

「常陽」使用済燃料の崩壊熱の測定評価

— 短期間冷却燃料の崩壊熱 —

1998年3月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせ下さい。

〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Inquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-Ken, 311-1393, Japan

© 動力炉・核燃料開発事業団

(Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation) 1998

「常陽」使用済燃料の崩壊熱の測定評価
－短期間冷却燃料の崩壊熱－

鳥丸忠彦*、吉田昌宏*、長崎英明**、鈴木惣十*

要 旨

「常陽」では使用済燃料集合体の崩壊熱をオンサイトで非破壊のまま測定できる装置を開発し、これを用いて「常陽」MK-II 燃料集合体の崩壊熱の実測データを蓄積してきた。これまでは、原子炉容器内の炉内貯蔵ラックで約 70 日以上冷却した燃料集合体のデータを取得してきたが、今回、データの拡充の観点から、炉内貯蔵ラックで冷却せずに取り出した燃料集合体を用いて冷却期間の短い崩壊熱データを取得した。

本研究では、燃焼度が約 60GWd/t (集合体平均) の 2 体の MK-II 燃料集合体について、冷却期間が最短で 24 日の崩壊熱を測定し、ライブラリを JENDL-3.2 ベースの高速炉用ライブラリに入れ替えた ORIGEN2 コードによる計算値との比較を行った。得られた主な結果は以下のとおりである。

- (1) 原子炉停止から 24 日後の崩壊熱は、約 1.25 ± 0.03 kW であった。
- (2) ORIGEN2 コードによる崩壊熱計算値と測定値の比 (C/E) は約 0.9 であり、C/E には冷却期間依存性が見られた。
- (3) 照射開始時に 1 % 程度含まれる ^{238}Pu 、 ^{241}Am の崩壊熱への寄与分は、冷却期間 24~160 日で 7~19% に達することがわかった。

* 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター 実験炉部 技術課

** 原子力システム株式会社

Measurement and Evaluation of Decay Heat on the "JOYO" Spent Fuel
— Decay Heat of Short Term Cooled Spent Fuel —

T. TORIMARU*, A. YOSHIDA*, H. NAGASAKI**, S. SUZUKI*

ABSTRACT

Decay heat measurement system for the JOYO spent fuels was developed to obtain the decay heat data of the fuel assemblies as a non-destructive examination method. Since then, decay heat of the JOYO Mk-II fuels, which were cooled for more than 70 days, was measured in the spent fuel storage pond. The measurement of the short term cooled spent fuels, which were discharged without cooling in the reactor vessel, was performed in order to obtain the higher decay heat of the spent fuels. The burn-up of the measured fuels was about 60GWd/t, and the shortest cooling time was 24 days. The experimental data were compared with calculated values of ORIGEN2 using new libraries based on latest nuclear data library "JENDL-3.2".

The main results are as follows ;

- (1) The measured decay heat at 24 days after the reactor shut down was approximately 1.25 ± 0.3 kW.
- (2) The ratio between calculated and experimental values, C/E, was approximately 0.9 and indicated a cool down time dependence.
- (3) The heat generated by ^{238}Pu and ^{241}Am , which amount to 1% of initial composition of fresh fuel, reached 7 – 19% of decay heat at 24 – 160 days after the reactor shut down.

* Reactor Technology Section, Experimental Reactor Division, O-arai Engineering Center, PNC

** Nuclear Energy System Inc.

目次

	頁
第1章 緒言	1
第2章 実験方法	2
2.1 崩壊熱測定装置の構成	2
2.2 崩壊熱測定装置の精度	2
2.3 崩壊熱評価方法	3
2.4 ORIGEN2 コードによる崩壊熱計算	6
第3章 結果および解析値との比較	13
3.1 短期間冷却燃料の崩壊熱測定	13
3.2 崩壊熱計算における燃料中微量核種の影響	13
第4章 結言	22
謝辞	23
参考文献	24

表リスト

表2 -1	機器精度	3
表2 -2	装置の総合誤差 (%)	3
表3 -1	燃料集合体 (PFD549) の燃料初期組成 (重金属重量)	15
表3 -2	主要アクチノイドの放射能比較 (PFD549)	15
表3 -3	主要アクチノイドの発熱量の比較 (PFD549)	15

図リスト

図2 -1	装置概念図	7
図2 -2	崩壊熱測定装置の系統図	8
図2 -3	出入口温度差と流量の測定値に対する誤差	9
図2 -4	較正試験結果	10
図2 -5	ORIGEN2 計算条件 (照射履歴)	11
図2 -6	QAD-CG の計算体系	11
図2 -7	崩壊熱測定装置外における γ 線発熱損失割合	12
図3 -1	照射履歴の概要	16
図3 -2	測定結果と計算値の比較	17
図3 -3	C/E の冷却期間依存性	18
図3 -4	発熱成分の内訳 (計算結果、 ^{238}Pu 、 ^{241}Am 考慮の影響)	19
図3 -5	C/E に及ぼす微量核種の影響	20
図3 -6	崩壊熱計算値への微量核種考慮の影響	21

第1章 緒言

使用済燃料の崩壊熱の予測精度を向上させることは、燃料貯蔵・取扱設備や炉心冷却系の設計等の観点から重要である。このため、「常陽」ではオンサイトで非破壊のまま使用済燃料の崩壊熱を測定する装置を開発し、これを用いて崩壊熱の実測データを蓄積してきた。しかし、「常陽」の燃料取扱い操作では、使用済燃料は炉内貯蔵ラックで1サイクル約70日間冷却されるため、これまでの測定データは、100日以上冷却された燃料のもののみであった。

今回、データベース拡充の観点から、燃焼度が約60GWd/t(集合体平均)の2体のMK-II燃料集合体について、冷却期間が24～160日の崩壊熱を測定し、オリジナルライブラリをJENDL-3.2ベースの高速炉用ライブラリに入れ替えたORIGEN2コードによる計算結果との比較を行った。また、計算条件の検討を行い、燃料に含まれる微量核種組成が計算精度に及ぼす影響を調べた。

第2章 実験方法

2.1 崩壊熱測定装置の構成

崩壊熱測定装置は、使用済燃料集合体を水とともに封入した缶詰缶を収納する測定容器、この測定容器に冷却水を供給する水循環ポンプと配管、冷却水温度を測定する測温抵抗体、流量計および測定データを処理する小型計算機システムから構成されている。本装置は、「常陽」原子炉付属建屋内にある使用済燃料貯蔵プールの側壁に設置され、使用済燃料集合体を缶詰缶ごと測定容器に装荷して崩壊熱を測定することができる。

本装置の概念図を図2-1に示す。装置の全長は支持架台も含めると11.5mである。測定容器は断熱二重構造で、その全長は3.7m、外径は21.6cm、内径は13.3cmである。測定容器の内筒、外筒にはSUS304を使用し、その間に断熱材（ファインフレックス）を充填することにより測定容器内から使用済燃料貯蔵プールへの放熱を極力抑えるように工夫している。

本装置の系統図を図2-2に示す。崩壊熱は、測定容器内の冷却材の出入口温度差と流量の測定値および比熱のヒートバランスにより算出される。冷却材の温度を測定するために、入口側と出口側のそれぞれ2箇所白金測温抵抗体を設置している。冷却材流量は、装置構造上の都合により測定容器入口側で測定している。

2.2 崩壊熱測定装置の精度

崩壊熱測定装置の測定誤差を考慮するため、装置を構成している機器の精度（表2-1）から誤差を評価する。温度測定系の誤差 ΔT および流量測定系の誤差 ΔF を次のように定義した。

$$\Delta T = \sqrt{(\text{抵抗体の精度})^2 + (\text{変換器の精度})^2 + (\text{記録計の精度})^2} \quad (1)$$

$$\Delta F = \sqrt{(\text{流量計の精度})^2 + (\text{変換器の精度})^2 + (\text{記録計の精度})^2} \quad (2)$$

温度測定系は入口と出口の2系統で構成されているので、出口と入口の温度差 Δt に対する誤差 $\Delta T(\Delta t)$ は、

$$\Delta T(\Delta t) = \sqrt{\Delta T^2 + \Delta T^2} \quad (3)$$

で評価する。各測定系の誤差評価結果を図2-3にプロットした。温度測定系の誤差は出入口温度差が小さいほど大きく、出入口温度差が5℃のときには約7%に達する。また、流量測定系の誤差は、流量が0.2l/min以上であれば1%以内である。

本装置の測定誤差を次式により求め、表2-2にまとめた。

$$\text{装置の測定誤差} = \sqrt{\Delta T^2 (\Delta t) + (\Delta F)^2} \quad (4)$$

流量0.2 l/min以上では、装置の総合誤差は出入口温度差に依存し、例えば $\Delta t=10^\circ\text{C}$ で4.9%、 $\Delta t=20^\circ\text{C}$ で2.6%となる。

表2-1 機器精度

使用機器	機器名	精度
測温抵抗体	OMC RESIOPAC シース測温抵抗体	± (0.15+0.15% of RD)
測温抵抗体用変換器	TDS RTDトランスデューサ	± (0.3% of SP)
流量計	OVAL マイクロオーバルマークII	± (0.5% of RD)
流量計用変換器	OVAL 変換器	± (0.5% of RD)
記録計	YEW 3087ポータブルレコーダ	± (0.3% of RD)

注) RD: 読み取り値 SP: スパン

表2-2 装置の総合誤差 (%)

出入口温度差 Δt (°C)	測定流量 (l/min)					
	0.05	0.1	0.3	0.5	0.7	1.0
5	9.9	9.7	9.6	9.6	9.6	9.6
10	5.4	5.1	4.9	4.9	4.9	4.9
20	3.4	3.0	2.6	2.6	2.6	2.6
30	2.9	2.4	1.9	1.9	1.9	1.9
40	2.7	2.1	1.6	1.6	1.6	1.6
60	2.6	1.9	1.3	1.3	1.3	1.3

2.3 崩壊熱評価方法

(1) 崩壊熱測定値の算出方法

使用済燃料の崩壊熱 Q_D (W) は、冷却材出入口温度差 Δt (°C)、冷却材流量 V (kg/s) および比熱 C_p (kcal/kg°C) のヒートバランスにより次式で求める。

$$Q_D = 4.187 \times 10^3 \times C_p \times \Delta t \times V \times A_s \times A_r \quad (5)$$

ここで、

$$A_s = 1.152$$

$$A_r = \frac{1}{1 - 0.132e^{-0.005X}}$$

である。 A_s は、電気ヒータを内蔵した模擬発熱体による較正試験から求めたヒータ入熱量と測定値との比であり、装置からプール水への放熱量などを補正するための係数である。また、 A_r は、使用済燃料から放出される γ 線のうち、装置外に漏れて測定装置のヒートバランスに寄与しないものを補正するための補正式で、式中の X は冷却期間(日)である。 A_s 、 A_r の評価方法について以下に述べる。

(2) 崩壊熱測定装置の較正試験

A_s を求めるための崩壊熱測定装置の較正試験は、模擬発熱体(電気ヒータを内蔵した缶詰缶)を用いて行った。模擬発熱体の発熱量と冷却水の流量をパラメータとし、今回測定する短期間冷却燃料の試験時の予想発熱量 1kW 前後を中心に試験条件を選定した。 A_s は、ヒータ入熱量 Q_h (電流と電圧の測定により算出した発熱量)と測定量 Q_m (ヒートバランスの測定により求めた発熱量)の比として求められる($A_s = Q_h / Q_m$)。

較正試験の測定結果を図2-4に示す。図に示すように、測定量ほどの流量においてもヒータ入熱量に対して低い値を示すが、両者は良好な直線関係を有する。ヒータ入熱量 Q_h と測定量 Q_m の関係は、各設定流量で以下ようになる。今回の測定では、流量を 0.5 l/min に設定したため、(5)式中の A_s は 1.152 である。

$$Q_h = 1.152Q_m \quad (\text{流量: } 0.5 \text{ l/min}) \quad (6)$$

$$Q_h = 1.146Q_m \quad (\text{流量: } 0.7 \text{ l/min}) \quad (7)$$

$$Q_h = 1.137Q_m \quad (\text{流量: } 1.0 \text{ l/min}) \quad (8)$$

(3) 装置外での γ 線発熱損失補正

崩壊熱は、主にFP、構造材およびアクチノイドから出る α 線、 β 線および γ 線による発熱により発生する。誘導核分裂による発熱もあるが、ORIGEN2による計算の結果、その発熱量は集合体1体あたり $5 \times 10^{-5} \text{W}$ 程度であり、無視できる。

α 線、 β 線は飛程が短いため、そのエネルギーは全て装置内で消費されると考えられるが、 γ 線の一部は装置外に漏れ、測定装置のヒートバランスに寄与しない。そこで、崩壊熱測定装置外での γ 線発熱損失割合を以下のように評価し、(5)式中の補正式 A_γ を求めた。

まず、汎用の ORIGEN2 コードにより、使用済燃料集合体 PFD512 (通常ラック冷却) および PFD549 (ラック冷却なし) の γ 線放出率 (γ 線強度) を計算した。計算条件を図2-5に示す。次に、点減衰核積分コード QAD-CG を用いて測定容器内側での γ 線透過率を計算した。計算体系を図2-6に示す。 γ 線源は燃料部のみとし、 γ 線の燃料中における自己吸収と、ラッパ管、缶詰缶および測定容器による減衰を考慮した。また、 γ 線の透過計算では、直接線と散乱線を考慮し、散乱線は Fe のエネルギー吸収に対するビルドアップ係数を用いて計算した。評価点での γ 線強度と線源強度との比を γ 線透過率とした。

測定装置外へ漏洩した γ 線の発熱損失の割合は、全発熱量に占める γ 線発熱の割合に、装置外への γ 線の透過率を掛けて求める。FP や構造材の崩壊熱は、 γ 線と β 線の発熱が支配的なため、JNDC ライブラリー⁽⁴⁾で与えられている各核種ごとの γ 線成分と β 線成分のエネルギーから各核種の γ 線成分の相対比を求め、これに ORIGEN2 による各核種の崩壊熱を掛けて足し合わせたものを全崩壊熱で割ることによって γ 線の発熱損失割合が求められる。アクチノイドによる発熱では、 α 崩壊による発熱が支配的であるため、 γ 線発熱損失はないものとした。

計算結果を図2-7に示す。図より、測定装置外での γ 線発熱損失割合は、炉心照射終了後24~160日で約4~11%であり、冷却期間の増加に伴って減少する傾向があることがわかった。 γ 線発熱損失割合が冷却期間とともに減少するのは、全崩壊熱に対するFPの発熱割合が冷却期間とともに減少し、 α 線による発熱が支配的なアクチノイドの割合が冷却期間とともに増加することと、FPや構造材の崩壊熱に占める β 線発熱割合が冷却期間とともに増加し、 γ 線発熱割合が減少することが原因である。

上記結果を用い、次式の装置外での γ 線発熱の損失補正式 A_γ を得た。

$$A_\gamma = 1 - 0.132 \times e^{-0.005X} \quad (9)$$

ここで、 X は炉心照射終了時からの冷却日数である。

2.4 ORIGEN2コードによる崩壊熱計算

使用済燃料の崩壊熱計算は、ORIGEN2コードを用いて行った。今回の計算では、最新の核データの見直し等の知見を反映した評価を行うため、ORIGEN2に内蔵されているライブラリに代わり、現在整備が進んでいる JENDL-3.2 をベースとした高速炉用 ORIGEN2 ライブラリ⁽²⁾を使用した。実際に使用したライブラリの内訳は、(1) JENDL-3.2 をベースとした1 群断面積「60 万 kWe 級炉心、酸化物燃料、軽水炉取出 Pu 組成」ライブラリ、(2) JNDC 核分裂生成物ライブラリ第2 版をベースとした DECAY ライブラリ、(3) JNDC 核分裂生成物ライブラリ第2 版をベースとした fission yield データライブラリである。

ORIGEN2 の入力に用いる照射履歴は、測定対象集合体が実際に炉内に装荷された条件（運転サイクル、燃交期間等）を模擬して作成した。照射中の中性子束は、「常陽」運転監視コードシステム MAGI による定格出力時の対象集合体燃料領域の平均値をサイクル初期と末期について求め、これらを平均した値を用いた。照射期間は、各サイクルの EFPD（実効定格出力運転日数）に基づき設定した。また、燃料組成の分析日から炉心での照射開始日までの崩壊計算を行い、燃料保管期間の燃料組成変化を考慮した。

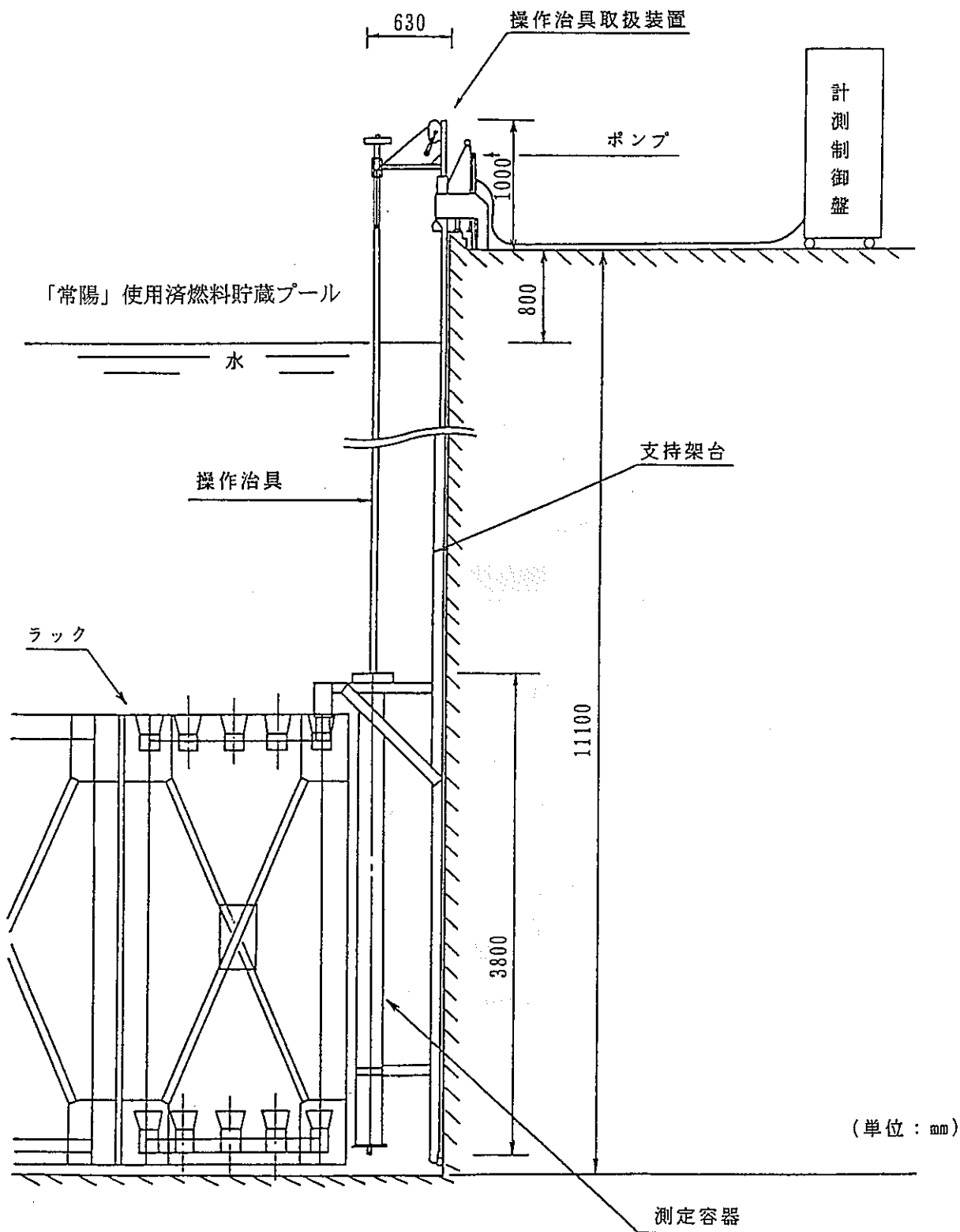


図 2-1 装置概念図

「常陽」使用済燃料貯蔵プール

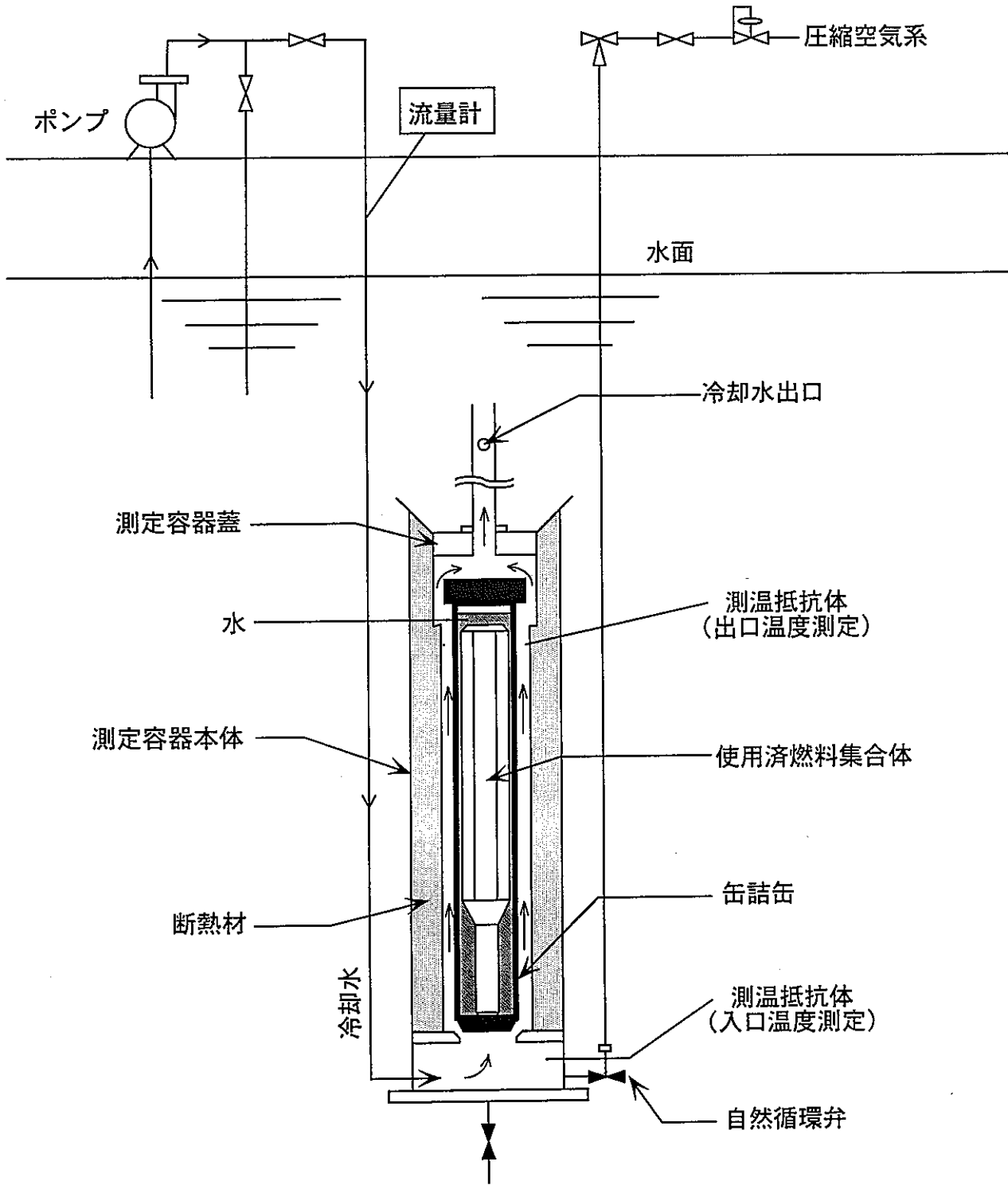


図 2 - 2 崩壊熱測定装置の系統図

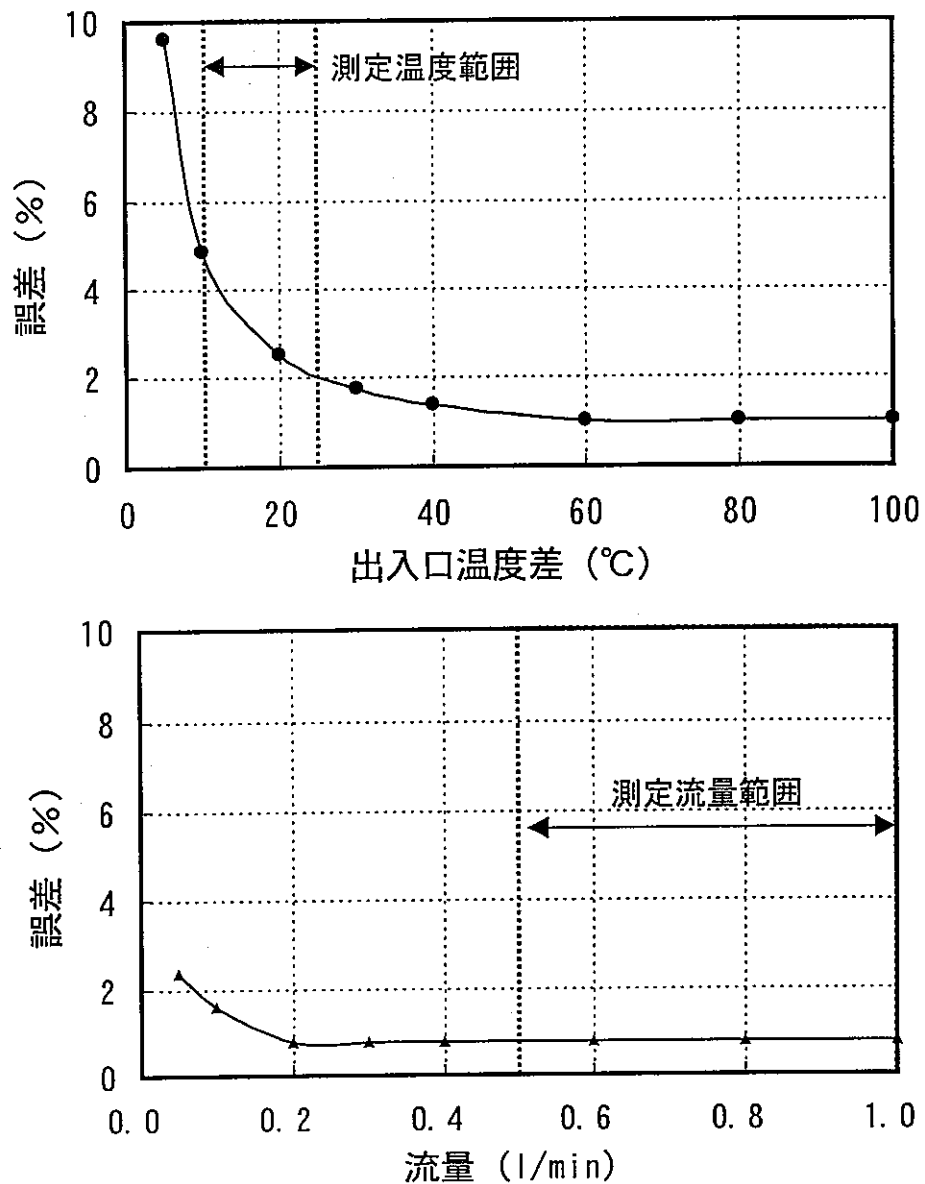


図2-3 出入口温度差と流量の測定値に対する誤差

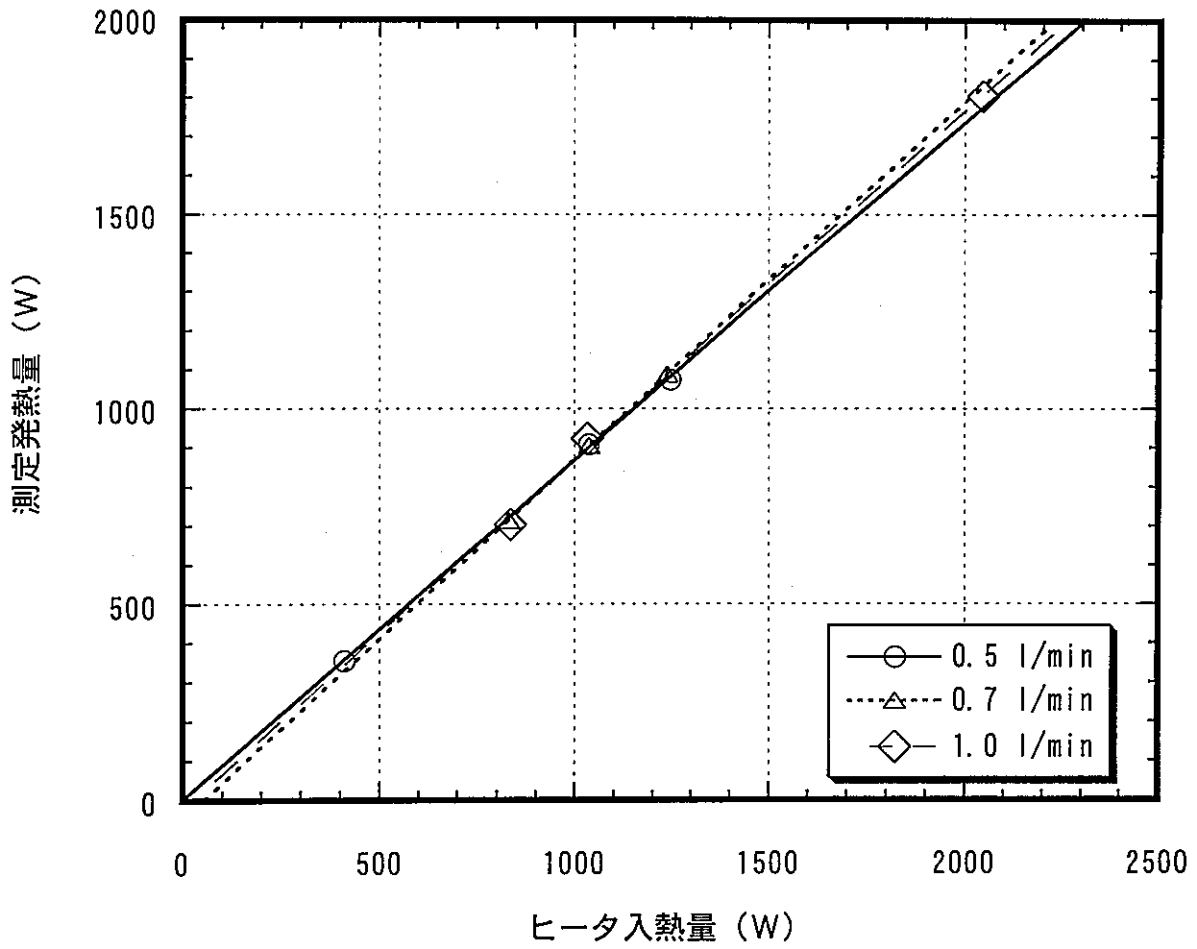


図 2 - 4 較正試験結果

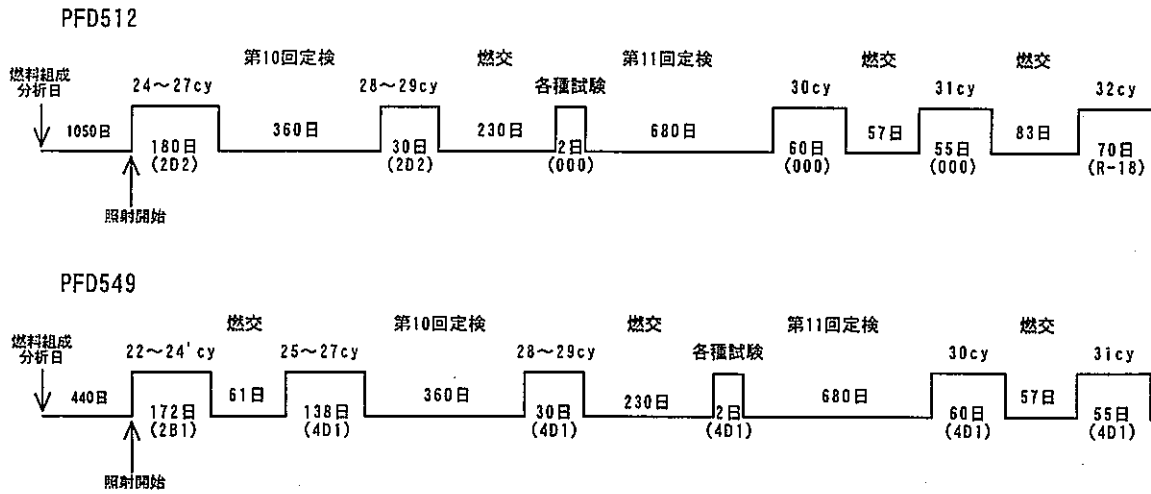


図 2 - 5 ORIGEN2計算条件 (照射履歴)

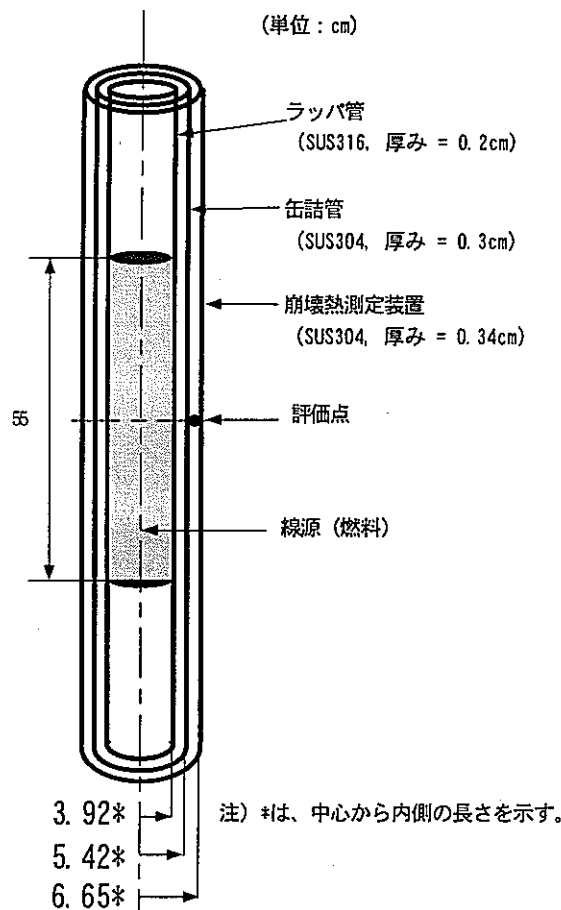


図 2 - 6 QAD-CGの計算体系

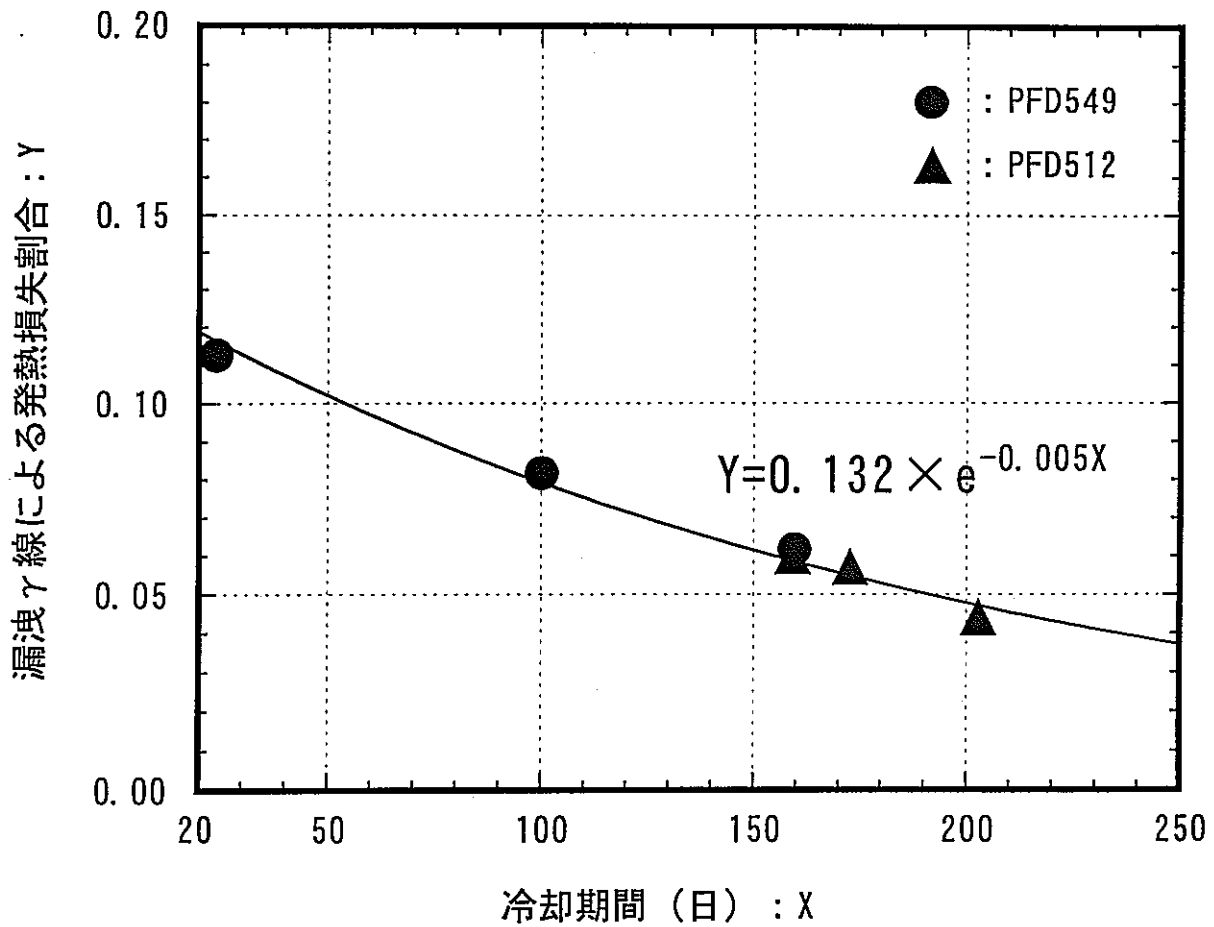


図 2 - 7 崩壊熱測定装置外でのγ線発熱損失割合

第3章 結果および解析値との比較

3.1 短期間冷却燃料の崩壊熱測定

測定対象とした使用済燃料集合体 PFD549 と PFD244 の照射履歴の概要を図3-1 に示す。今回の測定では、「常陽」で通常行われている炉内燃料貯蔵ラック内での1 サイクル（約 70 日間）冷却を省き、既存のものより短期冷却の崩壊熱データを得た。

図3-2 に崩壊熱測定値と ORIGEN2 による計算結果の比較を示す。炉停止後 24 日に測定を開始することにより、これまで得ることのできなかった高い崩壊熱のデータ（炉停止後 24 日時点で $1.25 \pm 0.03 \text{ kW}$ ）が得られた。図3-3 に計算値と測定値の比 (C/E) の冷却期間依存性を示す。図より、炉停止後 24 日の PFD549 の C/E は 0.92 であり、冷却期間とともに C/E が減少する傾向が見られる。また、PFD244 の C/E は PFD549 よりも約 0.1 小さい。

3.2 崩壊熱計算における燃料中微量核種の影響

PFD244 の C/E が PFD549 に比べて約 0.1 小さくなる原因として、比較的長い冷却期間の崩壊熱計算で支配的なマイナーアクチノイドに着目した。PFD244 は、PFD549 に比べて製造時期が古いため、微量核種 ^{241}Am の組成分析が行われていない。したがって PFD244 の燃料初期組成の中で ^{241}Am は 0 として取り扱っている。崩壊熱計算では、 ^{241}Am の存在により、発熱量の大きいマイナーアクチノイド ^{242}Cm の生成量が増加することから、 ^{241}Am の初期組成を 0 とした PFD244 は崩壊熱を低めに評価すると考えられる。

そこで、燃料初期組成における微量核種の有無が崩壊熱計算に及ぼす影響を定量的に調べるため、PFD549 の燃料初期組成を表3-1 のように変更した。表中、 ^{241}Am の組成を 0 とした他に、 ^{238}Pu を ^{240}Pu に置き換えている。変更後の組成で崩壊熱計算を行い、変更前後の計算結果を比較した。

図3-4 に、計算結果の発熱成分（核分裂生成物、アクチノイド、構造材核種）の内訳を冷却期間に対してプロットした。使用済燃料の崩壊熱では、核分裂生成物の発熱が支配的であるが、燃料組成変更による発熱量の変化は小さい。一方、アクチノイドの発熱量は、約 1/2 に低下する。構造材核種は他の発熱成分に比べて絶対値が小さく、全体の崩壊熱にはほとんど影響していない。以上の結果より、全体の崩壊熱がアクチノイドの発熱量低下

分だけ下がったことがわかる。図3-5に、微量核種を考慮した場合と考慮しない場合のC/Eを比較した。微量核種を無視することにより、C/Eは約0.1低下した（炉停止後24日時点で0.92→0.85）。また、冷却期間とともにC/Eの差が大きくなっていることがわかる。図3-6に微量核種を考慮した場合と考慮しない場合の計算値の比を冷却期間に対してプロットした。図より、計算値の比は冷却期間とともに増加傾向があり、炉停止後24日時点では約7%、160日時点では約19%が微量核種の崩壊熱への寄与であることがわかる。崩壊熱への寄与率が冷却期間とともに増加するのは、燃料を炉心から取り出した直後は、崩壊熱に占めるFPの発熱割合が大きいためアクチノイド発熱増加の影響は小さいが、冷却期間が長くなるにしたがって冷却期間依存性の小さいアクチノイドの全崩壊熱に占める発熱割合が増加するためである。

表3-2に、微量核種を考慮した場合としない場合について、炉停止後24日での主要アクチノイドの放射能計算値を比較した。微量核種を考慮しない場合は、 ^{238}Pu の放射能が約1/15に大きく減少したのをはじめ、 ^{241}Am 、 ^{242}Am 、 ^{242}Cm といったマイナーアクチノイドの放射能が約40~80%減少した。表3-3には、炉停止後24日での主要アクチノイドの発熱量計算値を示すが、微量核種を考慮しない場合は ^{242}Cm の発熱量が約40W低下し、 ^{238}Pu の発熱量が約17W低下している。その他、 ^{241}Am 等の発熱量が低下している。

以上より、使用済燃料の崩壊熱計算では、照射開始時の高々1%程度の微量核種（ ^{238}Pu 、 ^{241}Am ）の寄与分が大きく、これらの取り扱いが重要であることがわかった。

表3-1 燃料集合体(PFD549)の燃料初期組成(重金属重量:g)

	微量核種考慮	微量核種なし
U235	1418	1418
U238	6307	6307
Pu238	35	0
Pu239	1975	1975
Pu240	727	762
Pu241	249	249
Pu242	113	113
Am241	25	0

表3-2 主要アクチノイドの放射能比較(PFD549)

核種	放射能(Bq)		B/A
	微量核種考慮:A	微量核種なし:B	
U237	1.74E+13	1.74E+13	1.00
NP239	8.28E+12	8.28E+12	1.00
PU238	2.05E+13	1.40E+12	0.07
PU239	3.97E+12	3.97E+12	1.00
PU240	6.35E+12	6.62E+12	1.04
PU241	6.41E+14	6.47E+14	1.01
PU243	2.03E+00	2.03E+00	1.00
AM241	9.71E+12	7.15E+12	0.74
AM242	5.38E+11	2.94E+11	0.55
CM242	1.48E+14	1.07E+14	0.73
CM244	1.14E+12	1.14E+12	1.00

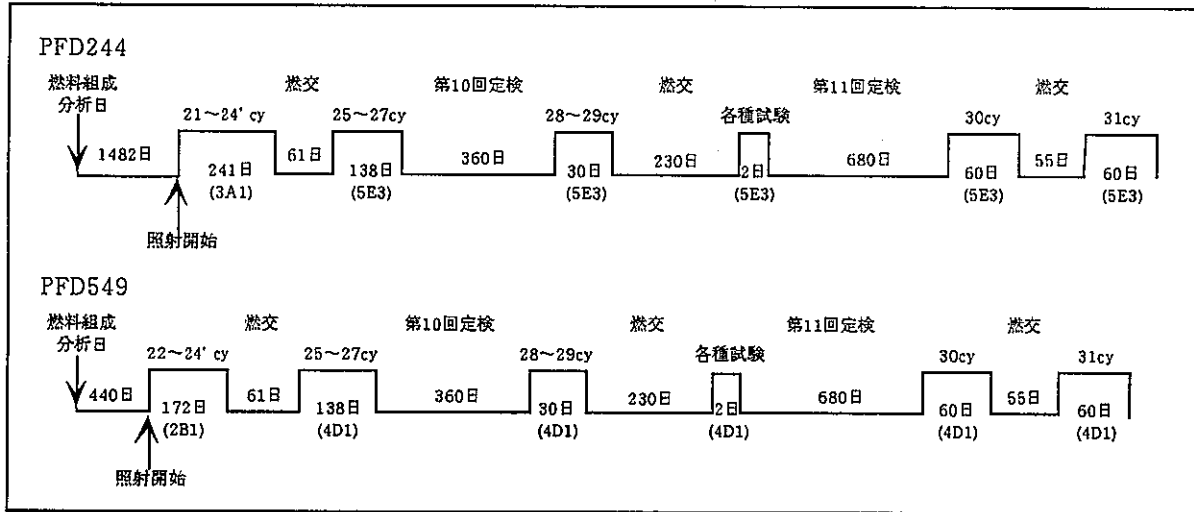
(照射終了後24日)

表3-3 主要アクチノイドの崩壊熱比較(PFD549)

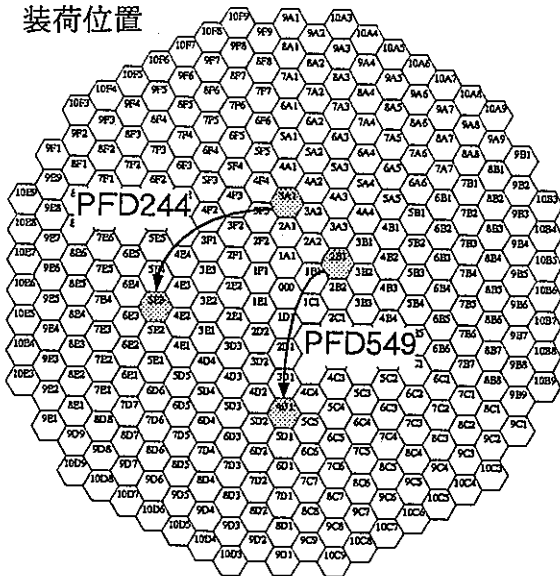
核種	崩壊熱(W)		B/A
	微量核種考慮:A	微量核種なし:B	
U237	8.90E-01	8.90E-01	1.00
NP239	5.41E-01	5.41E-01	1.00
PU238	1.84E+01	1.26E+00	0.07
PU239	3.31E+00	3.31E+00	1.00
PU240	5.35E+00	5.57E+00	1.04
PU241	5.37E-01	5.42E-01	1.01
PU243	6.33E-14	6.32E-14	1.00
AM241	8.72E+00	6.42E+00	0.74
AM242	1.65E-02	9.01E-03	0.55
CM242	1.47E+02	1.07E+02	0.73
CM244	1.08E+00	1.08E+00	1.00

(照射終了後24日)

(a) 照射履歴



(b) 装荷位置



(c) EFPDと中性子束

照射履歴	EFPD	PFD244	PFD549
		集合体平均燃焼度 58.1 GWd/t 中性子束 ($\times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$)	集合体平均燃焼度 59.0 GWd/t 中性子束 ($\times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$)
21サイクル	69	2.7	---
22サイクル	69	2.7	3.3
23サイクル	53	2.7	3.4
23'サイクル	7	2.8	3.4
24サイクル	42	2.7	3.2
25サイクル	65	1.9	2.1
25'サイクル	3	1.9	2.0
26サイクル	40	1.9	2.0
27サイクル	32	1.9	2.1
28サイクル	6	1.9	1.9
29サイクル	24	1.9	1.9
各種試験	2	1.9	2.0
30サイクル	60	1.9	1.9
31サイクル	55	2.0	2.1

図3-1 照射履歴の概要

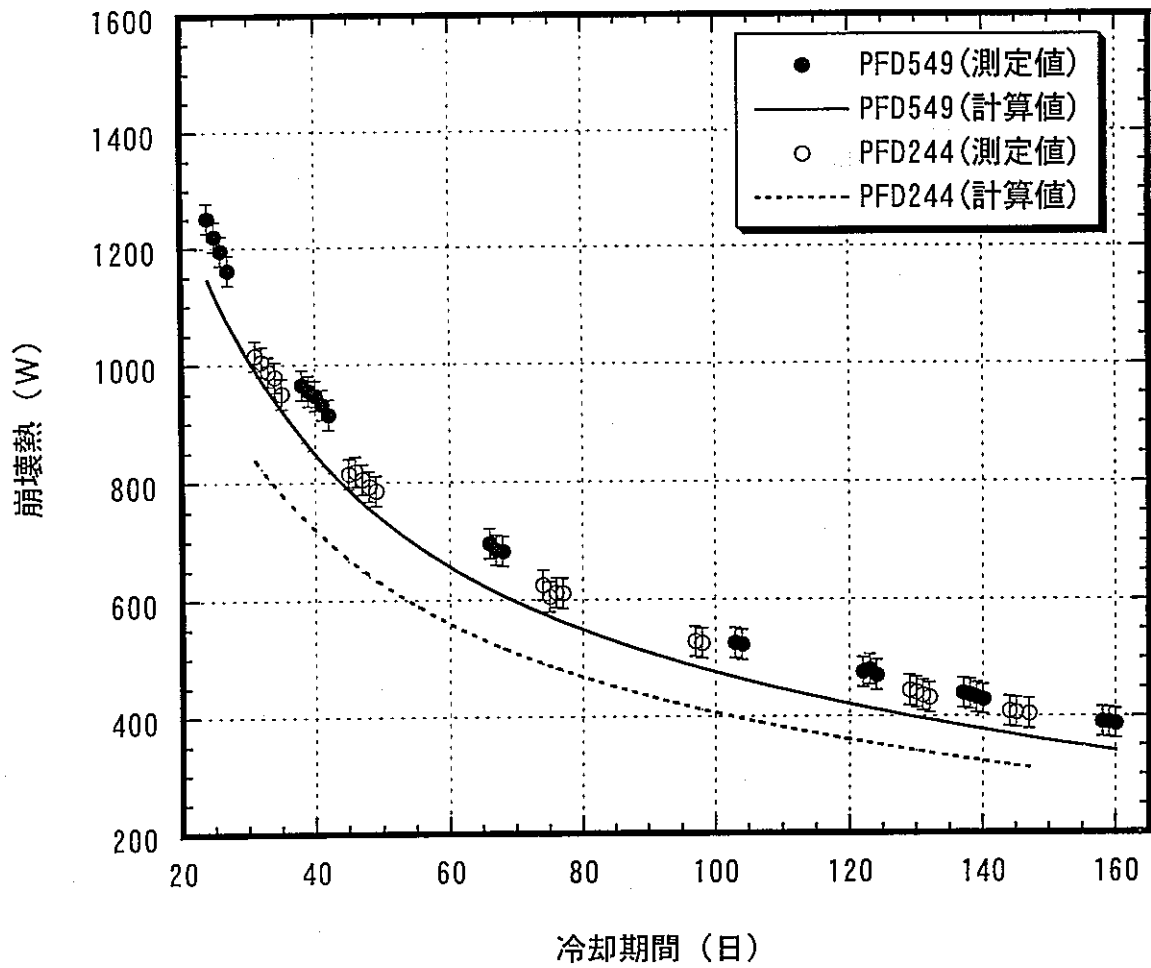


図 3 - 2 測定結果と計算値の比較

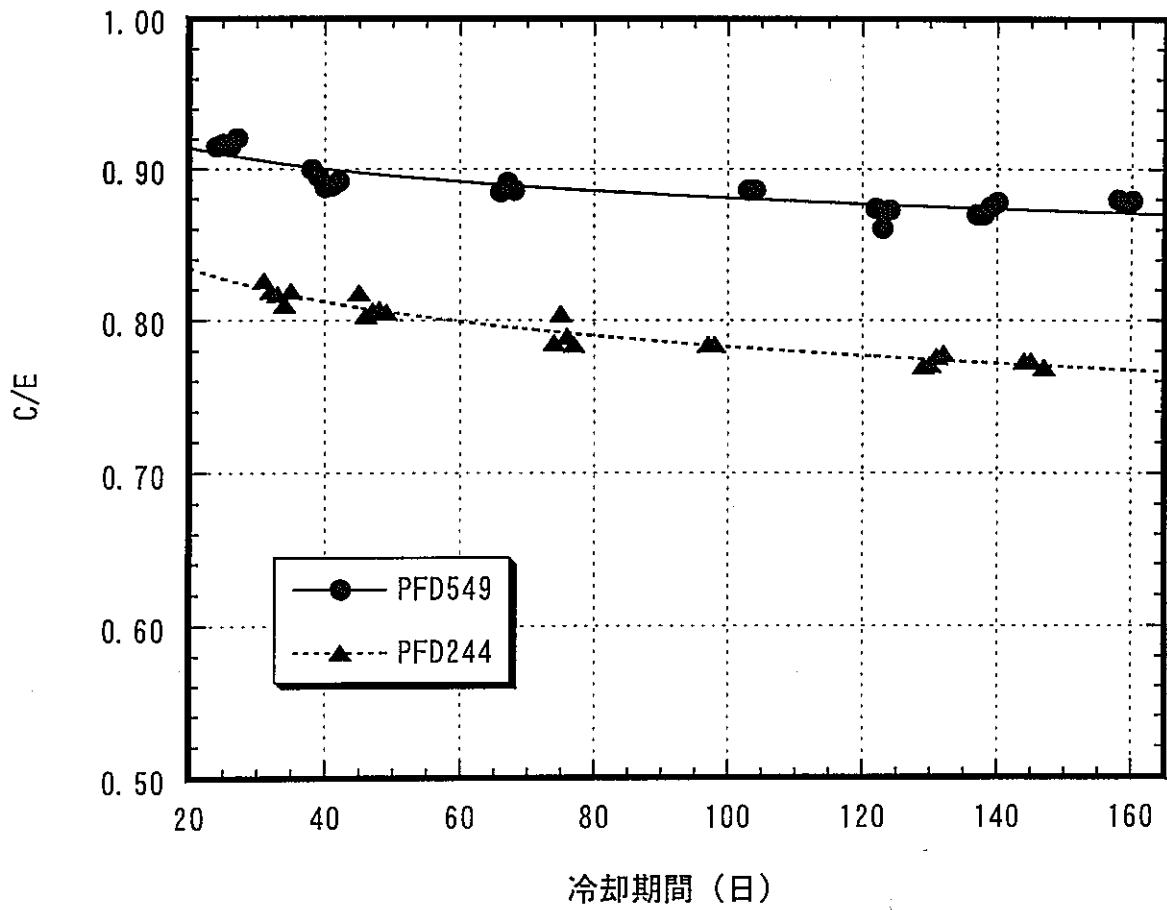


図 3 - 3 C/Eの冷却期間依存性

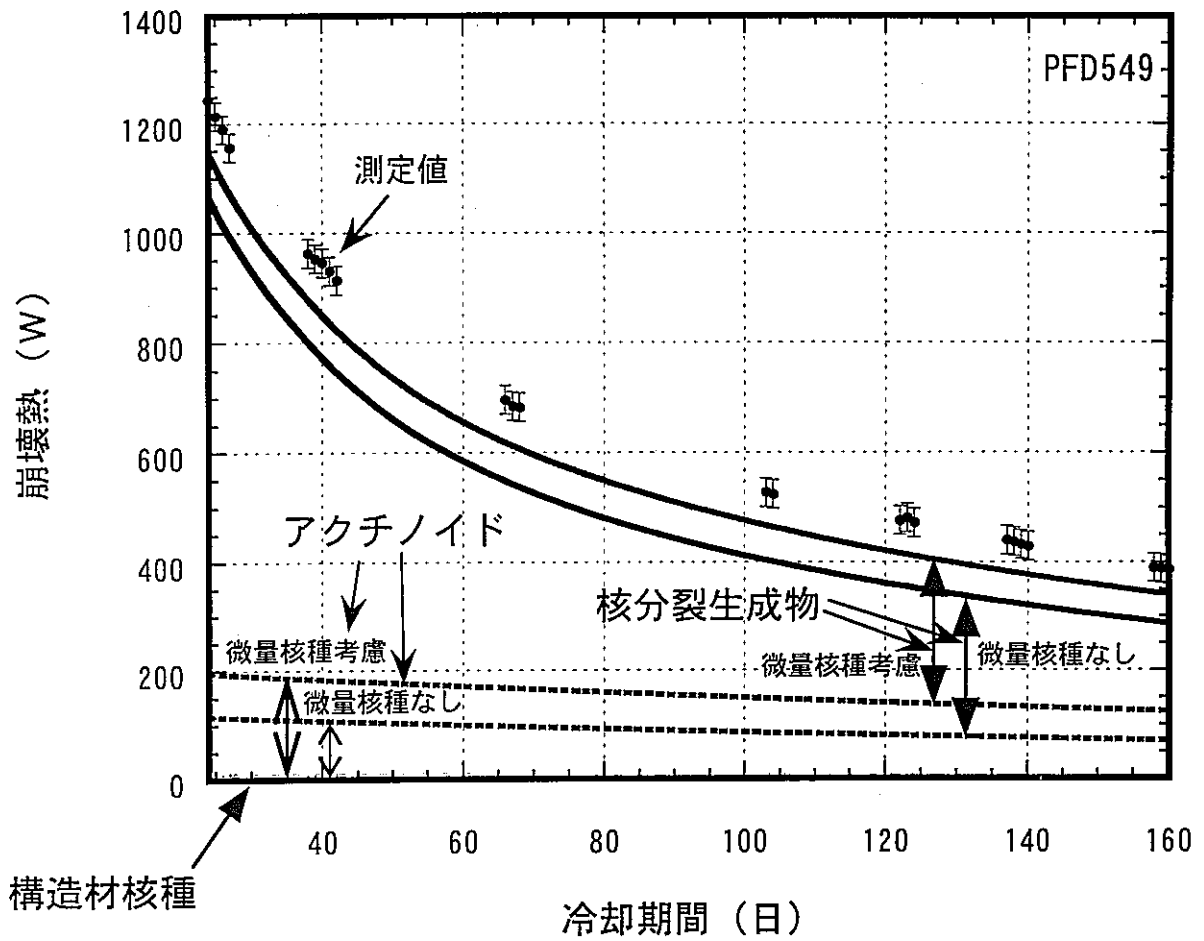


図 3 - 4 発熱成分の内訳
(計算結果、 ^{238}Pu 、 ^{241}Am の影響)

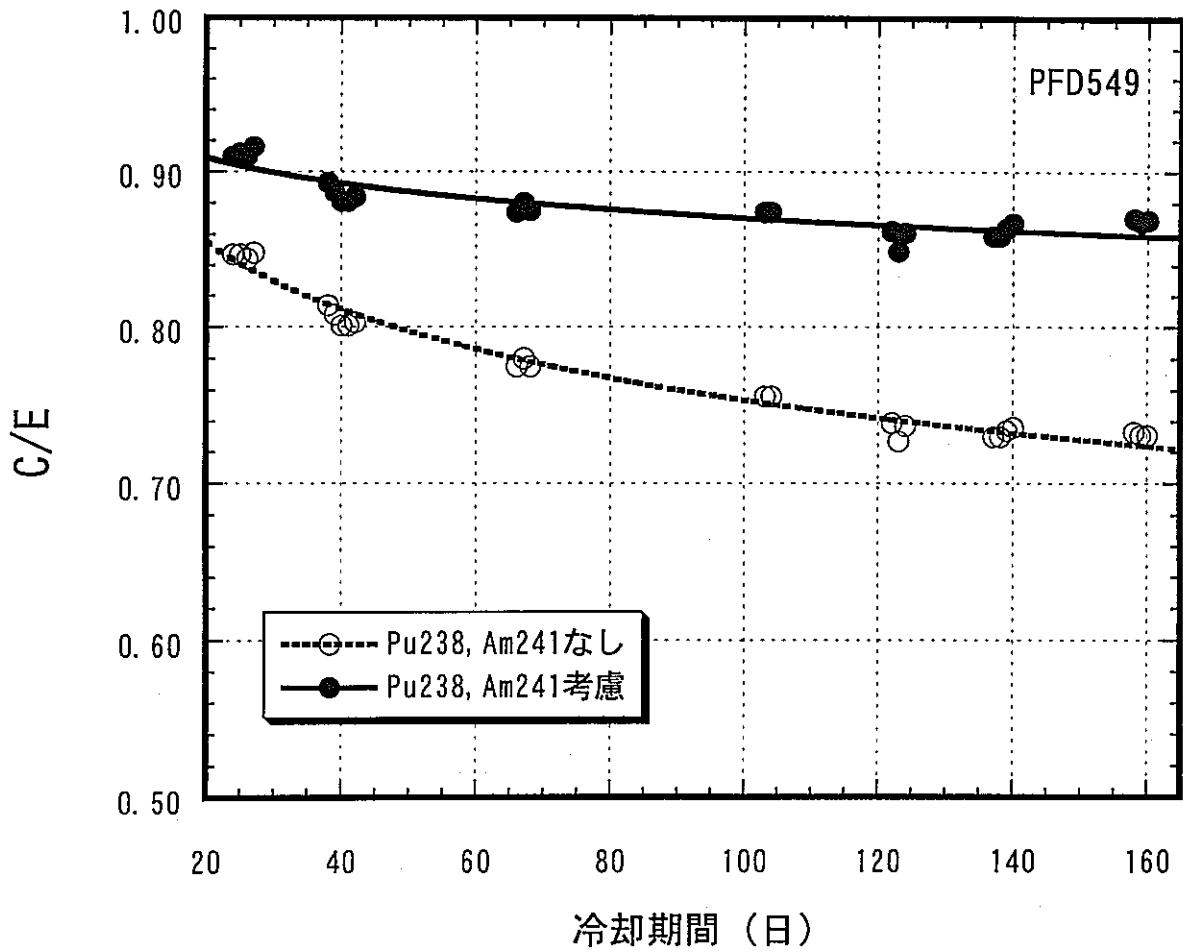


図 3 - 5 C/Eに及ぼす微量核種の影響

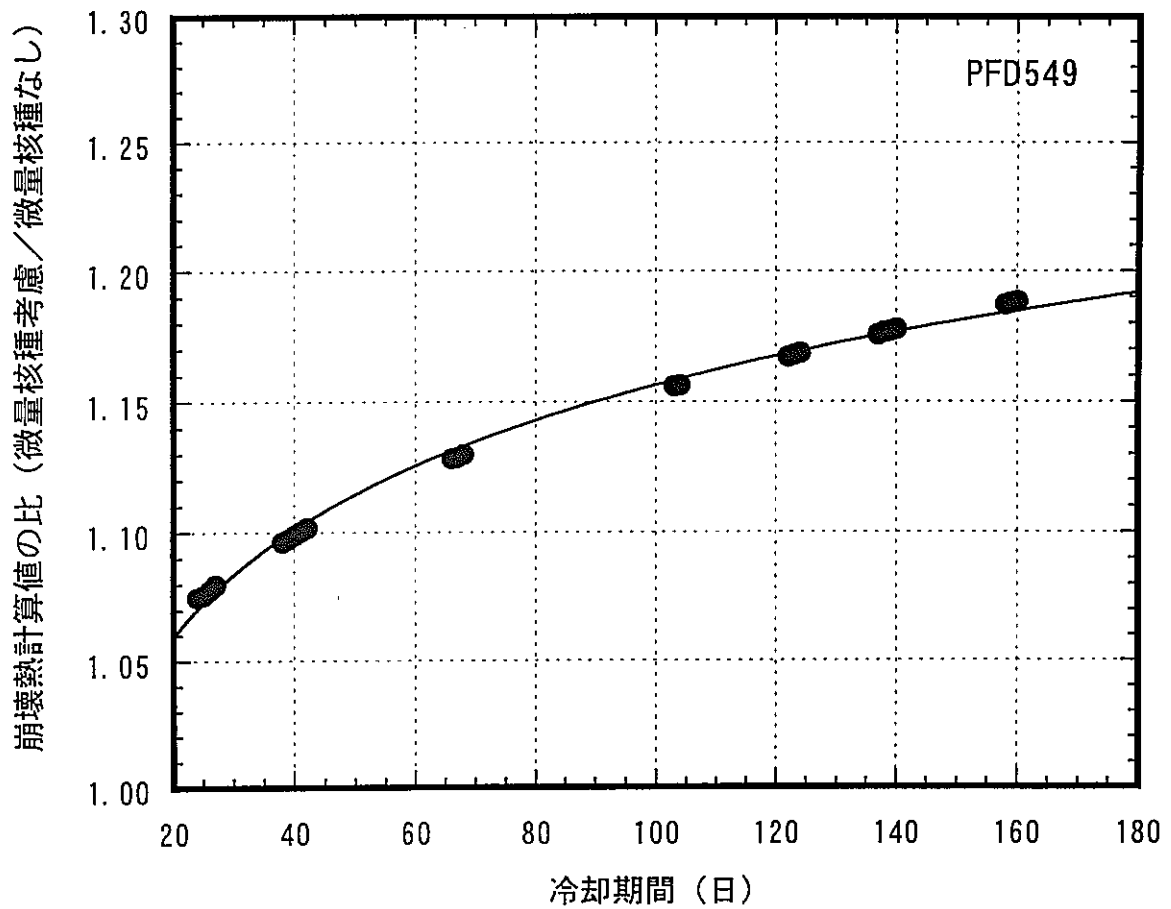


図 3 - 6 崩壊熱計算値への微量核種考慮の影響

第4章 結 言

燃焼度約 60GWd/t (集合体平均) の MK-II 燃料集合体 2 体について、冷却期間が 24～160 日の崩壊熱を測定し、オリジナルライブラリを JENDL-3.2 ベースの高速炉用ライブラリに入れ替えた ORIGEN2 コードによる計算結果との比較を行うとともに、計算条件の検討を行い、燃料に含まれる微量核種組成が計算精度に及ぼす影響を調べた。得られた主な結果は以下の通りである。

- (1)原子炉停止から 24 日後の崩壊熱は、約 1.25 ± 0.03 kW である。
- (2)ORIGEN2 コードによる崩壊熱計算値と測定値の比 (C/E) は約 0.9 であり、C/E には冷却期間依存性が見られた。
- (3)照射開始時に 1 % 程度含まれる ^{238}Pu 、 ^{241}Am の崩壊熱への寄与分は、冷却期間 24～160 日で 7～19%に達することがわかった。

今後は、照射条件等の異なる集合体の崩壊熱データを蓄積し、照射後試験も含めた詳細な解析・評価を実施して使用済燃料の崩壊熱評価の高精度化を進める。

謝 辞

崩壊熱測定試験では、技術課 野瀬正一氏ならびに原子カシステム㈱ 玉井晃氏に多大なご協力をいただきました。ここに深く感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) K. Tasaka et al. : "JNDC Nuclear Data Library of Fission Products - Second Version -", JAERI 1320 (1990).
- (2) K. Suyama, J. Katakura, M. Ishikawa, Y. Ohkawachi : "Development of Libraries for ORIGEN2 Code Based on JENDL-3.2", Proceedings of the 1997 Symposium on Nuclear Data, November 27-28, 1997, JAERI, Tokai, Japan, 9(1997).