

JAERI-Tech

JP0450375

2004-030



使用済燃料の燃焼度分布を考慮した臨界安全評価  
—各種燃焼度設定方法の検討(1)—  
(受託研究)

2004年3月

野村 靖・奥野 浩・三好 慶典

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合わせは、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）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to 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, 2004

編集兼発行 日本原子力研究所

使用済燃料の燃焼度分布を考慮した臨界安全評価  
—各種燃焼度設定方法の検討（1）—  
(受託研究)

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター燃料サイクル安全工学部  
野村 靖・奥野 浩・三好 慶典

(2004年1月30日受理)

始めに、燃焼度クレジットを取り入れた臨界安全評価において用いられる、燃焼計算のための燃焼度設定法について、欧米各国の規制側が承認している上端部50 cm平均燃焼度を比較評価する。

次に、仮定された軸方向燃焼度分布の形状の違いにより発生する臨界計算の誤差、核種組成計算値補正因子適用により補償される燃焼計算に付随するバイアス誤差及び照射履歴入力パラメータの変動により生じる統計誤差を、経済開発協力機構原子力機関(OECD/NEA)の燃焼度クレジット臨界ベンチマークの輸送容器モデルにより評価する。この結果、これらの誤差導入に対して安全側の臨界解析結果が得られるような、与えられた燃焼度から等価的に減少させた燃焼度を設定する方法を提案する。

最後に、これらの誤差影響を総合的に組み込んで導かれる「等価均一燃焼度」及び「等価初期濃縮度」について述べ、使用済燃料輸送容器仕様の違いに拘わらず用いられる可能性に触れる。

---

この報告書は、電源開発促進対策特別法に基づく文部科学省からの受託として行った研究成果を含んでいる。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

Criticality Safety Assessment by Assuming Spent Fuel Burnup Distribution  
- Examination of Various Methods for Setting Burnup (1) -  
(Contract Research)

Yasushi NOMURA, Hiroshi OKUNO and Yoshinori MIYOSHI

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

(Received January 30, 2004)

Firstly, concerning the methods to set burnup for depletion calculation linked with criticality safety evaluation taking burnup credit into consideration, the upper 50 cm averaged burnups approved by regulations in European countries and USA are comparatively evaluated.

Secondary, errors produced by different shapes of axial spent fuel burnup distribution assumed for criticality calculation, bias errors associated with depletion calculation compensated by correction factors applied to calculated nuclide isotopic composition, and statistic errors exerted by variation of irradiation history parameters used as input data for depletion calculation, are separately evaluated by performing criticality analyses with the spent fuel transport cask model of OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark. As a result, methods are proposed to set equivalent burnups reduced from a given burnup so as to compensate these errors to obtain criticality calculation results on the conservative side.

Finally, "Equivalent Uniform Burnup" and "Equivalent Initial Enrichment" which are derived by incorporating these errors synthetically, are described to mention possibility of their common usage irrespective of difference in spent fuel transport cask specification.

**Keywords:** Burnup Credit, Spent Fuel Transport Cask, Criticality Safety Assessment, Upper 50 cm Averaged Burnup, Axial Burnup Distribution, Correction Factors, Irradiation History Data Variation, Equivalent Uniform Burnup, Equivalent Initial Burnup

---

A part of this work was carried out by the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) under entrustment by the Ministry of Education, Culture, Sports and Technology (MEXT) of Japan.

## 目 次

1.はじめに.....	1
2.各種燃焼度分布における上端部50cm平均燃焼度.....	2
2.1 原研での照射後実験データの燃焼度分布.....	3
2.2 OECD/NEA燃焼度クレジット 臨界ベンチマーク提案の燃焼度分布.....	3
2.3 米国DOE報告燃焼度分布.....	4
2.4 上端部50cm平均燃焼度の比較評価.....	4
3.軸方向燃焼度分布の非対称性による影響.....	19
4.核種組成計算補正因子適用の効果.....	29
4.1 PWR燃料燃焼計算結果補正因子の導出について.....	29
4.2 「核種組成補正等価燃焼度」の導出.....	30
4.3 異なる炉型、ライブラリーの補正因子の適用性について.....	31
5.照射履歴パラメータ変動の誤差影響.....	35
5.1 OECD/NEA燃焼度クレジット 臨界ベンチマーク輸送容器モデルの臨界解析.....	35
5.2 PIE試験データによる同一輸送容器モデルの臨界解析.....	37
5.3 照射履歴パラメータ変動の誤差影響に対する等価燃焼度減少.....	37
6.「等価均一燃焼度」と「等価初期濃縮度」.....	48
6.1 異なる使用済燃料輸送容器モデルに対する「等価均一燃焼度」の導出 とその比較.....	48
6.2 異なる使用済燃料輸送容器モデルに対する「等価初期濃縮度」の導出 とその比較.....	51
7.結論.....	61
謝辞.....	63
参考文献.....	63

## Contents

1.	Introduction.....	1
2.	Upper 50 cm Averaged Burnup by Various Burnup Distribution.....	2
2.1	Burnup Distribution Based on Post Irradiation Experiment Data of JAERI.....	3
2.2	Burnup Distribution Proposed by OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark.....	3
2.3	Burnup Distribution Recommended by USDOE.....	4
2.4	Comparative Evaluation of Upper 50 cm Averaged Burnup.....	4
3.	Effect of Asymmetry of Axial Burnup Distribution.....	19
4.	Influence of Correction Factor Applied to Isotopic Composition Calculation.....	29
4.1	Concerning Derivation of Correction Factor Applied to Burnup Calculation of PWR Fuel.....	29
4.2	Derivation of “Isotopic Composition Correction Equivalent Burnup”.....	30
4.3	About Applicability of Correction Factors for Different Reactors and Nuclear Data and Nuclear Data Libraries.....	31
5.	Effect of Irradiation History Parameter Variation.....	35
5.1	Criticality Analysis for Transport Cask Model Proposed by OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark .....	35
5.2	Criticality Analysis Based on Post Irradiation Experiment for the Same Transport Cask Model.....	37
5.3	Equivalent Burnup Reduction for Error Effect Exerted by Irradiation History Parameter Variation.....	37
6.	“Equivalent Uniform Burnup” and “Equivalent Initial Enrichment”.....	48
6.1	Derivation and Its Comparison of “Equivalent Uniform Burnup” with Different Spent Fuel Transport Cask Models.....	48
6.2	Derivation and Its Comparison of “Equivalent Initial Enrichment” with Different Spent Fuel Transport Cask Models.....	51
7.	Conclusion.....	61
	Acknowledgement.....	63
	References.....	63

## 1. はじめに

わが国では、軽水炉から排出された使用済燃料の輸送容器及び貯蔵設備の臨界安全設計において、伝統的に新燃料の仮定が用いられている。すなわち、使用済燃料の核種組成を炉内での燃焼を考慮しないで臨界解析が行われている。その結果、これら設備の臨界安全設計及び管理においては、過度の安全裕度が取られることもある。一方、炉心管理のための使用済燃料の核種組成を算出することや、燃焼度分布を評価することは、全炉心に対する臨界特性算出の精度を検証するために、広く行われてきた。近年の詳細な燃焼計算手法の開発、及び臨界計算技術の進歩により、原子炉での燃焼を考慮した使用済燃料の核種組成評価、及びこれによる使用済燃料輸送・貯蔵体系の中性子増倍率を精度よく計算することができるようになった。臨界安全評価において、原子炉での核燃料の燃焼に伴う核種組成の変化を考慮することを「燃焼度クレジット」という<sup>1)</sup>。このような燃焼度クレジットを採用した臨界安全設計により、適正な安全裕度が確保され、安全性ばかりでなく経済性を確保した設備の設計及び運転が可能となる。

燃焼度クレジットを採用した臨界安全解析及び管理において、対象とする使用済燃料の燃焼度を適切に設定することが最初に行う必要のある重要なステップであり、測定誤差や計算に関わる各種の誤差の導入を考慮した燃焼計算及び臨界計算を引き続いて行うための燃焼度を如何に設定したらよいか、あるいは使用済燃料輸送・貯蔵の管理のための燃焼度を如何に確認したらよいかという設間に適切に答えられなければならない。

使用済燃料集合体の燃焼度は、通常、炉管理データによる平均燃焼度として与えられる。海外の例を見ると、この全長平均燃焼度の代わりに保守側の上端部 50cm 平均燃焼度を設計及び安全評価に用いることが規制側に承認されている例があり、測定誤差等を考慮したものと考えられる<sup>2)</sup>。

使用済燃料中の核種組成は、通常、燃焼計算コードによって求められるが、燃焼計算結果に含まれる誤差としては、燃焼計算のためのモデル化に伴う誤差や計算コード自体の有する誤差と計算入力データに含まれる照射履歴パラメータの変動に関わる誤差が考えられる。計算モデルあるいはコード自体の有するバイアス誤差に対しては、核種組成計算値とPIEによる実測値の比(C/E)から導出した核種組成補正因子を適用して保守側の値を求める方法がある<sup>3)</sup>。また、照射履歴パラメータの変動に関わる誤差に対しては、現実的な範囲でこれらを振ら

せたときに対象とする体系の反応度への影響が、評価された例がある<sup>4)</sup>。また、臨界計算における軸方向燃焼度分布の影響は、分布の非対称性によるものであることが最近の研究で示されている<sup>5)</sup>。さらに、この燃焼度分布を均一分布の仮定で保守側の中性子増倍率が簡便に求められるように、使用済燃料集合体平均燃焼度よりも低めに設定した「等価均一燃焼度」を用いる方法が提案されている<sup>6)</sup>。あるいは、燃焼計算によらずに（すなわち燃焼度を設定せずに）臨界計算のみ行えば保守側の中性子増倍率が求められる「等価初期濃縮度」を用いる方法も同様に提案されている<sup>6)</sup>。

本報告では、上端部50cm平均燃焼度を、標準的な燃焼度分布や、公開されたPIE実験データによるサンプルの燃焼度分布を引用して実際に評価してみる。次に、最近のOECD/NEA燃焼度クレジット国際ベンチマーク解析に関わる作業の結果を引用して、軸方向燃焼度分布の臨界解析への影響について述べ、現実的な使用済燃料輸送容器モデルに応用した場合の反応度変化を安全側に評価するための等価な燃焼度減少分を求める。また、保守的な核種組成を求めるための補正因子を燃焼計算結果に適用した場合に、結果として得られる反応度の安全側の裕度を現実的な使用済燃料輸送容器モデルに対して評価し、燃焼度設定における等価な燃焼度減少分として評価する。さらに、燃焼計算の入力データに関わる照射履歴パラメータを現実的な範囲で振らせたときの実際的な輸送容器モデルに対する反応度影響を評価し、保守側の中性子増倍率が得られるような等価的な燃焼度減少分を求める。次に簡便法として用いられる「等価均一燃焼度」及び「等価初期濃縮度」を取り上げ、現実的な使用済燃料輸送容器モデルに対して導出を行い、反応度を最終的に求めるための各段階で導入される誤差を補償するための燃焼度減少の考え方について考察を加える。最後に、以上に述べた燃焼度クレジット評価に関わる各種燃焼度設定法を総合的に比較評価し、その妥当性等について述べるとともに今後の課題等について触れる。

## 2. 各種燃焼度分布における上端部50cm平均燃焼度

使用済燃料集合体の燃焼度は、通常、原子炉で発熱しているときの発熱量あるいは核計装の測定値、あるいは照射履歴データや比出力など炉管理データから与えられ、輸送・貯蔵設備の設計に用いられる。また、この燃焼度は、一般に使用済燃料集合体を輸送容器あるいは貯蔵プールに装荷する前に、燃焼度モニターにより実測される。この実測による平均燃焼度と、燃料集合体の取り扱

い時に参照される炉管理データによる平均燃焼度は一般に異なることが考えられる。安全性を確保しつつ、使用済燃料を輸送あるいは貯蔵設備に受け入れるためには、この平均燃焼度の差が一定の許容範囲にあることを確認すべきであり、海外の例を見ると、各国ごとに異なる許容範囲が定められている。また、これが許容範囲にあることを確認した上で、与えられた平均燃焼度を用いる代わりに、これらの測定誤差等を考慮するため、上端部 50cm 平均燃焼度を設計及び安全評価に用いることが規制側に承認されている例がある<sup>2)</sup>。

ここでは、測定誤差等を考慮して設定されたものと考えられる上端部50cm平均燃焼度について、これに含まれる保守側の裕度がどの程度であるかを通常用いられる標準的な燃焼度分布やPIE実験データによる燃焼度分布を用いて評価して見る。

## 2.1 原研での照射後実験データの燃焼度分布

関西電力（株）高浜原子力発電所 2 号機（PWR）の使用済燃料を用いて実施した照射後実験（PIE）における $\gamma$ スキャンデータ18ケース<sup>7)</sup>について、Fig.2.1 からFig.2.18までに軸方向の $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 放射能比分布を示す。 $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 放射能比は燃焼度に比例することがわかっているので、これらの図は、使用済燃料軸方向の燃焼度分布を示すこととなる。これらのデータから、上端部50cm平均燃焼度と全長平均燃焼度の比を求めるTable 2.1に示すような結果となる。

Table 2.1に示すように、上端部50cm平均燃焼度と全長平均燃焼度の比は、平均値が0.78となり、0.74から0.84まで幅広い範囲に分布している。これを全長平均燃焼度に対して図示したものがFig.2.19である。これをみると、これらの燃焼度比は、ばらつきが大きいものの平均的には全長平均燃焼度の増加に対して、緩やかな増加傾向が認められる。

## 2.2 OECD/NEA燃焼度クレジット臨界ベンチマーク提案の燃焼度分布

OECD/NEA 燃焼度クレジット国際ベンチマーク・フェイズⅡCにおいては、PWR 燃焼燃料の軸方向燃焼度分布の高精度（5%以下の誤差）実測データ 850 個の非対称分布形状から、統計処理により平均的な燃焼度比分布（各領域の燃焼度と全長平均燃焼度の比の分布）を求め、上端部 6 ノード領域の燃焼度を実測データの変動の最大値と最小値により種々変化させ、第 3 章で説明するよう

17 ケースの燃焼度分布形状が提案された<sup>8)</sup>。

これらの軸方向燃焼度分布に関する34ケースのデータから、上端部50cm平均燃焼度と全長平均燃焼度の比を求めて、Table 2.2に一覧にして示す。これらの値は、2.1節のPIE実験データの比よりも大きい、0.845から0.877までの比較的狭い値の範囲に入っている。

### 2.3 米国DOE報告燃焼度分布

ヤンキー炉の燃焼燃料の計算データを基にして導かれ、米国エネルギー省(DOE)が報告しているPWR燃焼燃料の軸方向燃焼度分布の軸方向各位値での正規化係数をTable 2.3に示す<sup>9)</sup>。この燃焼度分布は、平均燃焼度の大きさによって3個に分類される。例として、15, 25, 33, 45GWd/tの各平均燃焼度に対して図にプロットしたものをFig.2.20に示す。また、原研で実施したPIE実験における使用済燃料棒から適当に切り出した各サンプルの燃焼度を平均燃焼度とし、これにANS推奨分布を割り当てた燃焼度分布のそれぞれに対して、上端部50cm平均燃焼度と全長平均燃焼度の比を求めて示した値をTable 2.4に示す。これから分かるように、各サンプル燃焼度に対する上記の比は、ANS推奨分布の3分類に対応した0.889, 0.888, 0.855となる。このうち低燃焼度側に属する分布の比、0.889は、原研PIE実験あるいはOECD/NEA/NSC燃焼度クレジット国際ベンチマークで得られた比よりも最も高い値である。

### 2.4 上端部50cm平均燃焼度の比較評価

使用済燃料集合体に関する炉管理データによる平均燃焼度には測定等に関する誤差の付随が考えられ、先に述べたように海外では、燃焼度クレジットを採用した臨界安全評価のために保守的な燃焼度設定として上端部50cm平均燃焼度が用いられることがある<sup>2)</sup>。ここでは、燃焼度クレジット臨界安全評価のための公開された使用済燃料中燃焼度分布の各種推奨分布、あるいは公開された燃焼度分布に関する実測データを基に、この上端部50cm平均燃焼度を検証した。その結果、これらは、全長平均燃焼度に対して約10%から約25%までの余裕を見ていることが分かった。

Table 2.1 原研 PIE 実験データ<sup>7)</sup>による上端部 50cm と全長平均燃焼度の比

ケース no.	燃料棒番号	全長平均燃焼度 (GWd/t)	上端部 50cm と 全長平均燃焼度の比
1	NT3G23-C3	32.9	0.736
2	NT3G23-A4	33.5	0.837
3	NT3G23-C5	31.6	0.781
4	NT3G23-A6	31.0	0.768
5	NT3G23-C7	33.2	0.779
6	NT3G23-A8	34.2	0.754
7	NT3G23-B10 Gd	26.4	0.747
8	NT3G23-D11 Gd	24.7	0.736
9	NT3G23-B12 Gd	24.5	0.749
10	NT3G24-C3	40.9	0.798
11	NT3G24-A4	43.8	0.798
12	NT3G24-C5	39.1	0.811
13	NT3G24-A6	41.7	0.798
14	NT3G24-C7	44.3	0.798
15	NT3G24-A8	43.3	0.804
16	NT3G24-B10 Gd	36.3	0.776
17	NT3G24-D11 Gd	34.3	0.793
18	NT3G24-B12 Gd	34.5	0.789

Table 2.2 OECD/NEA 燃焼度クレジット臨界ベンチマーク・フェイズⅡ C<sup>8)</sup>

提案の燃焼度分布による上端部 50cm と全長平均燃焼度の比

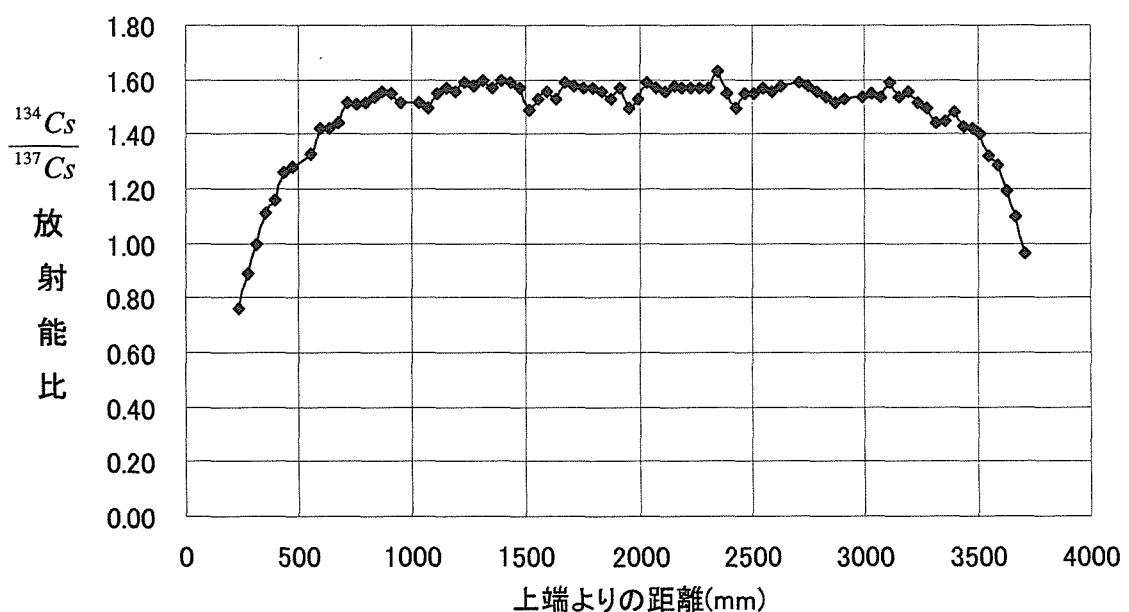
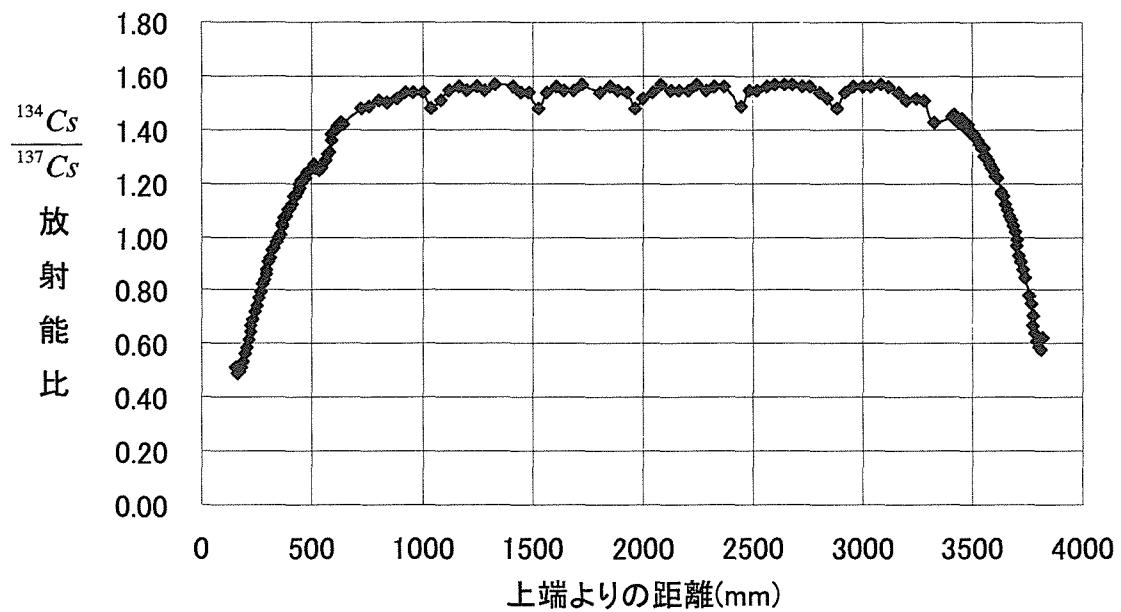
ケース no.	燃焼度 (GWd/t)	上端部 50cm と 全長平均燃焼度の比
1	32	0.865
2	32	0.877
3	32	0.876
4	32	0.875
5	32	0.872
6	32	0.870
7	32	0.868
8	32	0.863
9	32	0.860
10	32	0.857
11	32	0.854
12	32	0.850
13	32	0.845
14	32	0.866
15	32	0.866
16	32	0.861
17	32	0.859
18	50	0.865
19	50	0.868
20	50	0.868
21	50	0.868
22	50	0.867
23	50	0.866
24	50	0.866
25	50	0.863
26	50	0.861
27	50	0.859
28	50	0.856
29	50	0.853
30	50	0.849
31	50	0.864
32	50	0.863
33	50	0.862
34	50	0.859

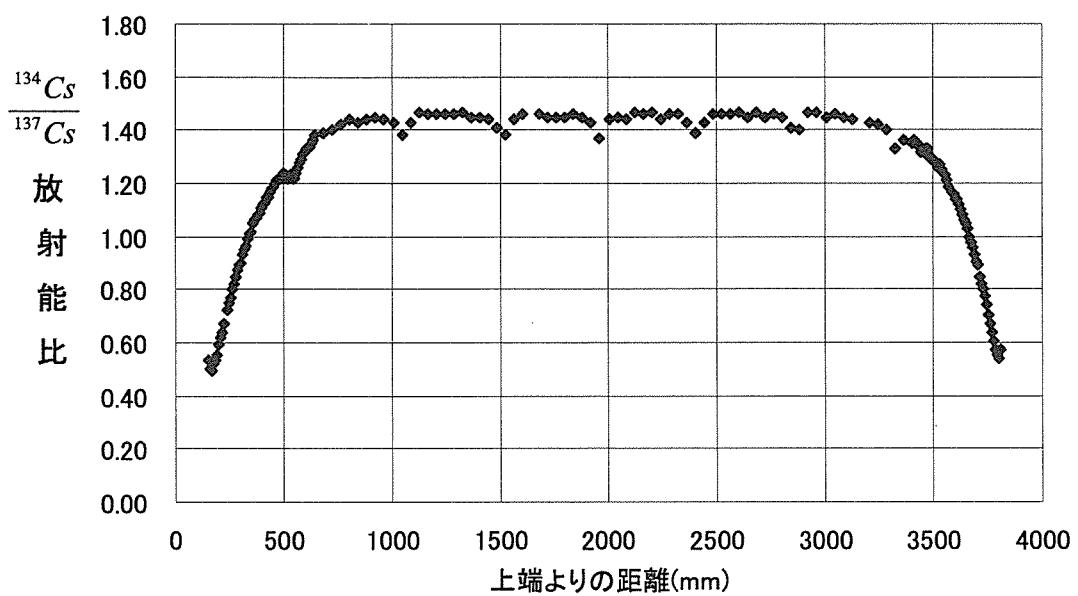
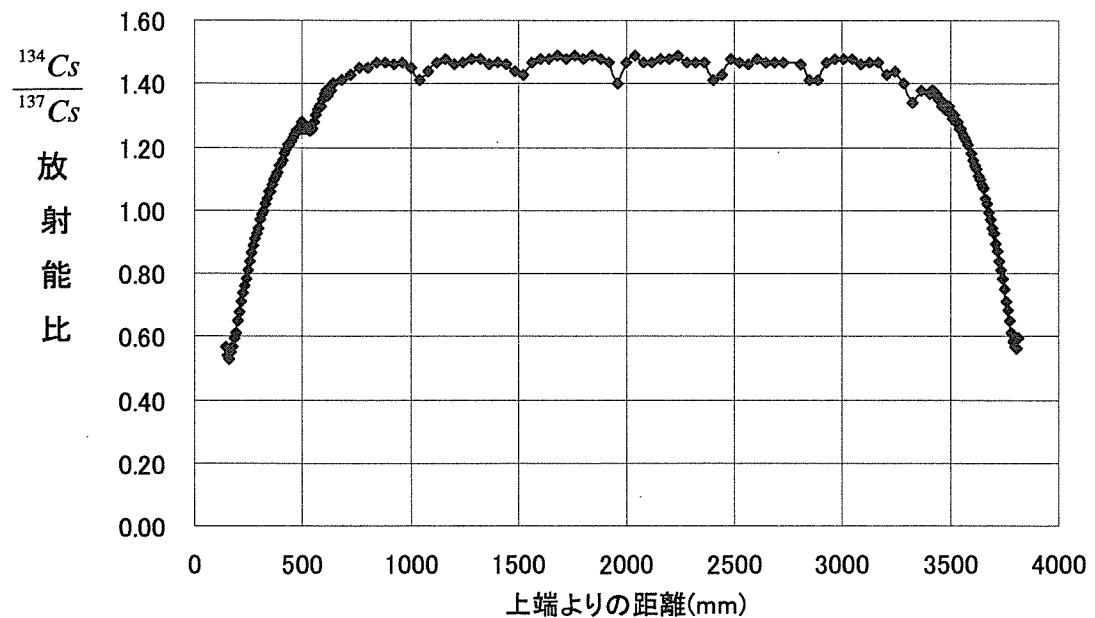
Table 2.3 DOE 報告<sup>9)</sup>による PWR 燃焼燃料の軸方向燃焼度分布

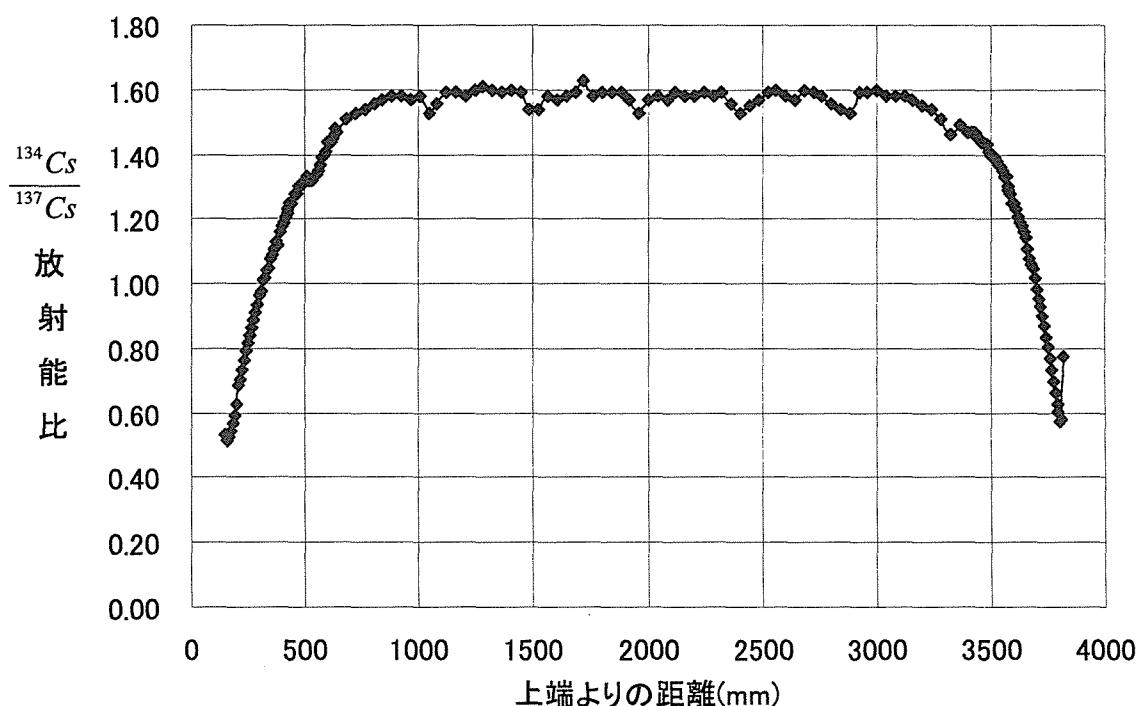
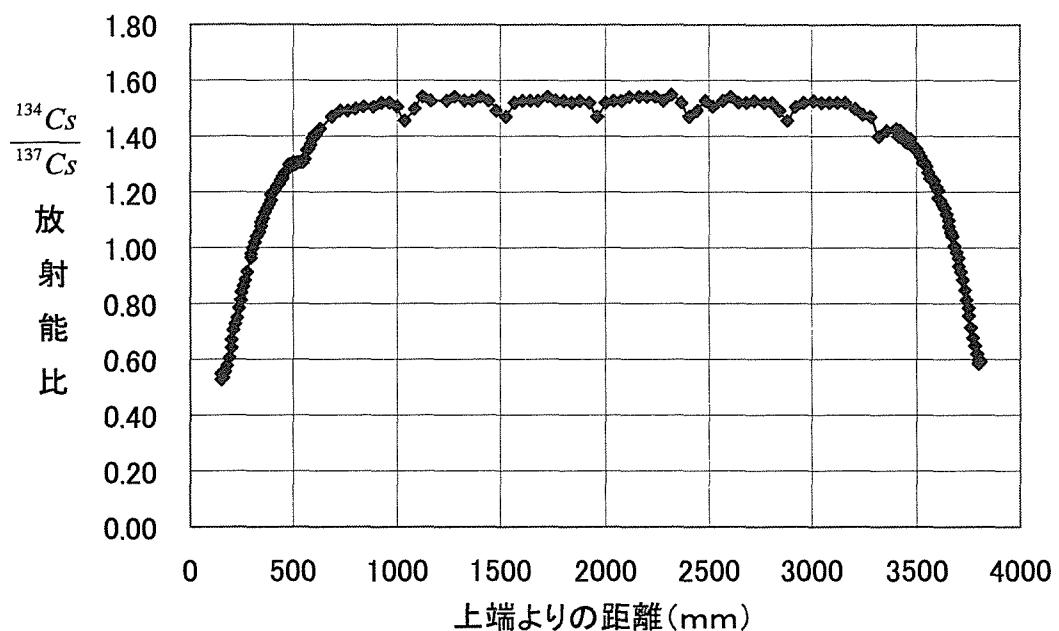
軸方向位置 (炉心 高さ%)	正規化燃焼度分布係数		
	BU <18GWd/tU	18< <30GWd/tU	30GWd/tU <BU
2.8	0.649	0.668	0.652
8.3	1.044	1.034	0.967
13.9	1.208	1.15	1.074
19.4	1.215	1.094	1.103
25	1.214	1.053	1.108
30.6	1.208	1.048	1.106
36.1	1.197	1.064	1.102
41.7	1.189	1.095	1.097
47.2	1.188	1.121	1.094
52.8	1.192	1.135	1.094
58.3	1.195	1.14	1.095
63.9	1.19	1.138	1.096
69.4	1.156	1.13	1.095
75	1.022	1.106	1.086
80.6	0.756	1.049	1.059
86.1	0.614	0.933	0.971
91.7	0.481	0.669	0.738
97.2	0.284	0.373	0.462

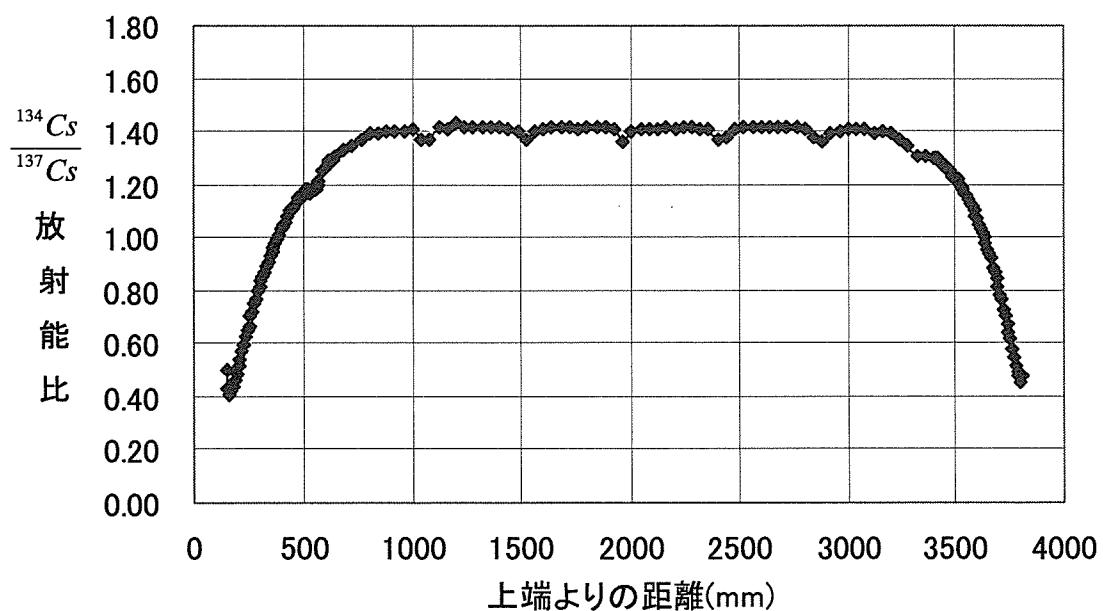
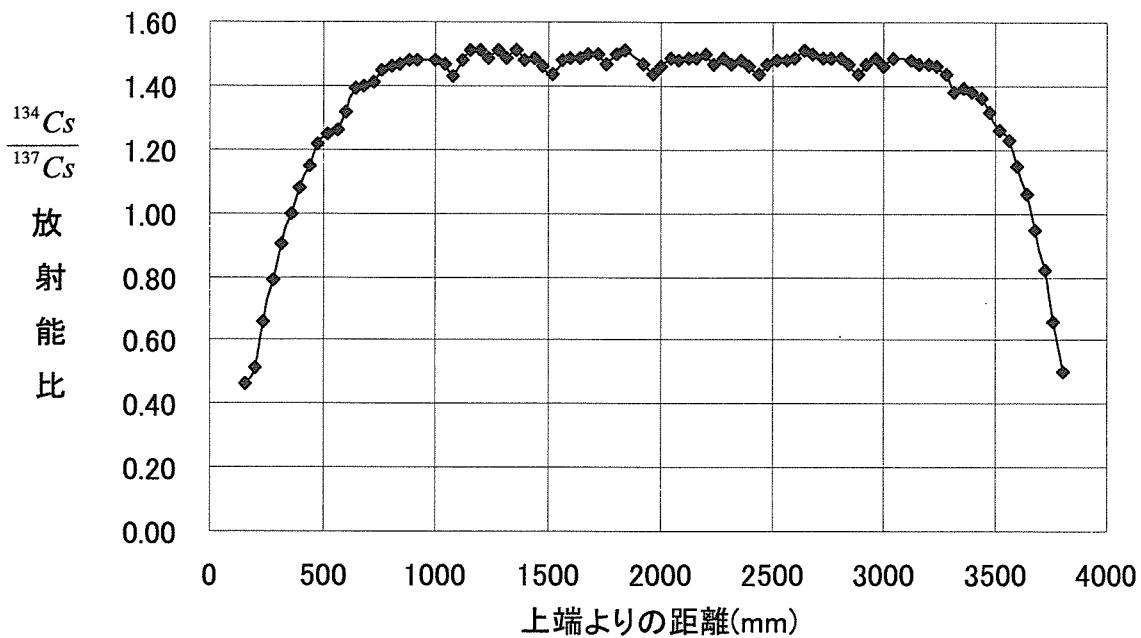
Table 2.4 DOE 報告の軸方向燃焼度分布による  
上端部 50cm 平均燃焼度と全長平均燃焼度の比

ケース no.	燃焼度 (GWd/t)	上端部 50cm と 全長平均燃焼度の比
1	14.7	0.889
2	25.2	0.888
3	36.7	0.856
4	38.1	0.856
5	31.4	0.856
6	31.3	0.856
7	43.0	0.856
8	48.0	0.856
9	48.2	0.856









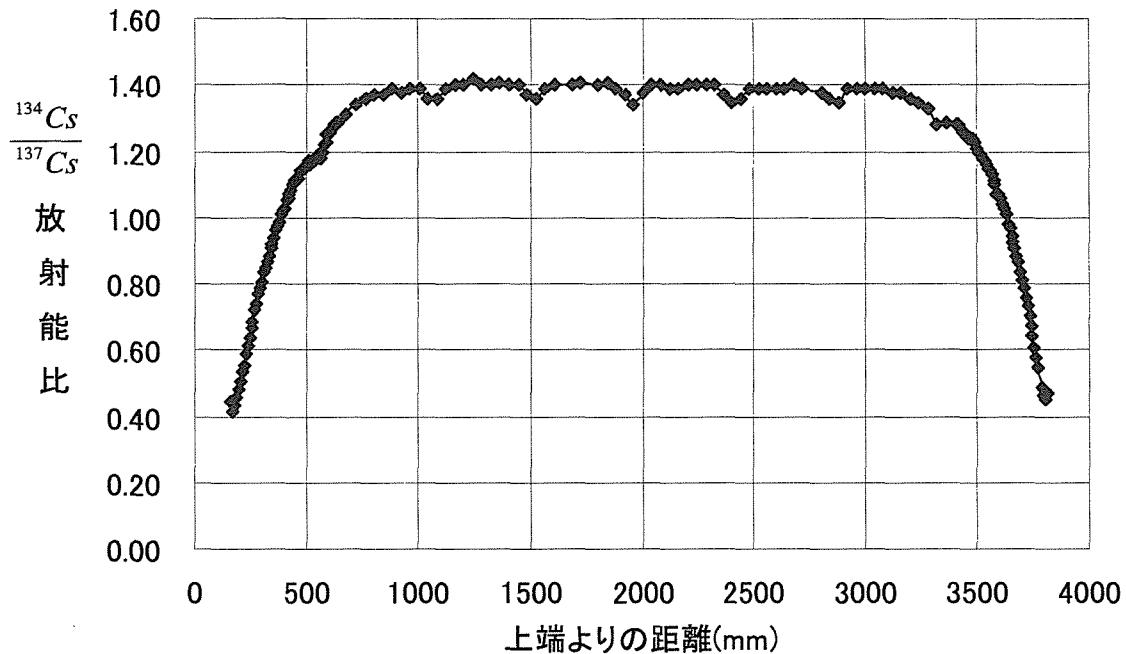


Fig.2.9 G23-B12燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度24.5GWd/t)

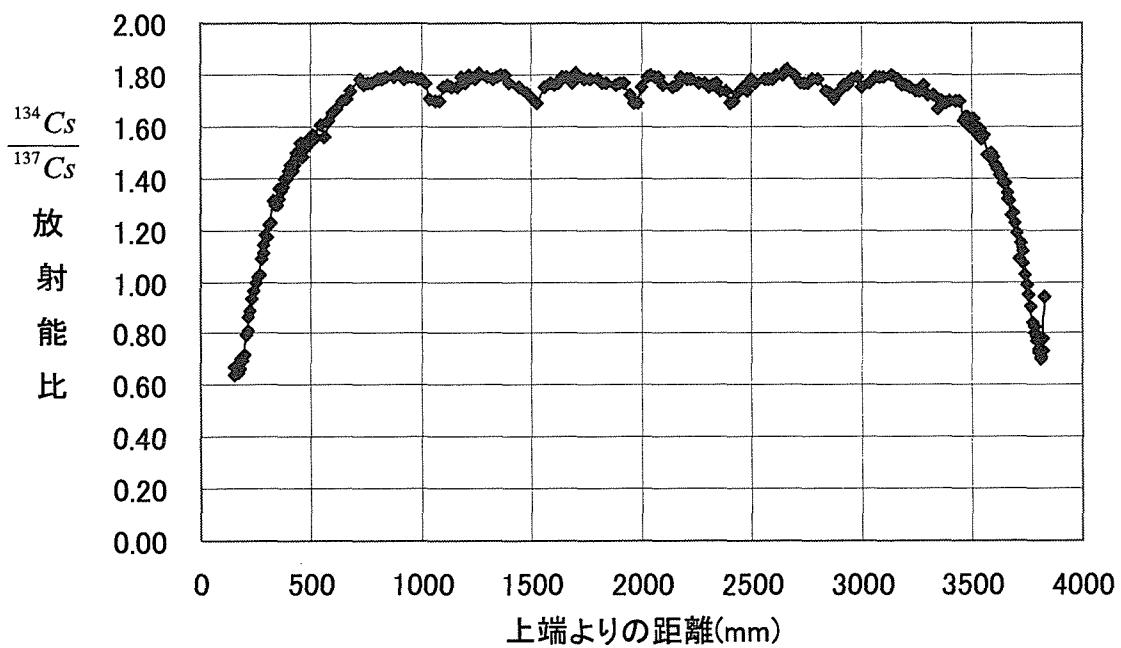
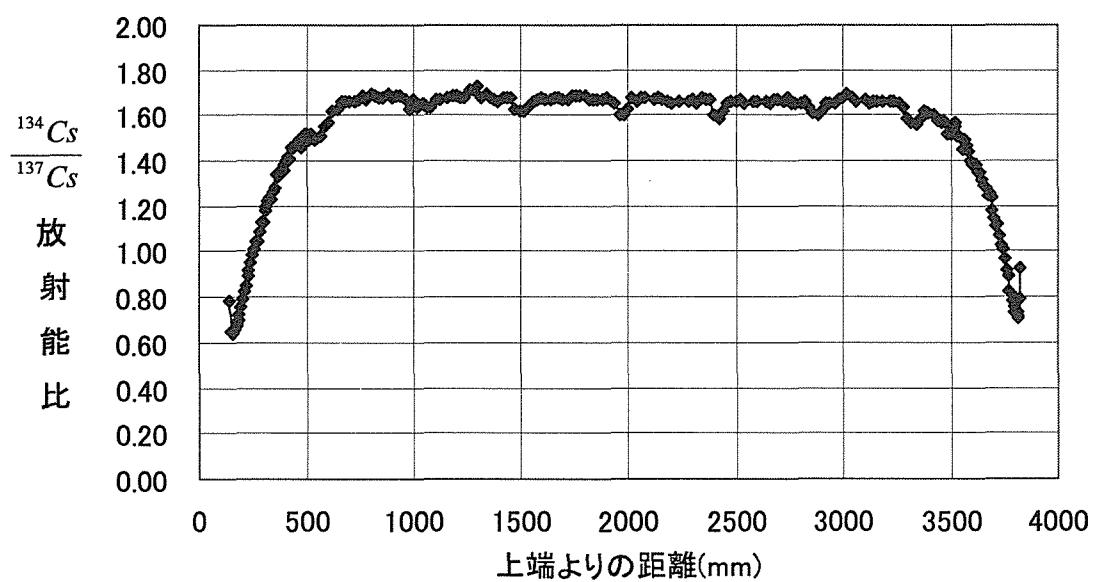
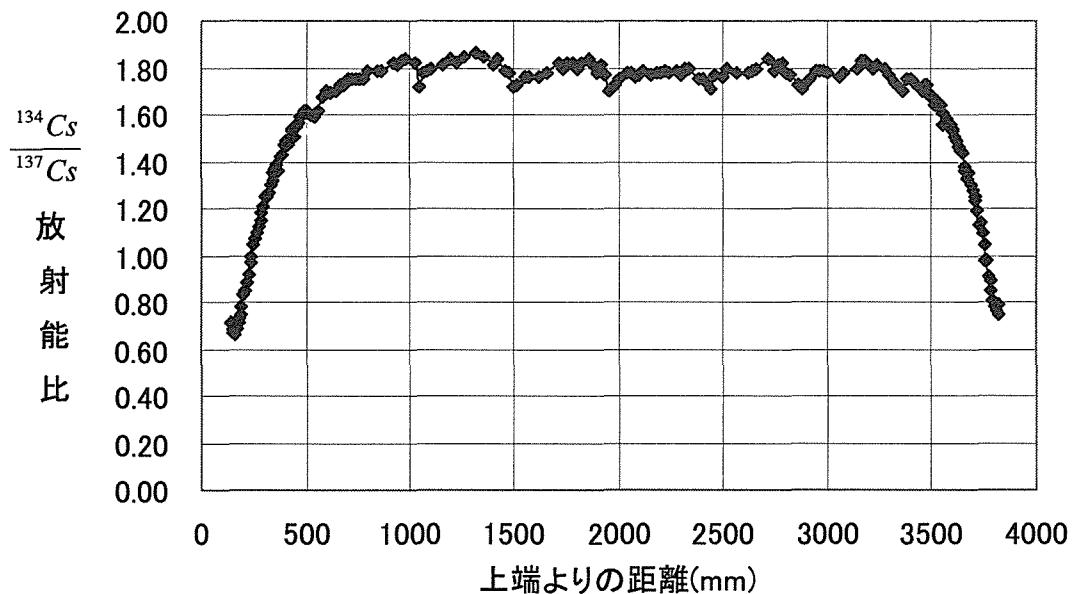


Fig.2.10 G24-C3燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度40.9GWd/t)



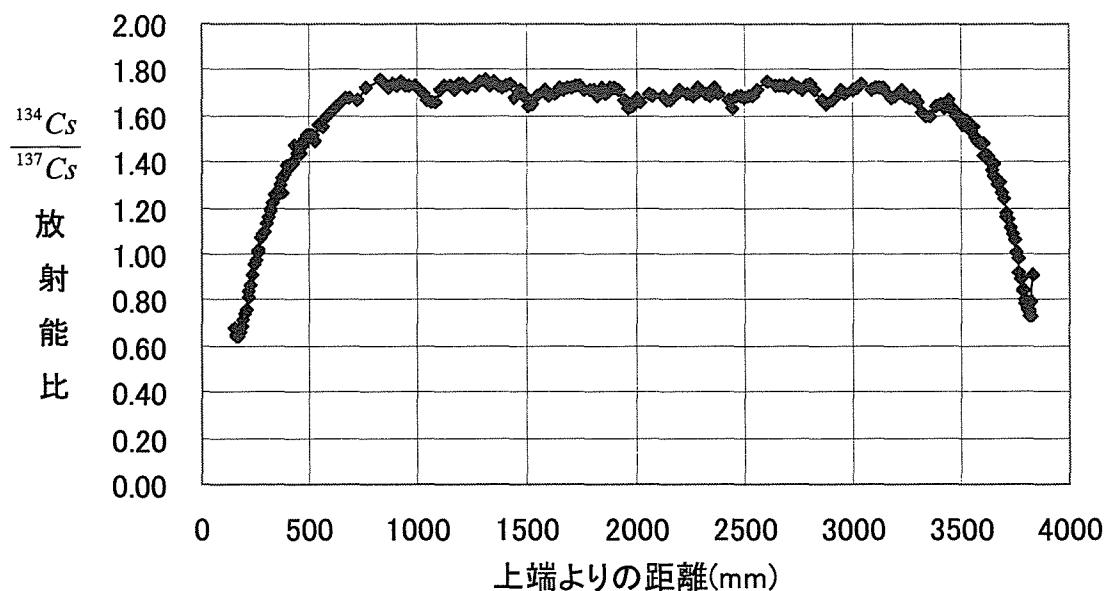


Fig.2.13 G24-A6燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度41.7GWd/t)

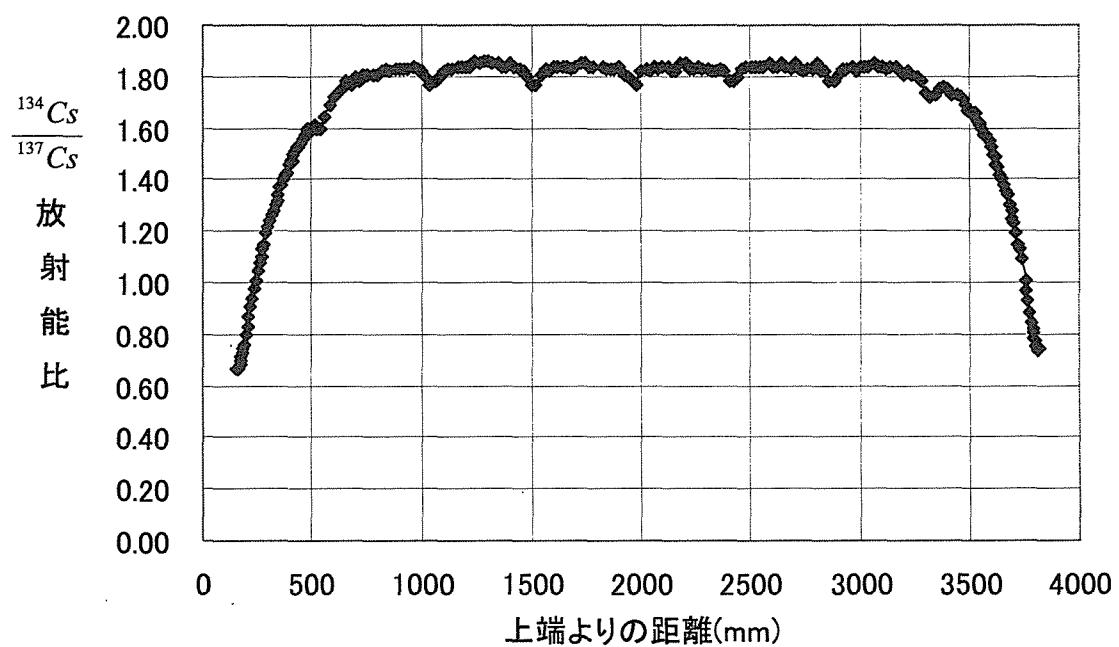


Fig.2.14 G24-C7燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度44.3GWd/t)

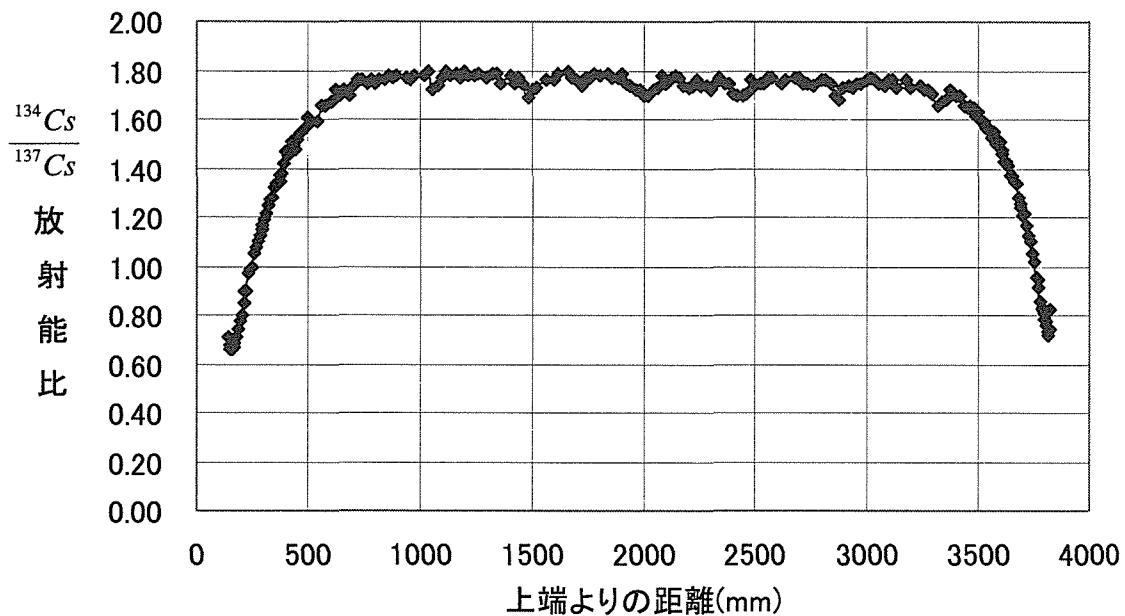


Fig.2.15 G24-A8燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度43.3GWd/t)

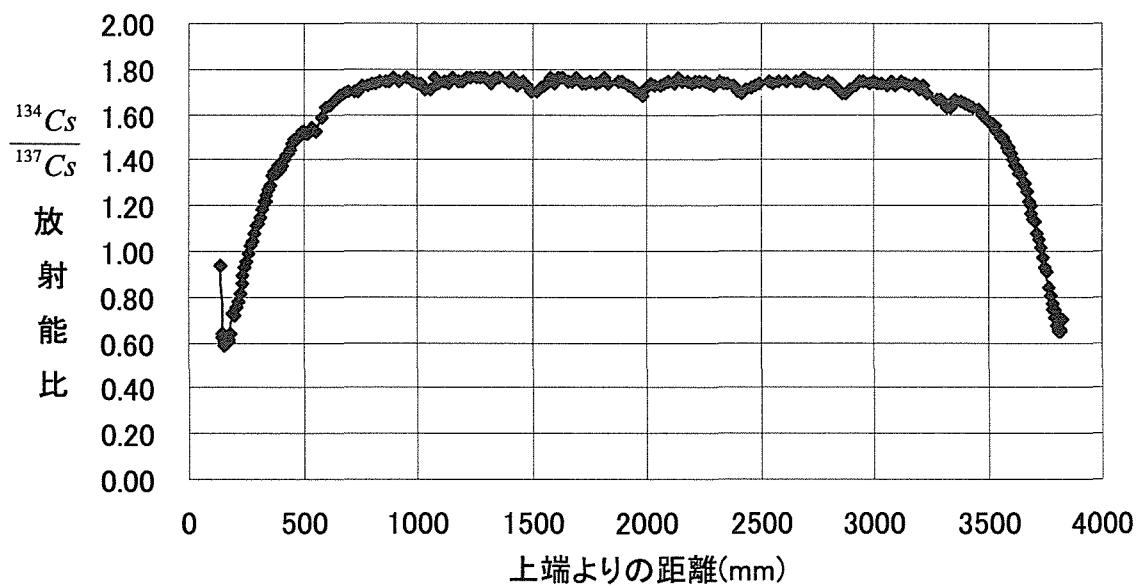


Fig.2.16 G24-B10燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度36.3GWd/t)

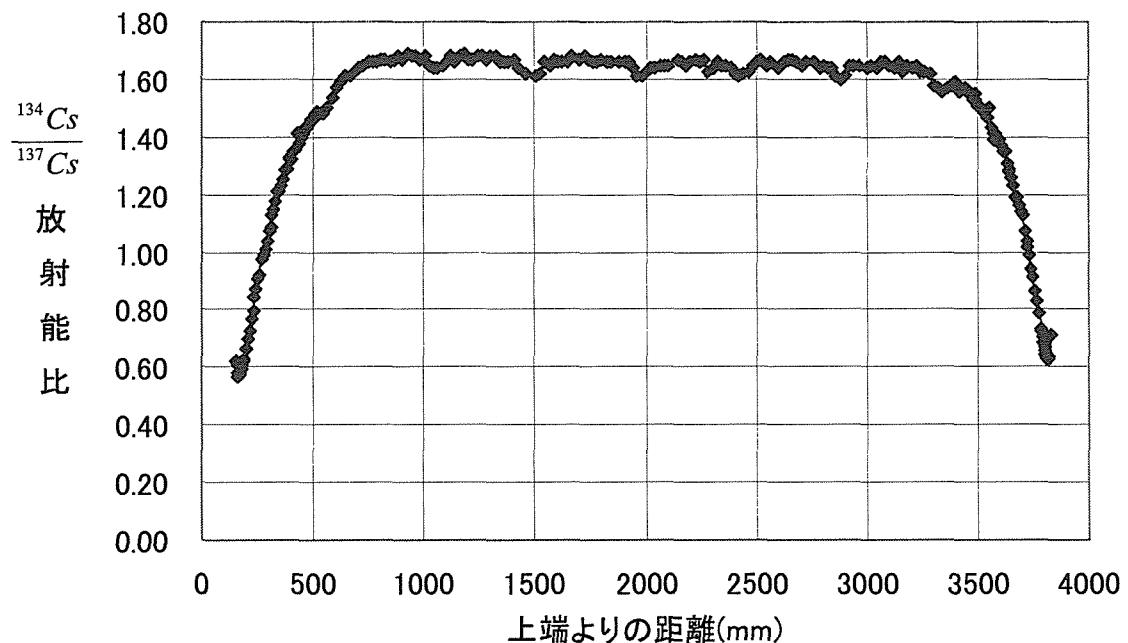


Fig.2.17 G24-D11燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度34.3GWd/t)

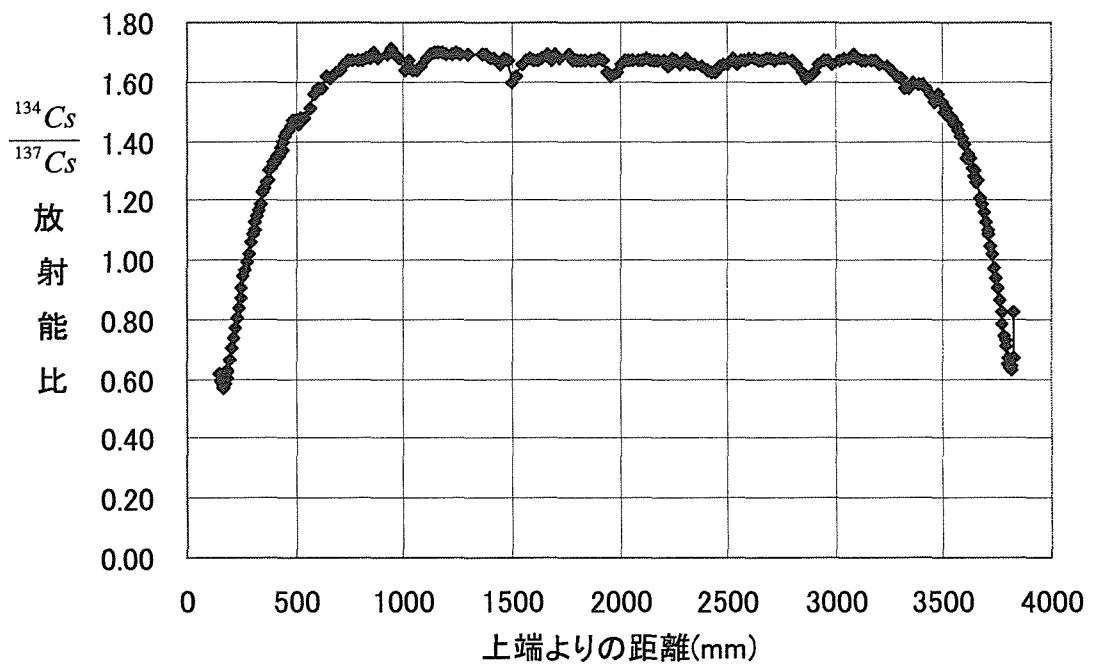


Fig.2.18 G24-B12燃料棒軸方向燃焼度分布  
(平均燃焼度34.5GWd/t)

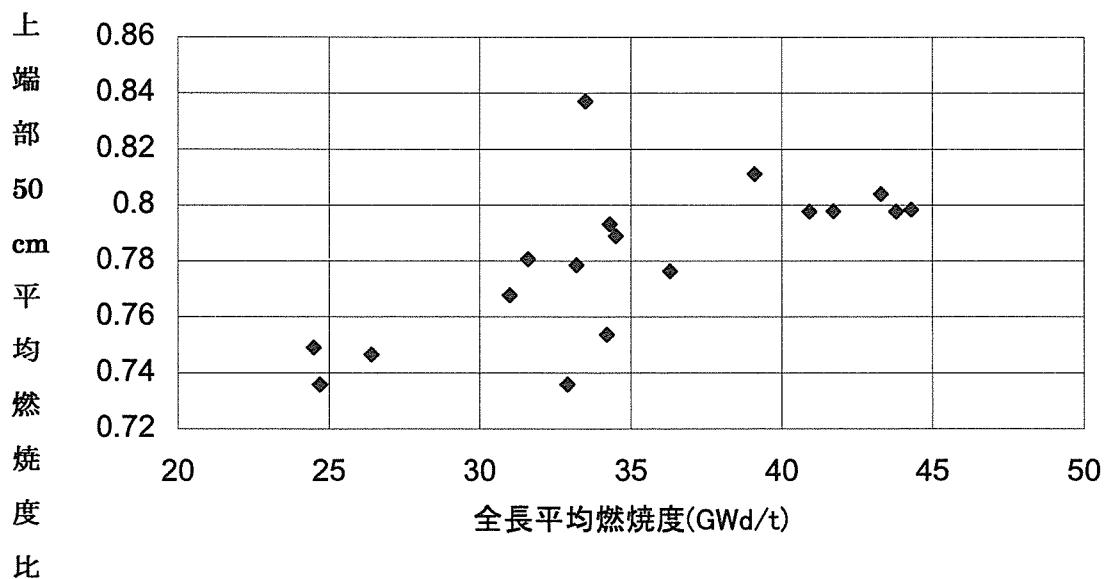


Fig.2.19 高浜3号炉使用済燃料上端部50cm平均燃焼度比

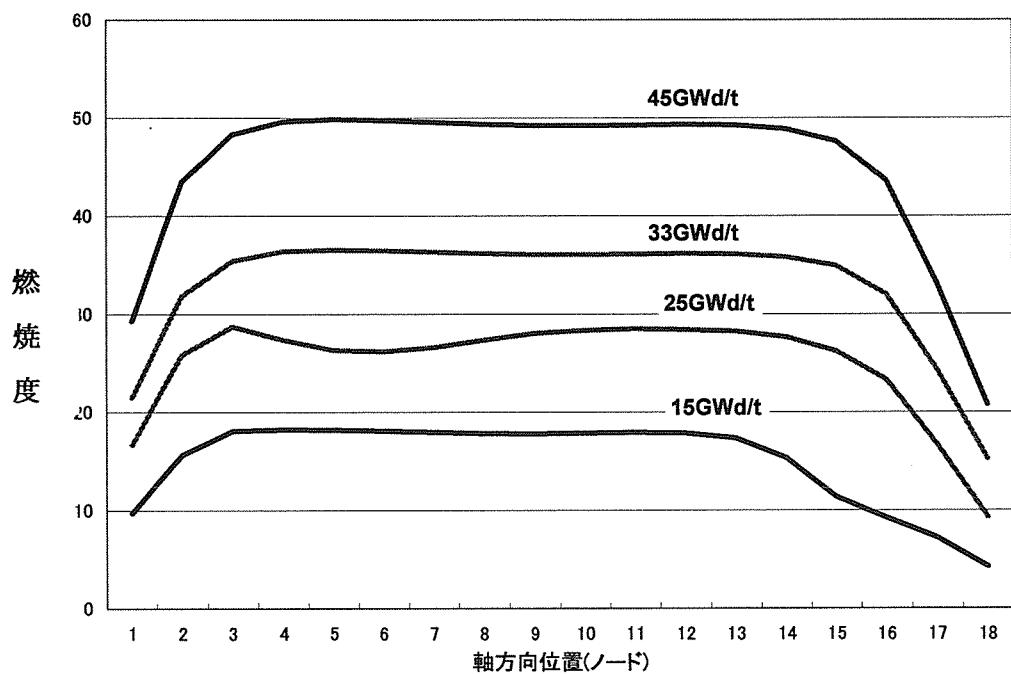


Fig.2.20 PWR燃焼燃料の軸方向燃焼度分布に関するANS推奨値

### 3. 軸方向燃焼度分布の非対称性による影響

OECD/NEA 燃焼度クレジットベンチマーク・フェイズ II-A<sup>10)</sup>において、PWR 使用済燃料棒の水中無限配列体系の典型的な軸方向燃焼度分布(対称分布)の、臨界解析上これを仮定あるいは無視した場合の中性子増倍率  $k_{\text{eff}}$  計算値の違いを調べた結果を Fig.3.1 に示す<sup>11)</sup>。これに見るように、燃焼度分布を考慮した場合の  $k_{\text{eff}}$  計算値は、約 30GWd/t 以上の高燃焼になるとこれを考慮しない(均一分布の仮定の)場合に比べて差が大きくなる。

最近の OECD/NEA 燃焼度クレジット国際ベンチマーク・フェイズ II-C<sup>8)</sup>では、現実的な使用済燃料輸送容器体系を対象として、軸方向燃焼度分布を種々変えたときの臨界解析への感度解析が提案された。これには、PWR 炉内での初期濃縮度 4% の燃焼燃料の軸方向 32 ヶ所の等間隔ノードにおける 850 組の核出力測定データ(平均燃焼度に対する燃焼度比及び標準偏差の分布を Fig.3.2 に示す)を基にし、平均燃焼度 32GWd/t 及び 50GWd/t のそれぞれに対して、上端部 6 領域において求めた燃焼度比の最大(Max)、最小(Min)、平均(Mean)を、これらの組み合わせにより Table 3.1 に示すような 17 ケースの軸方向燃焼度分布が振り分けられた。ここで、上端部 6 領域に振り分けた燃焼度比の平均値と比較したときの過不足は、下端部 6 領域の燃焼度比を調整して振り分け、全体として平均燃焼度が保存されるようにした。Fig.3.3 及び Fig.3.4 に、平均燃焼度 32GWd/t 及び 50GWd/t での代表的燃焼度分布を示す。また、Fig.3.5 及び Fig.3.6 に OECD/NEA 燃焼度クレジット専門家会合で提示された臨界解析モデルを示す。

文献<sup>12)</sup>では、MCNP-4B2<sup>13)</sup>連続エネルギーモンテカルロコードと JENDL-3.2 核データライブラリー<sup>14)</sup>を用いた臨界解析結果が報告されている。そこでは、OECD/NEA 燃焼度クレジット専門家会合で提示された燃焼度分布に加えて、最も軸方向対称に近い同定番号 BbbCyyA333333 (Table 3.1 参照) の分布の上下対称位置の平均を取って振り分けた対称分布(Symmetric)と、平均燃焼度一定の均一分布(Uniform)の 2 ケースを追加した計算結果を報告している。平均燃焼度 32GWd/t 及び 50GWd/t に対してアクチニドを考慮する場合とアクチニドに加えて核分裂生成物(FP)を考慮する場合に分けて行った臨界計算の結果を Table 3.2 及び Table 3.3 に示す。ここで、上端部 6 領域と下端部 6 領域の燃焼度比の差で軸方向偏り(%)を定義することとして、この偏りに対してプロットして示したものが、Fig. 3.7 及び Fig. 3.8 である。これらの図を見ると分かるように、 $k_{\text{eff}}$  計算値の大きさや変化の傾向は、燃焼度の違いや考慮すべき核種の種類によって明

らかに差異がある。特に注目すべきは、軸方向燃焼度分布の偏りすなわち非対称性の程度が著しくなると、 $k_{\text{eff}}$  計算値が明らかに増加することである。Fig.3.7 及び Fig.3.8 の偏り 0% に対応する縦軸上の 2 点は、対称分布と均一分布の仮定による  $k_{\text{eff}}$  計算値であり、この差は、比較的少なく 1% 程度である。ところが、偏りが 0% から 8% 以上に変化すると  $k_{\text{eff}}$  計算値は約 5% も増加する。

Fig.3.9 は、アクチニドのみ考慮の場合に  $k_{\text{eff}}$  計算値を平均燃焼度に対してプロットしたものである。水平軸の燃焼度  $32 \text{ GWd/t}$  と  $50 \text{ GWd/t}$  のところで軸方向燃焼度分布の偏りの変化に対応した  $k_{\text{eff}}$  計算値データのばらつきが見られる。このデータのばらつきの上限及び下限を結んだ 2 本の直線で、燃焼度変化に対応した  $k_{\text{eff}}$  計算値のばらつき範囲が示されるものと考えれば、Fig.3.9 に示すように任意の燃焼度において臨界解析での軸方向燃焼度分布の仮定の仕方の違いによる  $k_{\text{eff}}$  計算値のばらつき範囲が定まり、これを補償するための保守側に減少させるべき反応度上昇分と等価的な燃焼度減少分が定まる。この大きさは、一定ではなく低燃焼度側でより少なくなっている。しかし、平均燃焼度に対する相対値を取って比較してみると、ほぼ一定（約 14%）となる。すなわち、平均燃焼度  $32 \text{ GWd/t}$  から  $50 \text{ GWd/t}$  までの範囲で、均一燃焼度分布の仮定による臨界計算での  $k_{\text{eff}}$  計算値の安全側の値を得るために、燃焼計算において保守側に数値を丸めた 15% の燃焼度減少分を考慮すればよいこととなる。

Table 3.1 OECD/NEA フェイズ II-ベンチマーク 17 ケースの振り分け<sup>8)</sup>

ケースNo.	同定番号 <sup>*)</sup>	上端部6ノード領域への燃焼度比の振り分け					
		1	2	3	4	5	6
1	BbbCyyA222222**)	Mean	Mean	Mean	Mean	Mean	Mean
2	BbbCyyA111111	Min(+)	Min	Min	Min	Min	Min
3	BbbCyyA111112	Min	Min	Min	Min	Min	Mean
4	BbbCyyA111122	Min	Min	Min	Min	Mean	Mean
5	BbbCyyA111222	Min	Min	Min	Mean	Mean	Mean
6	BbbCyyA112222	Min	Min	Mean	Mean	Mean	Mean
7	BbbCyyA122222	Min	Mean	Mean	Mean	Mean	Mean
8	BbbCyyA222223	Mean	Mean	Mean	Mean	Mean	Max
9	BbbCyyA222233	Mean	Mean	Mean	Mean	Max	Max
10	BbbCyyA222333	Mean	Mean	Mean	Max	Max	Max
11	BbbCyyA223333	Mean	Mean	Max	Max	Max	Max
12	BbbCyyA233333	Mean	Max	Max	Max	Max	Max
13	BbbCyyA333333	Max	Max	Max	Max	Max	Max
14	BbbCyyA122223	Min	Mean	Mean	Mean	Mean	Max
15	BbbCyyA112233	Min	Min	Mean	Mean	Max	Max
16	BbbCyyA322221	Max	Mean	Mean	Mean	Mean	Min
17	BbbCyyA332211	Max	Max	Mean	Mean	Min	Min

注\*) Bbb は、平均燃焼度(B32: 32GWd/t, B50: 50GWd/t)、

Cyy は、冷却時間(C05: 5 year cooling)、

Annnnnn は、上端部 6 ノードへの燃焼度比変化の振り分け(1:Min, 2:Mean, 3:Max)。

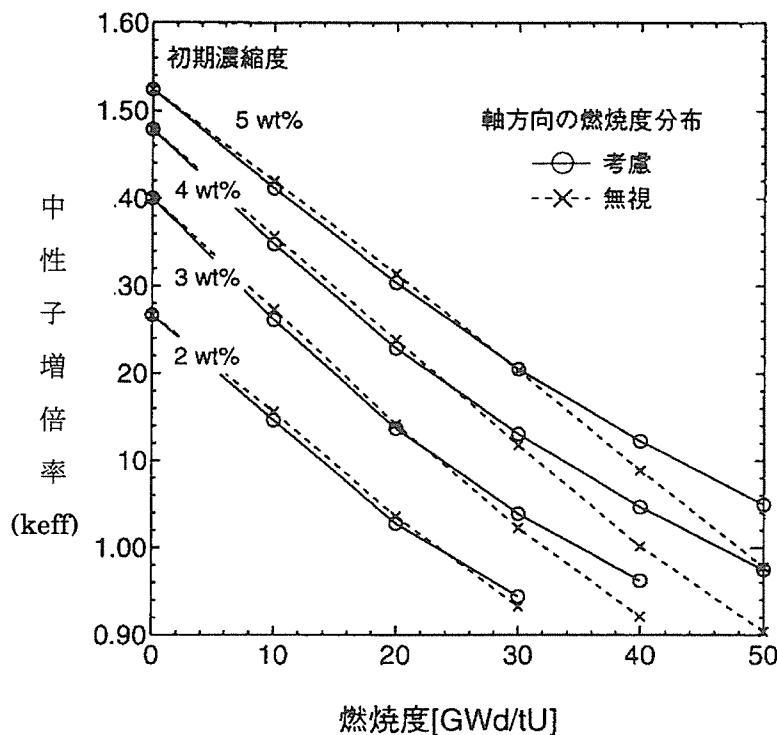
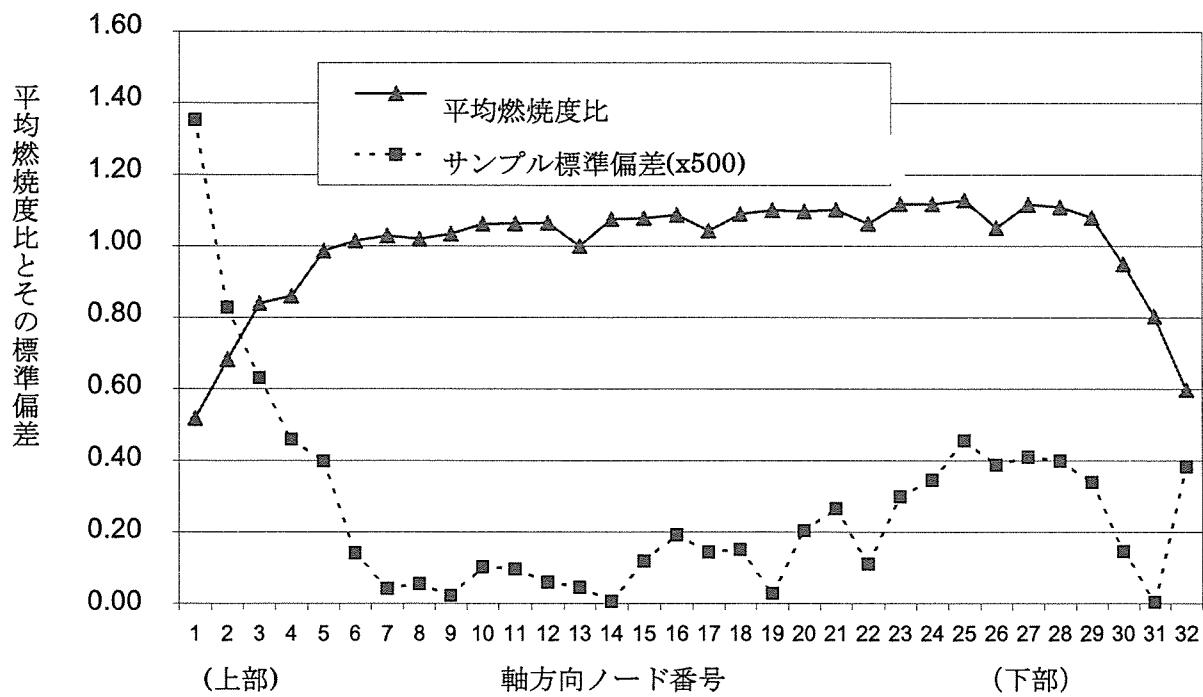
注\*\*) Fig.6.1 実線で示した平均分布の場合。

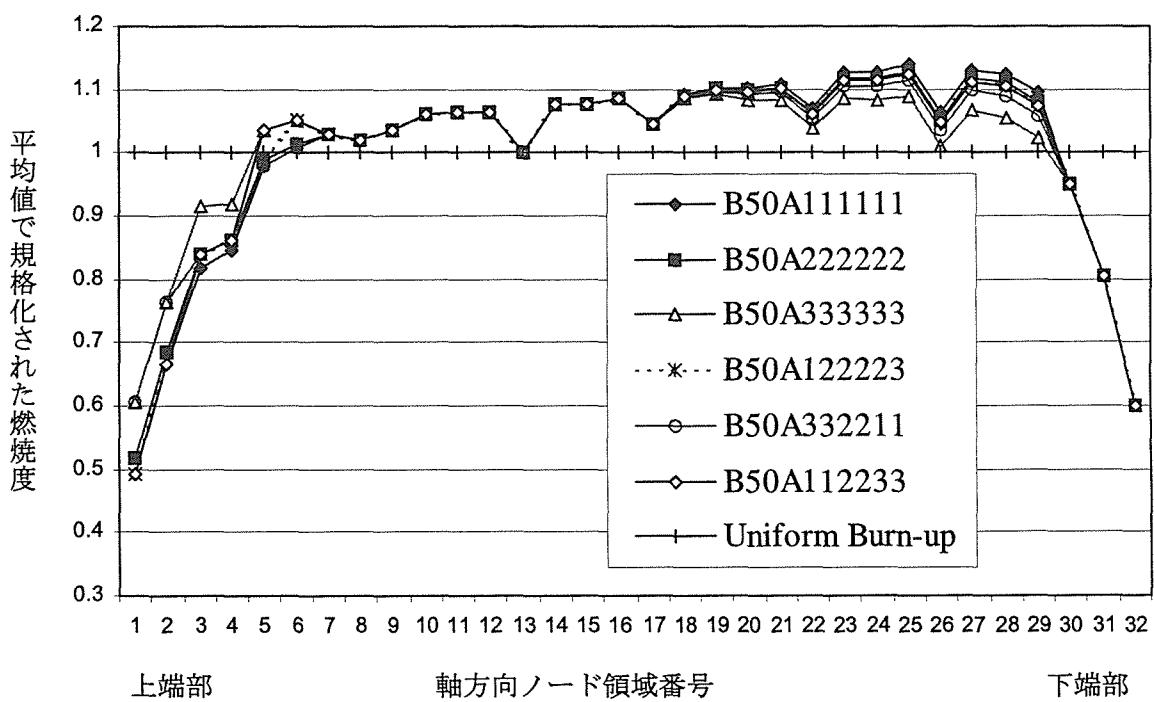
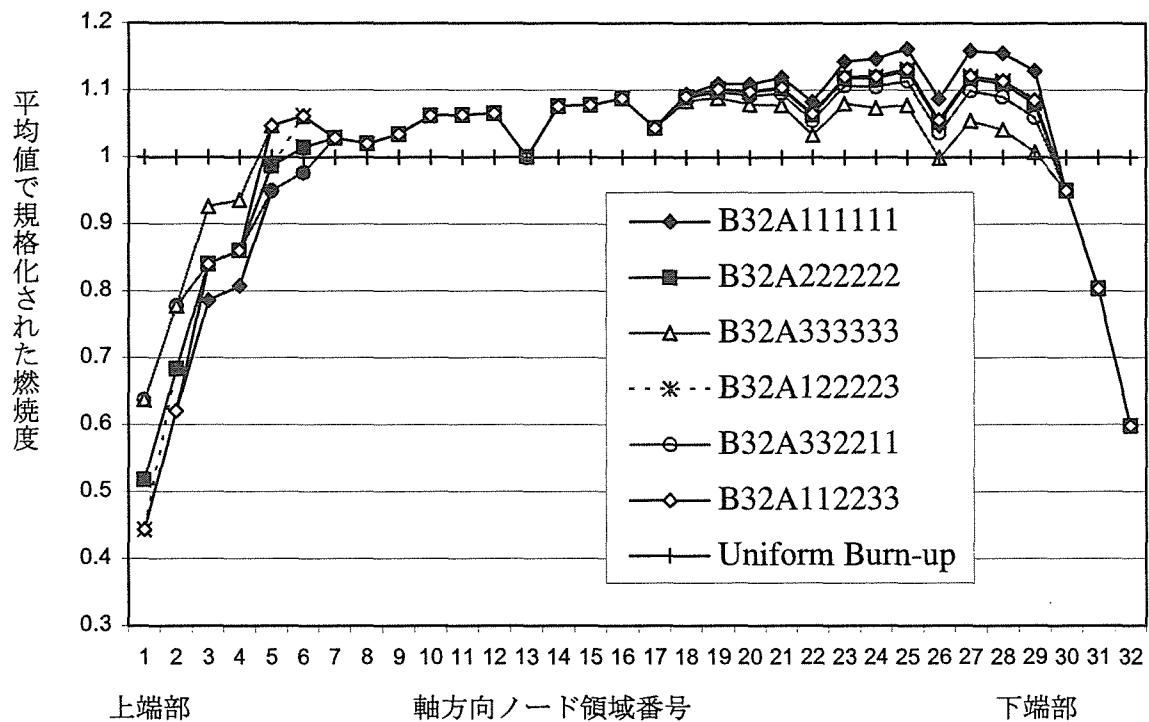
Table 3.2 平均燃焼度 32GWd/t に対する  $k_{\text{eff}}$  計算値

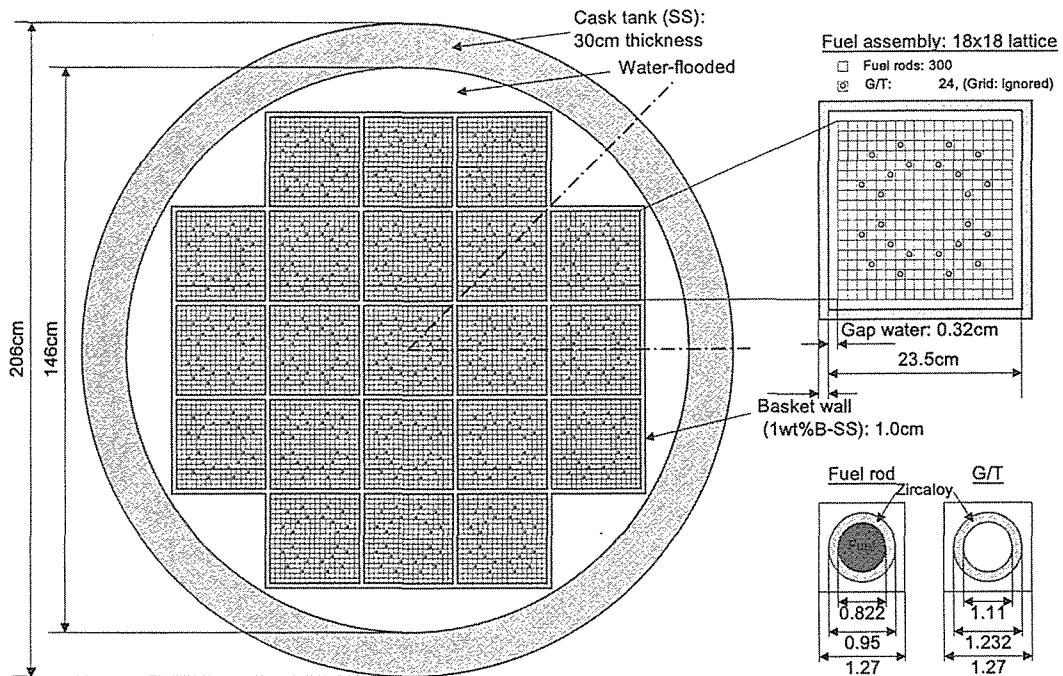
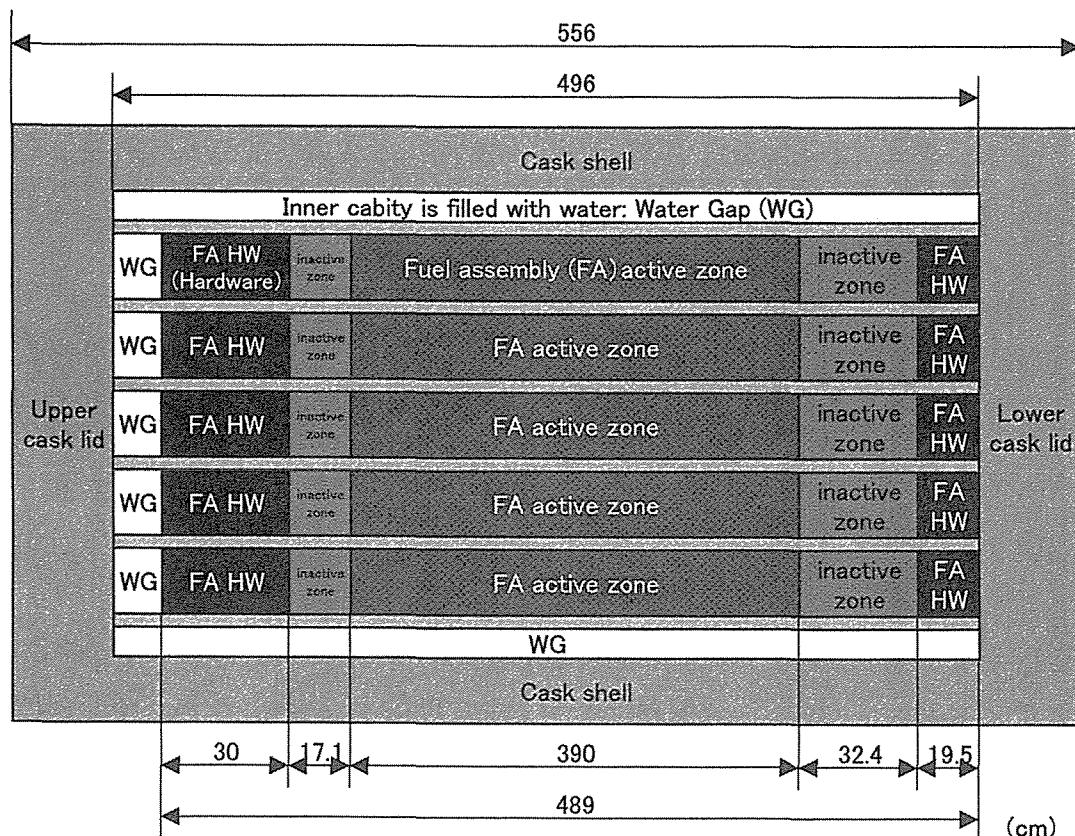
ケース同定番号	軸方向分布 の偏り(%)	Keff 計算値	
		アクチニドのみ 考慮を考慮	アクチニド+核分 裂生成物を考慮
B32C05 Symmetric	0	0.941	0.868
B32C05 Uniform	0	0.946	0.872
B32C05A222222	7.2	0.952	0.889
B32C05A111111	11.2	0.961	0.900
B32C05A111112	10.7	0.96	0.900
B32C05A111122	10.3	0.961	0.899
B32C05A111222	9.6	0.958	0.897
B32C05A112222	8.9	0.957	0.894
B32C05A122222	8.1	0.953	0.891
B32C05A222223	6.6	0.953	0.886
B32C05A222233	5.9	0.952	0.886
B32C05A222333	4.9	0.949	0.884
B32C05A223333	3.8	0.944	0.877
B32C05A233333	2.7	0.944	0.873
B32C05A333333	1.2	0.944	0.871
B32C05A122223	7.5	0.953	0.889
B32C05A112233	7.6	0.953	0.892
B32C05A322221	6.2	0.953	0.886
B32C05A332211	5.5	0.953	0.883

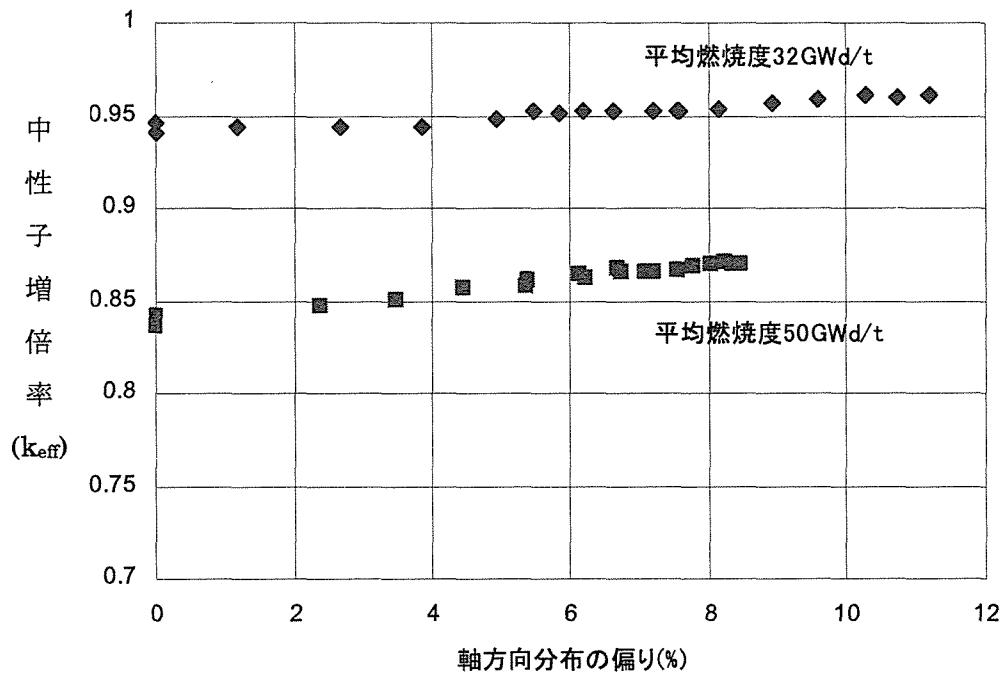
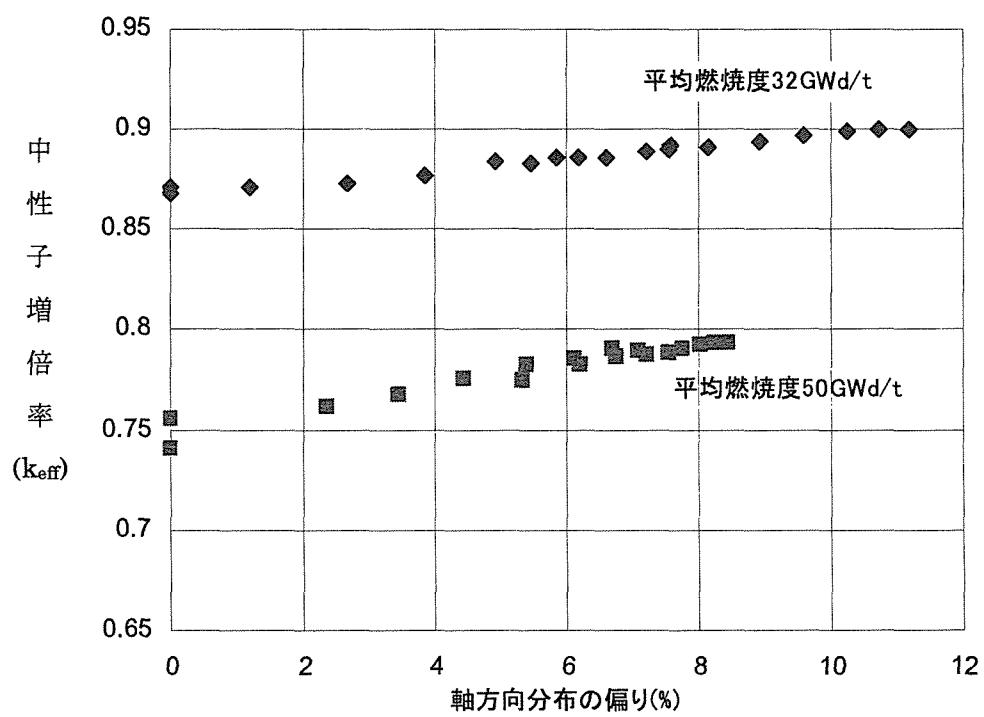
Table 3.3 平均燃焼度 50GWd/t に対する  $k_{\text{eff}}$  計算値

ケース同定番号	軸方向分布 の偏り(%)	$k_{\text{eff}}$ 計算値	
		アクチニドのみ を考慮	アクチニド+核分 裂生成物を考慮
B50C05 Symmetric	0	0.842	0.756
B50C05 Uniform	0	0.836	0.741
B50C05A222222	7.2	0.865	0.787
B50C05A111111	8.5	0.870	0.794
B50C05A111112	8.4	0.870	0.794
B50C05A111122	8.2	0.871	0.794
B50C05A111222	8.0	0.869	0.793
B50C05A112222	7.8	0.868	0.790
B50C05A122222	7.5	0.866	0.788
B50C05A222223	6.7	0.866	0.787
B50C05A222233	6.2	0.864	0.786
B50C05A222333	5.4	0.862	0.782
B50C05A223333	4.5	0.856	0.776
B50C05A233333	3.5	0.850	0.768
B50C05A333333	2.4	0.847	0.761
B50C05A122223	7.1	0.866	0.789
B50C05A112233	6.7	0.867	0.790
B50C05A322221	6.2	0.863	0.782
B50C05A332211	5.4	0.858	0.775

Fig.3.1 初期濃縮度をパラメータとした臨界計算への燃焼度分布の効果<sup>11)</sup>Fig.3.2 フェイズ II-C ベンチマーク燃焼度分布の基となった 850 組の測定データの各ノード毎の平均燃焼度比及び標準偏差<sup>8)</sup>



Fig.3.5 OECD/NEA 燃焼度クレジット臨界ベンチマーク輸送容器水平断面モデル<sup>8)</sup>Fig.3.6 OECD/NEA 燃焼度クレジット臨界ベンチマーク輸送容器垂直断面モデル<sup>8)</sup>

Fig.3.7 アクチニドのみ考慮、燃焼度をパラメータとした $k_{\text{eff}}$ 計算値Fig. 3.8 アクチニド+FPを考慮、燃焼度をパラメーターとした $k_{\text{eff}}$ 計算値

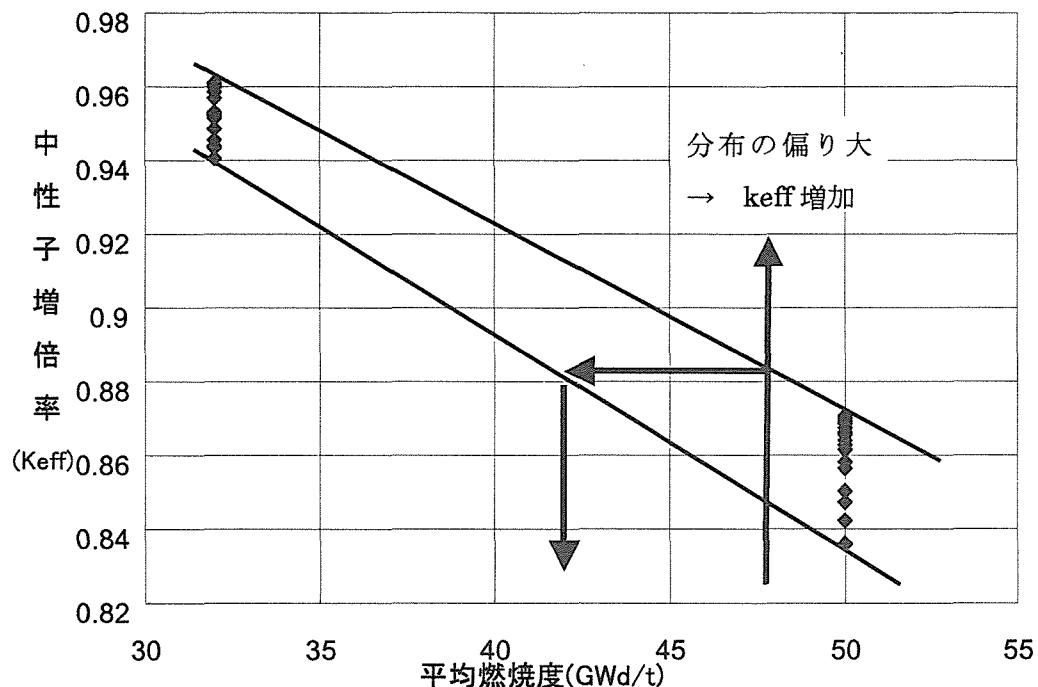


Fig.3.9 アクチニドのみ考慮  $k_{\text{eff}}$  計算値の平均燃焼度に対する変化幅  
と、それを安全側に補償するための等価燃焼度減少分を求める図

## 4. 核種組成計算補正因子適用の効果

従来から、燃焼計算により求めた核種組成計算値に補正因子を適用して保守的な臨界解析結果が得られるようとする手法が検討されている<sup>3)</sup>。ここでは、補正因子を適用することによる臨界計算での反応度上昇分を現実的な輸送容器モデルに対して評価し、これと等価になるような元の燃焼度から差し引くべき燃焼度減少分を求める。この元の燃焼度より低く設定した燃焼度を、「核種組成補正等価燃焼度」と定義すれば、これを用いることにより、個々の核種組成計算値に補正因子を施さないで臨界計算を行うことができ、燃焼計算の誤差補正手順が単純化される。また、燃焼計算結果のバイアス誤差自体は、臨界評価に関係せず核種組成計算値に生じるものである。従って、「核種組成補正等価燃焼度」は、対象とする輸送容器体系の形状寸法や構造材物質に依存しない。

### 4.1 PWR 燃料燃焼計算結果補正因子の導出について

燃焼度クレジット評価において、軽水炉使用済燃料中の核種組成を臨界解析上保守側に求めるひとつ的方法として、照射後試験(PIE)データを用いた燃焼計算結果と核種組成実測値の比(C/E)を求め、これを基に臨界解析結果が保守側となるような補正因子を用意しておき、対象とする輸送・貯蔵体系の使用済燃料中核種組成計算値を補正する(すなわち用意してある補正因子で割る)方法がある。これに関して、燃焼計算コード ORIGEN2.1<sup>15)</sup>を用いたPWR 使用済燃料中核種組成計算値に適用される補正因子が導かれている<sup>3)</sup>。これらの文献に記載された補正因子を導出する方法は以下に示す通りである。

- ① ORIGEN2.1によってPIEデータの範囲で与えられる燃焼度点までの燃焼計算を行う(この場合、当然対象とするPWR燃料の違いによってPIEデータは異なる)。
- ② アクチニドの核種組成に関して、ORIGEN2.1の出力とPIEデータの比C/Eを算出する。
- ③ 得られたC/Eデータから、保守側の臨界解析結果が得られるような、核種組成計算結果に適用される補正因子を導出する。

ここで、補正因子を求めるための第1段階として、各炉心、各核種に対するPIEデータの解析において得られたC/E値を基に、当該核種同位体の熱中性子体系に対する反応度への寄与の観点から中性子増倍率を高く与えるような、最

大値あるいは最小値を選定する。このような C/E 値の最大値あるいは最小値を補正因子として選択する際の核種の仕分けは、C/E の最大値を補正因子の候補とする核種として、 $^{234}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  を、また、C/E の最小値を補正因子の候補とする核種として、 $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  を考慮する。次に、第 2 段階として臨界安全上保守側の結果が得られるようにするため、これらの候補値を基に、C/E の最大値を補正因子の候補とする核種に対しては最大値が 1.0 以下の場合は 1.0 を補正因子とし、C/E の最小値を補正因子の候補とする核種に対しては最小値が 1.0 以上の場合は 1.0 を補正因子とする。以上述べた 2 段階の操作により求められた PWR 燃料の燃焼計算結果に適用される補正因子の表を Table 4.1 に示す<sup>3)</sup>。これらは、基本的には補正因子導出に用いた PIE データと ORIGEN2.1 付属ライブラリーの組み合わせに対して適用されるが、2 段階の安全側の結果が与えられるような操作を施して求められており、一般的な応用が可能なような考慮が払われている。しかしながら、具体的な一般への応用に対してはさらなる検証計算が必要と思われる。

#### 4.2 「核種組成補正等価燃焼度」の導出

原研で実施した PIE 実験における高浜 3 号炉の使用済燃料 SF95 及び SF97 シリーズの 10 個のサンプルに関わる ORIGEN2.1 (PWR-UE ライブラリー使用) 燃焼計算結果から冷却直後の値<sup>7)</sup>を採用し、これらの核種組成計算値に対して Table 4.1 記載の高浜 3 号炉用の PWR-UE ライブラリーに対する補正因子を適用した場合と、これを適用しない場合について、OECD/NEA 燃焼度クレジットベンチマーク問題で提案された PWR 使用済燃料 21 体収納輸送容器モデル (Fig.3.5 及び Fig.3.6 参照) を対象として軸方向均一燃焼度分布を仮定した臨界計算を行った。その結果を Table 4.2 に比較して掲げる。これらを、2 次曲線に当てはめて比較したものを Fig.4.1 に示す。これから、ORIGEN2.1 燃焼計算コードの核種組成計算値に含まれるバイアス誤差を、補正因子による核種組成補正值を用いた臨界計算による  $k_{\text{eff}}$  計算値の增加分として評価し、これと同一の反応度効果を与えるような平均燃焼度から一定の燃焼度差分を差し引いた等価的な燃焼度が求められる。これを「核種組成補正等価燃焼度」と定義することとし、各燃焼度点において求めた値を Table 4.3 に整理して示す。この「核種組成補正等価燃焼度」と平均燃焼度の比をサンプル平均燃焼度に対してプロットしたものを Fig.4.2 に示す。Fig.4.2 から、この燃焼度比はサンプル平均燃焼度

の大きさに依存することが分かる。燃焼度範囲を 30GWd/t から 50GWd/t まで考慮すれば、燃焼度 30GWd/t 近辺で最大値 0.77 を示し、それより燃焼度が増加するにつれて単調に減少し、燃焼度 50GWd/t で 0.71 程度になる。すなわち、平均燃焼度が 50GWd/t にもなると、相対値として 30% も平均燃焼度から差し引いたものを用いる必要がある。この値はいかにも大きな値なので、4.1 節に説明したような補正因子を導出するために取られた 2 段階の臨界解析結果を保守側にするための操作を前段階のみの 1 段階に見直す必要があるかもしれない。

#### 4.3 異なる炉型、ライブラリーの補正因子の適用性について

Table 4.2には、補正因子としてTable 4.1記載の全ての炉型、ライブラリーにわたる平均値を採用した場合についても臨界計算を行った結果を、参考のため併せて示す。これから分かるように、全炉型全ライブラリーにわたる補正因子平均値を用いても、臨界計算結果  $k_{eff}$  に対する変動は 0.5% 以下であり、無視しうるほどである。このことは、Table 4.1に示した補正因子は、導出の基となつた PIE データ及び ORIGEN2.1 付属ライブラリーの違いにも拘らず、安全側の結果が得られるように施した 2 段階の操作により値が定められたものであり、平均的な値を用いても、個々の補正因子を用いた場合に比べて、臨界計算結果にそれほどの違いが現れないことを示す。

Table 4.1 ORIGEN2.1によるPWR燃料燃焼計算結果の補正因子<sup>13)</sup>

Isotope	Obrigheim		Mihamma-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

Table 4.2 補正因子適用の有無による輸送容器モデルのkeff計算値の比較

ケース no.	サンプル	燃焼度 (GWd/t)	ベースケース (補正因子適用なし)		高浜3号炉用 補正因子適用		全炉型平均の 補正因子適用	
			k <sub>eff</sub>	σ	k <sub>eff</sub>	σ	k <sub>eff</sub>	σ
1	SF95-1-1	14.7	1.05654	0.00039	1.08834	0.00046	1.09540	0.00040
2	SF95-1-2	25.2	0.99018	0.00044	1.02740	0.00043	-	-
3	SF95-1-3	36.7	0.92134	0.00036	0.96047	0.00040	0.96479	0.00037
4	SF95-1-4	38.1	0.91460	0.00040	0.95320	0.00036	-	-
5	SF95-1-5	31.4	0.95176	0.00038	0.98997	0.00043	0.99460	0.00038
6	SF97-1-2	31.3	0.99470	0.00042	1.03043	0.00042	-	-
7	SF97-1-3	43.0	0.92718	0.00044	0.96592	0.00042	0.96794	0.00042
8	SF97-1-4	48.0	0.90496	0.00034	0.94511	0.00041	-	-
9	SF97-1-5	48.2	0.90345	0.00043	0.94462	0.00037	0.94651	0.00038
10	SF97-1-6	41.2	0.93324	0.00053	0.97214	0.00041	-	-

Table 4.3 核種組成補正等価燃焼度と平均燃焼度からの燃焼度等価減少分

ケース no.	サンプル	燃焼度 (GWd/t)	核種組成補正 等価燃焼度 (GWd/t)	等価的な燃焼 度減少分 (GWd/t)	平均燃焼度と 等価燃焼度の比
1	SF95-1-1	14.7	10.1	4.6	0.687
2	SF95-1-2	25.2	19.3	6.0	0.764
3	SF95-1-3	36.7	28.0	8.7	0.764
4	SF95-1-4	38.1	28.9	9.1	0.761
5	SF95-1-5	31.4	24.2	7.2	0.770
6	SF97-1-2	31.3	24.1	7.2	0.770
7	SF97-1-3	43.0	32.0	11.0	0.744
8	SF97-1-4	48.0	34.6	13.4	0.721
9	SF97-1-5	48.2	34.7	13.5	0.720
10	SF97-1-6	41.2	30.9	10.2	0.751

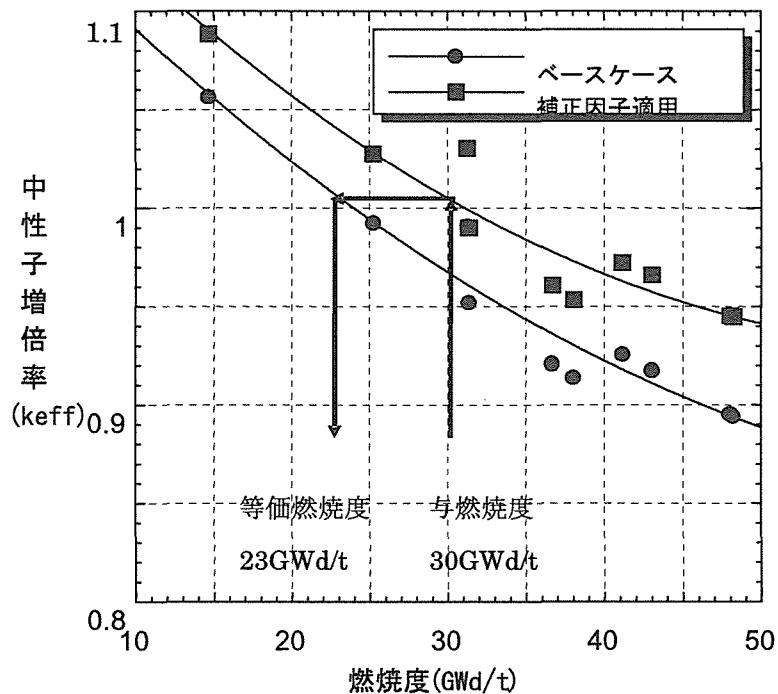


Fig.4.1 補正因子適用の有無による中性子増倍率と燃焼度の関係・

(矢印に示すように燃焼度 30GWd/t に対する燃焼計算結果に補正因子を適用した場合と反応度的に等価な燃焼度 23GWd/t が求められる。)

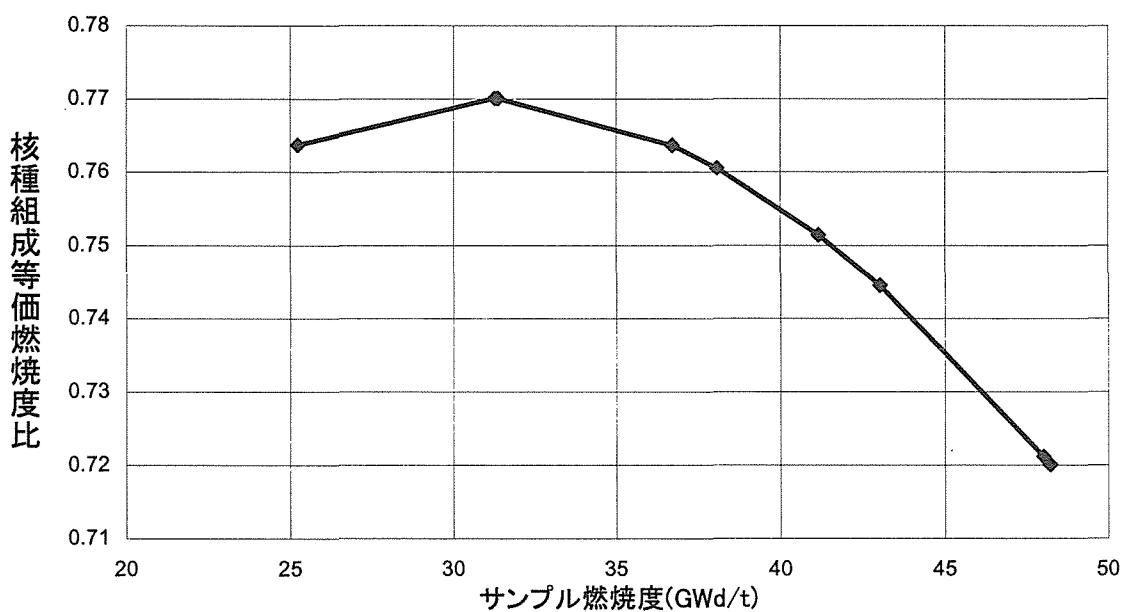


Fig.4.2 サンプル燃焼度に対する核種組成補正等価燃焼度比

## 5. 照射履歴パラメータ変動の誤差影響

使用済燃料中の核種組成は同一燃焼度においても炉内で燃焼期間中の様々な環境パラメータの変化によって影響を受けることが知られている。これに関して、照射履歴パラメータのうち、ホウ素濃度変化、冷却水温度分布、比出力、運転パターン及び定期検査期間に着目し、現実的に考えられる変動幅で変化させたときの50GWd/tの燃焼度における燃焼計算による核種組成（アクチニド及び核分裂生成物の27核種）の変化を解析した結果が報告されている<sup>4)</sup>。ここでは、この核種組成変化解析を基に、OECD/NEAの燃焼度クレジット国際ベンチマークで提案された現実的な輸送容器モデルを対象に軸方向燃焼度分布を平坦と仮定した臨界解析を行い、燃焼度50GWd/tにおける $k_{\text{eff}}$ 計算値の変動範囲を求める。

次に、文献<sup>6)</sup>記載の高浜3号炉PWR使用済燃料サンプルの燃焼度の異なる10組のPIE実験データによる核種組成計算値を用いて、軸方向燃焼度分布を平坦と仮定した同一の輸送容器モデルに対する臨界解析を行い、その結果を整理して燃焼度対 $k_{\text{eff}}$ 計算値の関係曲線を求める。これから、先に求めた燃焼度50GWd/tにおける照射履歴パラメータ変動による $k_{\text{eff}}$ 計算値の変動範囲を保守側に補償するための、与えられた燃焼度から差し引くべき等価的な燃焼度減少分を求める。

### 5.1 OECD/NEA 燃焼度クレジット

#### 臨界ベンチマーク輸送容器モデルの臨界解析

現実的な使用済燃料輸送容器体系としてOECD/NEA/NSC燃焼度クレジット臨界安全ベンチマーク・フェイズII-Cで提案された輸送容器モデル体系を探り、軸方向燃焼度分布を一様と仮定した臨界計算を行い、照射履歴パラメータの変動による $k_{\text{eff}}$ 計算値の変動範囲を求める。

臨界計算コードは、SCALE-4.3システム<sup>16)</sup>のCSAS25内蔵のBONAMI, NITAWL-II, KENO-V.aを用い、44群ENDF/B-V断面積ライブラリーを使用して臨界計算を行う。モンテカルロ法計算条件は以下の通りとする。

- ・サイクル数：350（スキップ50）
- ・1サイクル当たりの中性子発生数：10000

照射履歴パラメータの変動として以下に示す5項目に関してその変動範囲を考慮する。これらに関する核種組成計算値は、燃焼度50GWd/tにおけるORIGEN2.1計算値であり、文献<sup>4)</sup>から引用した。

### (1) 冷却水中ホウ素濃度変化

一般に PWR で反応度制御用に使用されるホウ素濃度は、炉心毎に異なっておりどのような値を取るか確かめることは容易でない。ここでは、燃焼期間中のホウ素濃度の現実的な変化範囲を公開文献から調査して燃焼計算を行った結果を引用した。この現実的な変化範囲は、平均ボロン濃度 500,550,600,700ppm とした燃焼期間中の緩急変化パターンに分けて評価することとし、この 23 ケースについて核種組成が算出されている<sup>4)</sup>。このようにして得られた核種組成を用いて臨界計算を行った結果を Table 5.1 に示す。ここで、各ケースの計算で仮定された文献<sup>4)</sup>記載のホウ素濃度変化パターンを Table 5.1-1 から Table 5.1-3 までに示す。

### (2) 冷却水温度変化

公開された日本の PWR の冷却水温度を参考すると、炉心入り口で 557K～567K、炉心出口で 593K～598K、温度差で 28K～37K の範囲に有る。そこで、燃料棒を 24 ノードに分割し、各ノードにおける温度を評価して、その冷却水温度毎の 25 ケースについて核種組成が算出されている<sup>4)</sup>。このようにして得られた核種組成値を用いて臨界計算を行った結果を Table 5.2 に示す。

### (3) 比出力の変化

一般に原子炉の比出力は定格出力時で、PWR の場合 30～40MWt であることが知られている。そこで、照射終了後の燃焼度を一定とするように運転期間を調整して、比出力を 20MWt から 45MWt まで 5MWt きざみで変化させて 6 ケースの核種組成が算出されている<sup>4)</sup>。このようにして得られた核種組成の値を用いて臨界計算を行った結果を Table 5.3 に示す。ここで各ケースの計算で仮定された運転パターンを Table 5.3-1 に示す。

### (4) 運転パターンの変化

一般に燃料集合体の炉心内での位置は、サイクル毎に変わる。従って、炉心内の出力分布により、その燃料集合体の比出力はサイクル毎に変化することとなる。他のパラメータ変化の時と同様に取り出し燃焼度を 50GWd/t に固定して、全サイクルを同じ比出力で運転した場合と、全サイクルのうちいくつかのサイクルで比出力を低く照射時間を長くして運転した場合に分けた 8 ケースについて核種組成が算出された<sup>4)</sup>。このようにして得られた核種組成を用いて臨界計算を行った結果を Table 5.4 に示す。ここで、各ケースの計算で仮定された運転パターンの変化を Table 5.4-1 及び Table 5.4-2 に示す。

### (5) 定期検査時間の変化

原子炉の運転では、国内の標準的な PWR で燃焼度 50GWh/t となる場合を想定して、公開されたデータを参照して燃焼サイクル 3 サイクルの間に定期検査が 2 回行われるとした。この定期検査時間は一般には約 2 ヶ月程度であるが、装置取替や点検内容によっては原子炉の停止期間が長くなることが考えられるため、これに要する時間を変えた 19 ケースについて燃焼計算が行われた<sup>4)</sup>。このようにして得られた核種組成を用いて輸送容器体系の臨界計算を行った結果を Table 5.5 に示す。ここで、各ケースの計算で仮定した定期検査時間を Table 5.5-1 に示す。

## 5.2 PIE 試験データによる同一輸送容器モデルの臨界解析

原研で行われた照射後試験 (PIE) における SF95 及び SF97 シリーズの冷却直後換算の実測データ、及び冷却時間をパラメータとした 10 ケースの ORIGEN2.1 燃焼計算結果<sup>6)</sup>の中から、冷却直後の核種組成データを引用して、第 3 章に述べた OECD/NEA/NSC 燃焼度クレジット国際ベンチマーク・フェーズ II - C の使用済燃料 21 体収納輸送容器モデルの軸方向燃焼度分布を平坦分布と仮定したベースケースの臨界計算を行った。その結果を Table 5.6 に示す。

ここで、データのばらつきを表す標準偏差  $\delta$  は、(燃焼度、keff 計算値) に関する各データの組を  $(x_i, y_i)$  とし、 $y$  に当てはめた最確 2 次曲線を  $f(x)$ 、データの数を  $N$  とすると、次式により求められる。

$$\delta = \sqrt{\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \{y_i - f(x_i)\}^2} \quad (5.1)$$

(5.1)式により燃焼度に対する keff 計算値のばらつきを評価すると、 $\delta$  が 0.016393 と求められる。

ベースケースに対して当てはめた最確 2 次曲線を次式に示す。

$$y = 1.1701140 - 0.011195672x + 0.000088335294x^2 \quad (5.2)$$

次に、ベースケースの下側にデータのばらつきの標準偏差  $\delta$  の 3 倍を取った下限 2 次曲線の方程式を次式に示す。

$$y = 1.1209340 - 0.011195672x + 0.000088335294x^2 \quad (5.3)$$

## 5.3 照射履歴パラメータ変動の誤差影響に対する等価燃焼度減少

5.1 節で導いた照射履歴パラメータの変動に関する ORIGEN2.1 燃焼計算による核種組成値を用いた  $k_{eff}$  計算値の変動範囲を Table 5.7 に整理して示す。これから、照射履歴パラメータの変動としては冷却水温度変化の  $k_{eff}$  計算値への誤差影響が最も大きい。冷却水中ホウ素濃度変化、比出力の変化がこれに次いでいる。これらの変動が統計分布に従うものと仮定して、輸送容器体系の中性子増倍率計算値の変動を、各パラメータ因子の寄与分の平均二乗平方根(root mean square)として次式により求める。

$$\Delta' = \sqrt{\sum_{i=1}^5 \left( \frac{\Delta k_i}{k_{1i} + k_{2i}} \right)^2 / 5} = 0.0072742 \quad (5.4)$$

$$\delta' = \Delta' \cdot k_{eff} = 0.0072742 \times 0.83117 = 0.0060461 \quad (5.5)$$

次に、このようにして求めた 50GWD/t における照射履歴パラメータ変動による輸送容器モデル体系の  $k_{eff}$  計算値誤差範囲から、与えられた平均燃焼度から保守側に低く見積もるべき等価燃焼度減少分を求めるこことを考える。このため、5.2 節で求めた種々のサンプル燃焼度に対する PIE 実験データに基づくベースケースの  $k_{eff}$  計算値を利用する。Fig.5.1 に示すように、ベースケースの燃焼度対  $k_{eff}$  計算値の最確当てはめ曲線および  $3\delta$ 、 $3\delta'$  下限曲線を引いて、燃焼度 50GWD/t におけるベースケースの  $k_{eff}$  点から水平線を引いて（同一の値を与える） $3\delta$  及び  $3\delta'$  下限曲線の交点の燃焼度の値を求める。以下のようになる。

(1) 照射履歴パラメータ変動に関わる等価燃焼度減少分: 6.23GWD/t (平均燃焼度の 12.5%)。

(2) PIE 実験データ変動に関わる等価燃焼度減少分: 13.75GWD/t。

この結果、後者が前者より約 2 倍程度小さい。すなわち、ベースケースの PIE 実験データ変動に関わる等価燃焼度減少分が、照射履歴パラメータの変動に関わるものと十分に包含していることができる。このことは、PIE 実験データに含まれる誤差変動分は、照射履歴パラメータの変動分に加えて、サンプル採取位置に関わる誤差等の他の要因による変動分が含まれている可能性を示唆する。

Table 5.1 冷却水中ホウ素濃度変化パターン<sup>4)</sup>に対する  
輸送容器体系の臨界計算結果

ケース no.	変化パターン	k-eff	$\sigma$
1	500-基本	0.82833	0.00042
2	500-緩	0.82839	0.00037
3	500-一定	0.83007	0.00034
4	550-急	0.82948	0.00038
5	550-基本	0.83030	0.00040
6	550-緩	0.83043	0.00038
7	550-一定	0.83084	0.00035
8	600-急	0.83101	0.00037
9	600-基本	0.83140	0.00039
10	600-緩	0.83129	0.00034
11	600-一定	0.83295	0.00039
12	700-1	0.83281	0.00037
13	700-2	0.83314	0.00040
14	700-3	0.83289	0.00036
15	700-4	0.83370	0.00036
16	700-5	0.83394	0.00037
17	700-6	0.83388	0.00036
18	700-7	0.83376	0.00033
19	700-8	0.83478	0.00037
20	700-9	0.83399	0.00042
21	700-10	0.83395	0.00036
22	700-11	0.83540	0.00035
23	700-一定	0.83535	0.00033

**Table 5.1-1** ホウ素濃度変化の基本パターン

平均濃度 (ppm)	サイクル初期 (ppm)	サイクル末期 (ppm)
500	1000	0
550	1050	50
600	1100	100
700	1200	200

**Table 5.1-2** 平均濃度 500, 550, 600ppm のホウ素濃度変化パターン

パターン	サイクル初期 (ppm)	サイクル末期 (ppm)
急	基本+50	基本-50
基本	基本	基本
緩	基本-50	基本+50
一定	一定濃度	一定濃度

**Table 5.1-3** 平均濃度 700ppm のホウ素濃度変化パターン

パターン	サイクル初期 (ppm)	サイクル末期 (ppm)
1	1400	0
2	1350	50
3	1300	100
4	1250	150
5	1200	200
6	1150	250
7	1100	300
8	1050	350
9	1000	400
10	900	500
11	800	600
一定	700	700

Table 5.2 燃料棒の軸方向各ノードに対応する  
冷却水温度変化<sup>4)</sup>に対する輸送溶液体系臨界計算結果

ノード no.	冷却水温度 (K)	k-eff	$\sigma$
1	560.6	0.82275	0.00030
2	560.9	0.82322	0.00037
3	561.5	0.82347	0.00040
4	562.4	0.82368	0.00039
5	563.5	0.82388	0.00031
6	564.9	0.82511	0.00035
7	566.5	0.82638	0.00038
8	568.4	0.82705	0.00034
9	570.4	0.82899	0.00035
10	572.5	0.82951	0.00036
11	574.7	0.83132	0.00032
12	577.0	0.83248	0.00034
13	579.3	0.83435	0.00038
14	581.5	0.83583	0.00037
15	583.7	0.83768	0.00036
16	585.9	0.83921	0.00042
17	587.8	0.84050	0.00038
18	589.7	0.84232	0.00047
19	591.3	0.84390	0.00033
20	592.7	0.84555	0.00033
21	593.8	0.84574	0.00035
22	594.7	0.84724	0.00048
23	595.3	0.84752	0.00047
24	595.6	0.84749	0.00033
Ave.	578.1	0.83354	0.00034

Table 5.3 比出力の変化<sup>4)</sup>に対する輸送容器体系臨界計算結果

ケース no.	比出力(MW/t)	k-eff	$\sigma$
1	20	0.82379	0.00036
2	25	0.82633	0.00033
3	30	0.82842	0.00030
4	35	0.82979	0.00038
5	40	0.83007	0.00034
6	45	0.83128	0.00034

Table 5.3-1 各計算ケースでの運転パターン(PWR)

比出力 (MW/t)		20	25	30	35	40	45
運転時間 (日)	運転 I	834	667.2	556.01	476.57	417	370.66
	検査 I	60	60	60	60	60	60
	運転 II	834	667.2	556.01	476.57	417	370.66
	検査 II	60	60	60	60	60	60
	運転 III	834	667.2	556.01	476.57	417	370.66

Table 5.4 運転パターン変化<sup>4)</sup>による輸送容器体系臨界計算結果

ケース no.	運転パターン 変化	k-eff	$\sigma$
1	基本	0.83007	0.00034
2	パターン 3	0.82842	0.00030
3	パターン 1-1	0.83104	0.00035
4	パターン 1-2	0.83011	0.00038
5	パターン 1-3	0.82834	0.00034
6	パターン 2-1	0.82974	0.00043
7	パターン 2-2	0.82899	0.00034
8	パターン 2-3	0.82843	0.00039

Table 5.4-1 各計算ケースでの運転パターン(1) (PWR)

ケース名	基本		パターン 1-1		パターン 1-2		パターン 1-3	
	時間 (日)	比出力 (MW/t)	時間 (日)	比出力 (MW/t)	時間 (日)	比出力 (MW/t)	時間 (日)	比出力 (MW/t)
運転 I	417	40	556	30	417	40	417	40
検査 I	60	-	60	-	60	-	60	-
運転 II	417	40	417	40	556	30	417	40
検査 II	60	-	60	-	60	-	60	-
運転 III	417	40	417	40	417	40	556	30

Table 5.4-2 各計算ケースでの運転パターン(2) (PWR)

ケース名	パターン 2-1		パターン 2-2		パターン 2-3		パターン 3	
	時間 (日)	比出力 (MW/t)	時間 (日)	比出力 (MW/t)	時間 (日)	比出力 (MW/t)	時間 (日)	比出力 (MW/t)
運転 I	556	30	556	30	417	40	556	30
検査 I	60	-	60	-	60	-	60	-
運転 II	556	30	417	40	556	30	556	30
検査 II	60	-	60	-	60	-	60	-
運転 III	417	40	556	30	556	30	556	30

Table 5.5 定期検査間隔変化<sup>4)</sup>による輸送容器体系臨界計算結果

ケース no.	k-eff	$\sigma$
1	0.83045	0.00035
2	0.83013	0.00036
3	0.82981	0.00041
4	0.83007	0.00034
5	0.83015	0.00033
6	0.83027	0.00033
7	0.83030	0.00039
8	0.82946	0.00037
9	0.82944	0.00034
10	0.82931	0.00045
11	0.82898	0.00034
12	0.82974	0.00038
13	0.82944	0.00033
14	0.82958	0.00037
15	0.82899	0.00036
16	0.82866	0.00031
17	0.82854	0.00035
18	0.82945	0.00038
19	0.82737	0.00035

**Table 5.5-1** 各計算ケースでの検査の時間 (PWR)

ケース No.	定期検査の時間 (日)	
	検査 I	検査 II
1	0	0
2	20	20
3	40	40
4	60	60
5	80	80
6	100	100
7	120	120
8	140	140
9	160	160
10	180	180
11	200	200
12	250	250
13	300	300
14	350	350
15	400	400
16	450	450
17	500	500
18	730	60
19	60	730

Table 5.6 PIE データ核種組成計算値による輸送容器臨界解析結果

ケース no.	サンプル	燃焼度 (GWd/t)	ベースケース	
			k-eff	$\sigma$
1	SF95-1-1	14.678	1.02229	0.00044
2	SF95-1-2	25.238	0.94251	0.00037
3	SF95-1-3	36.700	0.85771	0.00039
4	SF95-1-4	38.064	0.84900	0.00041
5	SF95-1-5	31.363	0.89533	0.00043
6	SF97-1-2	31.270	0.94417	0.00042
7	SF97-1-3	43.020	0.86147	0.00037
8	SF97-1-4	48.020	0.83644	0.00037
9	SF97-1-5	48.220	0.83575	0.00037
10	SF97-1-6	41.150	0.86920	0.00040

Table 5.7 各種照射履歴パラメータの誤差変動に関する  
中性子増倍率の誤差範囲の算出

N.O.	パラメータ	最小 keff ( $k_1$ )	最大 keff ( $k_2$ )	誤差変動幅 ( $\Delta k$ ) $k_2 - k_1$	相対誤差 $2\Delta k/(k_2 + k_1)$
1	冷却水中ホウ素濃度変化	0.81245	0.81979	0.00734	0.00899
2	冷却水温度変化	0.80666	0.83149	0.02483	0.03031
3	比出力の変化	0.80823	0.81497	0.00674	0.00830
4	運転パターンの変化	0.81233	0.81449	0.00216	0.00266
5	定期検査時間の変化	0.81197	0.81449	0.00252	0.00310

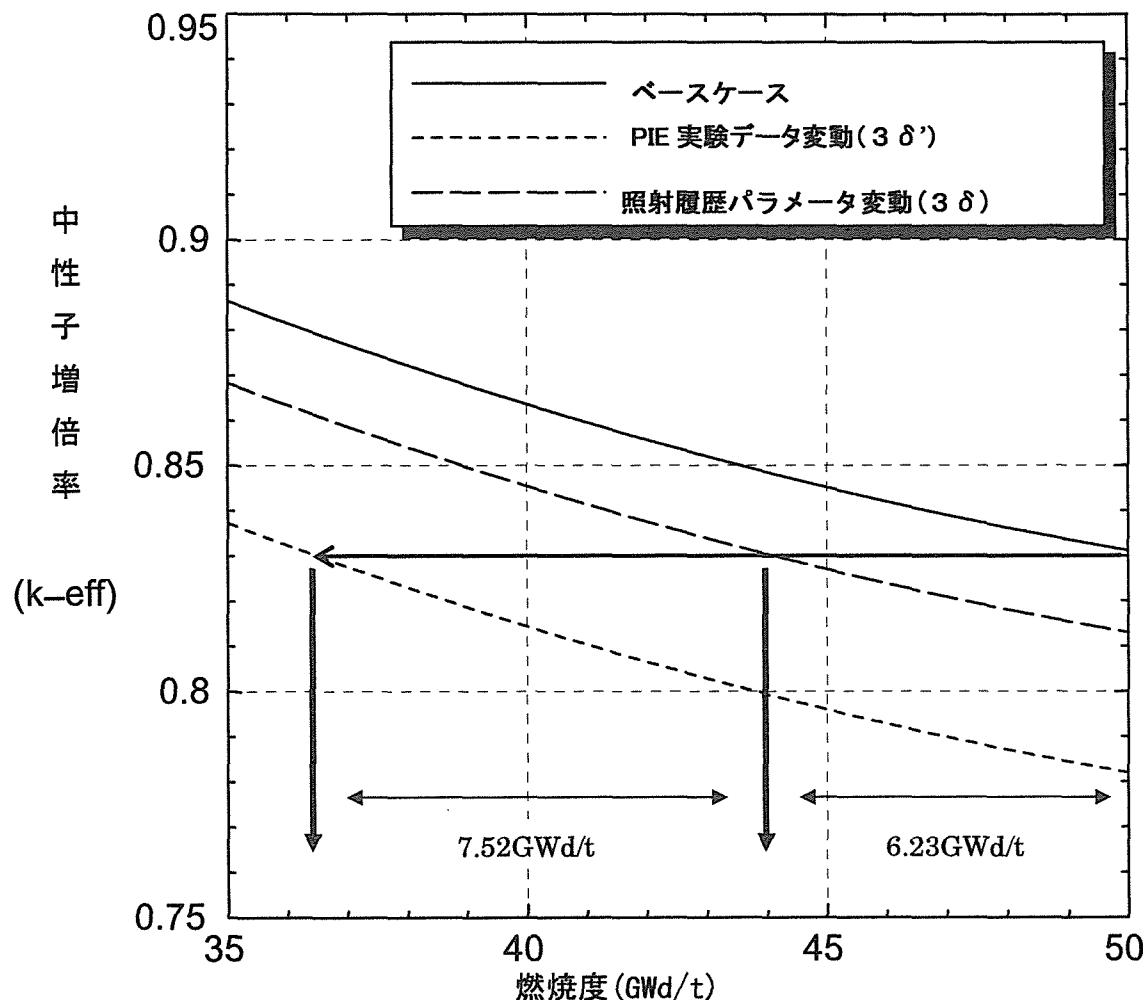


Fig. 5.1 照射履歴パラメータ誤差変動に対する等価燃焼度減少、  
矢印に示すように、燃焼度 50GWd/t が与えられたときに照射  
履歴パラメータ変動による誤差を保守側に評価した等価燃焼  
度減少分 6.23GWd/t、PIE 実験データ変動に関わる誤差も含  
めたさらなる等価燃焼度減少分 7.52GWd/t が求められる。

## 6. 「等価均一燃焼度」と「等価初期濃縮度」

使用済燃料輸送・貯蔵体系の燃焼を考慮した未臨界評価を簡便に行う方法として、臨界解析の誤差要因となる燃焼計算コード自体の計算精度、燃焼計算入力データとしての炉内冷却水温度分布等照射履歴パラメータの変動、さらには使用済燃料軸方向燃焼度分布の影響等を考慮し、与えられた使用済燃料集合体の平均燃焼度に対して保守側に設定した「等価均一燃焼度」を用いる方法がある<sup>7)</sup>。また、使用済燃料が炉内で受けた核種組成の変化による反応度減少分を、新燃料における等価な初期濃縮度減少分として捉え、いわゆる「新燃料の仮定」により使用済燃料の臨界安全評価を行うことが考えられる。この場合、誤差要因として使用済燃料の燃焼度分布の仮定による影響を考慮して保守側に設定した「等価初期濃縮度」を用いる方法がある<sup>7)</sup>。ここでは、これまでに述べた燃焼度クレジット評価に関わる各種誤差要因の導入を考慮した上で、簡便法としての「等価均一燃焼度」及び「等価初期濃縮度」をPIE実験データから導く方法について述べ、これらの等価変換データの、評価対象となる輸送容器・貯蔵プールに関わる形状・寸法・構成物質の違いによる影響について調べる。

### 6.1 異なる使用済燃料輸送容器モデルに対する「等価均一燃焼度」の導出とその比較

通常よく用いられる、ORIGEN2.1<sup>15)</sup>燃焼計算コード及びKENO-Va<sup>16)</sup>臨界計算コードの組み合わせで燃焼度クレジット臨界安全評価を行う場合に、与えられた燃料集合体平均燃焼度の代わりに、保守側に低く設定した「等価均一燃焼度」を燃焼計算に用いることにより、安全側の臨界安全評価の結果が得られるようとする。

#### 6.1.1 使用済燃料集合体 21 体収納輸送容器モデルに対する「等価均一燃焼度」の導出

「等価均一燃焼度」を求めるには、対象とする使用済燃料体系に対して計算条件の異なる 2 ケースの燃焼度を考慮した臨界計算を行い、その結果を比較する。すなわち、参考ケースでは実測による核種組成データを用いて、実際に予想されるものに近い燃焼度分布を仮定した詳細な臨界解析を行い、一方、ベ

ベースケースでは燃焼計算により核種組成を求め、均一燃焼度分布を仮定した簡便な臨界計算を行う。参照ケースでの実測による燃焼度に対して求められる  $k_{eff}$  計算値と、同一の  $k_{eff}$  計算値を与えるベースケースの燃焼度が「等価均一燃焼度」として用いられる。

ここで参照ケースとして、原研で行われた照射後試験 (PIE) での分析サンプル SF95 及び SF97 シリーズの冷却直後換算の燃焼度実測データを平均値としたときの、DOE 報告<sup>9)</sup> の軸方向燃焼度分布比を適用した燃焼度分布を仮定した軸方向各領域に対するアクチニドのみの核種組成が求められており<sup>7)</sup>、これらのデータを用いて、OECD/NEA 国際ベンチマーク問題で提案された使用済燃料 21 体収納輸送容器モデルを対象とした臨界計算を行い、燃焼度対中性子増倍率の関係を求める。次に、同一輸送容器モデルに対して、文献(7)記載の冷却直後の ORIGEN2.1 計算によるアクチニドのみの核種組成データを引用して、使用済燃料軸方向燃焼度分布を平坦分布と仮定した臨界計算を行い、ベースケースの燃焼度対中性子増倍率の関係を求める。ここで、臨界計算コードは、SCALE-4.3 システムのモジュール CSAS25 内蔵の BONAMI, NITAWL-II, KENO V.a を用い、44 群 ENDF/B-V 断面積ライブラリーを使用する。モンテカルロ法計算条件は以下の通り。

- サイクル数 : 350 (スキップ50)
- 1サイクル当たりの中性子発生数 : 10000

次にベースケース及び参照ケースの  $k_{eff}$  計算結果を最小二乗法により当てはめた最確 2 次曲線に、ベースケースの下側にデータのはらつきの標準偏差  $\delta$  の 3 倍を取って下限 2 次曲線を、また参照ケースの上側にデータのはらつきの標準偏差  $\delta'$  の 3 倍を取って上限 2 次曲線を引く。

各ケースに対して当てはめられた 2 次曲線の式を以下に示す。

- ベースケース :  $y = 1.170 - 0.008414x + 0.00005587x^2$
- ベースケース- $3\delta$  :  $y = 1.132 - 0.008414x + 0.00005587x^2$
- 参照ケース :  $y = 1.129 - 0.004714x + 0.00001226x^2$
- 参照ケース+ $3\delta'$  :  $y = 1.150 - 0.004714x + 0.00001226x^2$

Fig.6.1 に示すように、これらの上限あるいは下限曲線を超えて存在するデータ点はひとつもなく、最確値の周りに標準偏差  $\delta$  の 3 倍を取ってデータ点の存在範囲を予測することは実際上有効となることが分かる。これらの曲線から、

Fig.6.1 に示す方法で「等価均一燃焼度」を求める。例として 44GWd/t の集合体平均燃焼度が与えられたときの「等価均一燃焼度」を求めるための手順を、Fig.6.1 に示す。これから分かるように、等価均一燃焼度を求めるためには、各種誤差要因の影響を安全側に補償するための等価的な燃焼度減少差分が考慮されている<sup>7)</sup>。燃焼度 44GWd/t が例として与えられた場合には、図中の (a) として各サンプルの燃焼度及び核種組成データのばらつき影響、(b) として燃焼計算バイアス誤差及び軸方向燃焼度分布仮定による臨界計算への影響を加算したもの、(c) として各サンプルに関わる照射履歴パラメータ変動による燃焼計算入力データ誤差影響を差し引いた 23.2GWd/t が「等価均一燃焼度」となる。

この「等価均一燃焼度」を燃焼度に対して 2 次曲線で当てはめると、以下のような。ここで、x は、対象とする燃料集合体に与えられた平均燃焼度(GWd/t)、y は「等価均一燃焼度」(GWd/t) とする。

$$y = -1.914 + 0.5204x + 0.001165x^2 \quad (6.1)$$

(6.1)式の適用範囲は、臨界計算に使用したサンプルの燃焼度の範囲 (15GWd/t ~50GWd/t ) とする。

### 6.1.2 使用済燃料 14 体収納輸送容器モデルの「等価均一燃焼度」の比較

文献(7)には、PWR使用済燃料集合体14体を収納した輸送容器モデルに対して「等価均一燃焼度」を導出した結果が報告されている。Fig.6.2 及びFig.6.3に、対象とした輸送容器モデルの水平断面モデル及び垂直断面モデルを示すように、OECD/NEA国際ベンチマークで提案されたPWR燃料集合体21体収納の輸送容器モデル (Fig3.5、Fig.3.6参照) とは形状・寸法・装荷燃料集合体数とも異なっている。また、この輸送容器モデルに対して、文献(7)記載の燃焼度に対して「等価均一燃焼度」を当てはめた2次曲線の数式を以下に示す。ここで、x は、対象とする燃料集合体に与えられた平均燃焼度(GWd/t)、y は、使用済燃料輸送容器体系の「等価均一燃焼度」(GWd/t)とする。

$$y = 0.001062x^2 + 0.5099x - 0.1727 \quad (6.2)$$

(6.2)式の適用範囲は、(6.1)式と同様な(15GWd/t ~50GWd/t )である。

(6.1)式と本節に(6.2)式を用いて、使用済燃料14体収納輸送容器モデルに対する適用範囲 (15GWd/t ~50GWd/t ) における「等価均一燃焼度」を求めてTable 6.1 に比較して示す。また、これらの値をグラフにプロットしたものがFig. 6.4 である。これから、PWR使用済燃料集合体14体収納輸送容器に対する「等価均一燃焼度」と21体収納輸送容器の「等価均一燃焼度」の差は、系統的に5%程度となる。一方、両輸送容器体系について臨界計算を行った結果はTable 6.2及びFig.6.5に示すように、体系の反応度すなわち中性子増倍率の差が約15%となる。従って、輸送容器の収納燃料使用の違い等により生じる反応度差にも拘らず、「等価均一燃焼度」をそれほどの違いは生じていなく、体系の違いに依存しない包絡的な「等価均一燃焼度」設計曲線が導かれる可能性が示される。

## 6.2 異なる使用済燃料輸送容器モデルに対する「等価初期濃縮度」の導出 とその比較

### 6.2.1 使用済燃料集合体21体収納OECD/NEA輸送容器モデルに対する 「等価初期濃縮度」の導出

「等価初期濃縮度」を求めるため、「新燃料の仮定」により、SCALE-4.3 システムを用いた臨界計算を行った。臨界計算の対象は、6.1.2 節で「等価均一燃焼度」を求めた際と同様な OECD/NEA 国際ベンチマークで提案された輸送容器モデルである。濃縮度 1, 1.5, 2, 3, 4, 5, 6, 7wt% の 8 点に対する  $k_{eff}$  計算値を求め、多次式による曲線当てはめにより、中間の濃縮度点に対して  $k_{eff}$  計算値が内挿により求められるようにした。ここでは、Fig.6.6 上図に示すような濃縮度に対する 6 次式を用いた結果、各濃縮度の点に対する  $k_{eff}$  計算値は滑らかな曲線で結ばれた。次に Fig.6.6 下図は、6.1.2 節で「等価均一燃焼度」の導出の際に求めた参考ケースの燃焼度対中性子増倍率の関係を示したものであり、データのばらつき  $\delta$  の 3 倍を取って得られるばらつきの上限の 2 次曲線も示している。

Fig.6.6 から、集合体平均燃焼度から「等価初期濃縮度」を直接求める関係式が次式のように導かれる。ここで、 $x$  は平均燃焼度 (GWd/t)、 $y$  は、「等価初期濃縮度」 (wt%) とする。

$$y = 4.143 - 0.06589x + 0.0004547x^2 \quad (6.3)$$

(6.3)式の適用範囲は、臨界計算に使用した PIE サンプルの燃焼度の範囲 (15GWd/t ~50GWd/t ) とする。

### 6.2.2 使用済燃料14体収納輸送容器モデルの「等価初期濃縮度」の比較

文献(7)には、PWR使用済燃料集合体14体を収納した輸送容器モデルを対象とした「等価初期濃縮度」の導出について報告されている。同文献記載の「等価初期濃縮度」を当てはめた2次曲線の数式を以下に示す。ここで、xは、対象とする燃料集合体に与えられた平均燃焼度(GWd/t)、yは、使用済燃料輸送容器体系の「等価初期濃縮度」(wt%)とする。

$$y = 0.0006902x^2 - 0.08082x + 4.311 \quad (6.4)$$

(6.3)式と(6.4)式を用いて適用範囲 (15GWd/t ~50GWd/t ) で各燃焼度に対する「等価初期濃縮度」を求めてTable 6.3 に比較して示す。また、これらの値をグラフにプロットしたものがFig. 6.7 である。これに示すように、両者は燃焼度の全適用範囲にわたって、ほぼ同一の結果が得られている。両者の体系は使用済燃料収納量、輸送容器構造材物質、形状寸法等が大きく異なり、臨界解析結果もTable 6.2 に示したように異なっているにも拘らず、「等価初期濃縮度」はほぼ同一の値が得られている。このことは、類似の使用済燃料輸送容器体系に関して、共通の「等価初期濃縮度」設計曲線を用いることも可能なことを示唆している。

Table 6.1 使用済燃料集合体 14 体収納輸送容器体系に対する  
等価均一燃焼度の比較 (KENOVa 計算: アクチニドのみ考慮、冷却 0 年)

燃焼度 (GWd/t)	21 体収納輸送容器の 等価均一燃焼度(GWd/t)	14 体収納輸送容器の 等価均一燃焼度(GWd/t)
15	6.2	7.7
20	9	10.5
25	11.8	13.2
30	14.7	16.1
35	17.7	19
40	20.8	21.9
45	23.9	24.9
50	27	28

Table 6.2 使用済燃料集合体 14 体収納輸送容器体系に対する  $k_{eff}$  計算値の  
比較(KENOVA による参照ケース計算: アクチニドのみ考慮、冷却 0 年)

燃焼度 (GWd/t)	21 体収納輸送容器の $k_{eff}$ 計算値	14 体収納輸送容器の $k_{eff}$ 計算値
15	1.061	0.914
20	1.04	0.893
25	1.019	0.875
30	0.999	0.858
35	0.979	0.843
40	0.96	0.827
45	0.942	0.812
50	0.924	0.798

Table 6.3 使用済燃料 14 体収納輸送容器体系に対する等価初期濃縮度  
の比較 (KENOVa 計算: アクチニドのみ考慮、冷却 0 年)

燃 燃 度 (GWd/t)	21 体 収 納 輸 送 容 器 の 等価初期濃縮度(wt%)	14 体 収 納 輸 送 容 器 の 等価初期濃縮度(wt%)
15	3.3	3.3
20	3	3
25	2.8	2.7
30	2.6	2.5
35	2.4	2.3
40	2.2	2.2
45	2.1	2.1
50	2	2

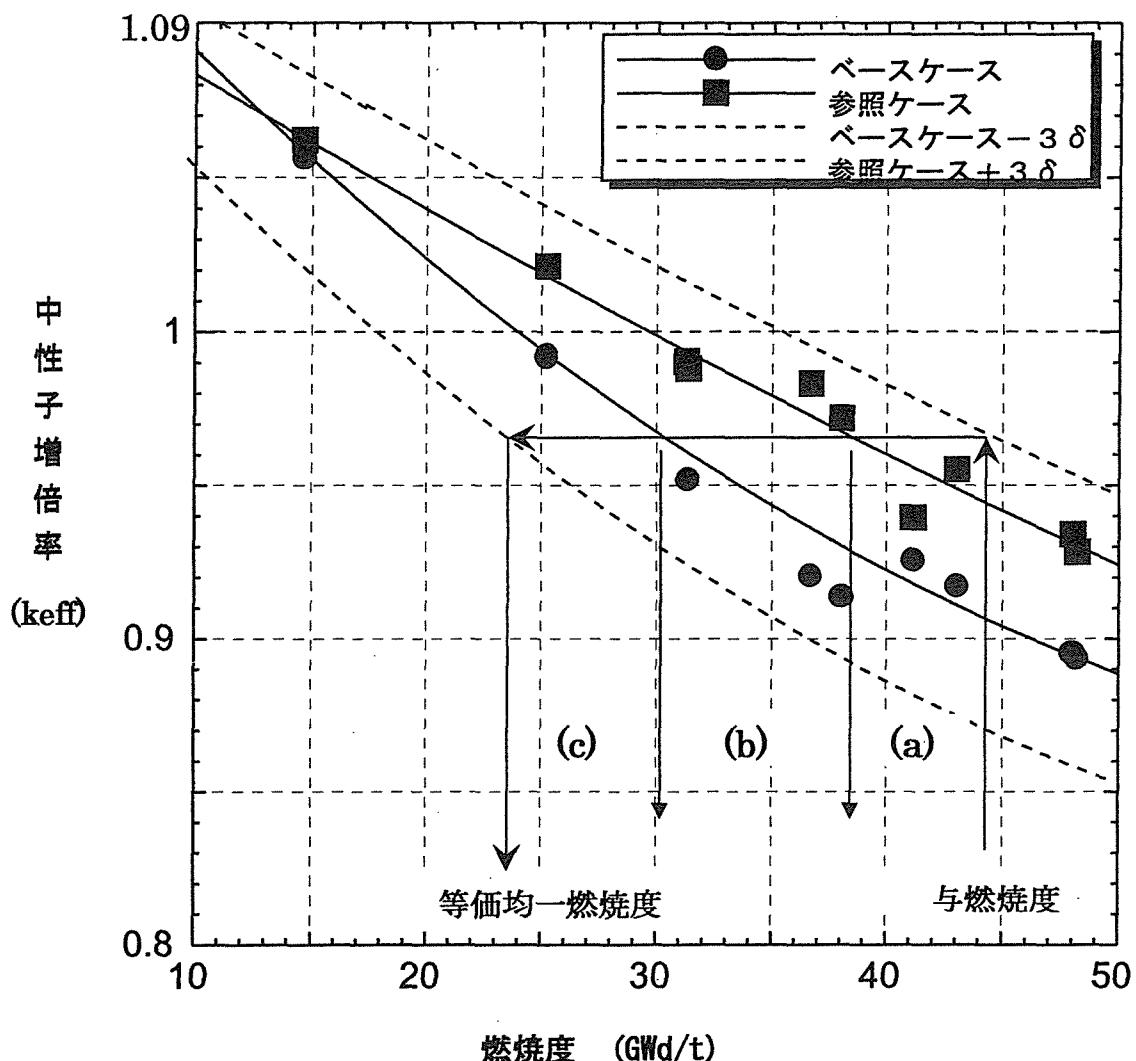


Fig.6.1 等価均一燃焼度設定の例(与えられた 44GWd/t の燃焼度から、(a)として各サンプルの燃焼度及び核種組成データのばらつき影響、(b)として燃焼計算バイアス誤差及び軸方向燃焼度分布仮定による臨界計算への影響を加算したもの、(c)として各サンプルに関わる照射履歴パラメータ変動による燃焼計算入力データ誤差影響に対する等価燃焼度差分を差し引いた「等価均一燃焼度」23.2GWd/t を求める)。

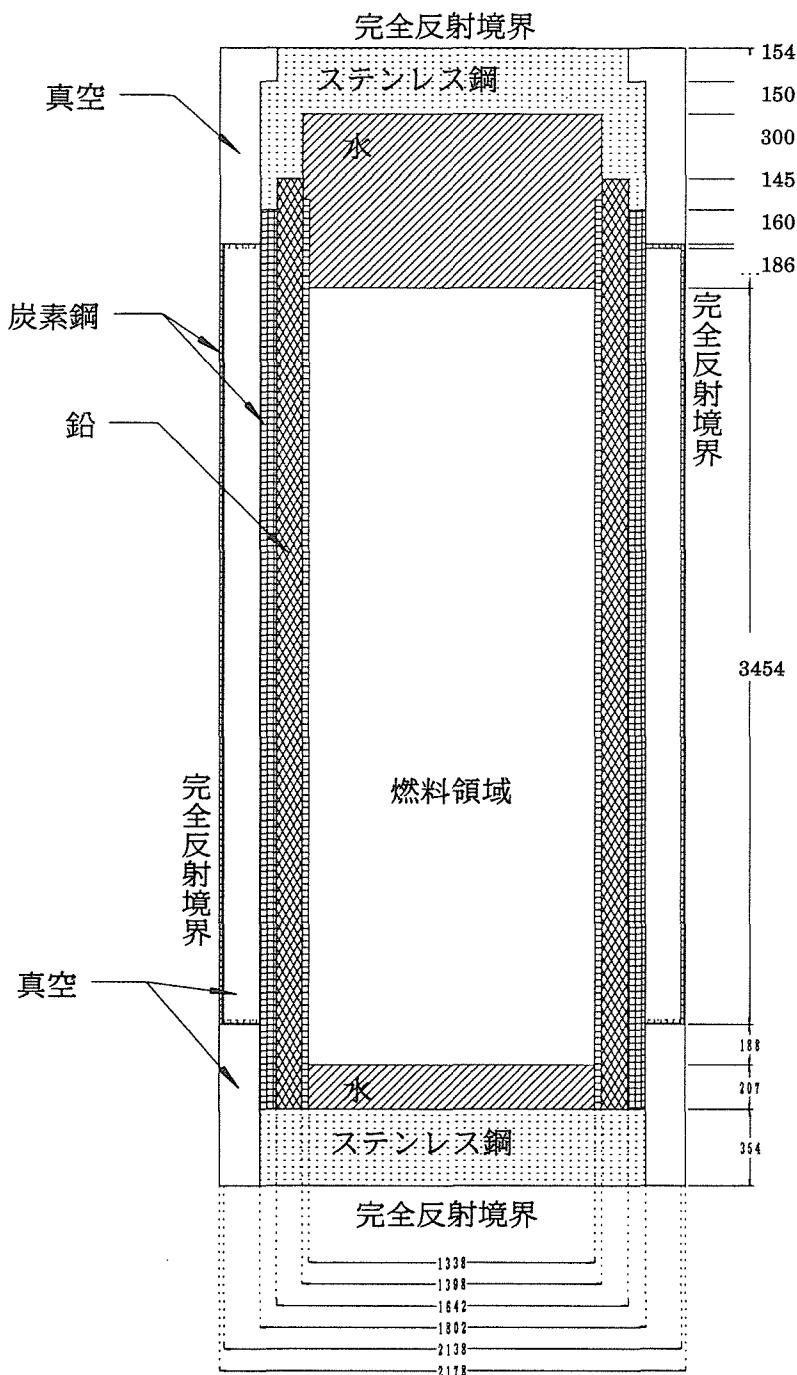


Fig.6.2 使用済燃料 14 体収納輸送容器臨界計算モデル縦断面図(単位:mm)

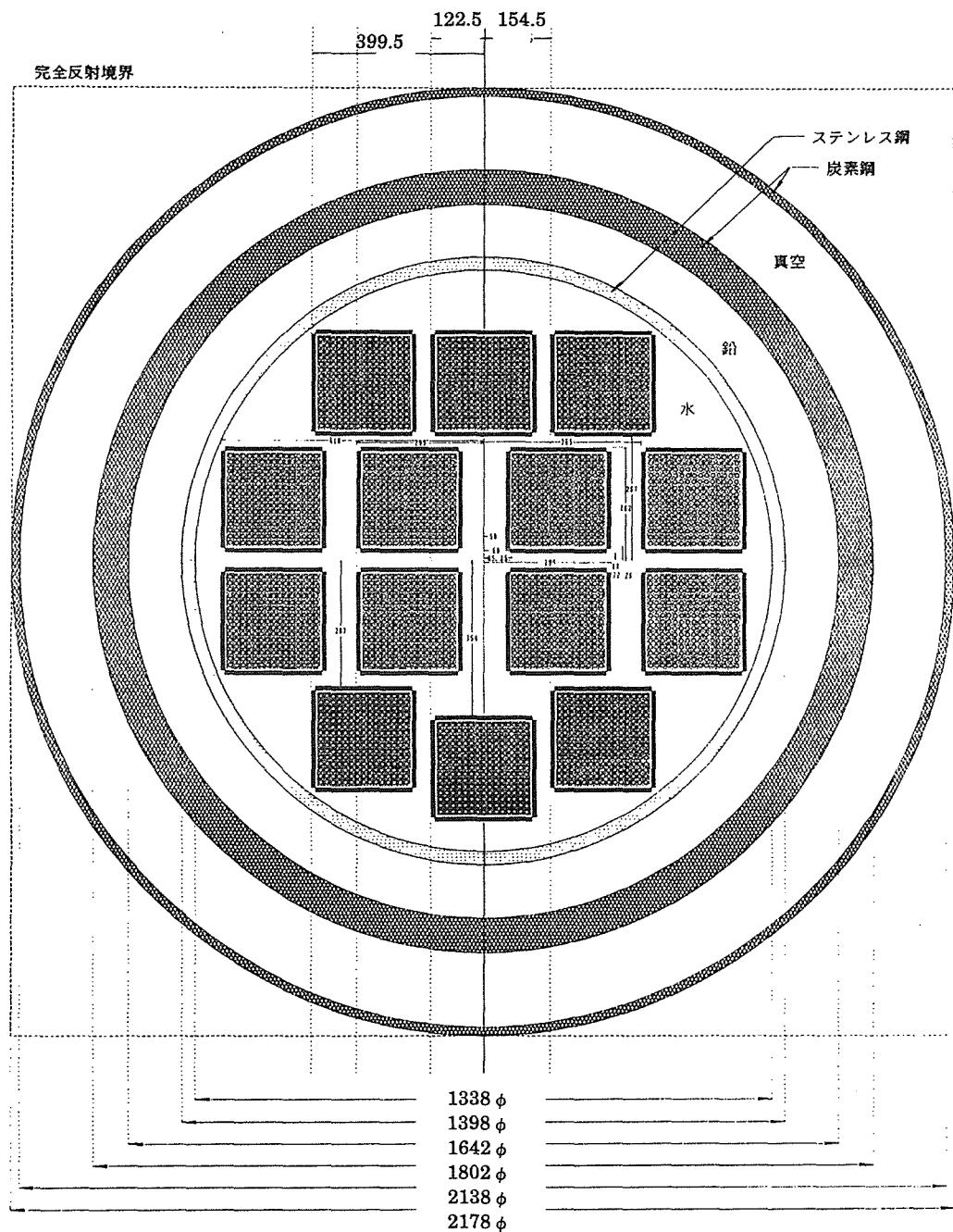


Fig.6.3 使用済燃料 14 体収納輸送容器臨界計算モデル横断面図(単位:mm)

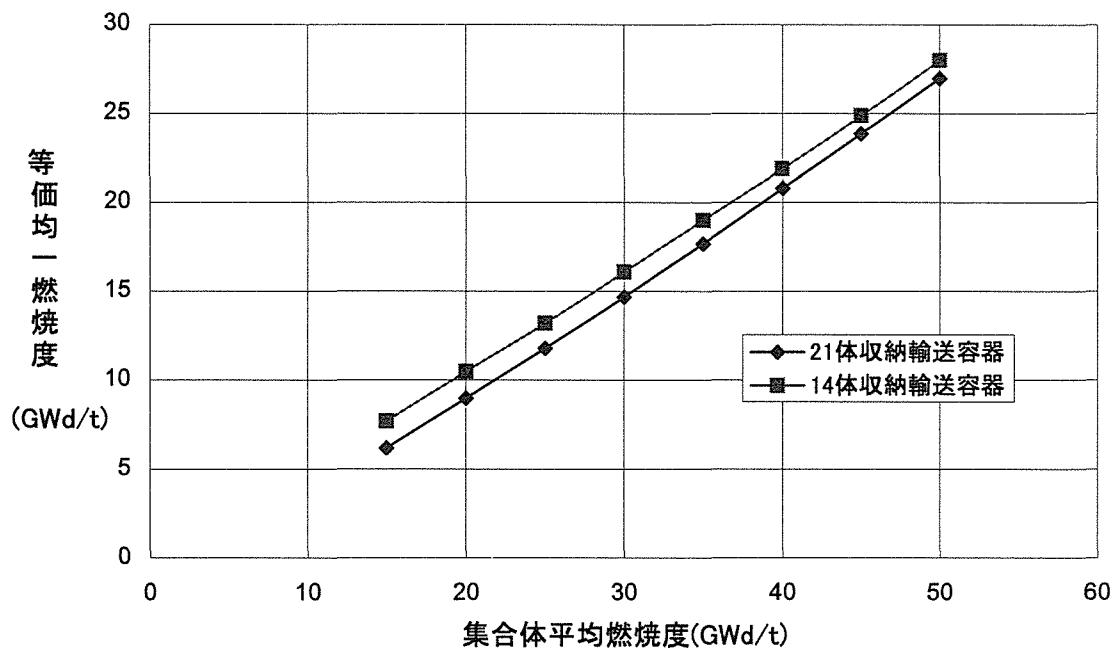


Fig.6.4 使用済燃料 14 体収納輸送容器体系に対する等価均一燃焼度

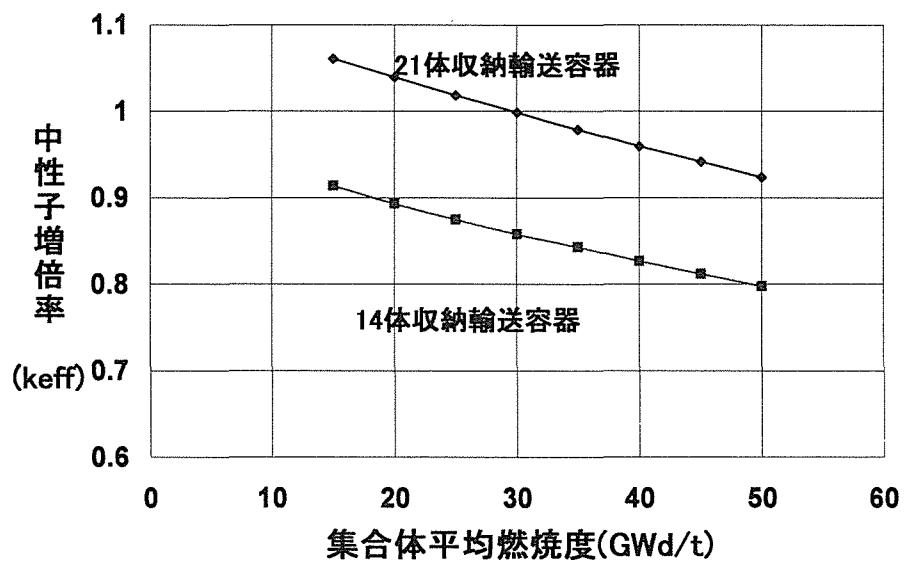


Fig.6.5 使用済燃料 14 体収納輸送容器の臨界解析結果の比較

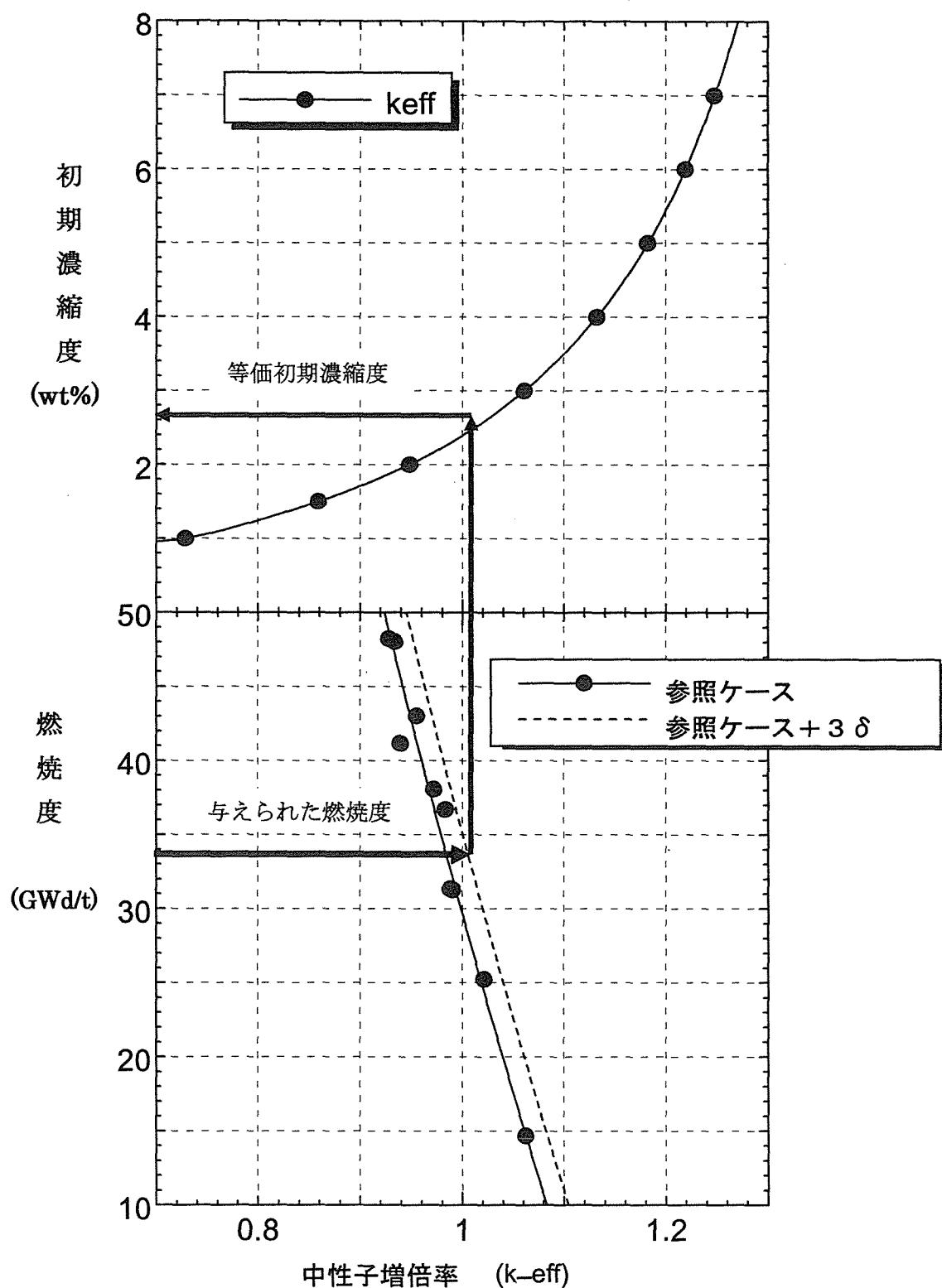


Fig.6.6 等価初期濃縮度設定の例  
に対する等価初期濃縮度を求めるためのグラフ

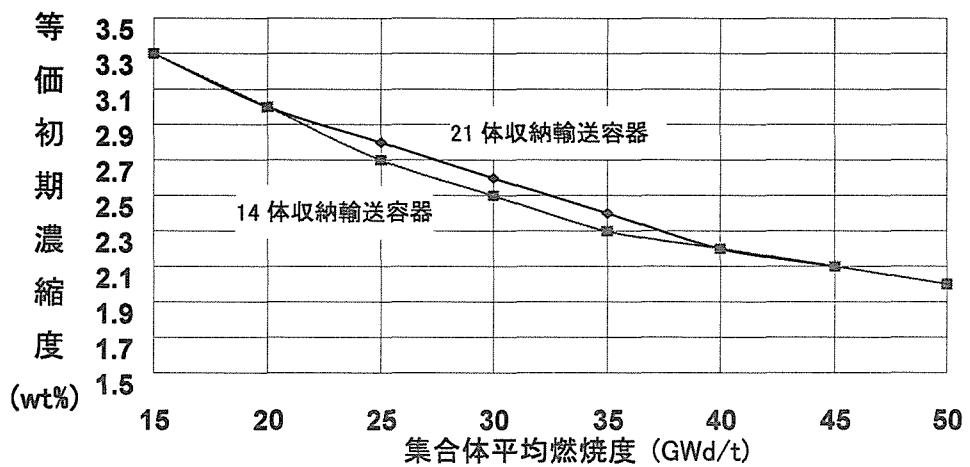


Fig.6.7 異なる輸送容器モデルに対する「等価初期濃縮度」の比較

## 7. 結論

使用済燃料輸送・貯蔵体系に対する燃焼度クレジット臨界安全評価においては、先ず、燃焼計算を行う際に必要な使用済燃料の燃焼度を設定しなければならない。通常、使用済燃料集合体の炉管理データとしての平均燃焼度が与えられたときに、燃焼計算及び臨界計算を引き続き行う。この時、対象体系の反応度を安全側に求める必要があり、このため燃焼計算結果に補正を施す、あるいは臨界計算において安全側の結果が得られるような条件を立てたりする必要がある。一方、燃焼計算及び臨界計算の結果を非安全側（すなわち $k_{eff}$ 計算値を真値よりも低めに導く）に導く各種の誤差要因の実際的な変動範囲を評価し、これによる反応度への影響をあらかじめ評価しておき、それらの誤差影響を補償するための等価な燃焼度差分を求めておいて、与えられた平均燃焼度からその値を差し引いた等価燃焼度を燃焼計算に用いることにより、計算結果の補正など煩雑な手続きを取る必要なく体系の反応度を安全側にかつ簡便に求められることが期待できる。この場合、これらの誤差要因に関わる燃焼度差分を臨界安全評価の対象となる体系に依存しないで求めることができればさらに好都合である。本報告では、以上述べたような観点から、燃焼度クレジットを考慮した臨界安全評価において考慮すべき誤差要因及びそれを補償するための等価燃焼度について検討した。これらは、以下に示すようにまとめられる。

- (1) 使用済燃料集合体に付属した炉管理データによる平均燃焼度には測定等に関わる誤差の付随が考えられ、海外では、輸送・貯蔵体系の臨界安全評価あるいは管理のために、保守側の上端部50cm平均燃焼度が用いられることがある。本報告では、燃焼度クレジット臨界安全評価のための公開された使用済燃料の軸方向燃焼度分布、あるいは公開された燃焼度分布に関わる実測データを基に、この上端部50cm平均燃焼度が全長平均燃焼度に比べてどの程度保守側に設定されるかを検証した。その結果、これらは、ここで参照した公開されたデータの範囲では、全長平均燃焼度に対して最大25%の余裕を見ていることが示された。この上端部50cm平均燃焼度を実際の燃焼度クレジット評価に適用する場合には、測定誤差等を実際に測定してその妥当性を確認する必要がある。
- (2) 使用済燃料輸送・貯蔵体系の臨界解析における軸方向燃焼度分布の仮定の影響は、分布の形状、すなわち上下方向の偏りの程度に依存することが示された。燃焼度分布を考慮しない（均一燃焼度分布の）仮定を臨界

解析に用いる場合、非保守側になる（すなわち $k_{eff}$ 計算値を低めに評価する）効果を補償するためには、OECD/NEAのベンチマーク標準問題で提供されたデータの範囲では、平均燃焼度に対して安全側に15%低く燃焼度を設定すればよいこととなった。

- (3) ある燃焼度に対する核種組成計算値に補正因子を適用して、燃焼計算に伴うバイアス誤差を補償するかわりに、その燃焼度より低めに燃焼度を設定して核種組成を算出することにより、臨界安全解析上の保守側の効果を同等にすることが考えられる。補正因子による方法が核種同位体組成計算値のそれぞれに適用しなければならないという煩雑さがあるのに比べて、燃焼度を低く設定して燃焼計算すればよいという方法は、それ自身に簡便さを伴う。原研で実施したPIE実験の使用済燃料サンプルに対する燃焼計算による核種組成計算値と、これに補正因子を適用して求めた核種組成を用いた臨界解析結果を比較すると、上記の核種組成補正と等価な燃焼度は、サンプル平均燃焼度(25-50GWd/t)の範囲で、最大30%低めに設定すればよい。この減少分は比較的大きく、元々この補正因子の導出過程で十分な保守側の仮定が設けられていることによる。
- (4) 燃焼計算コードに入力する照射履歴パラメータの変動に関わる誤差影響について調べるため、関連報告書に記載された燃焼度50GWd/tにおける核種組成計算値を用いて、現実的な輸送容器モデルに対して臨界解析を行った。一方、サンプル燃焼度の異なるPIE実験データによる核種組成計算値に基づく臨界計算を行って得られた、燃焼度を変化させた場合の中性子増倍率対燃焼度関係曲線を用いて評価すると、前者の燃焼度50GWd/tにおける照射履歴パラメータ変動による反応度への誤差影響は燃焼度に換算して12.5%となる。
- (5) 燃焼計算の誤差を補正し、燃焼度分布を仮定した詳細な臨界解析と同一の反応度解析結果が得られるように、与えられた平均燃焼度から誤差等の補償分を差し引いた「等価均一燃焼度」を設定して、簡単化した燃焼・臨界解析により、燃焼度を考慮した解析結果を得ることができる。異なる仕様の使用済燃料輸送・貯蔵体系に対する「等価均一燃焼度」を導いた結果は、体系の違いに依存しない包絡的な設計曲線が得られる可能性を示した。この「等価均一燃焼度」は、上に述べたような燃焼度測定誤差、燃焼計算バイアス誤差、照射履歴パラメータ変動による入力データの誤差、臨界計算における燃焼度分布の変動による誤差を全て包含

して決定される。ただし、PIE実験に用いた使用済燃料サンプル採取、データ取得に関わる誤差も含まれるため、この実際計算への適用に当たっては注意が必要である。一方、「等価初期濃縮度」はいわゆる新燃料の仮定で均一燃焼度分布による簡単化した臨界解析を行うことにより、燃焼度分布を考慮した詳細な臨界計算の結果と同一となるように $k_{eff}$ 計算値を求めることができる。この方法は燃焼計算を必要とせず、それだけ簡単化した方法といえる。しかも、この「等価初期濃縮度」についても体系の違いに依存せず包絡的な設計曲線が得られる可能性が示された。

### 謝辞

本報告書を完成するに当たり多くの方々の貴重な意見とご協力をいただいた。特に、本報告書には、原研と日本原燃（株）の間で行われた燃焼度クレジットに関する共同研究の成果が取り入れられており、原研燃料サイクル安全工学部の藤根幸雄氏、日本原燃（株）の松岡伸吾氏及び板原國幸氏のご協力、ご助言を頂いたことに対し、ここに深甚に感謝いたします。また、原研燃料サイクル安全工学部臨界安全研究室の須山賢也研究員には本報告書を査読していただき適切なコメントを頂いたことに対し感謝します。

### 参考文献

- 1) 日本原子力研究所 燃料サイクル安全研究委員会編、「燃焼度クレジット導入ガイド原案」、JAERI-Tech 2001-055 (2001).
- 2) J.Raby, C.Lavarenne, A.Barreau, P.Bioux, M.Doucet, E.Guillou, G.Leka, C.Riffard, B.Roque and H.Toubon, "Current Studies Related to the Use of Burnup Credit in France," Proceedings of the Seventh International Conference on Nuclear Criticality Safety ICNC2003, October 20-24, 2003, Tokai, Ibaraki, Japan, pp627-632, (2003).
- 3) 須山賢也、村崎穣\*、望月弘樹\*、野村靖、「ORIGEN2 による PWR 燃料燃焼計算結果に適用する核種組成補正因子の導出」、JAERI-Tech 2001-074 (2001).
- 4) 林高史、須山賢也、望月弘樹、野村靖、「燃焼履歴が使用済燃料の反応度に及ぼす影響」、JAERI-Tech 2001-041 (2001).
- 5) T.Kuroishi, A.T.Hoang, Y.Nomura and H.Okuno, "Extended Calculations on

- OECD/NEA Phase II-C Burnup Credit Criticality Benchmark Problem for PWR Spent Fuel Transport Cask by Using MCNP-4B2 Code and JENDL-3.2 Library," JAERI-Tech 2003-021 (2003).
- 6) 野村 靖、村崎 穂、奥野浩、「燃焼度クレジット評価のための等価均一燃焼度及び等価初期濃縮度に関するデータの整備」、JAERI-Data/Code 2001-029 (2001).
  - 7) (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 (2000).
  - 8) <http://www.nea.fr/html/science/wpnscs/specifications/phase2C>
  - 9) C.H.Kang and D.B.Lancaster, "Depletion and Package Modeling Assumptions for Actinide-only Burnup Credit," DOE/RW-0495, U. S. Department of Energy (1997).
  - 10) M.Takano and H.Okuno, "OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark – Result of Phase IIA -," JAERI-Research 96-003 (1996).
  - 11) Y.Naito, M.Takano, M.Kurosawa and T.Suzaki, "Study on the Criticality Safety Evaluation Method for Burnup Credit in Japan," Nucl. Technol., 110, 40 (1995).
  - 12) T.Kuroishi, A.T.Hoang, Y.Nomura and H.Okuno,"Extended Calculations of OECD/NEA Phase II-C Burnup Credit Criticality Benchmark Problem for PWR Spent Fuel Transport Cask by Using MCNP-4B2 Code and JENDL-3.2 Library," JAERI-Tech 2003-021 (2003).
  - 13) Ed. by J. F. Briesmeister, *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 4B LA-12625-M*, Los Alamos National Laboratory, (1997).
  - 14) T. Nakagawa, K. Shibata, S. Chiba, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 32[12], 1259 (1995).
  - 15) K.J.Notz, "ORIGEN2, Version 2.1 Release Notes," CCC-371,pp. 200 – 208 (1991).
  - 16) C.V.Parks, "SCALE-4.3: Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation for Workstations and Personal Computers," CCC-545 (1995).
  - 17) 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 (1999).

# 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
物質量	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 <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
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	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
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	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	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
トント	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
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

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

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

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

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

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

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

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

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

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

(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、1eVおよび1u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。
- EC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 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネ ルギー ・仕 事 ・熱 量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)	
								1	= 4.184 J (熱化学)
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>		= 4.1855 J (15 °C)
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>		= 4.1868 J(国際蒸気表)
	$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>		仕事率 1 PS(仏馬力)
	4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$		= 75 kgf·m/s
	1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$		= 735.499 W
	1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$		
	$1.60218 \times 10^{-19}$	$1.63377 \times 10^{-20}$	$4.45050 \times 10^{-26}$	$3.82743 \times 10^{-20}$	$1.51857 \times 10^{-22}$	$1.18171 \times 10^{-19}$	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	$2.70270 \times 10^{-11}$		1	100
	$3.7 \times 10^{10}$	1	0.01	1	

照 射 線 量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	$2.58 \times 10^{-4}$	1			

(86年12月26日現在)

使用済燃料の燃焼度分布を考慮した臨界安全評価—各種燃焼度設定方法の検討(一)（受託研究）

R100

古紙配合率100%  
白色度70%再生紙を使用しています。