コードとして広く用いられており、実機における使用実績を通じて、燃焼に伴う反応度変化の計算精度が検証されている。

II.2.2 PHOENIX-P

PHOENIX-P コードは、ウェスチングハウス社により開発された PWR 用 2 次元多群燃料集合体輸送計算コードであり、炉心計算に必要な核定数等を算出する。核データは ENDF/B-V 等に基づく 42 群核定数セットを用いている。集合体内の中性子の振舞は衝突確率法に基づくノード結合法計算及び S₄ 輸送計算により計算している。

集合体計算に基づき、燃焼による組成変化を評価するための燃焼計算を行う。燃焼計算は、集合体内の核燃料毎に核種の生成・消滅による原子個数密度変化に関する微分方程式をラプラス変換し、これを解くことにより行う。燃焼計算を行う場合、中性子束計算と燃焼計算を燃焼ステップ数だけ繰り返して行うが、この時、Predictor-Corrector 法を用いる。

II.2.3 TGBLA

TGBLA [31] は、東芝、GE で共同開発された BWR 燃料集合体の核設計コードである。1982 年に第一版が設計コード化され、以来、現在も両社の核設計コードとして使用されている。この間、高燃焼度化設計、MOX 燃料設計、高転換炉格子研究等への対応のため、六角格子計算機能追加や共鳴計算モデル強化等の各種改良が行われてきた [32-34]。燃焼計算は、 ^{228}Th から ^{212}Cm に至る 25 個のアクチニド核種と、Iijima モデル [35] に数個の過渡核種を追加した 55 核種 (1 擬似核分裂生成物を含む) から成る核分裂生成物チェーンを扱っている。燃焼方程式の積分法は、4 次の Runge-Kutta-Gill 法のアルゴリズムに、独自に開発された KLY, YQA 法 [36] と呼ばれる粗タイムステップ法を組合せた手法を採用している。これにより、時間変化が激しく、非線形性の強いガドリニウム入り燃料棒を含む集合体の燃焼問題に対しても、粗タイムステップ計算を可能にしている。

II.2.4 HINES

HINES は、日立で開発した BWR 燃料集合体核設計コードである。高速、共鳴エネルギー領域は、燃料集合体をクラスタ形状で模擬した体系を用いて、68 群衝突確率計算法により中性子スペクトルを評価する。このとき主要共鳴核種の共鳴断面積は、IR 近似 [37] に基いて計算している。熱エネルギー領域は、THERMOS [38] タイプの中性子輸送計算によって中性子スペクトルを評価しており、強吸収材である Gd_2O_3 入り燃料についてはクラスタ体系で隣接燃料の影響を考慮している。燃料集合体内の中性子束分布は、輸送補正を考慮した多群拡散計算法によって計算する。

燃焼計算には、4 次の Runge-Kutta-Gill 法を用いており、そのステップの中で Gd_2O_3 入り燃料の中性子スペクトルの再計算をする方式を採っている。取り扱い核種数は、重核種として Th から Cm までの 25 核種、FP として 30 核種である。

II.2.5 VMONT

VMONT [39] は、日立が開発したモンテカルロ中性子輸送計算法を用いた燃料集合体解析コードである。モンテカルロ法の形状に対する広い適用性と、190 群という詳細な中性子エネルギー群の採用により、集合体形状としては正方格子や六角格子を、中性子スペクトルとしては熱中性子炉から高速炉まで幅広く解析できるポテンシャルを持っている。

VMONT は、燃料集合体全体を上述した詳細なエネルギー群で計算するため、ギャップ水、可燃性吸収棒、中性子減速棒による燃料棒の中性子スペクトルへの影響などを正確に取り入れることができる。このような計算も、仮想散乱を取り入れたモンテカルロ計算法や高速な領域同定法などで短時間での計算が可能となっている。

また、燃焼計算は高燃焼度化に対応するため、アクチニド 32 核種、核分裂生成物 83 核種から成る生成崩壊チェーンに基づいて計算を実施し、核分裂生成物の蓄積する高燃焼度状態での精度を確保している。

II.2.6 NEUPHYS

NEUPHYS は原子燃料工業で使用している BWR の燃料集合体核特性計算コードである。燃料集合体核特性計算は、燃料格子解析モデルで燃料集合体各部のエネルギー少数群の核定数を求める計算と、この核定数を使用して燃料集合体の特性を求める計算に分けられる。燃料格子解析モデルにおいては、予め用意されている核断面積ライブラリと、入力として与えられる集合体設計仕様、計算条件に基づき、燃料集合体各部の中性子スペクトル計算を行って少数群核定数を求める計算を行う。核断面積ライブラリは、ENDF/B を基本としており、約 100 種の同位体のデータを内蔵している。高速・中速群計算は、衝突確率を用いた 1 次元多群計算に基づく。共鳴積分の計算においては、IR 近似 [37] を用いる。熱群計算では、拡散計算用の熱群断面積を THERMOS [38] の形式に従って計算する。また、燃料格子の幾何学的形状を考慮した共鳴吸収の自己遮蔽効果や、制御棒、 Gd_2O_3 入り燃料棒のような強中性子吸収体によるスペクトル干渉効果を適切に考慮している。単位燃料集合体核計算では、単位燃料集合体内の出力分布、無限増倍率及び平均核定数を、エネルギー少数群 2 次元拡散モデルで計算している。燃焼計算は、燃料の燃焼過程を表す方程式を解いて計算するが、このとき、必要な中性子束分布は、適切な燃焼度ステップごとに、その時の各元素数に基づいて燃料格子解析モデル及びエネルギー少数群 2 次元拡散モデルにより計算している。重核種についての減損計算は、U, Pu, Np, Am, Cm 等の 25 核種について行われる。核分裂生成物の生成・消滅モデルでは、37 の主要な核分裂生成物を考慮している。

II.2.7 NULIF

NULIF システムおよび改良 NULIF システムは原子燃料工業（株）で使用している PWR の核特性計算コードシステムである。このうち、改良 NULIF システムは MOX 装荷炉心の設計に対応できるように NULIF システムを改良したものである。ここでは、改良 NULIF システムについて説明する。改良 NULIF システムは、燃料棒等のセル体系の核計算を行なう NULIF コードや GDLUX コード、集合体体系の核計算を行なう ASY5G コード、および炉心体系の計算を行なう SHARP コードからなる。NULIF コードでは、予め用意されている核断面積ライブラリと、入力として与えられる集合体設計仕様、計算条件に基づき、燃料集合体各部セルの中性子スペクトル計算および燃焼計算を行って少数群核定数を求める。核断面積ライブラリは、ENDF/B-V を基本としており、約 99 種の同位体のデータを内蔵している。このうち重核種についての燃焼計算では、U, Pu, Np, Am, Cm 等の核種を考慮している。また核分裂生成物の生成・消滅モデルでは、Xe, Sm 等の主要な核分裂生成物を考慮している。多群中性子スペクトル計算は、輸送方程式に基づいて高速群および熱群に分けて実施される。共鳴積分の計算においては、NR 近似 [40] もしくは NRIM 近似 [40] を用いる。また、 Gd_2O_3 入り燃料棒のような強中性子吸収体の燃料棒計算では、GDLUX コードが用いられる。GDLUX コードの計算フローは NULIF コードとほぼ同一であるが、熱中性子束分布の空間依存性を適切に考慮するためペレット内部を詳細に分割して計算する。ASY5G コードでは、燃料棒計算コードで求めた少数群核定数を用いて燃料集合体内部の中性子スペクトルおよび燃焼計算を拡散理論に基づいて行ない、燃料集合体平均または燃料棒毎の 2 群核定数を求める。なお、ASY5G コードでは、異なるタイプの燃料どうしの隣接体系で計算することができ、集合体間のスペクトル干渉効果を考慮することが可能である。

付録 III

PWR 及び BWR 燃料集合体の燃焼計算例

燃焼計算を行った際に、得られた結果が正しいかどうかを判断することが必要である。その目的のためには、各種の燃料に対して計算パラメータを変化させた燃焼計算を予め行っておき、得られた計算結果との比較を行うことが出来ると便利である。

多くのパラメータを変化させて燃焼計算を行った例が、公開文献として示されている [41]。その中では、軽水炉 (炉型：PWR, BWR) の、取り出し燃焼度 33, 45, 60 GWd/tHM までの高燃焼度化燃料で、燃料タイプ UO_2 及び MOX の 12 種類の組み合わせについて、使用済燃料の核種組成を統合化燃焼計算コード SWAT により求めている。

PWR 燃料については、現行の 17×17 燃料集合体の形状データに基づいてセルモデルが設定され、BWR 燃料については、燃料の高燃焼度化に伴い、STEP-I, STEP-II, STEP-III と改良されているのでこれを考慮してセルモデルの設定が行われている。

UO_2 燃料の初期組成の設定においては、PWR 燃料では文献 [42] を参照し、BWR 燃料では STEP-I 型燃料 (取出燃焼度 33GWd/tHM) で 3.0wt%, STEP-III 型燃料 (取出燃焼度 45GWd/tHM) で 3.7wt% と設定された [43]。また、BWR 燃料 60 GWd/tHM に対しては燃焼後の中性子増倍率を検討して設定してある。そこで、 UO_2 燃料の初期濃縮度は以下のように設定した。

Table III.1 UO_2 燃料の初期組成

取出燃焼度	PWR 燃料	BWR 燃料
33 GWd/tHM	3.2 wt%	3.0 wt%
45 GWd/tHM	3.9 wt%	3.7 wt%
60 GWd/tHM	5.0 wt%	4.7 wt%

MOX 燃料の富化度、すなわち初期 Pu 重量割合は、文献 [44] を参照して以下のように設定した。 UO_2 燃料についても同様であるが、PWR と BWR で初期組成が違う理由は、炉内滞在平均運転サイクル数が異なることによる。

Table III.2 MOX 燃料の Pu 富化度

取出燃焼度	PWR 燃料	BWR 燃料
33 GWd/tHM	5.3 wt%	4.7 wt%
45 GWd/tHM	6.3 wt%	5.7 wt%
60 GWd/tHM	7.9 wt%	7.2 wt%

評価対象核種は、以下に示すようにアクチニド 17 核種、核分裂生成物 18 核種である。

アクチニド核種 ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am ,
 $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{245}Cm

核分裂生成物核種 ^{79}Se , ^{85}Kr , ^{87}Rb , ^{90}Sr , ^{79}Se , ^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{115}In , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs ,
 ^{137}Cs , ^{142}Ce , ^{144}Nd , ^{147}Sm , ^{148}Sm , ^{149}Sm , ^{151}Sm

付録の参考文献

- [1] International Atomic Energy Agency. "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 1985 Edition". *Safety Series No.6*, 1985.
- [2] International Atomic Energy Agency. "Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 1996 Edition". *Safety Standards Series No.1*, 1996.
- [3] International Atomic Energy Agency. "Design of Spent Fuel Storage Facilities". *Safety Series No.116*, 1994.
- [4] Office of Civilian Radioactive Waste Management U.S. Department of Energy, editor. "*Topical Report on Actinide-Only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Packages*". DOE/RW-0472 Rev.2. September 1998.
- [5] International Atomic Energy Agency. "Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems". *IAEA-TECDOC-1013*, April 1998. (Proceedings of an Advisory Group Meeting held in Vienna, 20–24 October 1997).
- [6] W. Lake. "Burnup Credit Activity being Conducted in the United States". In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 109, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).
- [7] Y. Chanzy and E. Guillou. "COGEMA/TRANSNUCLEAIRE's Experience with Burnup Credit". In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 33, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).
- [8] P. Grimm. "Status of Burnup Credit Implementation in Switzerland". In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 93, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).
- [9] J. C. Neuber. "Present Status and Future Developments of the Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems in Germany ". In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 39, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).
- [10] Russel Bowden. "The Application of Burnup Credit for Spent Fuel Operations in the United Kingdom". In *Proceedings of an Advisory Group Meeting , Implementation of Burnup Credit in Spent Fuel Management Systems*, p. 97, Vienna, April 1998. International Atomic Energy Agency. (as IAEA-TECDOC-1013).

- [11] 内藤俣孝, 稲村実, 増川史洋, 奥田泰久. “単位燃料棒セル燃焼計算コード: UNITBURN”. *JAERI-M 90-019*, 1990.
- [12] Y. Komuro, H. Tsunoda, J. Sakurai, Y. Komuro, H. Tsunoda, and J. Sakurai. “Neutron cross section data in multigroup constant library MGCL for criticality safety analysis”. *JAERI-M-87-092*, July 1987.
- [13] 内藤俣孝, 原俊治, 井原均, 片倉純一. “核種崩壊データライブラリ JDDL 及び核種生成崩壊計算コード COMRAD の作成”. *JAERI-M 86-121*, 1986.
- [14] W. W. Engle Jr. “A Users Manual for ANISN, a One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering”. *Union Carbide Corporation Report K-1693*, March 1967.
- [15] Keichiro Tsuchihashi, Yukio Ishiguro, Kunio Kaneko, and Masaru Ido. “Revised SRAC Code System”. *JAERI 1302*, September 1986.
- [16] 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎. “SRAC95; 汎用核計算コードシステム”. *JAERI-Data/Code 96-015*, March 1996.
- [17] T. B. Flower, D. R. Vondy, and G. W. Cunningham. “Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION”. *ORNL/TM-2496 Rev.2*, July 1971.
- [18] K. Tasaka. “DCHAIN Code for Analysis of Build up and Decay of Nuclides”. *JAERI 1250*, 1977.
- [19] 内藤俣孝, 須山賢也, 増川史洋, 松本潔, 黒澤正義, 金子俊幸. “モンテカルロ法による核燃料集合体燃焼計算コード – MKENO-BURN –”. *JAERI-Data/Code 96-037*, 1996.
- [20] L. M. Petrie and N. F. Cross. “KENO IV An Improved Monte Carlo Criticality Program”. *ORNL-4938*, 1975.
- [21] Y. Naito, et al. “MULTI-KENO : A Monte Carlo Code for Criticality Safety Analysis”. *JAERI-M 83-049*, 1983.
- [22] 井原均, 片倉純一, 中川庸雄. “放射性核種の生成・崩壊量, 崩壊熱及び γ 線スペクトル計算コード – FPGS90 –”. *JAERI-Data/Code 95-014*, November 1995.
- [23] Keisuke Okumura, Takamasa Mori, Masayuki Nakagawa, and Kunio Kaneko. “Validation of a Continuous-Energy Monte Carlo Burn-up Code MVP-BURN and Its Application to Analysis of Post Irradiation Experiment”. *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 37, , February 2000.
- [24] Takanori Kameyama and Tetsuo Matsumura. “Neutron Transport Code FLEXBURN by Sn Method with Transmission Probabilities in Arbitrary Square Meshes for Light Water Reactor Fuel Assemblies”. *Nucl. Sci. Eng.*, Vol. 123, pp. 86–95, May 1996.
- [25] 松村哲夫, 三村昌弘, 内藤俣孝. “軽水炉用多群定数ライブラリーの開発”. 電力中央研究所報告 研究報告 279065, August 1980.
- [26] 小室雄一, 奥野浩, 内藤俣孝, 小田久子, 永井正克, 奥田泰久, 酒井友宏, 塩田雅之. “臨界計算用多群定数ライブラリ MGCL-J3 の作成と検証”. *JAERI-M-93-190*, September 1993.
- [27] A. G. Croff. “ORIGEN2 : A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials”. *Nuclear Technology*, Vol.62, pp. 335–352, 1983.
- [28] 東電ソフトウェア株式会社. “BWR 定常炉心解析手法について”. *TCMO-96001*, August 1996.
- [29] H. Haggblom, et al. “Transmission Probability Method of Integral Neutron Transport Calculation

- for Two-Dimensional Rectangular Cells". *Nucl. Sci. Eng.*, Vol. 56, p. 441, 1975.
- [30] J.R Askew. "A Characteristics Formulation of the Neutron Transport Equation in Complicated Geometries". *AEW-M1108*, 1972.
 - [31] M. Yamamoto, et al. "Development and Validation of TGBLA Lattice Physics Methods". In *Proceedings of the Topical Meeting on Reactor Physics and Shielding*, Chicago, USA, September 17-19 1984.
 - [32] M. Yamamoto, et al. "Recent Developments in TGBLA Lattice Physics Code". In *Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation*, Paris, France, April 27-30 1987.
 - [33] M. Yamamoto, et al. "New Physics Models Recently Incorporated in TGBLA". In *Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations, and Reactor Physics*, Pittsburgh, USA, April 28 - May 2 1991.
 - [34] M. Yamamoto, et al. "Validation of the HELIOS.HX Code for High Conversion Light Water Reactor Lattice Analysis". *Nucl. Technol.*, Vol. 80, pp. 240-249, 1988.
 - [35] S. Iijima, et al. "Fission Product Model for BWR Lattice Calculation Code". *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 19, pp. 96-106, 1982.
 - [36] M. Yamamoto. "Coarse Time-Step Integration Method for Burnup Calculation of LWR Lattice Containing Gadolinium-Poisoned Rods". *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol. 22, pp. 1-15, 1985.
 - [37] R. Goldstein and E.R. Cohen. "Theory of resonance absorption of neutrons". *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 13, pp. 132-140, 1962.
 - [38] H.C. Honeck. "THERMOS: A Thermalization Transport Theory Code for Reactor Lattice Calculations". *BNL-5826*, 1961.
 - [39] Y. Morimoto, H. Maruyama, K. Ishii, and M. Aoyama. "Neutronic Analysis Code for Fuel Assembly Using a Vectorized Monte Carlo Method". *Nuclear Science and Engineering*, 103, 351, 1989.
 - [40] Rudi J.J. Stamm'ler and Máximo J. Abbate. "*Methods of Steady-State Reactor Physics in Nuclear Design*". Academic Press, London, 1983.
 - [41] 安藤良平, 高野秀機. "使用済燃料の核種組成評価". *JAERI-Research 99-004*, February 1999.
 - [42] 白井裕ほか. "軽水炉燃料の高度化の現状". プルトニウム燃料工学, 第5章. 日本原子力学会, 東京, 1998.
 - [43] 須山賢也, 片倉純一, 大川内靖, 石川眞. "JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ : ORLIBJ32". *JAERI-Data/Code 99-003*, February 1999.
 - [44] "Plutonium Fuel An Assessment". OECD, Paris, 1989.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質置	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位 による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m・kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A・s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V・s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd・sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm} = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局1985年刊行による。ただし, 1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- E C閣僚理事会指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa・s (N・s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm・s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf・m	kW・h	cal (計量法)	Btu	ft・lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁶	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
 = 4.184 J (熱化学)
 = 4.1855 J (15°C)
 = 4.1868 J (国際蒸気表)
 仕事率 1 PS (仏馬力)
 = 75 kgf・m/s
 = 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

