

JAERI - M
94-018

燃焼燃料の臨界量の推定
(受託研究)

1994年3月

小室 雄一・内藤 俣孝・黒澤 正義
酒井 友宏*・田仲 昇一**

JAERI-M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。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1994

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 榎原子力資料サービス

燃焼燃料の臨界量の推定

日本原子力研究所東海研究所燃料サイクル安全工学部

小室 雄一・内藤 倣孝・黒澤 正義

酒井 友宏*・田仲 昇**

(1994年1月31日受理)

臨界安全管理において燃料が燃焼していることを考慮することの有効性を示すため、軽水炉で燃焼した燃料の臨界量を算出した。この計算に先立ち、軽水炉使用済み燃料中のアクチノイド核種の分析データを集め、臨界安全性の観点で安全側の結果を与える核種組成を決定した。核分裂生成物については、その物理的及び化学的性質を検討し、臨界安全評価計算の際に使用してもよい核種を約10核種選定した。以上の方法で求めた核種組成を用いて算出した臨界質量は、燃焼度が高くなるに従って大きくなることが分かった。

この報告書は、電源開発促進対策特別会計法に基づく科学技術庁からの受託として行った研究成果の一部である。

東海研究所：〒319-11 茨城県那珂郡東海村白方字白根2-4

* (株)日本総合研究所

** 三菱マテリアル(株)

Estimation of Critical Mass of Burned-up Fuel

Yuichi KOMURO, Yoshitaka NAITO, Masayoshi KUROSAWA
Tomohiro SAKAI* and Shoichi TANAKA**

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

(Received January 31, 1994)

Critical masses of burned-up fuel of light water reactors (LWR) were calculated to show the effectiveness of taking burned-up rate into account for criticality safety control. Prior to the calculation, assay data of isotopic compositions of actinides in spent fuel of LWRs were collected, and the compositions were determined to give conservative calculated results from the criticality safety point of view. Concerning fission products, their physical and chemical properties were examined, about 10 isotopes which may be used for criticality safety calculation were selected. By using the isotopic compositions of actinides and selected fission products obtained in the above manner, critical masses were calculated and the results show that the critical mass increases with burn-up rate.

Keywords: Critical Mass, Burned-up Fuel, 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.

* The Japan Research Institute, Limited

** Mitsubishi Materials Corporation

目 次

1. はじめに	1
2. 燃焼燃料のアクチノイド核種組成の推定	1
3. 臨界安全評価に使用できる FP 核種	2
3.1 FP 核種の選定	2
3.2 FP 核種の臨界量への影響	3
4. 燃焼燃料の臨界下限質量の計算	4
4.1 計算対象	4
4.2 計算方法	4
4.3 原子個数密度	4
4.4 計算結果	4
5. おわりに	5
謝 辞	6
参考文献	7

Contents

1. Introduction	1
2. Evaluation of Actinides in Burned-up Fuel	1
3. Selection of Fission Products for Criticality Analysis	2
3.1 Selection of Fission Products	2
3.2 An Effect of Fission Products on Criticality Sizes	3
4. Calculation of Subcritical Mass Limits for Burned-up Fuel	4
4.1 Typical Fuel Forms Selected for the Calculation	4
4.2 Calculational Details	4
4.3 Atomic Number Densities	4
4.4 Calculated Subcritical Mass Limits	4
5. Summary	5
Acknowledgement	6
References	7

1. はじめに

わが国の使用済み燃料の貯蔵、輸送、再処理の各工程における臨界安全評価においては、燃料は燃焼していないという仮定が従来しばしば用いられてきた。近年、軽水炉燃料が高燃焼度化され、それに伴い濃縮度も増大されてきている。この高燃焼した燃料の臨界安全評価を濃縮度の高い新燃料と仮定して行うことは、安全裕度の取り過ぎとなり、プラントの経済設計の観点から見直しが行われている。燃焼度の高い燃料では、核分裂性核種の減少と核分裂生成物（以下FPという）の増大により、反応度値が未照射燃料に比して著しく減少する。この効果を考慮すると、燃焼燃料の臨界質量や臨界形状寸法等が新燃料に比べて大幅に増大することが分かる。

図1.1 にBWR燃料集合体の中性子増倍率の燃焼に伴う変化の計算結果の例を示す¹⁾。これはモンテカルロ法による燃焼計算コード MKENO-BURN²⁾ の計算結果である。温度は定格運転状態のものであり、減速材ボイド率は40%である。8[GWd/t] 近傍まで中性子増倍率が增大しているのは、可燃性毒物ガドリニアの燃焼によるものである。従来は、可燃性毒物は存在しないでしかも未照射燃料であると仮定して臨界安全評価を行ってきた。可燃性毒物が燃料に含まれないと仮定したときの中性子増倍率は 図1.1 の点線で示すように燃焼に対して単調に減少する。未照射燃料と燃焼燃料の中性子増倍率の差は燃焼とともに大きく変化する。そこで本報告書では、燃焼の増大に伴う臨界量の増大を計算することにより、臨界管理における燃焼の効果を定量的に検討するための素材を提供する。

燃焼燃料の臨界計算をするためには、燃焼燃料の核種組成が必要である。本報告では、アクチノイド核種については、軽水動力炉使用済み燃料の化学分析結果を参考にして求めた。FP核種については、ORIGEN2コードによる計算結果を基に、臨界安全評価の際に使用できる核種を選定した。臨界量の計算には原研で開発したJACSコードシステム³⁾を使用した。

なお、この報告書は日本原子力研究所(以下、原研)が科学技術庁から受託した「再処理施設臨界安全性実証試験」の一環として著者らが行った作業結果の一部を使用している。

2. 燃焼燃料のアクチノイド核種組成の推定

国内外の軽水動力炉の使用済み燃料の核種分析の結果を収集して、燃焼燃料中の核種組成を推定した。データを入手した原子炉は Oburigheim炉(PWR、ドイツ)、Gundremingen炉(BWR、ドイツ)、美浜3号炉及び玄海1号炉(PWR、日本)の4つである。燃焼燃料中のアクチノイド核種の燃焼に伴う変化を 図2.1 から 図2.6 に示す¹⁾。また、これらの図には、臨界安全評価において結果を安全側に算出する核種組成の値(図中実線で示される値)が示してある。この安全側となる核種組成を各燃焼ごとに 表2 に示す。ここに示す値は取り出し直後の核種組成、すなわち冷却時間がゼロに相当するものであ

1. はじめに

わが国の使用済み燃料の貯蔵、輸送、再処理の各工程における臨界安全評価においては、燃料は燃焼していないという仮定が従来しばしば用いられてきた。近年、軽水炉燃料が高燃焼度化され、それに伴い濃縮度も増大されてきている。この高燃焼した燃料の臨界安全評価を濃縮度の高い新燃料と仮定して行うことは、安全裕度の取り過ぎとなり、プラントの経済設計の観点から見直しが行われている。燃焼度の高い燃料では、核分裂性核種の減少と核分裂生成物（以下FPという）の増大により、反応度値が未照射燃料に比して著しく減少する。この効果を考慮すると、燃焼燃料の臨界質量や臨界形状寸法等が新燃料に比べて大幅に増大することが分かる。

図1.1 にBWR燃料集合体の中性子増倍率の燃焼に伴う変化の計算結果の例を示す¹⁾。これはモンテカルロ法による燃焼計算コード MKENO-BURN²⁾ の計算結果である。温度は定格運転状態のものであり、減速材ボイド率は40%である。8[GWd/t] 近傍まで中性子増倍率が增大しているのは、可燃性毒物ガドリニアの燃焼によるものである。従来は、可燃性毒物は存在しないでしかも未照射燃料であると仮定して臨界安全評価を行ってきた。可燃性毒物が燃料に含まれないと仮定したときの中性子増倍率は 図1.1 の点線で示すように燃焼に対して単調に減少する。未照射燃料と燃焼燃料の中性子増倍率の差は燃焼とともに大きく変化する。そこで本報告書では、燃焼の増大に伴う臨界量の増大を計算することにより、臨界管理における燃焼の効果を定量的に検討するための素材を提供する。

燃焼燃料の臨界計算をするためには、燃焼燃料の核種組成が必要である。本報告では、アクチノイド核種については、軽水動力炉使用済み燃料の化学分析結果を参考にして求めた。FP核種については、ORIGEN2コードによる計算結果を基に、臨界安全評価の際に使用できる核種を選定した。臨界量の計算には原研で開発したJACSコードシステム³⁾を使用した。

なお、この報告書は日本原子力研究所(以下、原研)が科学技術庁から受託した「再処理施設臨界安全性実証試験」の一環として著者らが行った作業結果の一部を使用している。

2. 燃焼燃料のアクチノイド核種組成の推定

国内外の軽水動力炉の使用済み燃料の核種分析の結果を収集して、燃焼燃料中の核種組成を推定した。データを入手した原子炉は Oburigheim炉(PWR、ドイツ)、Gundren ingen炉(BWR、ドイツ)、美浜3号炉及び玄海1号炉(PWR、日本)の4つである。燃焼燃料中のアクチノイド核種の燃焼に伴う変化を 図2.1 から 図2.6 に示す¹⁾。また、これらの図には、臨界安全評価において結果を安全側に算出する核種組成の値(図中実線で示される値)が示してある。この安全側となる核種組成を各燃焼ごとに 表2 に示す。ここに示す値は取り出し直後の核種組成、すなわち冷却時間がゼロに相当するものであ

る。 ^{241}Pu は半減期14.4年で ^{241}Am に変化するが、これは中性子反応度を減少させるものであり、冷却時間をゼロとする仮定は、臨界評価の上では安全側の仮定となっている。この安全側の核種組成はPWRとBWRどちらの炉の使用済燃料にも適用できる。しかし、この値は原研の検討結果として求められたものであり、未だ多くの研究者の検討を受けているものではない。一方、日本の「臨界安全ハンドブック」⁴⁾には、PWRに適用できるという限定つきではあるが、臨界安全評価において結果が安全側となる核種組成が表示されている。両者の値には大きな差はないが、3章以降の計算では「臨界安全ハンドブック」に記載されている核種組成の値を用いて臨界量を算出する。

3. 臨界安全評価に使用できるFP核種

3.1 FP核種の選定

使用済み燃料中に含まれるFP核種を、PWRを例にとり ORIGEN2コード⁵⁾で計算した。その結果を中性子吸収割合の多い順に並べて表3.1に示す。表中の全ての核種を臨界安全評価に使用することは、FP生成量の計算精度及び評価作業の煩雑さから望ましくない。そこで10核種程度を目安に、臨界安全評価に使用できるFP核種を選定した。はじめに、以下に示すFP核種は、選定の対象から除外した。

① 中性子吸収量の小さいもの

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

② 寿命の短いもの

予想される炉取出し後の期間における減衰を無視できないFP核種は除外する(半減期が3万年以下のFP核種)。半減期が3万年を超えるFP核種は、40年経過しても炉取出し時のFP量の99.9%以上が残留しているので、減衰による反応度上昇は無視できる。なお炉取出し後数年以上経過したとき、中性子吸収量上位10核種のうち標記基準に該当する核種は ^{147}Pm (半減期2.6年)だけであるが、それを無視することによる影響は小さい。

③ 気体状または揮発性のもの

気体状のFP核種として Kr、Xe、揮発性核種として Br、I がある。これらの核種(元素)は燃料棒内のペレットから放出されて、ガスペナム等に分布(または破損燃料の場合には燃料棒外に放出)することが考えられるので、燃料領域に存在することを保証する

る。 ^{241}Pu は半減期14.4年で ^{241}Am に変化するが、これは中性子反応度を減少させるものであり、冷却時間をゼロとする仮定は、臨界評価の上では安全側の仮定となっている。この安全側の核種組成はPWRとBWRどちらの炉の使用済燃料にも適用できる。しかし、この値は原研の検討結果として求められたものであり、未だ多くの研究者の検討を受けているものではない。一方、日本の「臨界安全ハンドブック」⁴⁾には、PWRに適用できるという限定つきではあるが、臨界安全評価において結果が安全側となる核種組成が表示されている。両者の値には大きな差はないが、3章以降の計算では「臨界安全ハンドブック」に記載されている核種組成の値を用いて臨界量を算出する。

3. 臨界安全評価に使用できるFP核種

3.1 FP核種の選定

使用済み燃料中に含まれるFP核種を、PWRを例にとり ORIGEN2コード⁵⁾で計算した。その結果を中性子吸収割合の多い順に並べて表3.1に示す。表中の全ての核種を臨界安全評価に使用することは、FP生成量の計算精度及び評価作業の煩雑さから望ましくない。そこで10核種程度を目安に、臨界安全評価に使用できるFP核種を選定した。はじめに、以下に示すFP核種は、選定の対象から除外した。

① 中性子吸収量の小さいもの

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

② 寿命の短いもの

予想される炉取出し後の期間における減衰を無視できないFP核種は除外する(半減期が3万年以下のFP核種)。半減期が3万年を超えるFP核種は、40年経過しても炉取出し時のFP量の99.9%以上が残留しているので、減衰による反応度上昇は無視できる。なお炉取出し後数年以上経過したとき、中性子吸収量上位10核種のうち標記基準に該当する核種は ^{147}Pm (半減期2.6年)だけであるが、それを無視することによる影響は小さい。

③ 気体状または揮発性のもの

気体状のFP核種として Kr、Xe、揮発性核種として Br、I がある。これらの核種(元素)は燃料棒内のペレットから放出されて、ガスペナム等に分布(または破損燃料の場合には燃料棒外に放出)することが考えられるので、燃料領域に存在することを保証する

ことはできない。

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(Rb, Te, Cd, Sb, Ag)。これらの核種(元素)は燃料被覆管の内面に付着して、燃料取扱い等の衝撃のために内面から離脱することがあるので、燃料領域にそのまま存在することを保証することはできない。

以上①～④に述べたはF P核種は使用済燃料の輸送・貯蔵の臨界安全評価の場合に除外する。再処理施設の溶解・清澄以降の工程の場合にはさらに次に掲げるF P核種も除外する。

⑤ 不溶解残渣となるもの

溶解時に不溶解残渣を構成する可能性のあるF P核種(Mo, Tc, Ru, Rh, Pd)。これらの核種(元素)はhexagonal Mo-(Tc+Ru)-(Rh+Pd)として使用済み燃料の硝酸溶解後の残渣成分として確認されている。これらは溶解工程で分離される可能性があるため、燃料領域内に存在することを保証することはできない。

以上のようなF P核種を選択の対象から除外することにより、臨界安全性評価に使用できるF P核種として、表3.2に○印で示すものが残った。×印の付いた核種は、貯蔵・輸送の臨界安全評価の際にはその存在を仮定してよいが、再処理施設の溶解・清澄以降の工程の臨界安全評価には使用すべきではない。表3.2に挙げた各F P核種の中性子吸収量とすべてのF P核種の中性子吸収量に対する割合を表3.3に示す。この表に示す値はPWR燃料集合体を水中に配列した場合のものである。燃焼度30[GWd/t]のPWR用UO₂燃料中のF P量を表3.4に示す。

3.2 F P核種の臨界量への影響

この検討は種々なされているが、ここでは日揮㈱の三谷等が国際シンポジウム(1987)で報告⁶⁾したものの結果のみを示す。この際に考慮されたF P核種は表3.5に示す19核種である。図3.1は直径22.3cmの溶解槽のバスケットに種々の燃焼度のPWR燃料を装荷した場合の中性子増倍率の燃焼度に対する変化を示す。バスケットの直径は、新燃料を装荷した場合に約0.9になるように設定されている。燃焼に伴う中性子増倍率の減少は、主として、核分裂性物質の減少と核分裂生成物の増大に起因するが、それぞれの中性子増倍率の減少に与える影響は図3.1では約2:1となっている。この結果を用いて、中性子増倍率が0.9となるバスケットの直径を各燃焼度の燃料に対して求めたものが図3.2である。この図から、燃焼度が30[GWd/t]の場合のバスケットの直径の新燃

料の場合に対する比は、アクチノイドの変化のみを考慮した場合には 1.4 倍であり、FP の変化も含めて考慮した場合には 1.9 倍となる。この直径の違いを溶解槽の処理容量の違いとして、アクチノイドの変化のみを考慮した場合と FP の変化も含めて考慮した場合の比率を 図3.3 に示す。この図から、燃焼度が 30[GWd/t] 以上になると比率が急激に大きくなることが分かる。

4. 燃焼燃料の臨界下限質量の計算

4.1 計算対象

使用済軽水炉燃料を取扱う代表的工程として 表4.1 に示す 3 つの工程を考え、各工程における典型的な燃料化学形態を計算の対象とした。燃料の詳細な仕様は 表4.2 のように設定した。

4.2 計算方法

計算の手順を 表4.3 に示す。①初めに燃料の組成、燃焼度等に応じた原子個数密度を計算する。②続いて燃料の無限増倍率 k_{∞} 、拡散係数 D 、移動面積 M^2 を計算する。③これら 3 つの値を 表4.4 に示す式に代入して $k_{eff}=0.98$ に相当する燃料質量を求める。0.98とは、「臨界安全ハンドブック」に記載されている無限体系の推定臨界下限増倍率(この値以下であれば未臨界と判断できる中性子増倍率)に等しい。

以上の手順のうち①及び②の計算の流れを、使用する計算コード名と併せて 図4.1 に示す。図中の各コードは原研の臨界安全性評価コードシステム JACS の中に用意されている。均質燃料と非均質燃料とでは計算の方法が異なり、前者の場合には図の左側の経路、後者の場合には右側の経路を通る。

均質燃料の場合には初めに MAIL3.0⁷⁾ を実行して燃料の原子個数密度を求めるとともに、臨界因子簡易計算コード SIMCRI⁸⁾ のための断面積セットを作成する。SIMCRI の出力として燃料の拡散係数 D 、移動面積 M^2 、無限増倍率 k_{∞} を得る。

非均質燃料の場合は MAIL3.0 と SIMCRI の間にさらに 2 つの手続きが加わる。MAIL3.0 が作成したペレット及び水減速材の断面積セットを参照して 1次元 Snコード ANISN⁹⁾ を実行して、ペレット-水・単位正方格子の均質化断面積セット(ANISN型の記録形式)を求める。これを REMAIL¹⁰⁾ を介して SIMCRI が読み込み可能なKENO型記録形式に変換する。これ以降は均質燃料と同じである。

4.3 原子個数密度

軽水炉用新燃料(UO₂ ペレット)は燃焼が進むにつれてその組成が変化する。ペレット中のウランは数パーセントの ²³⁵U と残りの ²³⁸U から成る。²³⁵U の一部は熱中性子を吸収して核分裂を起こした後に、中性子を放出するとともに FP を生成する。²³⁸U

料の場合に対する比は、アクチノイドの変化のみを考慮した場合には 1.4 倍であり、FP の変化も含めて考慮した場合には 1.9 倍となる。この直径の違いを溶解槽の処理容量の違いとして、アクチノイドの変化のみを考慮した場合と FP の変化も含めて考慮した場合の比率を 図3.3 に示す。この図から、燃焼度が 30[GWd/t] 以上になると比率が急激に大きくなることが分かる。

4. 燃焼燃料の臨界下限質量の計算

4.1 計算対象

使用済軽水炉燃料を取扱う代表的工程として 表4.1 に示す 3 つの工程を考え、各工程における典型的な燃料化学形態を計算の対象とした。燃料の詳細な仕様は 表4.2 のように設定した。

4.2 計算方法

計算の手順を 表4.3 に示す。①初めに燃料の組成、燃焼度等に応じた原子個数密度を計算する。②続いて燃料の無限増倍率 k_{∞} 、拡散係数 D 、移動面積 M^2 を計算する。③これら 3 つの値を 表4.4 に示す式に代入して $k_{eff}=0.98$ に相当する燃料質量を求める。0.98とは、「臨界安全ハンドブック」に記載されている無限体系の推定臨界下限増倍率(この値以下であれば未臨界と判断できる中性子増倍率)に等しい。

以上の手順のうち①及び②の計算の流れを、使用する計算コード名と併せて 図4.1 に示す。図中の各コードは原研の臨界安全性評価コードシステム JACS の中に用意されている。均質燃料と非均質燃料とでは計算の方法が異なり、前者の場合には図の左側の経路、後者の場合には右側の経路を通る。

均質燃料の場合には初めに MAIL3.0⁷⁾ を実行して燃料の原子個数密度を求めるとともに、臨界因子簡易計算コード SIMCRI⁸⁾ のための断面積セットを作成する。SIMCRI の出力として燃料の拡散係数 D 、移動面積 M^2 、無限増倍率 k_{∞} を得る。

非均質燃料の場合は MAIL3.0 と SIMCRI の間にさらに 2 つの手続きが加わる。MAIL3.0 が作成したペレット及び水減速材の断面積セットを参照して 1 次元 Snコード ANISN⁹⁾ を実行して、ペレット-水・単位正方格子の均質化断面積セット(ANISN型の記録形式)を求める。これを REMAIL¹⁰⁾ を介して SIMCRI が読み可能な KENO型記録形式に変換する。これ以降は均質燃料と同じである。

4.3 原子個数密度

軽水炉用新燃料(UO₂ ペレット)は燃焼が進むにつれてその組成が変化する。ペレット中のウランは数パーセントの ²³⁵U と残りの ²³⁸U から成る。²³⁵U の一部は熱中性子を吸収して核分裂を起こした後に、中性子を放出するとともに FP を生成する。²³⁸U

は中性子を吸収した後に、いくつかの過程を経てプルトニウムに変わる。

燃焼燃料の原子個数密度を求めるためには、これらの中性子反応に関わる定量データが必要になる。燃焼に伴う ^{235}U の減損とプルトニウムの生成に関わるデータ(表4.5、表4.6)は「臨界安全ハンドブック」から引用した。生成されるFPの種類は非常に多いが、本計算では表3.2の○印及び△印を付した核種に限定した。燃焼度15及び30 [GWd/t]の UO_2 燃料に含まれるこれらFP核種の量を表4.7に示す。但し、この表を均質 UO_2 (NO_3)₂- $\text{Pu}(\text{NO}_3)$ ₄水溶液の原子個数密度計算に適用する場合は ^{103}Rh , ^{99}Tc , ^{95}Mo (表3.2で×印を付した核種)の存在を無視した。また表4.1に示すように、均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)$ ₄水溶液は再処理施設のプルトニウム精製工程で取扱われる代表的物質として取上げたが、この工程では既にFPが除去されているため、FPの存在を考慮した計算は実施しなかった。

4.4 計算結果

非均質 UO_2 ペレット- H_2O 体系のペレット間隔に対する k_∞ の変化を図4.2に、 $k_{\text{eff}}=0.98$ を与える(U+Pu)質量曲線を図4.3に示す。均質 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ - $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液体系の(U+Pu)濃度に対する k_∞ の変化を図4.4に、 $k_{\text{eff}}=0.98$ を与える(U+Pu)質量曲線を図4.5に示す。均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液体系のPu濃度に対する k_∞ の変化を図4.6に、 $k_{\text{eff}}=0.98$ を与えるPu質量曲線を図4.7に示す。図4.2から図4.5の中に示した凡例でFPと表示してあるのはFPの存在を考慮した計算結果、NO-FPと表示してあるのはFPの存在を無視した計算結果である。図4.6及び図4.7の曲線はすべてFPの存在を無視した(すなわちNO-FP)計算結果である。

以上の結果は、 ^{235}U の減損とプルトニウムの生成を考慮した燃焼燃料の臨界下限質量は、燃焼度が高くなるに従って新燃料の臨界下限質量よりも大きくなることを定量的に示している。さらに、FPの生成を加味すればその中性子吸収効果によって、臨界下限質量はより大きくなることも示している。

5. おわりに

軽水炉燃料を対象として、臨界安全管理において燃料が燃焼していることを考慮することの効果を示すため、燃焼燃料の臨界量を算出した。はじめに、軽水炉使用済燃料中のアクチノイド核種組成の分析結果を調査・収集し、臨界の観点で安全側の結果を与える核種組成を求めた。FP核種についてはORIGEN-2コードにより燃焼度依存の組成を求め、その中から臨界安全評価計算の際に使用してよい核種を選定した。以上の方法で求めた燃焼燃料の核種組成を用いて臨界量の燃焼に伴う変化を算出し、臨界量が燃料の燃焼度により大きく異なることを示した。

は中性子を吸収した後に、いくつかの過程を経てプルトニウムに変わる。

燃焼燃料の原子個数密度を求めるためには、これらの中性子反応に関わる定量データが必要になる。燃焼に伴う ^{235}U の減損とプルトニウムの生成に関わるデータ(表4.5、表4.6)は「臨界安全ハンドブック」から引用した。生成されるFPの種類は非常に多いが、本計算では表3.2の○印及び△印を付した核種に限定した。燃焼度15及び30 [GWd/t]の UO_2 燃料に含まれるこれらFP核種の量を表4.7に示す。但し、この表を均質 UO_2 (NO_3)₂- $\text{Pu}(\text{NO}_3)$ ₄水溶液の原子個数密度計算に適用する場合は ^{103}Rh , ^{99}Tc , ^{95}Mo (表3.2で×印を付した核種)の存在を無視した。また表4.1に示すように、均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)$ ₄水溶液は再処理施設のプルトニウム精製工程で取扱われる代表的物質として取上げたが、この工程では既にFPが除去されているため、FPの存在を考慮した計算は実施しなかった。

4.4 計算結果

非均質 UO_2 ペレット- H_2O 体系のペレット間隔に対する k_∞ の変化を図4.2に、 $k_{\text{eff}}=0.98$ を与える(U+Pu)質量曲線を図4.3に示す。均質 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)$ ₂- $\text{Pu}(\text{NO}_3)$ ₄水溶液体系の(U+Pu)濃度に対する k_∞ の変化を図4.4に、 $k_{\text{eff}}=0.98$ を与える(U+Pu)質量曲線を図4.5に示す。均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)$ ₄水溶液体系のPu濃度に対する k_∞ の変化を図4.6に、 $k_{\text{eff}}=0.98$ を与えるPu質量曲線を図4.7に示す。図4.2から図4.5の中に示した凡例でFPと表示してあるのはFPの存在を考慮した計算結果、NO-FPと表示してあるのはFPの存在を無視した計算結果である。図4.6及び図4.7の曲線はすべてFPの存在を無視した(すなわちNO-FP)計算結果である。

以上の結果は、 ^{235}U の減損とプルトニウムの生成を考慮した燃焼燃料の臨界下限質量は、燃焼度が高くなるに従って新燃料の臨界下限質量よりも大きくなることを定量的に示している。さらに、FPの生成を加味すればその中性子吸収効果によって、臨界下限質量はより大きくなることも示している。

5. おわりに

軽水炉燃料を対象として、臨界安全管理において燃料が燃焼していることを考慮することの効果を示すため、燃焼燃料の臨界量を算出した。はじめに、軽水炉使用済燃料中のアクチノイド核種組成の分析結果を調査・収集し、臨界の観点で安全側の結果を与える核種組成を求めた。FP核種についてはORIGEN-2コードにより燃焼度依存の組成を求め、その中から臨界安全評価計算の際に使用してよい核種を選定した。以上の方法で求めた燃焼燃料の核種組成を用いて臨界量の燃焼に伴う変化を算出し、臨界量が燃料の燃焼度により大きく異なることを示した。

謝 辞

本報告書に述べた成果は、昭和63年度と平成元年度の2年間にわたり、臨界安全性専門部会の下に設置された臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ・第1サブワーキンググループの検討を受けた。板原国幸グループリーダー(昭和63年度、三菱原子力工業㈱)、西堀俊雄グループリーダー(平成元年度、日本ニュークリア・フュエル㈱)はじめ委員各位に深く謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) 内藤倣孝、黒澤正義、金子俊幸、"軽水炉使用済燃料中の核種組成データ集,"
JAERI-M 93-061(1993)
- 2) K.Matsumoto, Y.Naito, T.Kaneko, "MKENO-BURN : Nuclear Fuel Bundle Burn-up
Calculation Code by Monte Carlo Method," (to be published)
- 3) J.Katakura, Y.Naito, and Y.Komuro, *Trans. Am. Nucl. Soc.*, vol.41, p329
(1982)
- 4) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課 編、"臨界安全ハンドブック"、にっかん書
房 (1988)
- 5) A.G.Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code," ORNL/TM-7175
(1980)
- 6) S.Shimura, D.Shimakura, T.Mitani, K.Sekine and N.Nakazawa, "Effect of
Fission Products on Criticality Safety in LWR Fuel Reprocessing,"
International Seminar on Nuclear Criticality Safety, Tokyo, Japan(1987)
- 7) 小室雄一、他、"断面積セット作成プログラム MAIL3.0 使用手引書,"
JAERI-M 90-126(1990)
- 8) S.Nakamaru, N.Sugawara, Y.Naito, J.Katakura and H.Okuno, "SIMCRI: A Simple
Computer Code for Calculating Nuclear Criticality Parameters," JAERI-M
86-027(1986)
- 9) K.Koyama, K.Minami, Y.Taji and S.Miyasaka, "RADHEAT-V3, A Code System for
Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing
Radiation Transport," JAERI-M 7155(1977)
- 10) Y.Naito, *et al.*, "MGCL-PROCESSOR: A Computer Code System for Processing
Multigroup Constants Library MGCL," JAERI-M 9396(1981)

表2 使用済燃料中の同位体組成 (安全側の仮定)

Burnup (GWD/MTU)	$\frac{^{235}\text{U}}{\text{U}}$ $(^{235}\text{U}/\text{U})_{\text{initial}}$	$\frac{\text{Pu}}{\text{U}}$	$\frac{^{239}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{240}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{241}\text{Pu}}{\text{Pu}}$	$\frac{^{242}\text{Pu}}{\text{Pu}}$
0	1.0	0	1	0	0	0
5	0.87	0.003	0.90	0.07	0.03	0
15	0.60	0.008	0.75	0.15	0.09	0.01
30	0.35	0.011	0.60	0.21	0.15	0.04
40	0.25	0.012	0.55	0.23	0.16	0.06

表 3.1 PWR 使用済燃料中の FP 核種の中性子吸収割合の順位

NUC1.	TABLE: ABS. RATE. NEUTRONS/SEC. COOLING OF 30 GWD/T BURNUP FUEL					"30 GWD/T" 0.5YR 4.0YR 10.0YR 30.0YR					
	"30 GWD/T"	0.5YR	4.0YR	10.0YR	30.0YR	"30 GWD/T"	0.5YR	4.0YR	10.0YR	30.0YR	
1	XE135	SM149	SM149	SM149	SM149	31	I129	MO 97	PD107	MO 97	IN115
	(18.78%)	(12.94%)	(12.96%)	(12.80%)	(12.58%)		(0.35%)	(0.39%)	(0.31%)	(0.39%)	(0.25%)
2	RH103	RH103	RH103	RH103	RH103	32	MO 97	PD107	CS134	PD107	GD154
	(9.02%)	(12.09%)	(12.16%)	(12.01%)	(11.80%)		(0.33%)	(0.31%)	(0.29%)	(0.30%)	(0.16%)
3	ND143	ND143	ND143	ND143	GD155	33	CD113	IN115	ND144	ND144	BA137
	(8.58%)	(10.64%)	(10.66%)	(10.53%)	(11.60%)		(0.32%)	(0.26%)	(0.26%)	(0.26%)	(0.15%)
4	SM149	CS133	CS133	GD155	ND143	34	GD157	ND144	IN115	IN115	ND148
	(7.02%)	(7.17%)	(7.18%)	(9.04%)	(10.34%)		(0.30%)	(0.21%)	(0.26%)	(0.26%)	(0.14%)
5	PM147	XE131	XE131	CS133	CS133	35	PD107	ND148	EU151	ND148	EU154
	(6.13%)	(7.07%)	(7.08%)	(7.09%)	(6.97%)		(0.25%)	(0.15%)	(0.22%)	(0.15%)	(0.14%)
6	CS133	PM147	GD155	XE131	XE131	36	IN115	MO 98	ND148	MO 98	MO 98
	(5.90%)	(6.81%)	(5.25%)	(6.99%)	(6.87%)		(0.21%)	(0.14%)	(0.15%)	(0.14%)	(0.14%)
7	XE131	TC 99	TC 99	TC 99	TC 99	37	ND144	I127	MO 98	I127	I127
	(5.77%)	(5.17%)	(5.18%)	(5.11%)	(5.02%)		(0.14%)	(0.13%)	(0.14%)	(0.13%)	(0.13%)
8	TC 99	SM151	SM151	SM152	SM152	38	ND148	ZR 91	I127	ZR 91	ZR 91
	(4.28%)	(4.71%)	(4.59%)	(4.49%)	(4.42%)		(0.12%)	(0.13%)	(0.14%)	(0.13%)	(0.13%)
9	SM151	SM152	SM152	SM151	SM151	39	MO 98	RU102	ZR 91	RU102	RU102
	(3.87%)	(4.54%)	(4.55%)	(4.33%)	(3.65%)		(0.12%)	(0.13%)	(0.13%)	(0.13%)	(0.12%)
10	SM152	EU153	EU153	EU153	EU153	40	XE133	ZR 96	RU102	ZR 96	ZR 96
	(3.78%)	(3.01%)	(3.02%)	(2.98%)	(2.93%)		(0.11%)	(0.11%)	(0.13%)	(0.11%)	(0.11%)
11	ND145	ND145	ND145	ND145	ND145	41	PR143	MO100	ZR 96	GD154	MO100
	(2.49%)	(2.99%)	(3.00%)	(2.96%)	(2.91%)		(0.11%)	(0.10%)	(0.11%)	(0.11%)	(0.10%)
12	EU153	MO 95	PM147	SM147	SM147	42	I127	PM148M	MO100	MO100	RU104
	(2.48%)	(2.31%)	(2.70%)	(2.44%)	(2.53%)		(0.11%)	(0.09%)	(0.10%)	(0.10%)	(0.08%)
13	SM150	SM150	MO 95	MO 95	MO 95	43	RU102	RU104	RU104	RU104	SM148
	(1.70%)	(2.04%)	(2.40%)	(2.37%)	(2.32%)		(0.11%)	(0.09%)	(0.09%)	(0.08%)	(0.08%)
14	PM148M	AG109	SM150	SM150	SM150	44	ZR 91	SM148	SM148	SM148	ND146
	(1.65%)	(1.63%)	(2.04%)	(2.02%)	(1.98%)		(0.10%)	(0.08%)	(0.08%)	(0.08%)	(0.07%)
15	MO 95	EU154	SM147	AG109	AG109	45	ZR 96	ND146	ND146	ND146	PD104
	(1.64%)	(1.58%)	(1.93%)	(1.61%)	(1.58%)		(0.09%)	(0.07%)	(0.07%)	(0.07%)	(0.07%)
16	EU155	EU155	AG109	RU101	RU101	46	MO100	PD104	PD104	PD104	GD156
	(1.39%)	(1.56%)	(1.63%)	(1.54%)	(1.51%)		(0.08%)	(0.07%)	(0.07%)	(0.07%)	(0.07%)
17	EU154	RU101	RU101	PR141	EU151	47	RU103	GD156	GD156	GD156	BA134
	(1.37%)	(1.55%)	(1.56%)	(0.95%)	(1.39%)		(0.07%)	(0.07%)	(0.07%)	(0.07%)	(0.06%)
18	AG109	PR141	EU154	PD105	PR141	48	PM149	BR 81	BR 81	BA137	BR 81
	(1.35%)	(0.96%)	(1.20%)	(0.79%)	(0.94%)		(0.07%)	(0.06%)	(0.06%)	(0.07%)	(0.06%)
19	RU101	CS134	PR141	EU154	PD105	49	RU104	XE132	XE132	BA134	XE132
	(1.29%)	(0.93%)	(0.97%)	(0.73%)	(0.77%)		(0.07%)	(0.06%)	(0.06%)	(0.06%)	(0.06%)
20	CS134	GD155	EU155	KR 83	KR 83	50	CD155	CE142	GD154	BR 81	CE142
	(0.92%)	(0.90%)	(0.95%)	(0.73%)	(0.71%)		(0.07%)	(0.06%)	(0.06%)	(0.06%)	(0.05%)
21	RH105	SM147	PD105	LA139	LA139						
	(0.87%)	(0.89%)	(0.80%)	(0.58%)	(0.57%)						
22	PM148	PD105	KR 83	ZR 93	ZR 93						
	(0.84%)	(0.80%)	(0.74%)	(0.57%)	(0.56%)						
23	PR141	KR 83	LA139	PM147	PD108						
	(0.76%)	(0.73%)	(0.59%)	(0.55%)	(0.52%)						
24	PD105	LA139	ZR 93	PD108	CS135						
	(0.66%)	(0.58%)	(0.58%)	(0.53%)	(0.42%)						
25	KR 83	ZR 93	PD108	EU151	I129						
	(0.61%)	(0.58%)	(0.54%)	(0.51%)	(0.42%)						
26	SM147	PD108	CS135	CS135	GD157						
	(0.54%)	(0.54%)	(0.43%)	(0.43%)	(0.41%)						
27	LA139	CS135	I129	I129	CD113						
	(0.49%)	(0.43%)	(0.43%)	(0.43%)	(0.38%)						
28	ZR 93	I129	GD157	GD157	MO 97						
	(0.48%)	(0.43%)	(0.43%)	(0.42%)	(0.38%)						
29	PD108	GD157	CD113	EU155	PD107						
	(0.45%)	(0.43%)	(0.40%)	(0.41%)	(0.30%)						
30	CS135	CD113	MO 97	CD113	ND144						
	(0.36%)	(0.40%)	(0.39%)	(0.39%)	(0.26%)						

表 3.2 臨界計算で使用する FP 核種

核種名	貯蔵・輸送	溶解・清澄	理 由 等
Sm-149	○	○	
Rh-103	○	×	燃料溶解液中の主要な非溶解残渣成分の一つ ^{注1)}
Nd-143	○	○	
Cs-133	○	○	比較的蒸発しやすい化合物 (CsI) を生成
Tc-99	○	×	燃料溶解液中の主要な非溶解残渣成分の一つ ^{注1)}
Sm-152	○	○	
Gd-155	○	○	親核種 Eu-155 の半減期 (4.68 年) が短い ^{注2)}
Nd-145	○	○	
Sm-147	○	○	親核種 Pm-147 の半減期 (2.62 年) が短い ^{注2)}
Mo-95	○	×	燃料溶解液中の主要な非溶解残渣成分の一つ ^{注1)}
Eu-153	○	○	
Sm-150	○	○	
計	12	9	

注 1) 表中の×印は使用済み燃料の貯蔵・輸送の臨界安全評価の際にはその存在を仮定してよいが、溶解・清澄以降の工程の臨界安全評価にはその存在を仮定すべきではない。

注 2) 最短の冷却期間を指定することができる場合は、その冷却期間直後の核種量を用いることができる。一方、指定することができない場合は、原子炉から燃料を取出した直後の核種を用いる。

表 3.3 全 FP 核種の中性子吸収反応量に対する各 FP 核種の吸収反応量の割合〔%〕
(PWR UO₂ 燃料; ²³⁵U 濃縮度 4.15〔wt%〕; 水中に配列した燃料集合体)

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

表 3.4 PWR UO₂ 燃料 (4.15 wt%²³⁵U) より生成される FP 量

(燃焼度 30 GWd/t , 単位: g/tU)

冷却期間	0.5 年	4 年	30 年
Sm-149	4.245	4.245	4.245
Rh-103	427.6	429.5	429.5
Nd-143	805.4	805.4	805.4
Cs-133	1053	1053.	1053.
Tc-99	715.4	715.4	715.3
Sm-152	116.7	116.7	116.7
Gd-155	0.799	4.664	10.63
Nd-145	64.23	64.23	64.23
Sm-147	73.17	158.1	213.8
Mo-95	693.2	716.4	716.4
Eu-153	93.13	93.14	93.14
Sm-150	277.2	277.2	277.2

表 3.5 臨界計算の際に考慮した FP 核種

⁹⁹ Tc, ¹⁰³ Rh, ¹⁰⁹ Ag, ¹¹³ Cd, ¹⁵¹ In, ¹³³ Cs, ¹⁴³ Nd, ¹⁴⁴ Nd, ¹⁴⁵ Nd, ¹⁴⁷ Pm, ¹⁴⁹ Sm, ¹⁵⁰ Sm, ¹⁵¹ Sm, ¹⁵² Sm, ¹⁵³ Eu, ¹⁵⁴ Eu, ¹⁵⁵ Eu, ¹⁵⁵ Gd, ¹⁵⁷ Gd
--

表 4.1 計算の対象として選択した燃料及びそれらを取扱う代表的工程

工 程	燃料化学形態
輸 送	非均質 UO_2 ペレット- H_2O * ⁽¹⁾
再処理溶解	非均質 UO_2 ペレット- H_2O 均質 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 - \text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液
再処理 Pu 精製	均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液

* (1) 長い UO_2 ペレットが水の中に多数直立している状態。

表 4.2 計算の対象として選択した燃料の詳細データ

非均質 UO_2 ペレット- H_2O

ペレット直径:	0.7 [cm]
ペレット密度:	10.412 (理論密度の 95%) [g/cm ³]
正方格子間隔:	1.0, 1.3, 1.6, 2.0 [cm]
初期ウラン濃縮度:	5 [wt%]
燃焼度:	0, 15, 30 [GWd/t]

均質 $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 - \text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液

初期ウラン濃縮度:	5 [wt%]
(U+Pu) 濃度:	500, 1000, 1500, 2000 [g(U+Pu)/ℓ]
遊離硝酸モル濃度:	0 [mol/ℓ]
燃焼度:	0, 15, 30 [GWd/t]

均質 $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液

Pu 濃度:	20, 50, 100, 300, 800 [gPu/ℓ]
遊離硝酸のモル濃度:	0 [mol/ℓ]
燃焼度:	0, 5, 15, 30, 50 [GWd/t]

表 4.3 臨界下限質量の計算手順

-
- ① 燃料の原子個数密度を計算する
- ↓
- ② 燃料の無限増倍係数 k_{∞} 、拡散係数 D 、移動面積 M^2 を計算する
- ↓
- ③ k_{∞} 、 D 及び M^2 を用いて $k_{eff} = 0.98$ に相当する質量を計算する
-

表 4.4 所定の k_{eff} に対応する形状寸法等

$$\text{球 体 積} : v = \frac{4}{3} \pi \left(\frac{\pi}{B} - \delta \right)^3$$

$$\text{ウ ラ ン 質 量} : m_U = v \cdot \rho_U$$

$$\text{プ ル ト ニ ウ ム 質 量} : m_{Pu} = v \cdot \rho_{Pu}$$

$$\text{無 限 円 柱 直 径} : d = 2 \left(\frac{2.405}{B} - \delta \right)$$

$$\text{無 限 平 板 厚 さ} : t = \frac{\pi}{B} - 2 \delta$$

ここで、

B^2 : バックリング ($B^2 = (k_{\infty}/k_{eff} - 1)/M^2$),

k_{∞} : 無限増倍率,

k_{eff} : 実効増倍率 (ここでは $k_{eff} = 0.98$ としている),

M^2 : 移動面積,

δ : 外挿距離 ($\delta = 7.1 D$),

D : 拡散係数,

ρ_U : ウラン濃度,

ρ_{Pu} : プルトニウム濃度。

表 4.5 燃焼に伴うウラン及びプルトニウムの同位体組成の変化 (安全側の仮定, PWR 燃料)

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

表 4.6 燃焼に伴うプルトニウム対ウラン個数比の変化 (PWR 燃料)

$$\frac{N(\text{Pu})}{N(\text{U})} \times 100 [\%] = \frac{aE}{b + E}$$

ここで,

$N(\text{Pu})$: ペレット中のプルトニウムの個数,

$N(\text{U})$: ペレット中のウランの個数,

E [GWd/t] : 燃焼度,

a, b : 係数 (以下に示す)。

初期ウラン濃縮度 [%]	2.0	3.0	3.5	4.0	5.0	6.0
a	1.711	1.975	2.119	2.273	2.592	2.900
b	22.69	36.85	45.49	55.47	78.87	106.0

表 4.7 初期ウラン濃縮度 5 [wt%] の PWR 用 UO_2 燃料から
生成される FP の量 (冷却期間 4 年, FP 量の単位は [g/tU])

燃 焼 度	15 [GWd/t]	30 [GWd/t]
Sm-149	3.481	3.428
Rh-103	226.8	421.9
Nd-143	489.6	847.4
Cs-133	587.0	1070.0
Tc-99	379.0	724.9
Sm-152	59.00	112.4
Gd-155	1.413	3.997
Nd-145	352.0	659.9
Sm-147	112.1	172.4
Mo-95	384.8	733.8
Eu-153	31.46	85.08
Sm-150	110.3	223.6

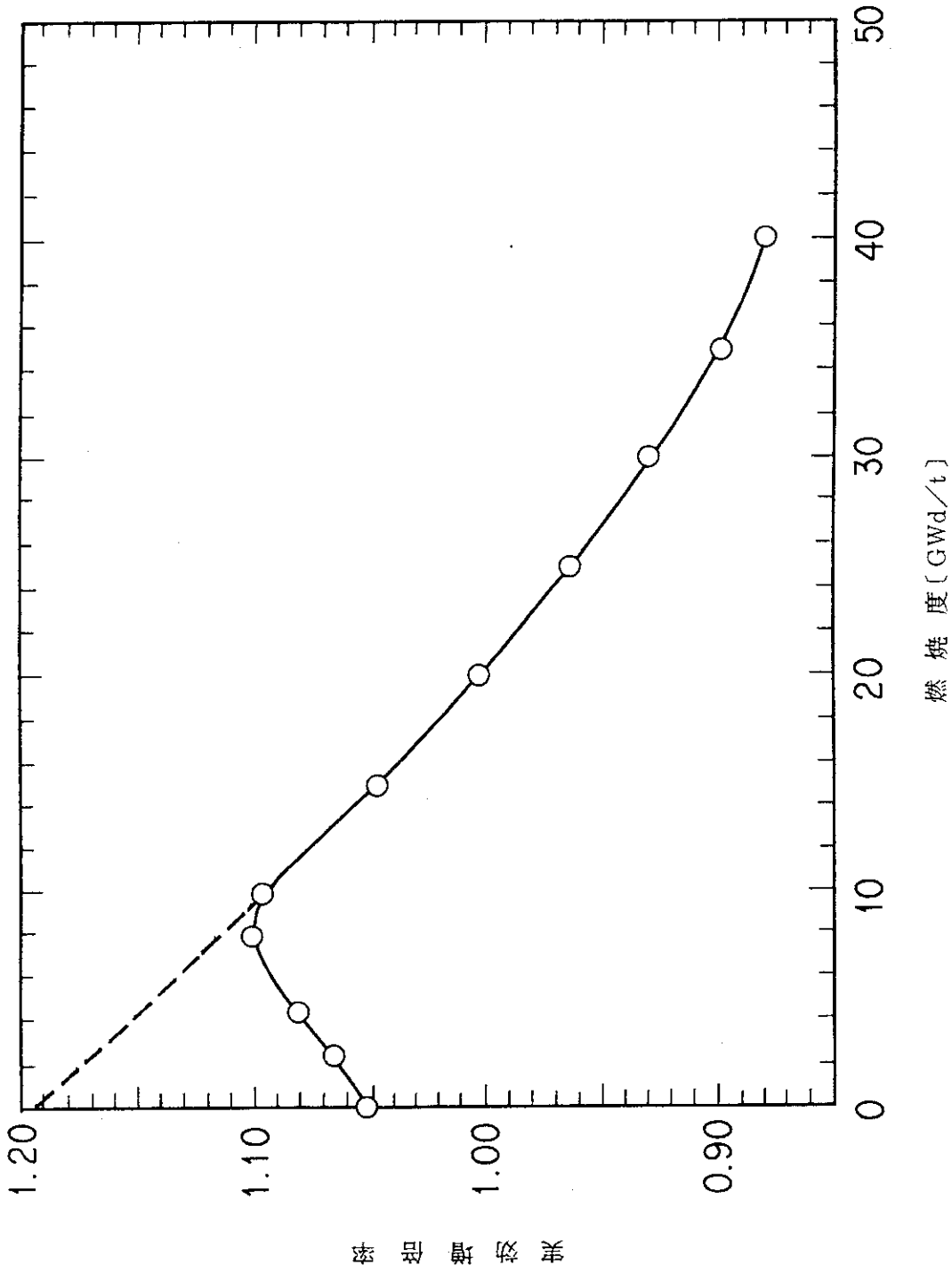


図 1.1 BWR 燃料集合体の実効増倍率の燃焼による変化
(冷却材ボイド率 40%, 制御棒無し)

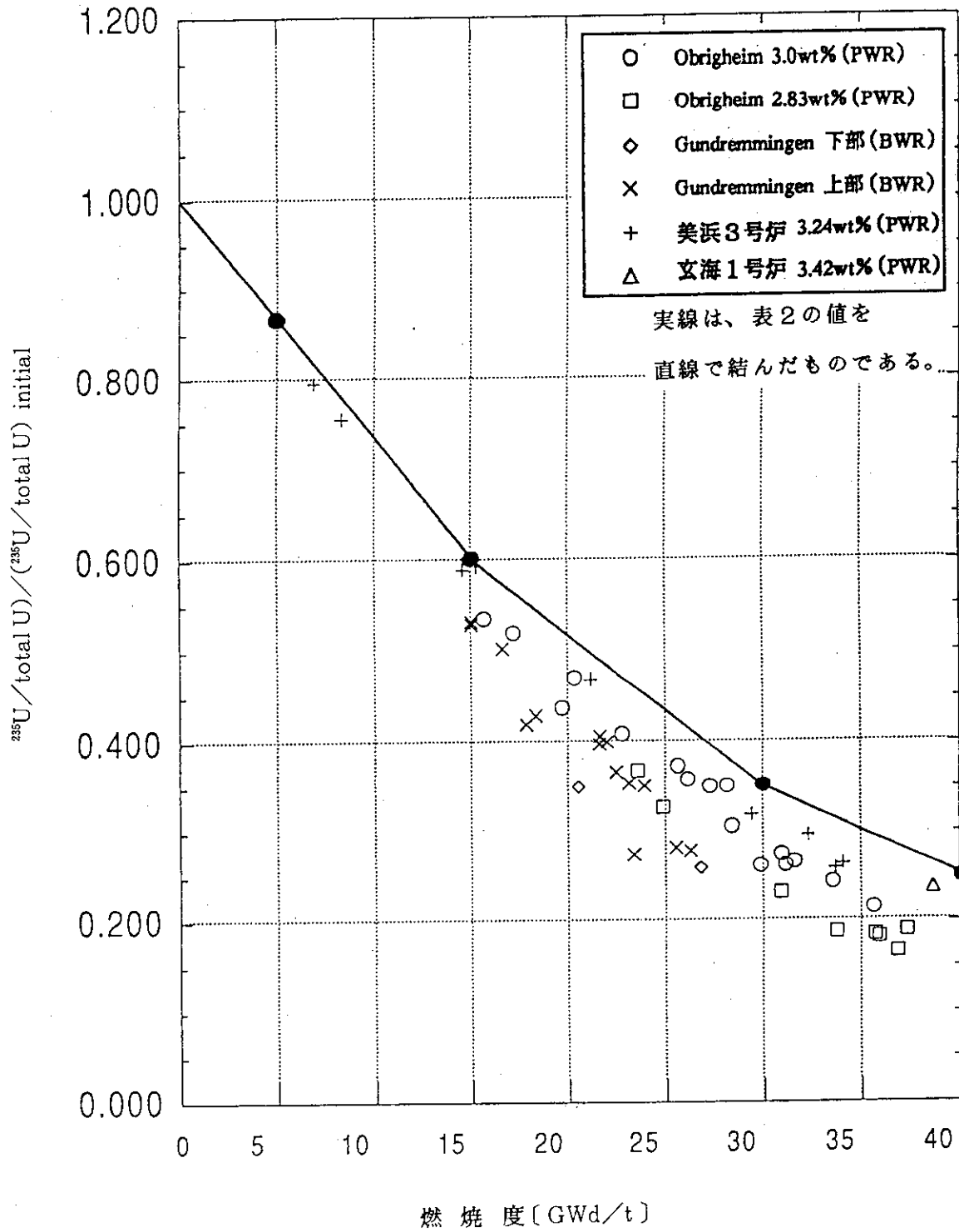


図2.1 燃焼による $(^{235}\text{U}/\text{total U}) / (^{235}\text{U}/\text{total U})_{\text{initial}}$ の変化

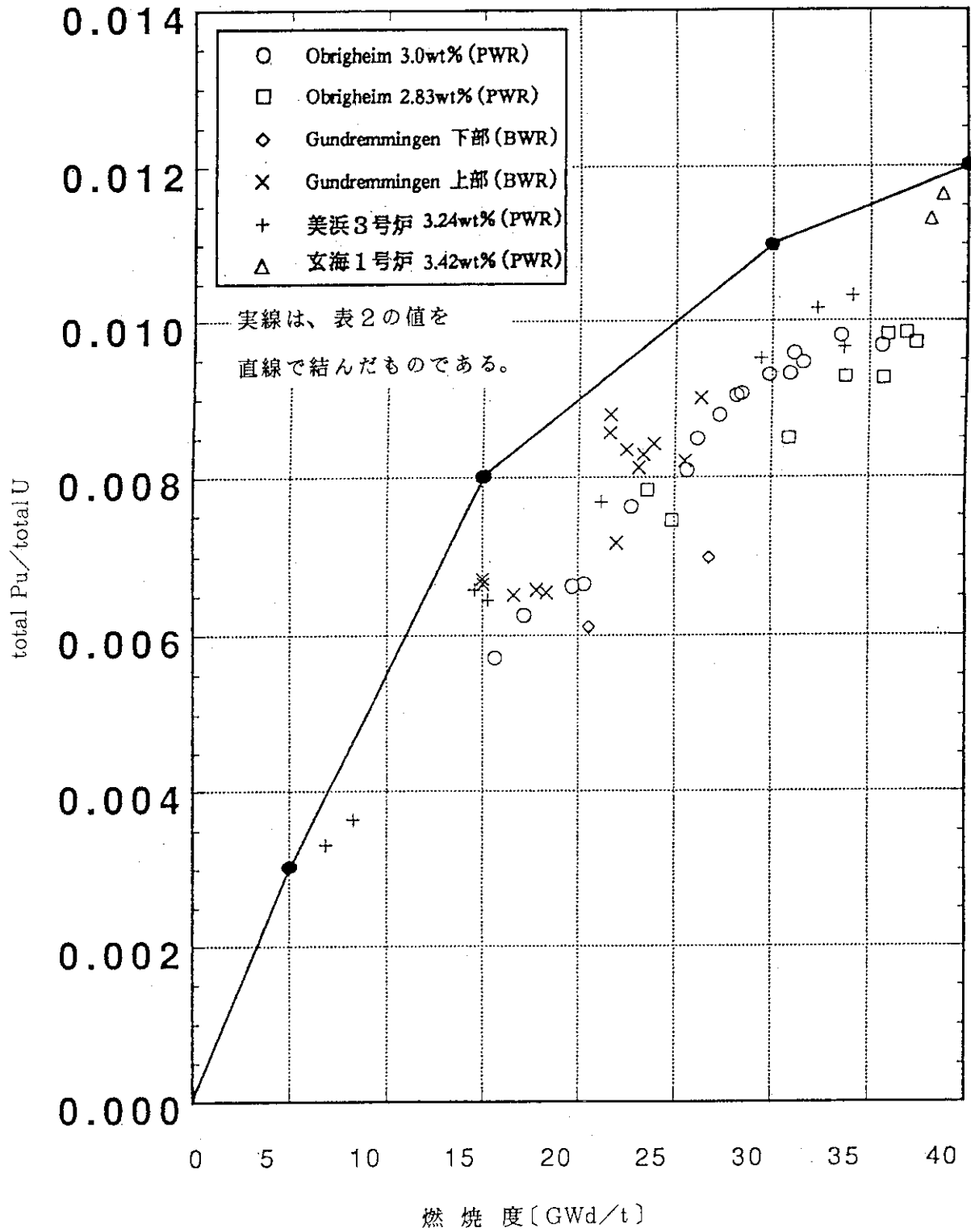


図2.2 燃焼による total Pu/total U の変化

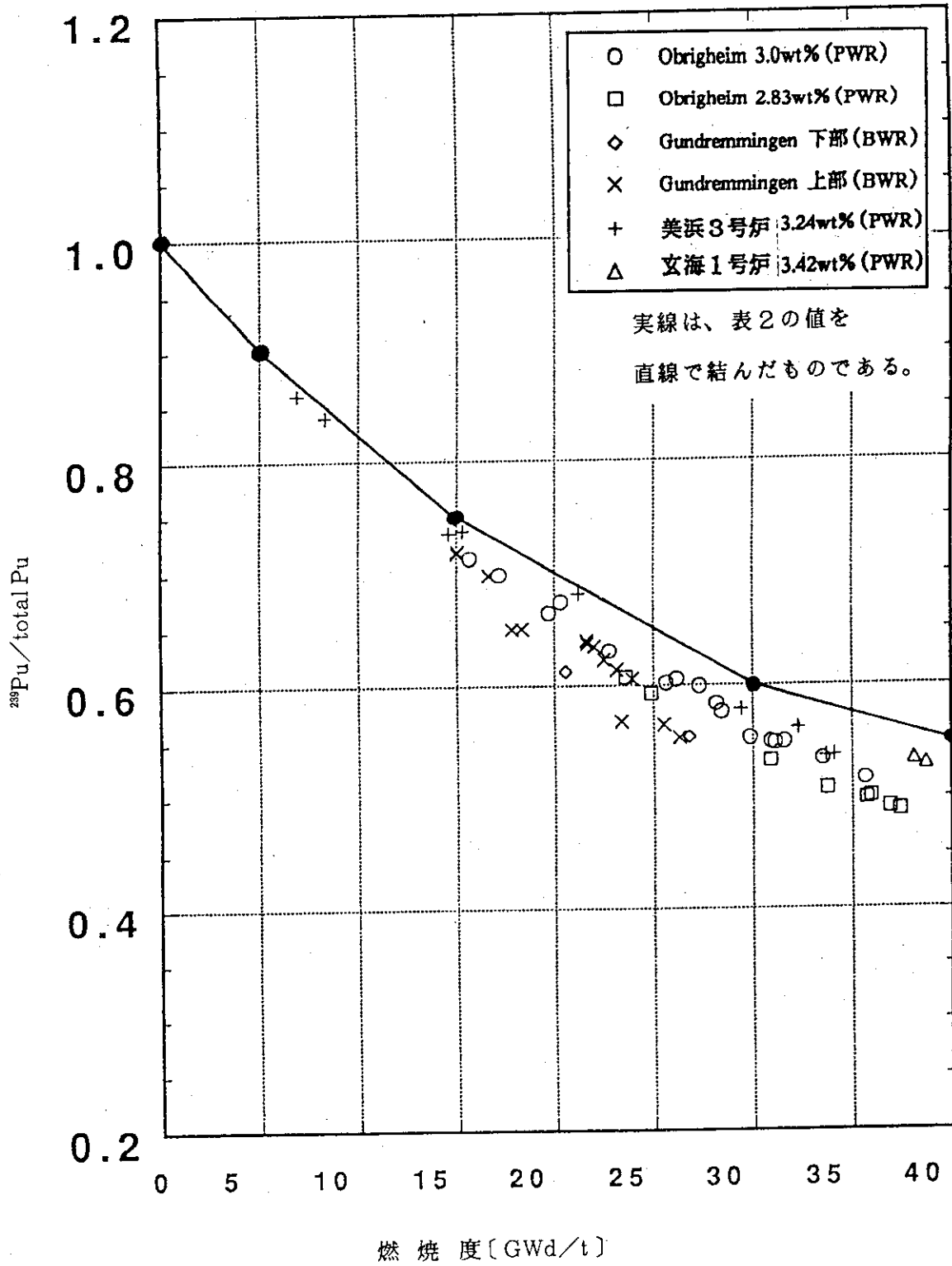


図 2.3 燃焼による $^{239}\text{Pu}/\text{total Pu}$ の変化

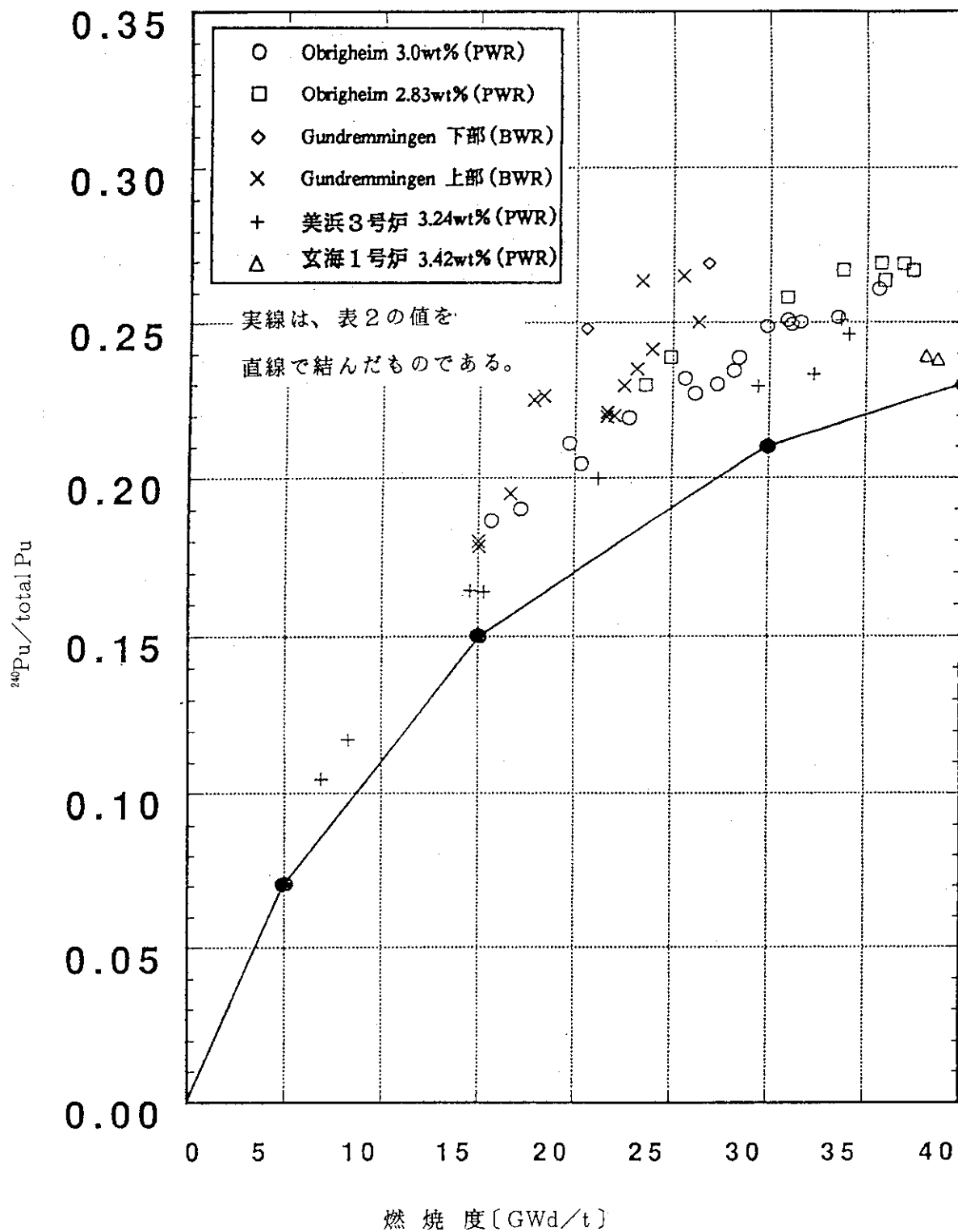


図 2.4 燃焼による $^{240}\text{Pu}/\text{total Pu}$ の変化

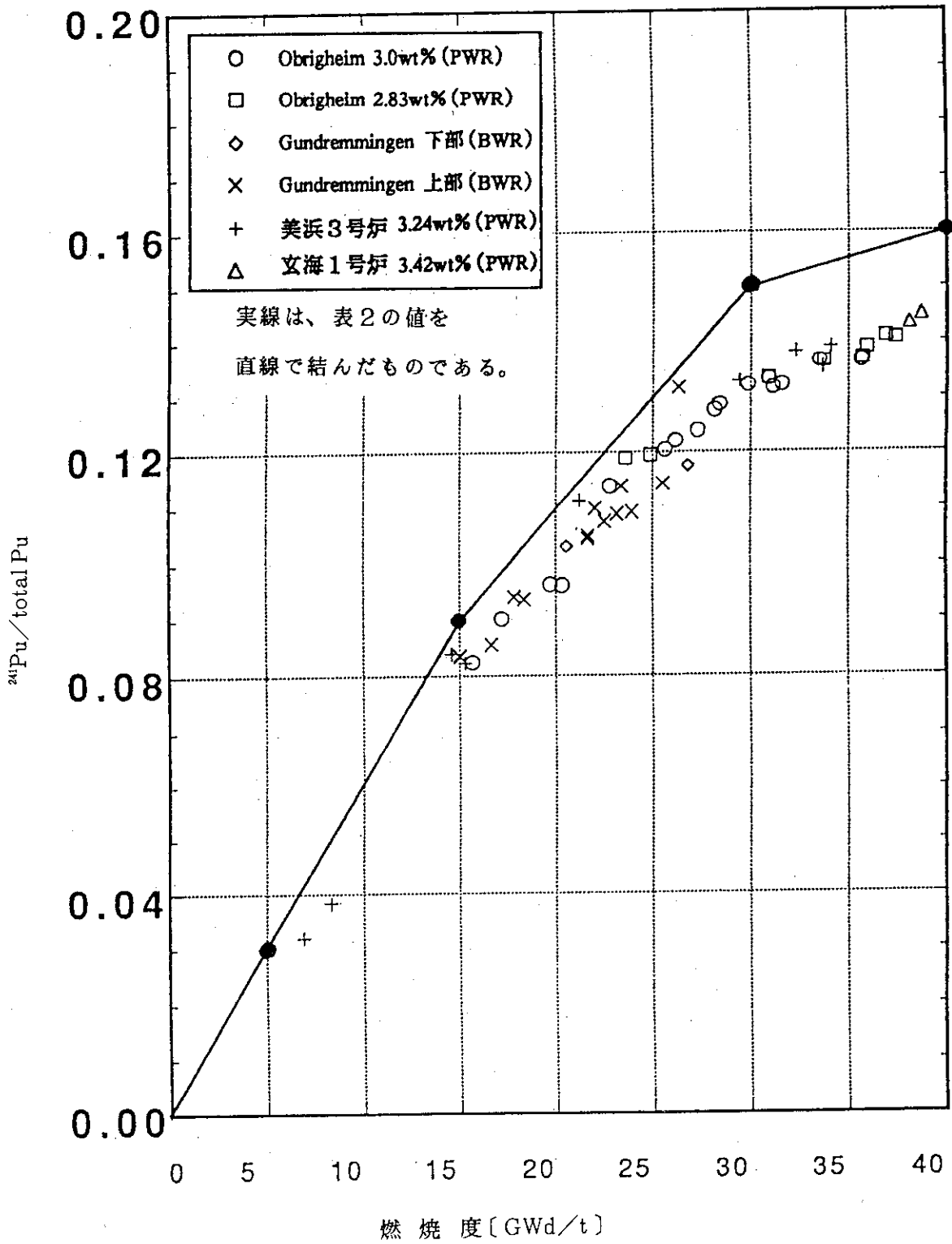


図2.5 燃焼による $^{241}\text{Pu}/\text{total Pu}$ の変化

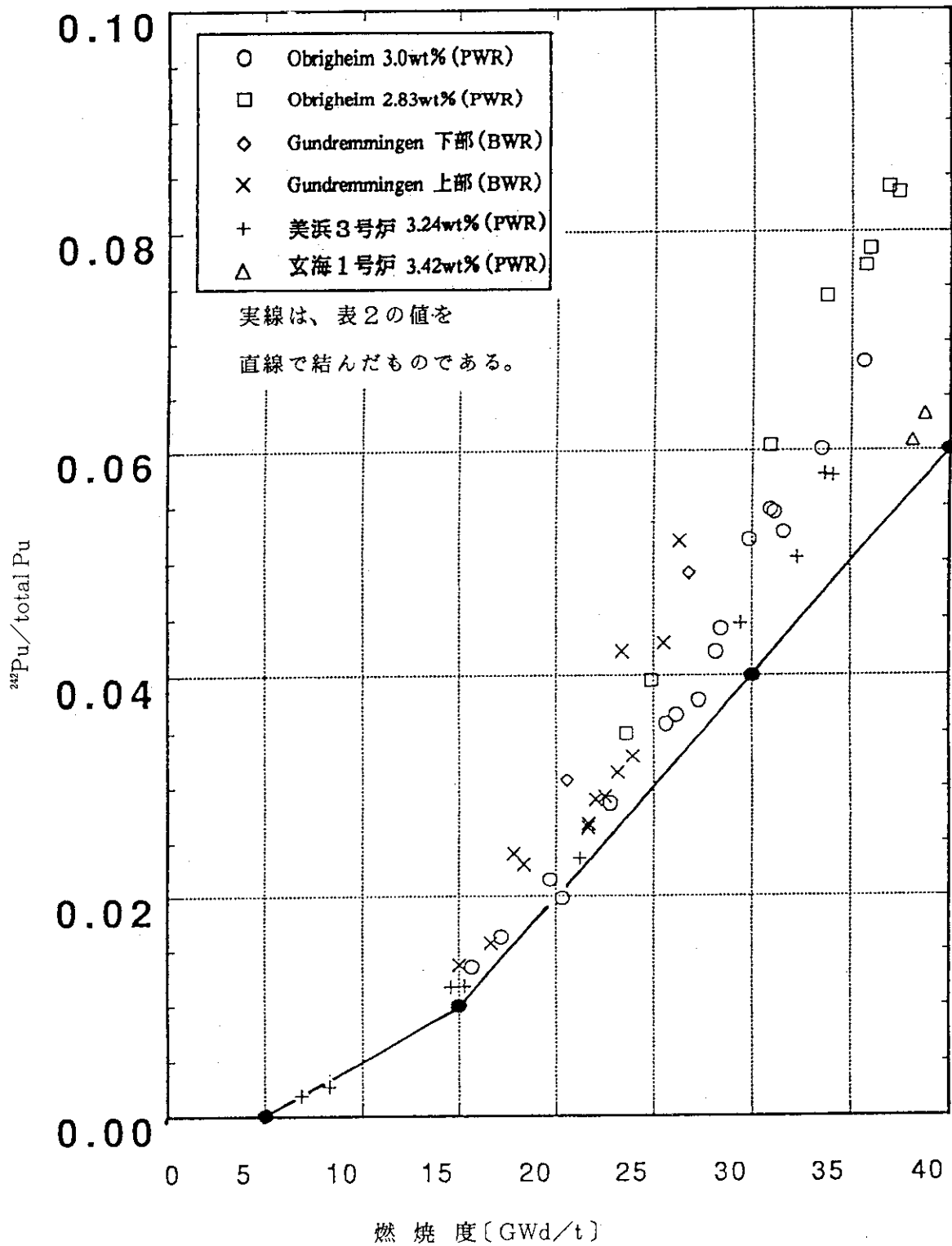
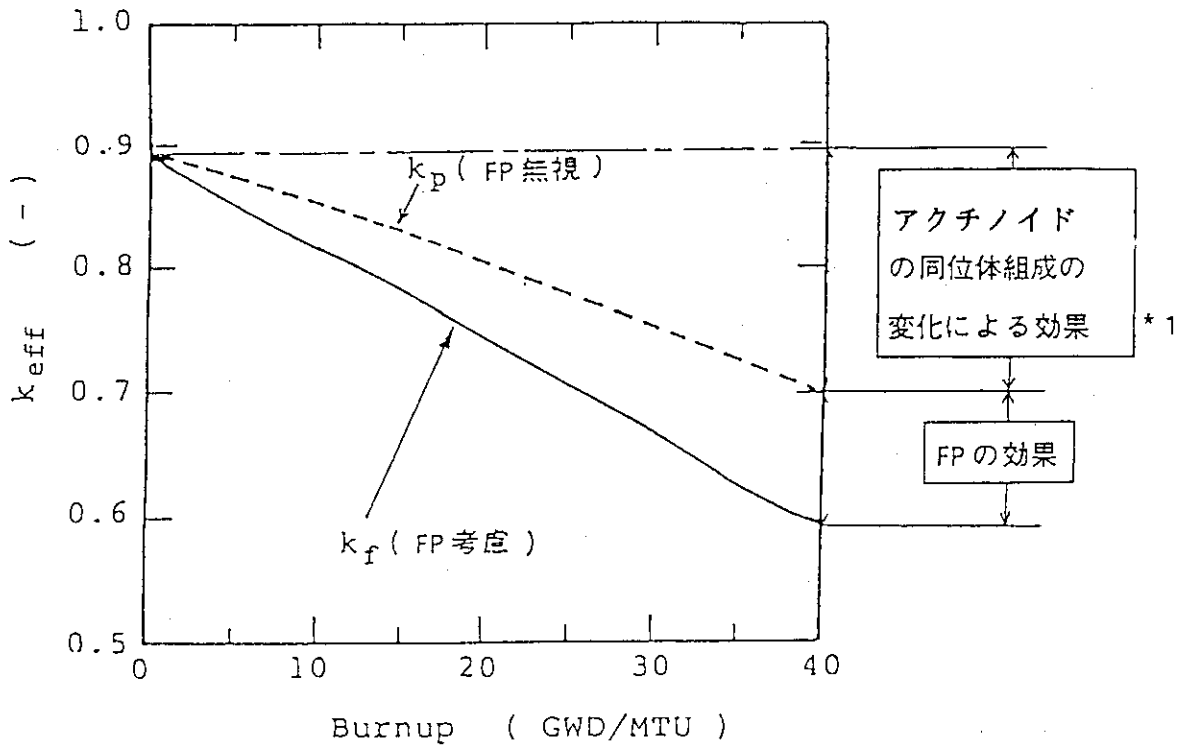
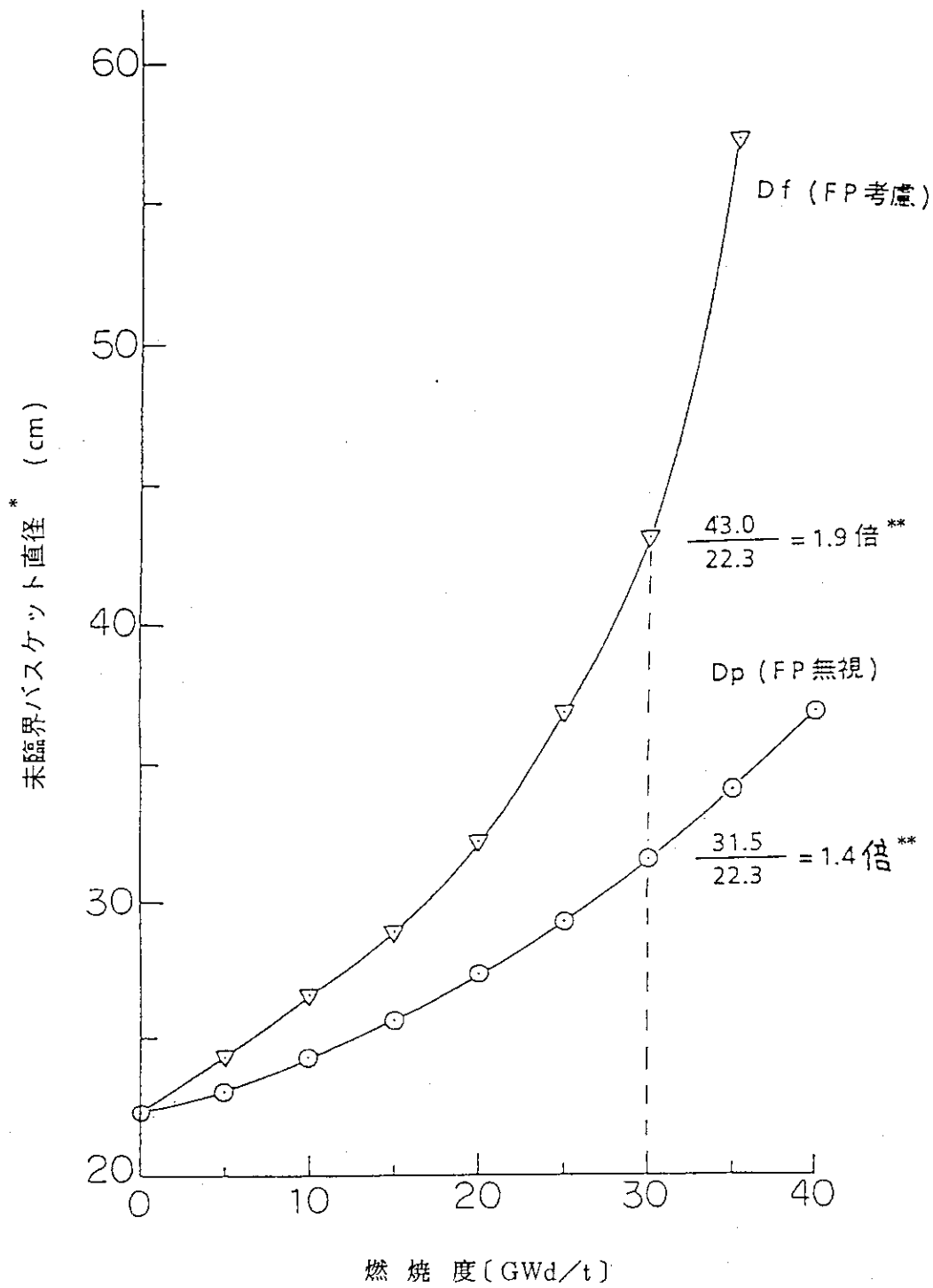


図 2.6 燃焼による $^{242}\text{Pu}/\text{total Pu}$ の変化



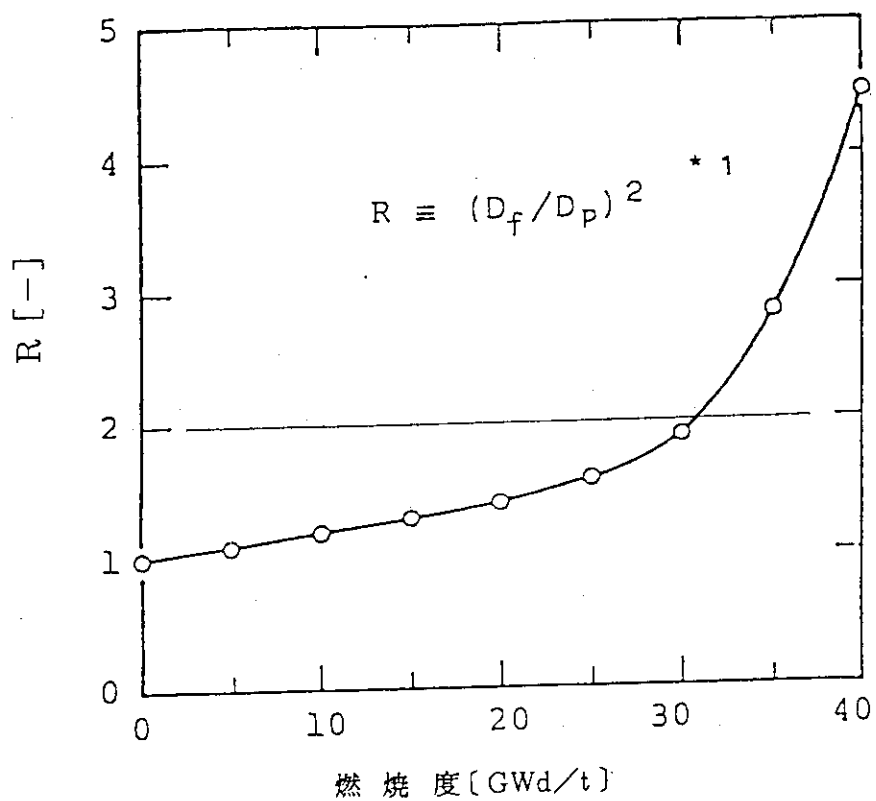
* 1 ^{235}U の減損, ^{240}Pu の中性子吸収効果等
による反応度低下

図 3.1 燃焼度の増加に伴う k_{eff} の減少



- * $k_{eff} = 0.9$ 相当
- ** 未燃焼燃料の場合の直径 (22.3cm) に対する倍数

図3.2 燃焼度の増加に伴う未臨界バスケット直径の増大



* 1 未臨界バスケット直径
 D_f ; FP考慮, D_p ; FP無視

図3.3 FP考慮による溶解槽処理容量の増加

* 1 D_f : FPの存在を考慮した場合の未臨界バスケット直径
 D_p : FPの存在を無視した場合の未臨界バスケット直径

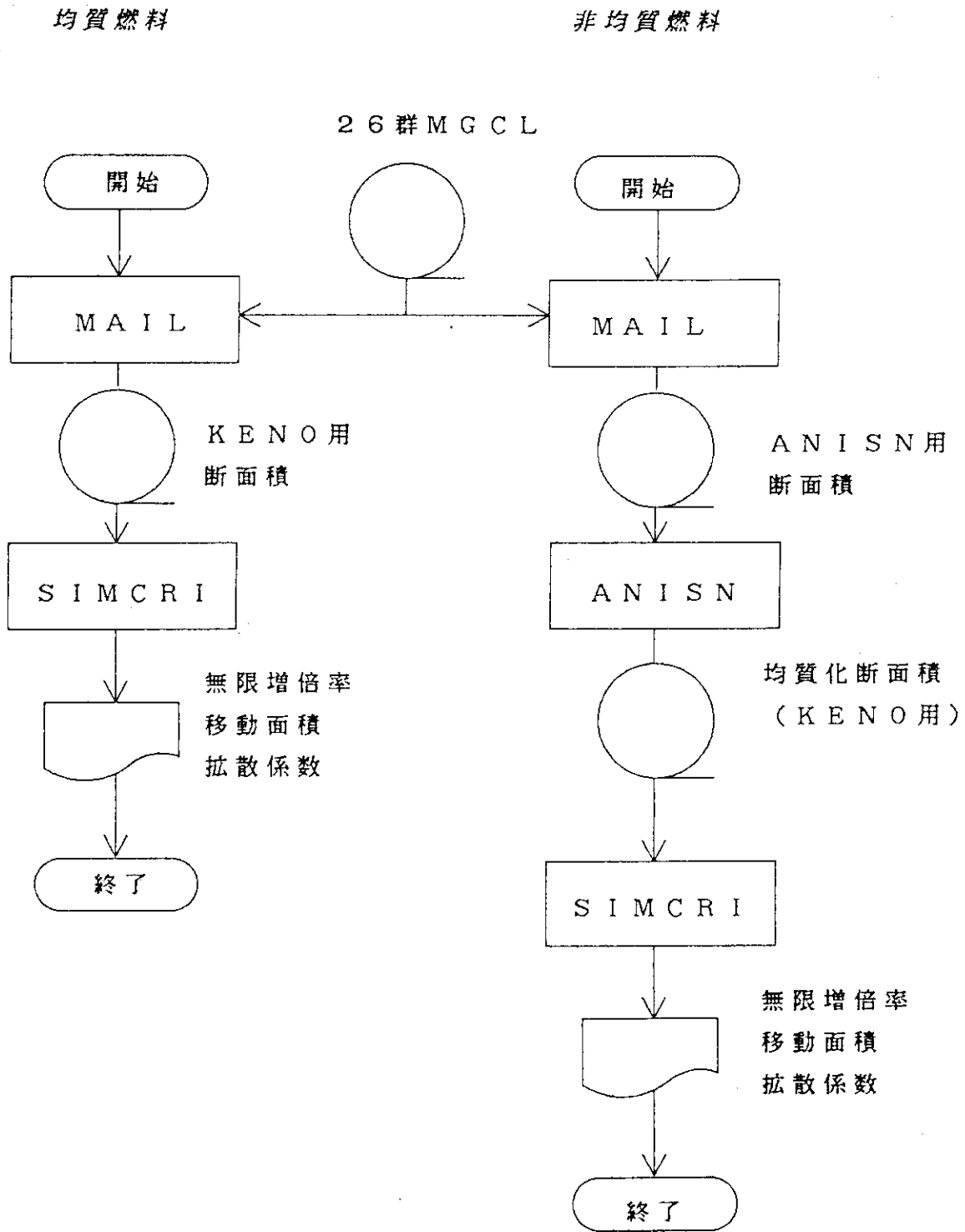


図 4.1 無限増倍率, 移動面積, 拡散係数計算の流れ図

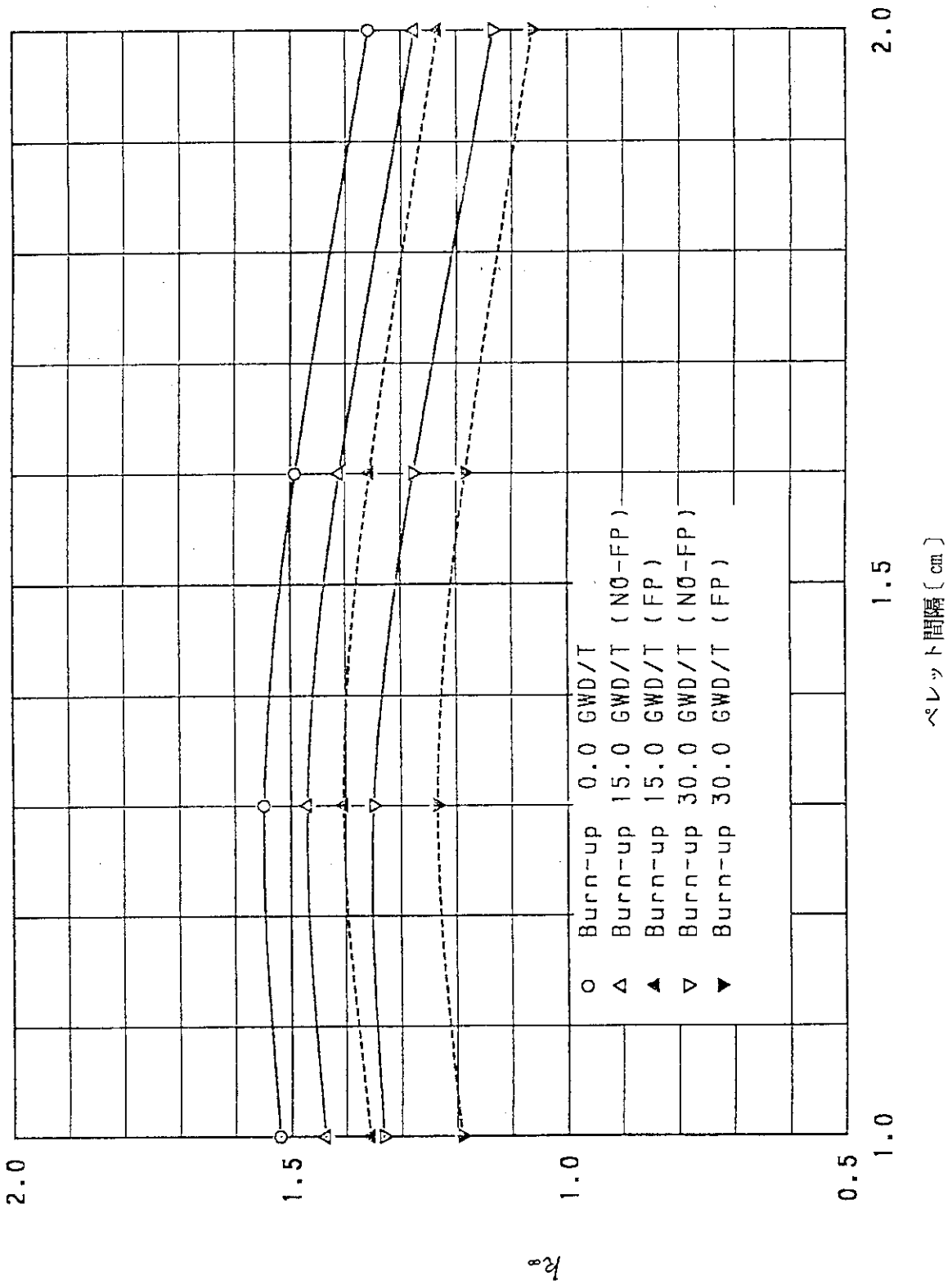


図 4.2 燃焼燃料の無限増倍率 (UO₂ ペレット-H₂O)

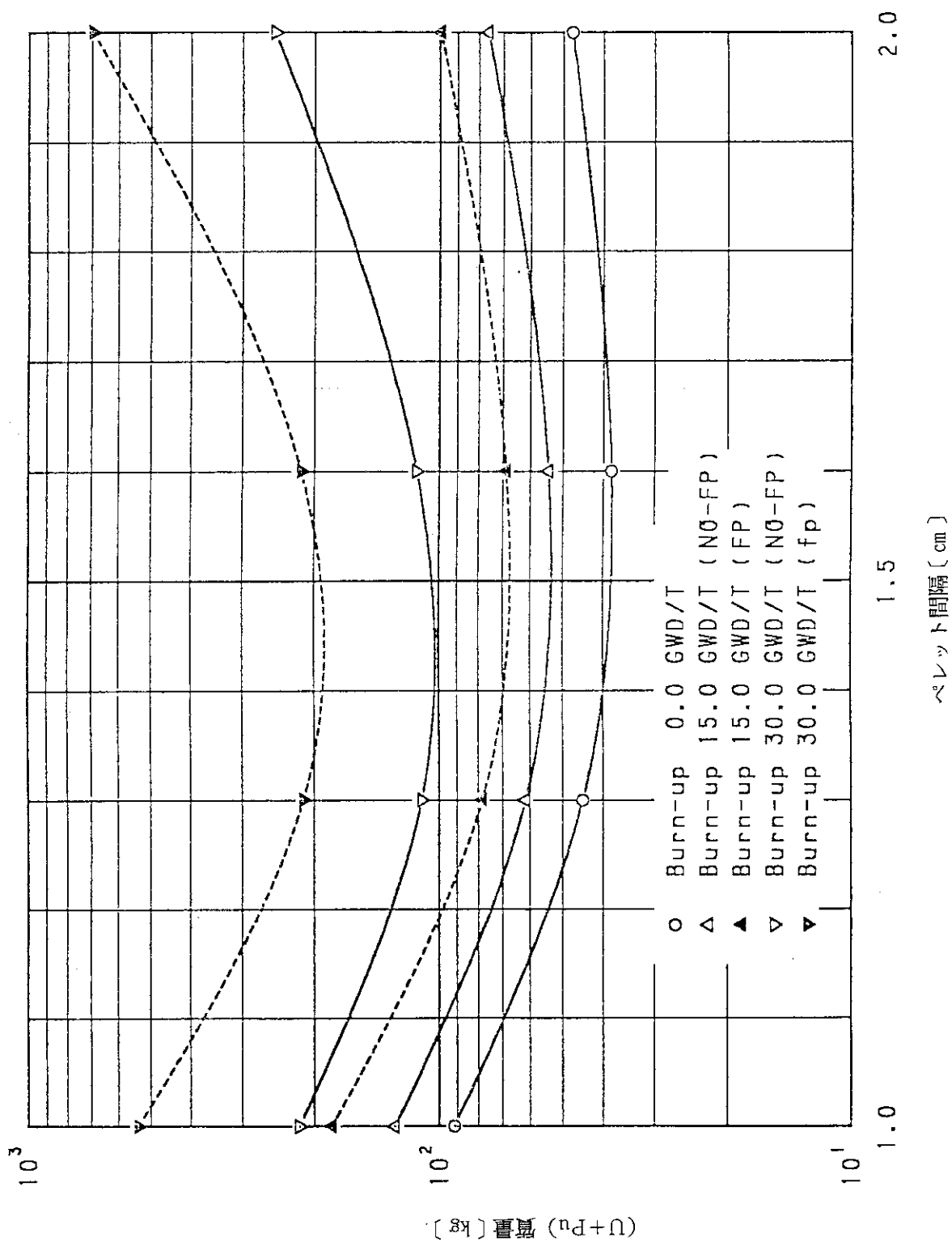


図 4.3 燃焼燃料の臨界下限質量 (UO₂ ペレット - H₂O, $k_{eff} = 0.98$, 十分な厚さの水反射体付き)

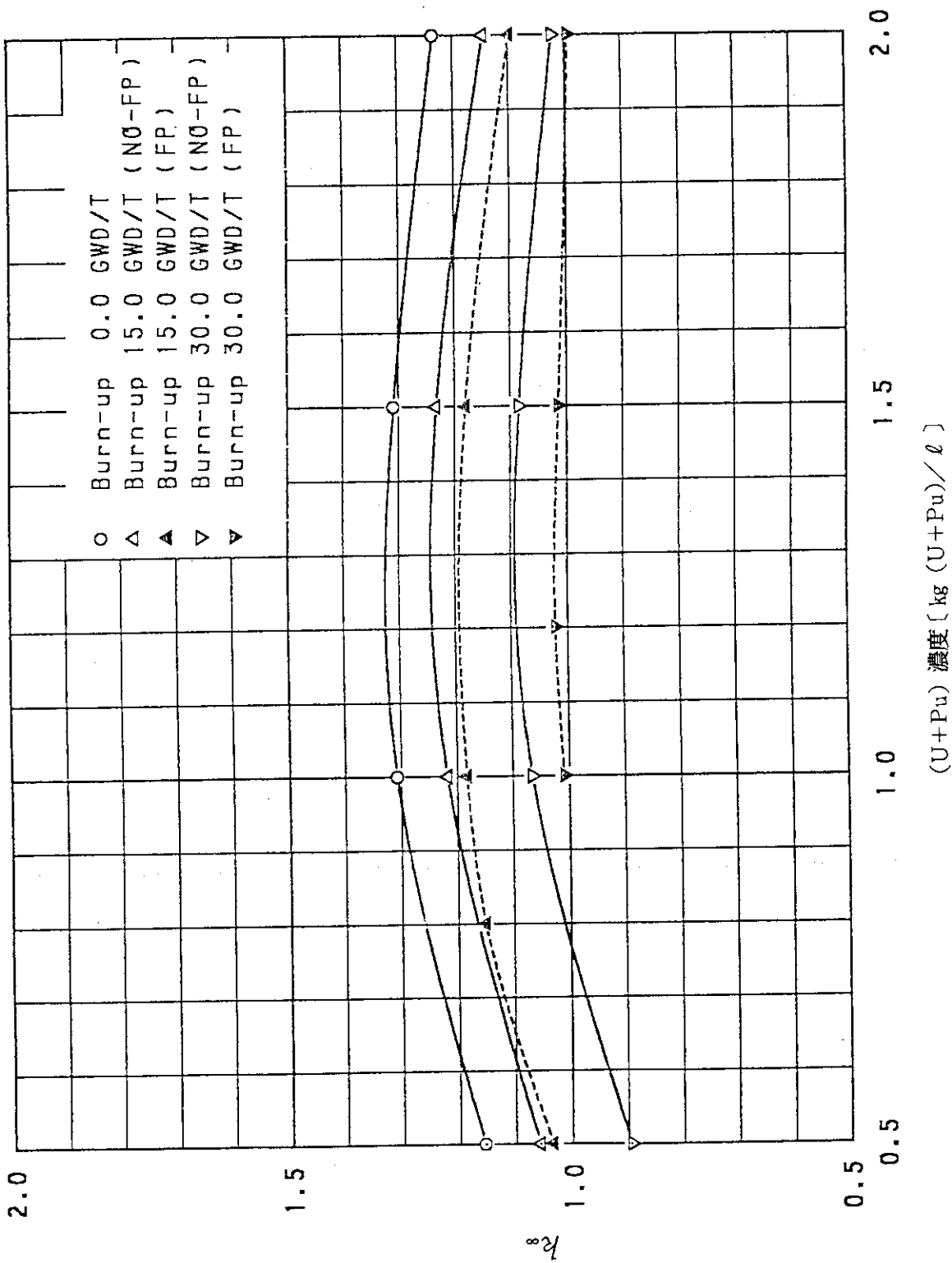


図 4.4 燃焼燃料の無限増倍率 ($UO_2(NO_3)_2 - Pu(NO_3)_4$ 水溶液)

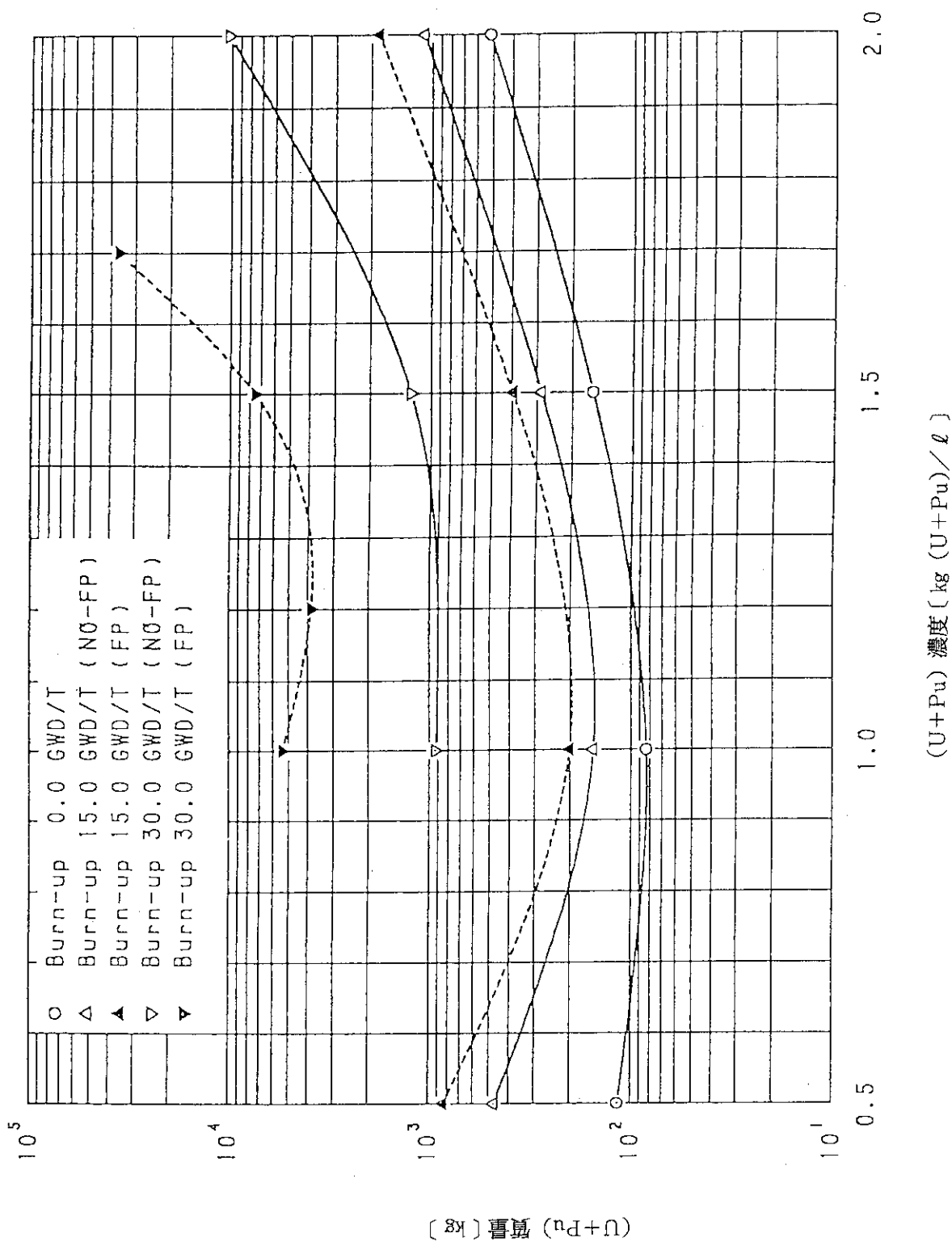


図 4.5 燃焼燃料の臨界下限質量 ($\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 - \text{Pu}(\text{NO}_3)_4$ 水溶液, $k_{\text{eff}} = 0.98$, 十分な厚さの水反射体付き)

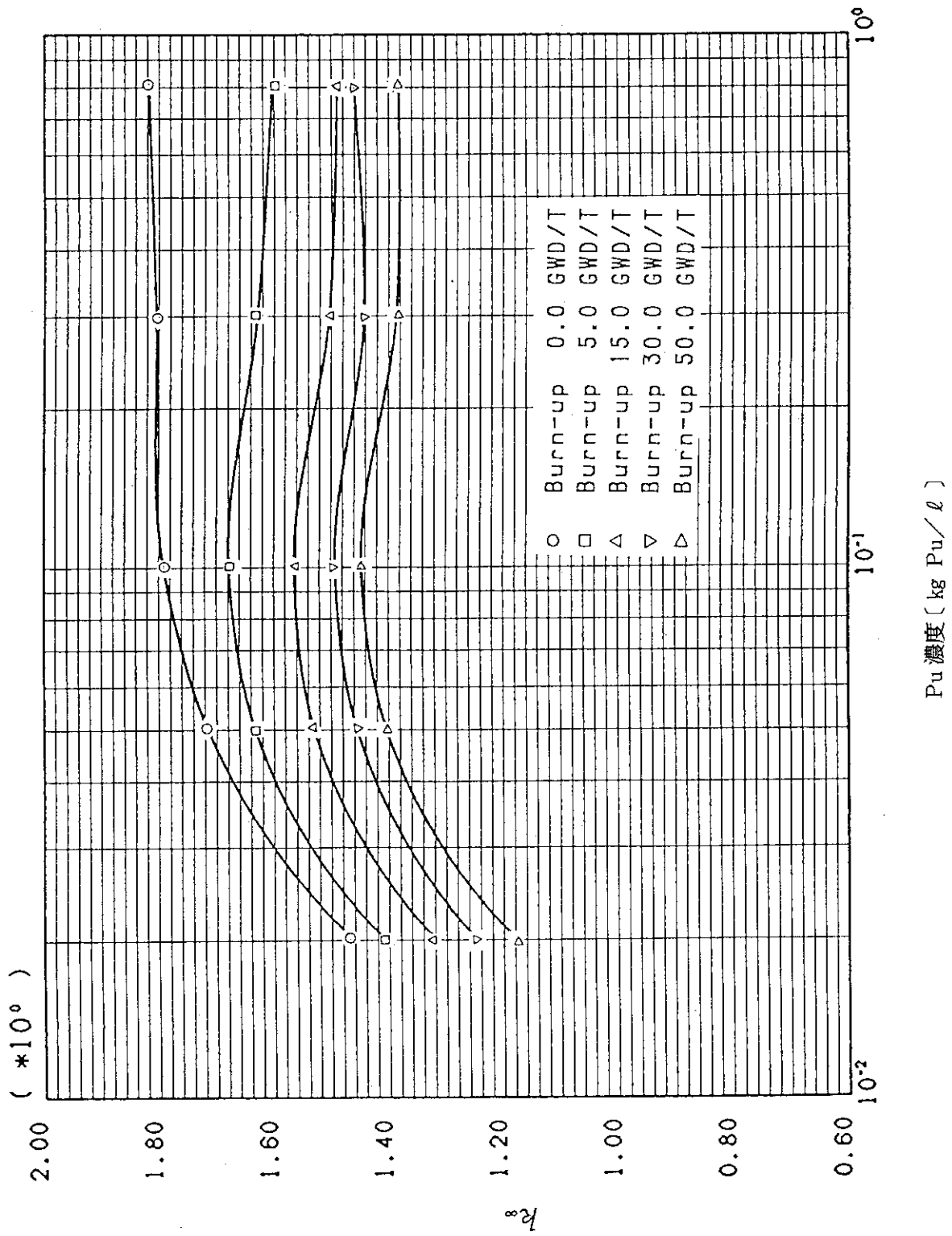


図 4.6 燃焼燃料の無限増倍率 (Pu(NO₃)₃ 水溶液)

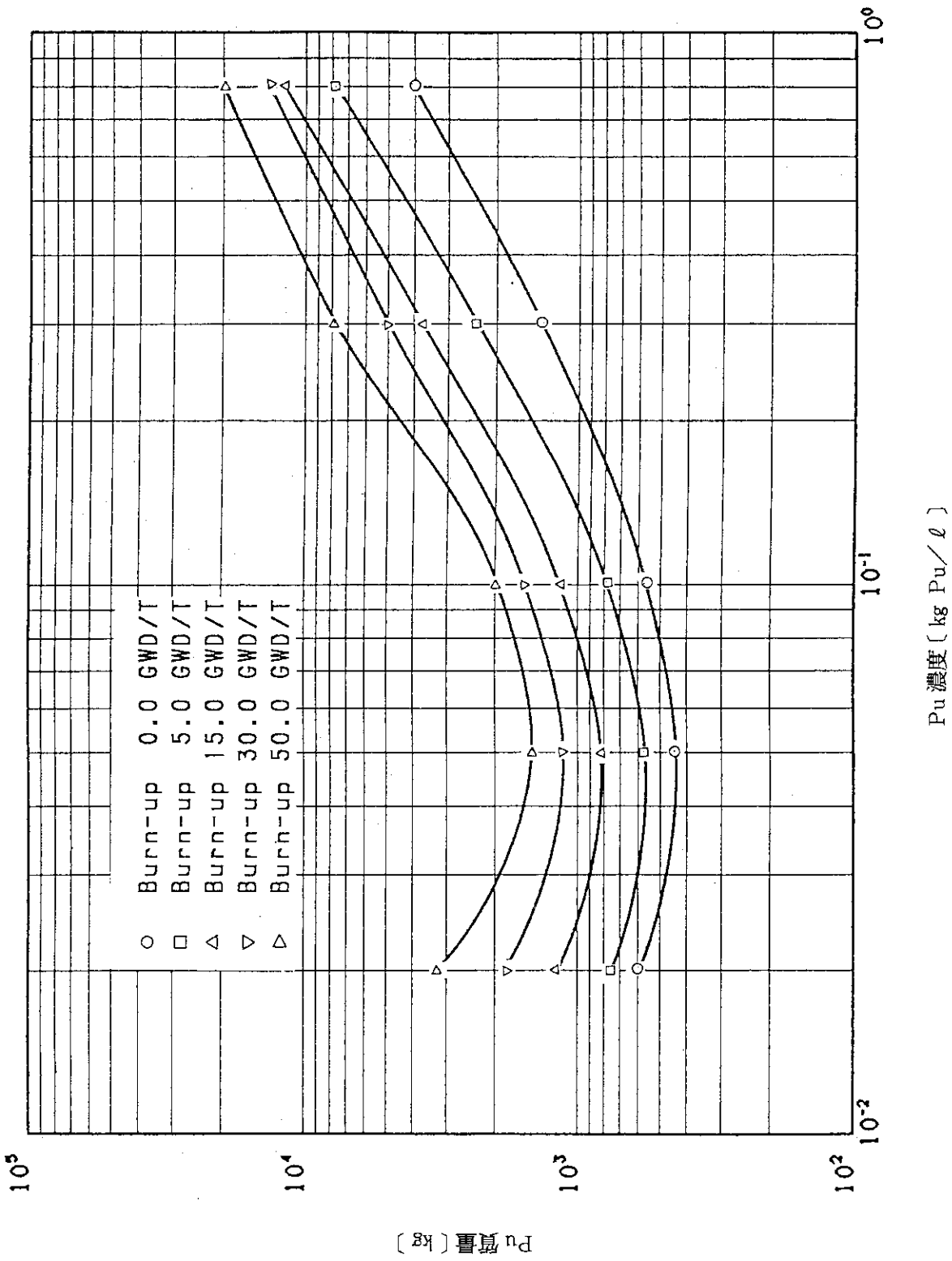


図 4.7 燃焼燃料の臨界下限質量 (Pu(NO₃)₄ 水溶液, $k_{eff} = 0.98$, 十分な厚さの水反射体付き)