

JAERI-M

9622

多目的高温ガス実験炉崩壊熱の解析  
—American National Standardに基づく—

1981年8月

土井 猛\*・三竹 晋

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

多目的高温ガス実験炉崩壊熱の解析  
— American National Standard に基く —

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部

土井 猛<sup>\*</sup>・三竹 晋

(1981年7月24日受理)

多目的高温ガス実験炉の原子炉運転停止後崩壊熱の時間挙動を、その代表的な燃料組成を対象に、アメリカ原子力学会で発行されたANS (American National Standard for Decay Heat Power in Light-Water Reactors) に基いて解析した。

運転中の発生出力、燃焼度、燃料組成変化等の炉物理量は、高温ガス炉格子燃焼計算コード DELIGHT-5 を用いて算出した。

解析は、一定出力密度の条件下で数種類の燃料濃縮度に対して行なった他、運転期間中に出力密度が変化した場合についても行ない、多目的高温ガス実験炉の崩壊熱に関する特性、とくに運転日数の長短による影響を明らかにした。

---

\* ) 業務協力員 (石川島播磨重工)

An Analysis of Decay Heat Power in the Experimental VHTR  
— Based on the American National Standard —

Takeshi DOI<sup>\*</sup> and Susumu MITAKE

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received July 24, 1981)

Decay heat power of the typical fuels loaded in the experimental multi-purpose very high temperature gas-cooled reactor (VHTR) has been calculated, based on the American National Standard which has been newly developed as to be applicable to light water reactors.

Physical constants of the reactor core, such as fission power during operation, burn-up of fissile atoms and change in composition, have been evaluated with the VHTR lattice burn-up code DELIGHT-5.

The analysis has been done for the fuels of different enrichments under a given power density and for the cases in which the power density changes during operation, then some characteristics of the VHTR decay heat, especially the effect of operation period, are shown.

Keywords; Decay Heat, After Heat, ANS, SHURE, DELIGHT-5, VHTR

---

\* On leave from Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.

## 目 次

1. 序 .....	1
2. 崩壊熱の表現 .....	2
2.1 変数定義 .....	2
2.2 F P 崩壊熱 .....	3
2.3 アクチニド崩壊熱 .....	4
3. 入力データの準備 .....	8
3.1 必要な入力データ .....	8
3.2 格子燃焼計算出力データ .....	8
3.3 入力データの計算 .....	8
4. 解 析 .....	9
4.1 格子燃焼計算 .....	9
4.2 崩壊熱の計算 .....	9
4.3 解析結果および検討 .....	10
5. 結 び .....	18
付録A 崩壊熱源について .....	19
付録B 崩壊熱の表現について .....	21
付録C 計算プログラムについて .....	25

## CONTENTS

1. Introduction .....	1
2. Formulation .....	2
2.1 Definitions .....	2
2.2 Fission Product Decay Heat .....	3
2.3 $^{239}\text{U}$ and $^{239}\text{Np}$ Decay Heat .....	4
3. Preparation of Input Data .....	8
3.1 Necessary Input Data .....	8
3.2 Output from Lattice Burn-up Calculations .....	8
3.3 Calculation of Input Data .....	8
4. Analysis .....	9
4.1 Lattice Burn-up Calculations .....	9
4.2 Decay Heat Calculations .....	9
4.3 Results and Discussions .....	10
5. Conclusions .....	18
Appendix A Sources of Decay Heat .....	19
Appendix B Formulation of Decay Heat .....	21
Appendix C Computer Program .....	25

## 1. 序

崩壊熱とは原子炉内で核反応により生成された核種がより安定な核種に遷移する崩壊過程で放出されるエネルギーである。核分裂反応による発熱が終了した後も炉心内の発熱が持続するため、運転停止後の炉心内の熱流動的挙動を把握するには、崩壊熱の発生量を定量的に求める必要がある。

崩壊熱源は多数存在するが、寄与の大部分を占めるものは、核分裂生成物(FP)の崩壊、アクチノイド核種の崩壊である。これらの熱源から放出される崩壊熱を炉物理的立場から厳密に求めることは、原子炉の運転履歴と時間に依存した炉心内の組成を知る必要があり、膨大な物理量を扱うため、現実的には不可能である。

崩壊熱の定量化を簡単なものにするために、多くの研究者により、いくつかの理想化された状態の概念が導入された。例えば、FP崩壊熱を核分裂核種単位に整理すること、FPの中性子吸収による効果を分離すること、FPの崩壊熱に瞬時核分裂バースト、無限時間照射の概念を採用すること等である。

アメリカ原子力学会は、これら理想化された状態に対応する数多くの実験データ、理論計算結果を評価して、軽水炉に対する崩壊熱計算法の基準(ANS<sup>(\*)</sup>)を設けた。

この基準は、U、Pu から成る軽水炉の設計、性能評価、安全性評価のために作られたものであり、次のような特徴を持っている。

- (i) 炉停止後  $1 \times 10^9$  秒までの時間範囲を扱う。
- (ii) FP崩壊熱は、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$  および  $^{238}\text{U}$  の核分裂によるものが数値テーブルとして用意されている。
- (iii) FPの中性子吸収による崩壊熱への影響は、典型的な軽水炉の中性子スペクトルによる上限を想定した補正係数として考慮される。
- (iv) アクチノイド核種チェインは、 $^{239}\text{U}$  と  $^{239}\text{Np}$  のみから構成されるものとし、その崩壊熱は解析的な表現で与えられる。

但し、この基準は燃料組成の一点に対して適用されるもので、炉心内空間分布は考慮出来ない。

ANSの崩壊熱の表現は非常に簡単になっているものの、重要なパラメーターは炉物理的に複雑な過程を経て計算されるものであり、これは利用者が評価を行なって入力しなくてはならない。

ANSが他の炉型にも適用出来るという前提のもとに、ANSに基いて高温ガス炉の崩壊熱を解析する場合、これらの炉物理的なパラメーターは、高温ガス炉用格子燃焼解析コード DELIGHT-5<sup>(\*\*)</sup>を用いて求めることが出来る。DELIGHT-5コードより出力された燃焼依存データからANSで要求されているパラメーターは容易に計算される。

(\*) American Nuclear Society "American National Standard for Decay Heat in Light-Water Reactors" ANSI/ANS-5.1-1979(1979)

(\*\*) 新藤隆一、他「高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード DELIGHT-4」, JAERI-M 8097(1979)

本報告書は、DELIGHT-5コードを用い、ANSに基いた高温ガス炉の崩壊熱解析手法と、多目的高温ガス実験炉の代表的な燃料組成の崩壊熱特性について述べる。

## 2. 崩 壊 熱

ANSでは、典型的な軽水炉の中性子スペクトルによるFP崩壊熱、アクチノイド核種崩壊熱およびそれらの誤差の表現が以降のように与えられている。

### 2.1 変数定義

$T'$	: 運転開始後の時刻 (sec)
$T$	: 全運転期間 (sec)
$t$	: 炉停止後冷却時間 (sec)
$f_i(t)$	: 核分裂核種 $i$ の核分裂パルスによる $t$ 秒後のFP崩壊熱 (MeV/sec/fission)
$\Delta f_i(t)$	: $f_i(t)$ の標準偏差 (MeV/sec/fission)
$F_i(t, T)$	: 核種 $i$ が一定な割合で $T$ 秒間核分裂し、終了 $t$ 秒後のFP崩壊熱 (MeV/fission)。但し、FPの中性子吸収による効果は含んでいない。
$\Delta F_i(t, T)$	: $F_i(t, T)$ の標準偏差 (MeV/fission)
$Q_i$	: 核種 $i$ の核分裂により、FP崩壊までに放出し得るエネルギー (MeV/fission)
$\Delta Q_i$	: $Q_i$ の標準偏差 (MeV/fission)
$P_{i\alpha}$	: 運転期間 $T_\alpha$ の間に核種 $i$ の核分裂により発生する平均出力 (MeV/sec)
$\Delta P_{i\alpha}$	: $P_{i\alpha}$ の標準偏差 (MeV/sec)
$\alpha$	: 一定出力での運転期間を表わす指標
$P_d(t, T)$	: $T$ 秒間運転し、炉停止後 $t$ 秒の全FP崩壊熱 (MeV/sec)
$P'_d(t, T)$	: FPの中性子吸収による効果を補正していない全FP崩壊熱 (MeV/sec)
$P_{di}'(t, T)$	: FPの中性子吸収による効果を補正していない核種 $i$ のFP崩壊熱 (MeV/sec)
$G(t)$	: FPの中性子吸収による効果を補正する係数
$\psi$	: 初期核分裂核種当りの核分裂割合 (FIFA)
$P_i(T')$	: 時刻 $T'$ において核種 $i$ により発生される出力 (MeV/sec)
$P(T')$	: 時刻 $T'$ における全発生出力 (MeV/sec)
$\Delta P(T')$	: $P(T')$ の標準偏差
$F_{239U}(t, T)$	: $T$ 秒間運転し、炉停止後 $t$ 秒における $^{239}\text{U}$ の崩壊により発生するエネルギー (MeV/fission)
$F_{239Np}(t, T)$	: $^{239}\text{U}$ の崩壊により発生するエネルギー (MeV/fission)
$E_{239U}$	: $^{239}\text{U}$ の崩壊により放出される平均エネルギー (0.474 MeV)
$E_{239Np}$	: $^{239}\text{Np}$ の崩壊により放出される平均エネルギー (0.419 MeV)
$\lambda_1$	: $^{239}\text{U}$ の崩壊定数 ( $4.91 \times 10^{-4} \text{ sec}^{-1}$ )



本報告書は、DELIGHT-5コードを用い、ANSに基いた高温ガス炉の崩壊熱解析手法と、多目的高温ガス実験炉の代表的な燃料組成の崩壊熱特性について述べる。

## 2. 崩 壊 熱

ANSでは、典型的な軽水炉の中性子スペクトルによるFP崩壊熱、アクチノイド核種崩壊熱およびそれらの誤差の表現が以降のように与えられている。

### 2.1 変数定義

$T'$	: 運転開始後の時刻 (sec)
$T$	: 全運転期間 (sec)
$t$	: 炉停止後冷却時間 (sec)
$f_i(t)$	: 核分裂核種 $i$ の核分裂パルスによる $t$ 秒後のFP崩壊熱 (MeV/sec/fission)
$\Delta f_i(t)$	: $f_i(t)$ の標準偏差 (MeV/sec/fission)
$F_i(t, T)$	: 核種 $i$ が一定な割合で $T$ 秒間核分裂し、終了 $t$ 秒後のFP崩壊熱 (MeV/fission)。但し、FPの中性子吸収による効果は含んでいない。
$\Delta F_i(t, T)$	: $F_i(t, T)$ の標準偏差 (MeV/fission)
$Q_i$	: 核種 $i$ の核分裂により、FP崩壊までに放出し得るエネルギー (MeV/fission)
$\Delta Q_i$	: $Q_i$ の標準偏差 (MeV/fission)
$P_{i\alpha}$	: 運転期間 $T_\alpha$ の間に核種 $i$ の核分裂により発生する平均出力 (MeV/sec)
$\Delta P_{i\alpha}$	: $P_{i\alpha}$ の標準偏差 (MeV/sec)
$\alpha$	: 一定出力での運転期間を表わす指標
$P_d(t, T)$	: $T$ 秒間運転し、炉停止後 $t$ 秒の全FP崩壊熱 (MeV/sec)
$P'_d(t, T)$	: FPの中性子吸収による効果を補正していない全FP崩壊熱 (MeV/sec)
$P_{di}'(t, T)$	: FPの中性子吸収による効果を補正していない核種 $i$ のFP崩壊熱 (MeV/sec)
$G(t)$	: FPの中性子吸収による効果を補正する係数
$\psi$	: 初期核分裂核種当りの核分裂割合 (FIFA)
$P_i(T')$	: 時刻 $T'$ において核種 $i$ により発生される出力 (MeV/sec)
$P(T')$	: 時刻 $T'$ における全発生出力 (MeV/sec)
$\Delta P(T')$	: $P(T')$ の標準偏差
$F_{239U}(t, T)$	: $T$ 秒間運転し、炉停止後 $t$ 秒における $^{239}\text{U}$ の崩壊により発生するエネルギー (MeV/fission)
$F_{239Np}(t, T)$	: $^{239}\text{U}$ の崩壊により発生するエネルギー (MeV/fission)
$E_{239U}$	: $^{239}\text{U}$ の崩壊により放出される平均エネルギー (0.474 MeV)
$E_{239Np}$	: $^{239}\text{Np}$ の崩壊により放出される平均エネルギー (0.419 MeV)
$\lambda_1$	: $^{239}\text{U}$ の崩壊定数 ( $4.91 \times 10^{-4} \text{ sec}^{-1}$ )

$\lambda_2$  :  $^{239}\text{Np}$  の崩壊定数 ( $3.41 \times 10^{-6} \text{sec}^{-1}$ )

R : 炉停止時組成に対する, 核分裂当りに  $^{239}\text{U}$  が生成される割合

## 2.2 FP崩壊熱

FP崩壊熱は以下のように表わされる。

$$P_d(t, T) = P'_d(t, T) \cdot G(t) \quad (2-1)$$

$$P'_d(t, T) = \sum_{i=1}^3 P'_{d_i}(t, T) \quad (2-2)$$

$$\left(\frac{\Delta P_d}{P_d}\right)^2 = \left(\frac{\Delta P'_d}{P'_d}\right)^2 + \left(\frac{\Delta P}{P}\right)^2 \quad (2-3)$$

$$|\Delta P'_d| = \sum_{i=1}^3 |\Delta P'_{d_i}| \quad (2-4)$$

但し,  $i=1$  は  $^{235}\text{U}$ ,  $i=2$  は  $^{239}\text{Pu}$ ,  $i=3$  は  $^{238}\text{U}$  を表わす。  $P'_{d_i}(t, T)$  および  $\Delta P'_{d_i}$  はベースとなるデータにより算出法が異なる。

### (1) $f_i(t)$ による崩壊熱の表現

基礎データとして  $f_i(t)$  を用いた場合,  $P'_{d_i}(t, T)$ ,  $\Delta P'_{d_i}$  は次のように表わされる。

$$P'_{d_i}(t, T) = \int_0^T \frac{P_i(T')}{Q_i} f_i(t+T-T') dT' \quad (2-5)$$

$$\left(\frac{\Delta P'_{d_i}}{P'_{d_i}}\right)^2 = \left(\frac{\Delta Q_i}{Q_i}\right)^2 + \left(\frac{1}{P'_{d_i}} \int_0^T \frac{P_i(T')}{Q_i} \Delta f_i(t+T-T') dT'\right)^2 \quad (2-6)$$

### (2) $F_i(t, \infty)$ による崩壊熱の表現

Fig. 2.1 に示すようなヒストグラム状の出力運転に対し  $F_i(t, \infty)$  をデータとして用いた場合,  $P'_{d_i}(t, T)$ ,  $\Delta P'_{d_i}$  は次のように表わされる。

$$P'_{d_i}(t, T) = \sum_{\alpha=1}^N \frac{P_{i\alpha}}{Q_i} F_i(t_\alpha, T_\alpha) \quad (2-7)$$

$$F_i(t_\alpha, T_\alpha) = F_i(t_\alpha, \infty) - F_i(t_\alpha + T_\alpha, \infty) \quad (2-8)$$

$$T = \sum_{\alpha=1}^N T_\alpha \quad (2-9)$$

$$t_1 = t, t_2 = t + T_1, \dots, t_N = t + \sum_{\alpha=1}^{N-1} T_\alpha \quad (2-10)$$

$$\left(\frac{\Delta P'_{d_i}}{P'_{d_i}}\right)^2 = \left(\frac{\Delta Q_i}{Q_i}\right)^2 + \left[\frac{1}{P'_{d_i}} \sum_{\alpha=1}^N \frac{P_{i\alpha}}{Q_i} \Delta F_i(t_\alpha, T_\alpha)\right]^2 \quad (2-11)$$

$$\Delta F_i(t_\alpha, T_\alpha) = \Delta F_i(t_\alpha, \infty) - \Delta F_i(t_\alpha + T_\alpha, \infty) \quad (2-12)$$

(3)  $f_i(t), F_i(t, \infty)$  データ

$^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  および  $^{238}\text{U}$  に対する  $f_i(t), F_i(t, \infty)$  を 23 個の指数関数で合成した場合の各項の係数を Table 2.1 に示す。すなわち,  $f_i(t), F_i(t, \infty)$  は以下のように表わされる。

$$f_i(t) = \sum_{j=1}^{23} \alpha_{ij} e^{-\lambda_{ij}t} \quad (2-13)$$

$$F_i(t, \infty) = \sum_{j=1}^{23} \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} e^{-\lambda_{ij}t} \quad (2-14)$$

(4) FP の中性子吸収効果

FP が中性子を吸収することによる崩壊熱への効果は係数  $G(t)$  により表わされる。

$t < 10^4$  秒に対しては,  $T < 1.2614 \times 10^8$  秒 (4 年),  $\psi < 3.0$  の場合,  $G(t)$  は次式が用いられる。

$$G(t) = 1.0 + (3.24 \times 10^{-6} + 5.23 \times 10^{-10} \cdot t) \cdot T^{0.4} \cdot \psi \quad (2-15)$$

$10^4 < t < 10^9$  秒に対しては, Table 2.2 に示す  $G_{\max}(t)$  が採用される。 $t < 10^4$  秒に対しても同表を適用することも可能である。

## 2.3 アクチニド核種崩壊熱

$^{239}\text{U}$  と  $^{239}\text{Np}$  が崩壊する際に放出される出力  $P_{\text{dHE}}(t, T)$  は次のように表わされる。

$$P_{\text{dHE}}(t, T) = \frac{P}{Q} [F_{^{239}\text{U}}(t, T) + F_{^{239}\text{Np}}(t, T)] \quad (2-16)$$

$$F_{^{239}\text{U}}(t, T) = E_{^{239}\text{U}} \cdot R (1 - e^{-\lambda_1 t}) e^{-\lambda_1 T} \quad (2-17)$$

$$F_{^{239}\text{Np}}(t, T) = E_{^{239}\text{Np}} \cdot R \left\{ \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} (1 - e^{-\lambda_1 T}) e^{-\lambda_2 t} - \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} (1 - e^{-\lambda_1 t}) e^{-\lambda_1 T} \right\} \quad (2-18)$$

但し,  $P$  は運転期間を通しての最大出力,  $Q$  は炉停止時組成に対する, 核分裂当りに放出されるエネルギーである。

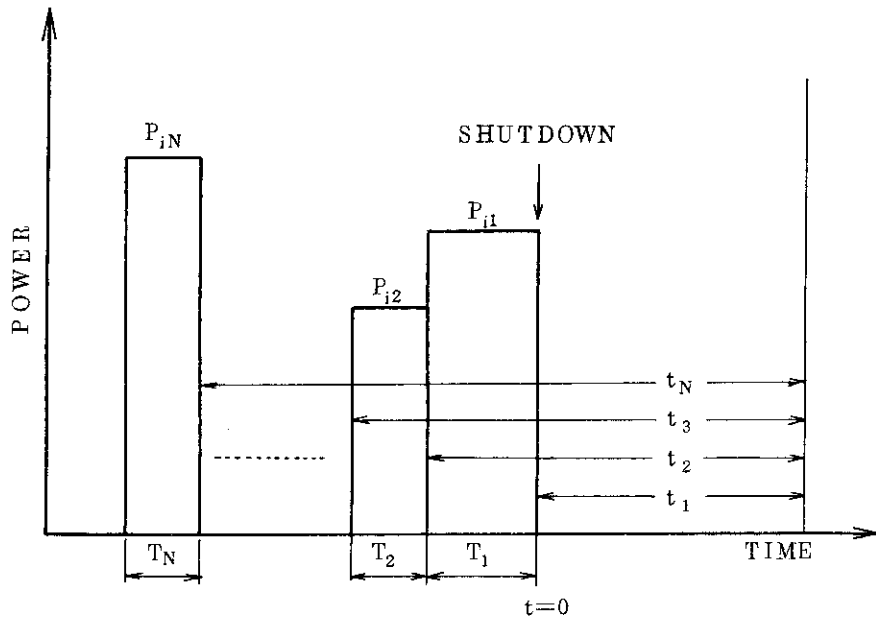


Fig. 2.1 Reactor operating power histogram

Table 2.1 Parameters for Fuction  $f_i(t)$  and  $F_i(t, \infty)$

j	<sup>235</sup> U Thermal Fission			<sup>239</sup> Pu Thermal Fission			<sup>235</sup> U Fast Fission		
	$\alpha_{1j}$	$\lambda_{1j}$	$\alpha_{2j}$	$\alpha_{2j}$	$\lambda_{2j}$	$\alpha_{3j}$	$\lambda_{3j}$	$\alpha_{3j}$	$\lambda_{3j}$
1	6.5057E-01	2.2138E+01	2.083E-01	2.083E-01	1.002E+01	1.2311E+0	3.2881E+0	1.2311E+0	3.2881E+0
2	5.1264E-01	5.1587E-01	3.853E-01	3.853E-01	6.433E-01	1.1486E+0	9.3805E-1	1.1486E+0	9.3805E-1
3	2.4384E-01	1.9594E-01	2.213E-01	2.213E-01	2.186E-01	7.0701E-1	3.7073E-1	7.0701E-1	3.7073E-1
4	1.3850E-01	1.0314E-01	9.460E-02	9.460E-02	1.004E-01	2.5209E-1	1.1118E-1	2.5209E-1	1.1118E-1
5	5.5440E-02	3.3656E-02	3.531E-02	3.531E-02	3.728E-02	7.1870E-2	3.6143E-2	7.1870E-2	3.6143E-2
6	2.2225E-02	1.1681E-02	2.292E-02	2.292E-02	1.435E-02	2.8291E-2	1.3272E-2	2.8291E-2	1.3272E-2
7	3.3088E-03	3.5870E-03	3.946E-03	3.946E-03	4.549E-03	6.8882E-3	5.0133E-3	6.8882E-3	5.0133E-3
8	9.3015E-04	1.3930E-03	1.317E-03	1.317E-03	1.328E-03	1.2322E-3	1.3655E-3	1.2322E-3	1.3655E-3
9	8.0943E-04	6.2630E-04	7.052E-04	7.052E-04	5.356E-04	6.8409E-4	5.5158E-4	6.8409E-4	5.5158E-4
10	1.9567E-04	1.8906E-04	1.432E-04	1.432E-04	1.730E-04	1.6975E-4	1.7873E-4	1.6975E-4	1.7873E-4
11	3.2535E-05	5.4988E-05	1.765E-05	1.765E-05	4.881E-05	2.4182E-5	4.9032E-5	2.4182E-5	4.9032E-5
12	7.5595E-06	2.0958E-05	7.347E-06	7.347E-06	2.006E-05	6.6356E-6	1.7058E-5	6.6356E-6	1.7058E-5
13	2.5232E-06	1.0010E-05	1.747E-06	1.747E-06	8.319E-06	1.0075E-6	7.0465E-6	1.0075E-6	7.0465E-6
14	4.9948E-07	2.5438E-06	5.481E-07	5.481E-07	2.358E-06	4.9894E-7	2.3190E-6	4.9894E-7	2.3190E-6
15	1.8531E-07	6.6361E-07	1.671E-07	1.671E-07	6.450E-07	1.6352E-7	6.4480E-7	1.6352E-7	6.4480E-7
16	2.6608E-08	1.2290E-07	2.112E-08	2.112E-08	1.278E-07	2.3355E-8	1.2649E-7	2.3355E-8	1.2649E-7
17	2.2398E-09	2.7213E-08	2.996E-09	2.996E-09	2.466E-08	2.8094E-9	2.5548E-8	2.8094E-9	2.5548E-8
18	8.1641E-12	4.3714E-09	5.107E-11	5.107E-11	9.378E-09	3.6236E-11	8.4782E-9	3.6236E-11	8.4782E-9
19	8.7797E-11	7.5780E-10	5.703E-11	5.703E-11	7.450E-10	6.4577E-11	7.5130E-10	6.4577E-11	7.5130E-10
20	2.5131E-14	2.4786E-10	4.138E-14	4.138E-14	2.426E-10	4.4963E-14	2.4188E-10	4.4963E-14	2.4188E-10
21	3.2176E-16	2.2384E-13	1.088E-15	1.088E-15	2.210E-13	3.6654E-16	2.2739E-13	3.6654E-16	2.2739E-13
22	4.5038E-17	2.4600E-14	2.454E-17	2.454E-17	2.640E-14	5.6293E-17	9.0536E-14	5.6293E-17	9.0536E-14
23	7.4791E-17	1.5699E-14	7.557E-17	7.557E-17	1.380E-14	7.1602E-17	5.6098E-15	7.1602E-17	5.6098E-15

Table 2.2 Correction Factor  $G_{\max}(t)$  for Neutron Absorption

Time After Shutdown (sec)	$G_{\max}(t)$	Time After Shutdown (sec)	$G_{\max}(t)$
1.0	1.020	6.0E+4	1.111
1.5	1.020	8.0E+4	1.119
2.0	1.020	1.0E+5	1.124
4.0	1.021	1.5E+5	1.130
6.0	1.022	2.0E+5	1.131
8.0	1.022	4.0E+5	1.126
1.0E+1	1.022	6.0E+5	1.124
1.5E+1	1.022	8.0E+5	1.123
2.0E+1	1.022	1.0E+6	1.124
4.0E+1	1.022	1.5E+6	1.125
6.0E+1	1.022	2.0E+6	1.127
8.0E+1	1.022	4.0E+6	1.134
1.0E+2	1.023	6.0E+6	1.146
1.5E+2	1.024	8.0E+6	1.162
2.0E+2	1.025	1.0E+7	1.181
4.0E+2	1.028	1.5E+7	1.233
6.0E+2	1.030	2.0E+7	1.284
8.0E+2	1.032	4.0E+7	1.444
1.0E+3	1.033	6.0E+7	1.535
1.5E+3	1.037	8.0E+7	1.586
2.0E+3	1.039	1.0E+8	1.598
4.0E+3	1.048	1.5E+8	1.498
6.0E+3	1.054	2.0E+8	1.343
8.0E+3	1.060	4.0E+8	1.065
1.0E+4	1.064	6.0E+8	1.021
1.5E+4	1.074	8.0E+8	1.012
2.0E+4	1.081	1.0E+9	1.007
4.0E+4	1.088		

### 3. 入力データの準備

ANS に基き、 $F_i(t, \infty)$  データを用いて解析を行なう場合、格子燃焼解析コード等により、運転履歴に依存する炉物理的なパラメーターを計算して準備する必要がある。

#### 3.1 必要な入力データ

ANS で要求されるパラメーターは以下のものである。

- $P_{i\alpha}$  : 核種  $i$  の核分裂による発生出力を運転期間  $T_\alpha$  で平均したもの (w/cc)
- $\Psi$  : 初期核分裂核種当りの核分裂数 (FIFA)
- $R$  : 炉停止時組成に対する、核分裂当りの  $^{239}\text{U}$  生成割合

#### 3.2 格子燃焼計算出力データ

格子燃焼解析コード DELIGHT - 5 からは、以下の燃焼度依存パラメーターが出力される。

- $B$  : 燃焼度 (MWD/T)
- $N_i(B)$  : 核分裂性核種  $i$  の原子数密度 ( $i = 1, 2, 3$ )
- $\Psi(B)$  : FIFA 値
- $\Phi(E, B)$  : 中性子スペクトル ( $\text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ )
- $\sigma_{fi}(E, B)$  : 核種  $i$  の微視核分裂断面積 ( $i = 1, 2, 3$ )
- $\sigma_a(E, B)$  :  $^{238}\text{U}$  の微視吸収断面積

#### 3.3 入力データの計算

解析対象となる燃料組成の炉心が、出力密度  $P$  (w/cc) で  $T_\alpha$  (日) 運転された場合、各パラメーターは次のように計算される。初期重金属密度を  $w$  (g/cc) とする。

$$BU = \frac{T \cdot P}{W} \quad (\text{MWD/T}) \quad (3-1)$$

$$P_{i\alpha} = P \cdot \frac{Q_i F_i}{\sum_{i=1}^3 Q_i F_i} \quad (i = 1, 2, 3) \quad (3-2)$$

$$F_i = \frac{1}{BU} \int_0^{BU} dB \int_0^\infty dE N_i(B) \sigma_{fi}(E, B) \Phi(E, B) \quad (i = 1, 2, 3) \quad (3-3)$$

$$R = \frac{\int_0^\infty dE \Phi(E, BU) N_3(BU) \sigma_a(E, BU)}{\int_0^\infty dE \Phi(E, BU) \sum_{i=1}^3 N_i(BU) \sigma_{fi}(E, BU)} \quad (3-4)$$

尚,  $P_{i\alpha}$  は (w/cc) 単位としてあるが, (7)式より,  $F_i(t, T)$  と  $Q_i$  を (MeV/fission) 単位とすれば,  $P_{i\alpha}$  は  $P$  と同じ単位になることが分かる。また,  $R$  を求める際に,  $^{238}\text{U}$  は中性子吸収により全て  $^{239}\text{U}$  に変わるものとした。 $\Psi$  は, 格子燃焼計算の出力を直接用いた。

## 4. 解 析

多目的高温ガス実験炉の炉心燃料組成を対象に, DELIGHT-5コードによる燃焼計算データを用い, ANS に基いて崩壊熱解析を行なった。

### 4.1 格子燃焼計算

格子燃焼計算は以下の条件で行なった。

燃 焼 組 成 :  $^{235}\text{U}$  濃縮度 5.0, 4.0, 3.0 および 2.5% の標準燃料体 (可燃性毒物は含まない)

温 度 : 燃料 1200°K, 減速材 900°K (炉心内の平均的な温度とした)

群 数 : 6 群

燃焼ステップ : 0, 10, 60, 120, 180, 240, 300, 360, 420, 480, 540, 600 (日) (12ステップ)

最大燃焼度 :  $3.46 \times 10^4$  (MWD/T)

### 4.2 崩壊熱の計算

崩壊熱解析の対象と計算条件を以下に示す。

燃料濃縮度 : 5.0, 4.0, 3.0, 2.5% (4種類)

運 転 日 数 : 10, 50, 150, 300, 450 日 (5種類)

出力密度 : 6.0 w/cc

解析は, 一定出力密度の他に, 濃縮度 4.0%, 全燃焼日数 300 日の平均出力密度が 6.0 w/cc となるようなヒストグラム状の出力状態 (Fig. 4.1) に対しても計算を行なった。

$Q_1, Q_2, Q_3$  は, いずれも同じ値 200 MeV を採用し, 初期重金属密度  $w = 8.467 \times 10^{-2}$  (g/cc) を用いた。

DELIGHT-5 からの出力データを ANS に必要な形に処理したものを Table 4.1 ~ Table 4.5 に示す。この表には, 炉停止時の燃焼度,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$  の原子数密度, F I F A 値,  $R$  値と運転期間中の  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$  の核分裂による出力の平均値が示されている。



尚、 $P_{i\alpha}$ は(w/cc)単位としてあるが、(7)式より、 $F_i(t, T)$ と $Q_i$ を(MeV/fission)単位とすれば、 $P_{i\alpha}$ はPと同じ単位になることが分かる。また、Rを求める際に、 $^{238}\text{U}$ は中性子吸収により全て $^{239}\text{U}$ に変わるものとした。 $\Psi$ は、格子燃焼計算の出力を直接用いた。

## 4. 解 析

多目的高温ガス実験炉の炉心燃料組成を対象に、DELIGHT-5コードによる燃焼計算データを用い、ANSに基づいて崩壊熱解析を行なった。

### 4.1 格子燃焼計算

格子燃焼計算は以下の条件で行なった。

燃 焼 組 成： $^{235}\text{U}$ 濃縮度5.0, 4.0, 3.0および2.5%の標準燃料体(可燃性毒物は含まない)

温 度：燃料1200°K, 減速材900°K(炉心内の平均的な温度とした)

群 数：6群

燃焼ステップ：0, 10, 60, 120, 180, 240, 300, 360, 420, 480, 540, 600(日)(12ステップ)

最大燃焼度： $3.46 \times 10^4$ (MWD/T)

### 4.2 崩壊熱の計算

崩壊熱解析の対象と計算条件を以下に示す。

燃料濃縮度：5.0, 4.0, 3.0, 2.5%(4種類)

運 転 日 数：10, 50, 150, 300, 450日(5種類)

出力密度：6.0 w/cc

解析は、一定出力密度の他に、濃縮度4.0%、全燃焼日数300日の平均出力密度が6.0 w/ccとなるようなヒストグラム状の出力状態(Fig. 4.1)に対しても計算を行なった。

$Q_1$ ,  $Q_2$ ,  $Q_3$ は、いずれも同じ値200 MeVを採用し、初期重金属密度 $w = 8.467 \times 10^{-2}$ (g/cc)を用いた。

DELIGHT-5からの出力データをANSに必要な形に処理したものをTable 4.1~Table 4.5に示す。この表には、炉停止時の燃焼度、 $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$ の原子数密度、FIFA値、R値と運転期間中の $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$ の核分裂による出力の平均値が示されている。

### 4.3 解析結果および検討

出力密度  $6.0 \text{ w/cc}$  で  $10, 50, 150, 300, 450$  日 運転した場合の崩壊熱を各燃料濃縮度毎に Fig. 4.2 ~ Fig. 4.5 に示す。また, Fig. 4.6 には, ヒストグラム状の出力に対する崩壊熱を示す。尚, 崩壊熱は  $0.1 \sim 1 \times 10^9$  秒の範囲で, 全崩壊熱 (FP 崩壊熱 + アクチニド崩壊熱) およびアクチニド崩壊熱が示されている。G(t) 係数は  $0.1 \sim 1 \times 10^4$  秒に対して (2-15) 式を,  $1 \times 10^4 \sim 1 \times 10^9$  秒に対しては Table 2.2 を用いた。  $1 \times 10^4$  秒における G(t) の不連続性は無視してスムーズに曲線を結んである。

#### (i) 一般的性質

全崩壊熱は, 炉停止後時間に対してゆるやかな変化を示し, 運転出力密度が  $6.0 \text{ w/cc}$  の場合, 炉停止直後で約  $0.38 \text{ w/cc}$ ,  $1 \times 10^4$  秒で約  $0.06 \text{ w/cc}$  であり,  $1 \times 10^5$  秒以降はやや急激に変化し,  $1 \times 10^9$  秒では  $5 \times 10^{-5} \text{ w/cc}$  以下となる

アクチニド崩壊熱は, 炉停止直後から  $1 \times 10^2$  秒まではほとんど変化せず,  $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^4$  秒で若干減少する。これは  $^{239}\text{U}$  の崩壊 ( $\lambda_1 = 4.91 \times 10^{-4} \text{ sec}^{-1}$ ) が顕著となるためである。以降, 再び平坦な変化となるが,  $1 \times 10^5$  秒を越えると急激に減少し,  $1 \times 10^7$  秒に達しないうちにアクチニド崩壊熱は消失する。ここでは,  $^{239}\text{Np}$  の崩壊 ( $\lambda_2 = 3.41 \times 10^{-6} \text{ sec}^{-1}$ ) が起こり, アクチニド核種の寄与が完全になくなるためである。アクチニド核種の全崩壊熱への寄与は, 炉停止直後で 1%,  $1 \times 10^5$  秒で 3% 程度である。

#### (ii) 運転日数の影響

同一濃縮度燃料に対する崩壊熱を, 運転日数について比較すると, 全崩壊熱は運転日数により  $1 \times 10^3$  秒以降で差が大きくなり, 運転日数が長い程, 全崩壊熱が高い。これは, FP 崩壊熱の計算が  $F_i(t, \infty) - F_i(t+T, \infty)$  に基いており, T が大きくなるにつれて  $F_i(t+T, \infty)$  が減少し, 2 項の差が大きくなるためである。炉停止直後で FP 崩壊熱が T にほとんど依存しないのは,  $F_i(0, \infty) - F_i(T, \infty)$  において, T が 10 日より長い範囲では  $F_i(T, \infty)$  は  $F_i(0, \infty)$  に比較してほとんど無視出来るためである。もし T が 1 日程度より短かければ, 炉停止直後の FP 崩壊熱も T に依存して来る。

アクチニド崩壊熱は, 運転日数が増すにつれて高くなるが, これは,  $^{238}\text{U}$  に対する  $^{235}\text{U}$  の存在割合が燃焼に伴って減少し, R 値が増加するためである。アクチニド核種の崩壊熱の T 依存性は, ほとんど R 値に含まれていて, 炉停止後時間に対してあまり変化しない。

#### (iii) 濃縮度の影響

同一運転日数の崩壊熱を, 燃料濃縮度について比較すると, FP 崩壊熱は濃縮度にはほとんど依存していない。  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$  の核分裂による出力発生割合が濃縮度に依存しているのに FP 崩壊熱に差が見られないのは,  $F_i(t, \infty) - F_i(t+T, \infty)$  の値が核種によってあまり大きな相違がないためである。

アクチニド崩壊熱は, 濃縮度が増すにつれて少なくなっているが, これは,  $^{238}\text{U}$  に対する  $^{235}\text{U}$  の存在割合が多くなると R 値が低くなるためである。

#### (iv) ヒストグラム状出力の影響

運転日数 150 日を, 出力密度  $9.0 \text{ w/cc}$ ,  $3.0 \text{ w/cc}$  で運転した場合と, 出力密度 3.0

w/cc, 9.0 w/ccで運転した場合, および出力密度6.0 w/ccで300日運転した場合の崩壊熱を比較する。

炉停止直後のFP崩壊熱は, 炉停止直前の出力密度に比例した発熱量となっていて,  $1 \times 10^5$ 秒を過ぎる頃から三者とも接近し始め,  $1 \times 10^8$ 秒ではほぼ一致する。これは, 炉停止直前の出力状態が10日程度持続したものであるならば, 炉停止後 $1 \times 10^6$ 秒位までのFP崩壊熱を支配し, これ以降は, 全運転期間の平均的な出力状態に依存するためである。

アクチニド崩壊熱は, 全運転期間を通して, 三者とも同一条件であり, 完全に一致する。

Table 4.1 Burn-up Data of 5.0% Enriched Fuel

燃料濃縮度(%)		5.0				
運 転 日 数		10	50	150	300	450
出力密度(w/cc)		6.0	6.0	6.0	6.0	6.0
燃焼度 (MWD/T)		7.0863 + 2	3.5432 + 3	1.0630 + 4	2.1259 + 4	3.1889 + 4
原 子 数 密 度	<sup>235</sup> U	1.0652 - 5	9.8936 - 6	8.2079 - 6	6.0746 - 6	4.3232 - 6
	<sup>239</sup> Pu	6.5907 - 8	2.9762 - 7	6.5383 - 7	8.7584 - 7	9.2788 - 7
	<sup>238</sup> U	2.0346 - 4	2.0316 - 4	2.0240 - 4	2.0112 - 4	1.9973 - 4
出力発生 密 度 (w/cc)	<sup>235</sup> U	5.9344	5.7044	5.2553	4.7914	4.4444
	<sup>239</sup> Pu	6.5616 - 2	2.9563 - 1	7.4472 - 1	1.2086	1.5556
	<sup>238</sup> U	1.0871 - 9	1.1247 - 9	1.1713 - 9	1.2469 - 9	1.3330 - 9
Ψ ( F I F A ) 値		1.5364 - 2	7.6730 - 2	2.2959 - 1	4.5783 - 1	6.8507 - 1
R 値		9.7210 - 2	9.6540 - 2	1.0017 - 1	1.1450 - 1	1.3768 - 1

Table 4.2 Burn-up Data of 4.0% Enriched Fuel

燃料濃縮度(%)		4.0				
運 転 日 数		10	50	150	300	450
出力密度(w/cc)		6.0	6.0	6.0	6.0	6.0
燃焼度 (MWD/T)		7.0863 + 2	3.5432 + 3	1.0630 + 4	2.1259 + 4	3.1889 + 4
原 子 数 密 度	<sup>235</sup> U	8.4836 - 6	7.7429 - 6	6.1444 - 6	4.2106 - 6	2.7221 - 6
	<sup>239</sup> Pu	7.0669 - 8	3.0874 - 7	6.3984 - 7	8.0880 - 7	8.2730 - 7
	<sup>238</sup> U	2.0559 - 4	2.0527 - 4	2.0443 - 4	2.0303 - 4	2.0144 - 4
出力発生 密 度 (w/cc)	<sup>235</sup> U	5.9133	5.6227	5.0809	4.5459	4.1459
	<sup>239</sup> Pu	8.6750 - 2	3.7730 - 1	9.1905 - 1	1.4541	1.8541
	<sup>238</sup> U	1.1125 - 9	1.1545 - 9	1.2132 - 9	1.3122 - 9	1.4260 - 9
Ψ ( F I F A ) 値		1.9201 - 2	9.5860 - 2	2.8665 - 1	5.7133 - 1	8.5452 - 1
R 値		1.2217 - 1	1.2080 - 1	1.2687 - 1	1.5063 - 1	1.8832 - 1

Table 4.3 Burn-up Data of 3.0% Enriched Fuel

燃料濃縮度(%)		3.0				
運 転 日 数		10	50	150	300	450
出力密度(w/cc)		6.0	6.0	6.0	6.0	6.0
燃焼度(MWD/T)		7.0863+2	3.5432+3	1.0630+4	2.1259+4	3.1889+4
原 子 数 密 度	<sup>235</sup> U	6.3165-6	5.6037-6	4.1394-6	2.5039-6	1.3895-6
	<sup>239</sup> Pu	7.8014-8	3.2258-7	6.1561-7	7.2621-7	7.2248-7
	<sup>238</sup> U	2.0773-4	2.0738-4	2.0642-4	2.0480-4	2.0294-4
出力発生 密 度 (w/cc)	<sup>235</sup> U	5.8741	5.4837	4.8025	4.1655	3.6865
	<sup>239</sup> Pu	1.2586-1	5.1633-1	1.1975	1.8345	2.3135
	<sup>238</sup> U	1.1578-9	1.2066-9	1.2859-9	1.4252-9	1.5836-9
Ψ ( F I F A ) 値		2.5592-2	1.2770-1	3.8153-1	7.5981-1	1.1357
R 値		1.6327-1	1.6004-1	1.7132-1	2.1357-1	2.7467-1

Table 4.4 Burn-up Data of 2.5% Enriched Fuel

燃料濃縮度(%)		2.5				
運 転 日 数		10	50	150	300	450
出力密度(w/cc)		6.0	6.0	6.0	6.0	6.0
燃焼度(MWD/T)		7.0863+2	3.5432+3	1.0630+4	2.1259+4	3.1889+4
原 子 数 密 度	<sup>235</sup> U	5.2337-6	4.5429-6	3.1772-6	1.7512-6	8.7420-7
	<sup>239</sup> Pu	8.3495-8	3.3059-7	5.9760-7	6.8045-7	6.7377-7
	<sup>238</sup> U	2.0880-4	2.0842-4	2.0738-4	2.0560-4	2.0356-4
出力発生 密 度 (w/cc)	<sup>235</sup> U	5.8397	5.3718	4.5920	3.8866	3.3581
	<sup>239</sup> Pu	1.6028-1	6.2824-1	1.4080	2.1134	2.6419
	<sup>238</sup> U	1.1951-9	1.2487-9	1.3446-9	1.5152-9	1.7035-9
Ψ ( F I F A ) 値		3.0703-2	1.5312-1	4.5725-1	9.1007-1	1.3599
R 値		1.9560-1	1.9025-1	2.0632-1	2.6316-1	3.3604-1

Table 4.5 Effects of power level changes on burn-up data

燃料濃縮度(%)		4.0				
運 転 日 数		0~150	150~300	0~150	150~300	0~300
出力密度(w/cc)		9.0	3.0	3.0	9.0	6.0
燃焼度 (MWD/T)		1.5944 + 4	2.1259 + 4	5.3147 + 3	2.1259 + 4	2.1259 + 4
原 子 数 密 度	<sup>235</sup> U	5.1224 - 6	4.2106 - 6	7.3242 - 6	4.2106 - 6	4.2106 - 6
	<sup>239</sup> Pu	7.5161 - 7	8.0880 - 7	4.0914 - 7	8.0880 - 7	8.0880 - 7
	<sup>238</sup> U	2.0374 - 4	2.0303 - 4	2.0507 - 4	2.0303 - 4	2.0303 - 4
出力発生 密 度 (w/cc)	<sup>235</sup> U	7.1809	1.8959	2.7318	6.3465	4.5459
	<sup>239</sup> Pu	1.8191	1.1041	2.6819 - 1	2.6535	1.4541
	<sup>238</sup> U	1.8911 - 9	7.3652 -10	5.8462 -10	2.0419 - 9	1.3122 - 9
Ψ ( F I F A ) 値		-----	5.7133 - 1	-----	5.7133 - 1	5.7133 - 1
R 値		-----	1.5063 - 1	-----	1.5063 - 1	1.5063 - 1

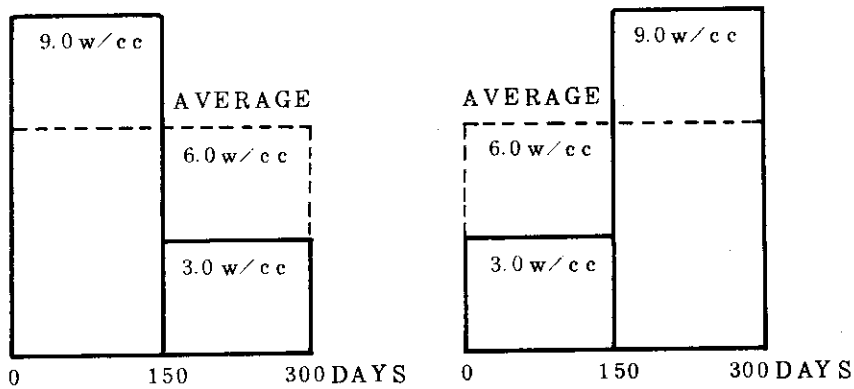


Fig. 4.1 Operating Power Levels

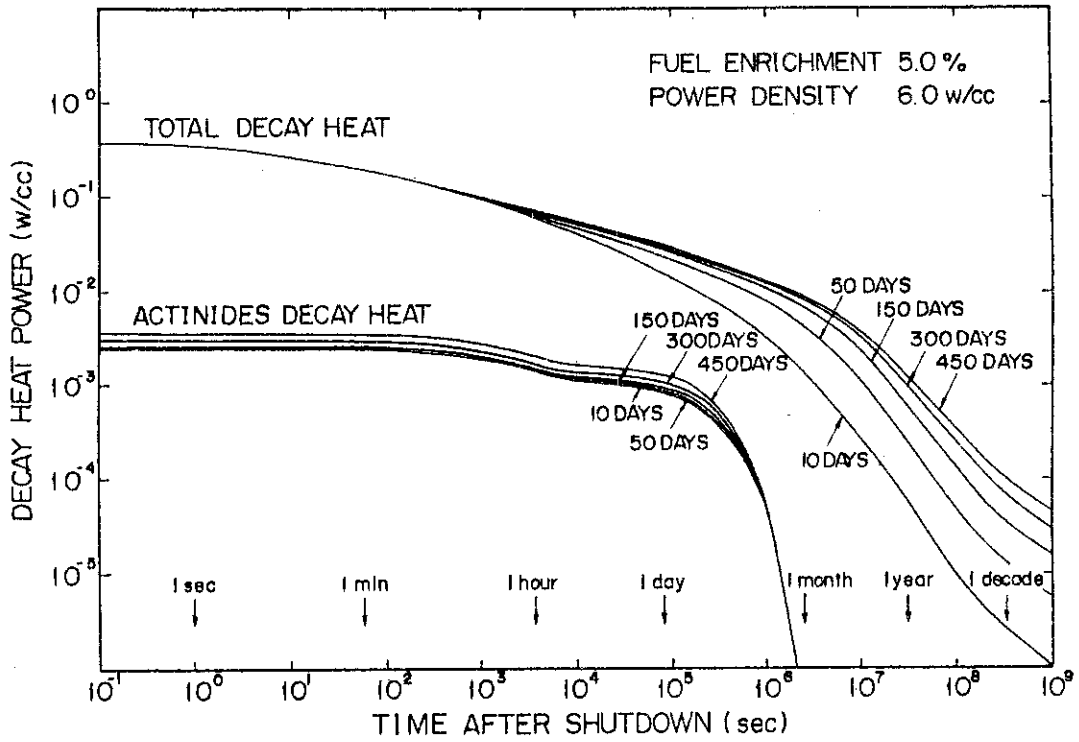


Fig. 4.2 Decay heat of 5.0% enriched VHTR fuel

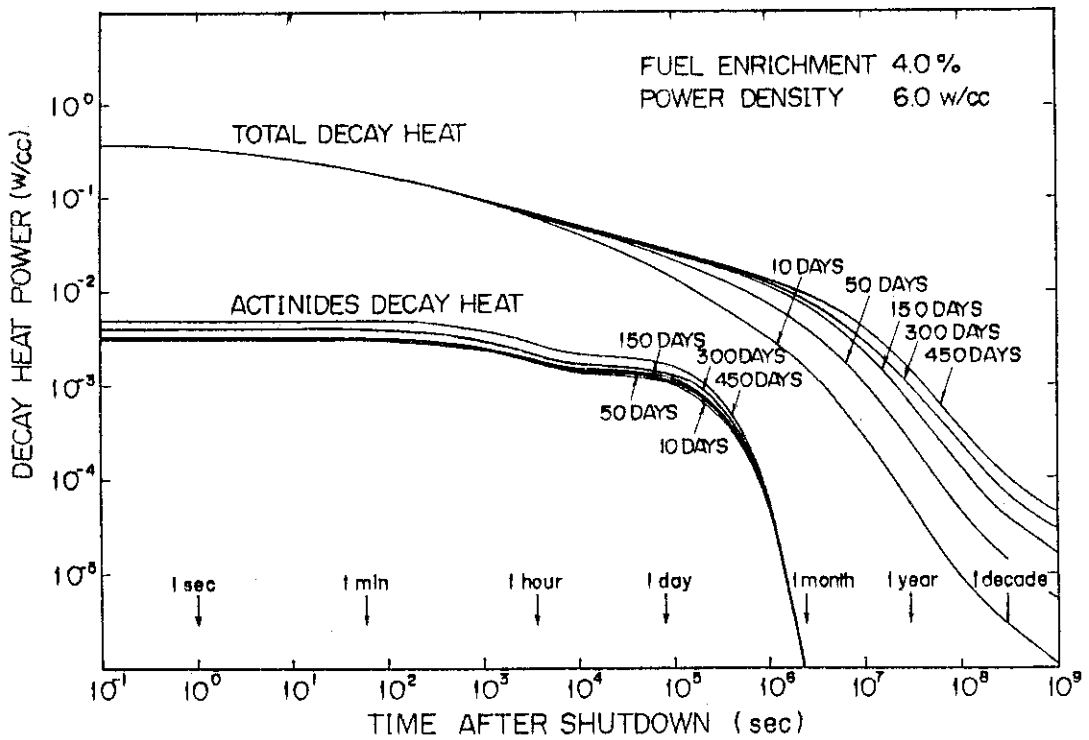


Fig. 4.3 Decay heat of 4.0% enriched VHTR fuel

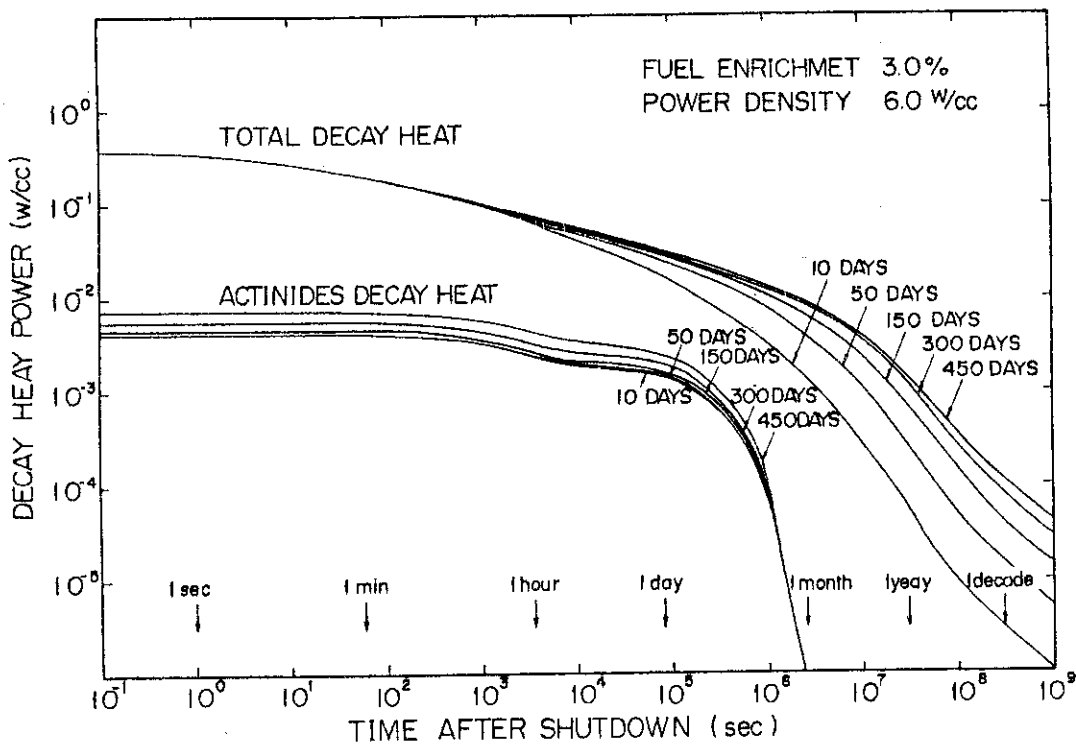


Fig. 4.4 Decay heat of 3.0% enriched VHTR fuel

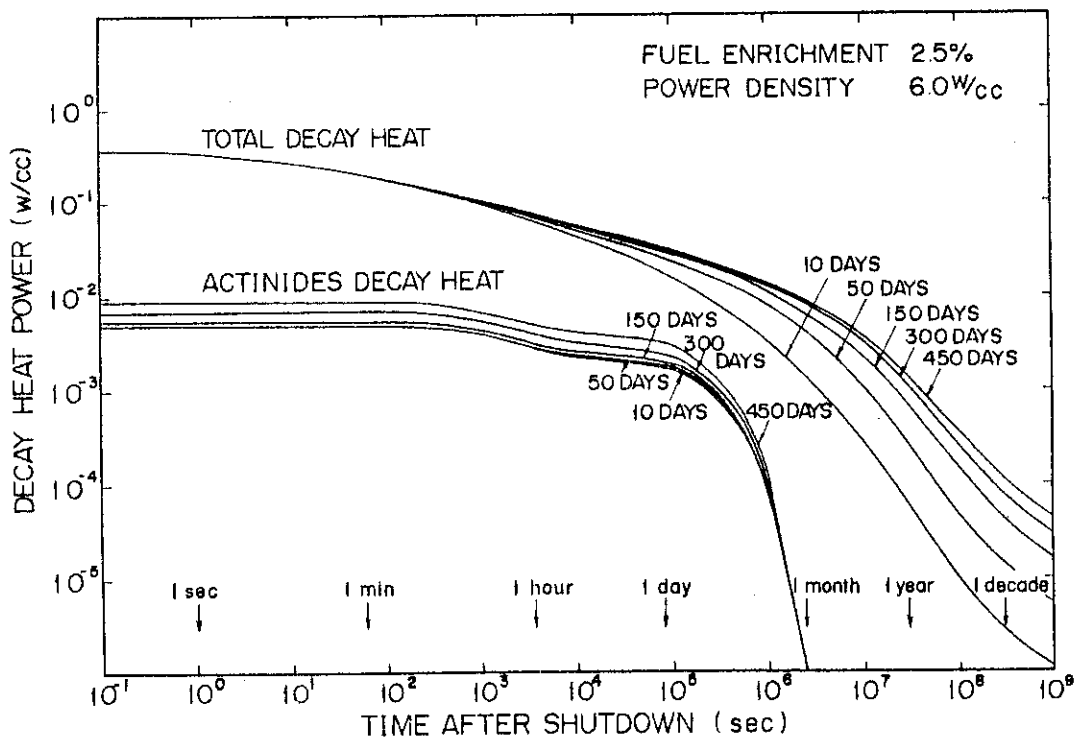


Fig. 4.5 Decay heat of 2.5% enriched VHTR fuel



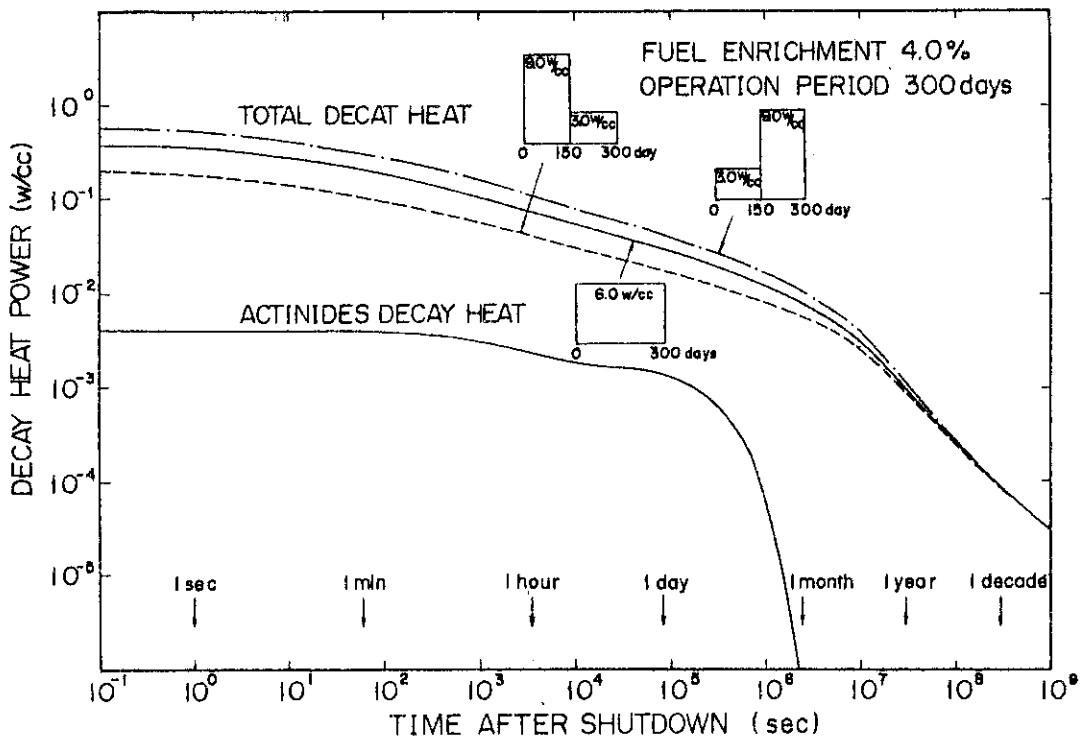


Fig. 4.6 Effects of power level change on decay heat

## 5. 結 び

多目的高温ガス実験炉の代表的な燃料組成を対象に、ANSに基いて、運転停止後の崩壊熱時間挙動を解析した。解析に際しては、ANSで要求されている炉物理量を格子燃焼計算により求めるといふ新しい試みを採用してある。

解析の結果、実験炉の崩壊熱特性を明らかにすることが出来た。得られた結果をまとめると以下ようになる。

アクチノイド崩壊熱は、全崩壊熱に対して高々3%程度の寄与しか持たず、この定量的評価はあまり重要な要素ではない。

アクチノイド核種は $^{239}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Np}$ しか扱っていないため、炉停止後時間が $1 \times 10^7$ 秒を越えるとアクチノイド崩壊熱が消失する。これは現実的ではなく、より正確には、更に多くのチェイン核種の導入が必要となる。

FP崩壊熱は、運転日数と出力密度によって支配され、燃料組成にはほとんど依存しない。

ヒストグラム状の出力運転を行なった場合、炉停止前の出力状態が数10日続いているならば、 $1 \times 10^6$ 秒位までは炉停止前の出力状態にFP崩壊熱が支配される。 $1 \times 10^6$ 秒を越える頃からは全運転期間の平均的な出力状態に依存してくる。

従って、炉停止後の残留熱除去に対する崩壊熱発生分布には、炉停止前の運転出力分布を想定すれば、ほぼ妥当なものである。

付録 A 崩壊熱源について<sup>(\*)</sup>

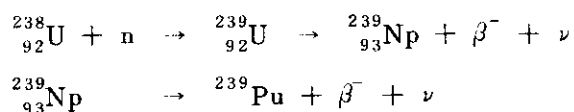
Decay Heat(崩壊熱)はAfter Heatとも言われ、炉心内で運転中に生成された放射性核種の崩壊に伴って放出される $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ 線や重核の運動エネルギーである。

崩壊熱源としては以下の現象が考えられる。

## (i) アクチノイド核種の崩壊

$^{238}\text{U}$ のような重核が運転中に炉心内で $(n, \gamma)$ 、 $(n, \alpha)$ 、 $(n, 2n)$ 等の反応により放射性核種に変わり、炉停止後にそれらの核種が崩壊し、エネルギーを放出する。

アクチノイド核種としては、Hg, Tl, Pb, Bi, Po, At, Rn, Fr, Ra, Ac, Th, Pa, U, Np, Pu, Am, Cm, Bk, Cf, Es等の一連の同位体が知られているが、放出エネルギー、半減期、強度の点から、対象となる崩壊熱解析で最も重要な核種は $^{239}\text{U}$ と $^{239}\text{Np}$ である。これらは、 $^{238}\text{U}$ が中性子を吸収し、 $^{239}\text{Pu}$ に変わるまでの過程で出現する。



## (ii) 核分裂生成物(FP)の崩壊

炉心内で核分裂反応により生成されたFPは放射性核種であり、 $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$ 線や中性子を放出してより安定な核種へと遷移して行く。FP崩壊チェーンには、質量数が72から160までの範囲で、96と136にピークを持つような核種の分布が存在し、Co, Ni, Cu, Zn, Ga, Ge, As, Se, Br, Kr, Rb, Sr, Y, Zr, Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Te, Xe, I, Ba, Sc, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Dy, Ho, Er等の一連の同位体から構成されている。

FPの崩壊は、崩壊熱に最も大きな寄与を持ち、より精密に扱わなくてはならないものであるが、炉心内ではFP崩壊過程でFP自体が中性子を吸収するため、関係するチェーンがより一層複雑となり、FP崩壊熱の定量化を困難にしている。

## (iii) 構造物、被覆材の放射化

炉心の構造物や燃料の被覆材は、常に中性子の照射を受け、 $(n, \gamma)$ 、 $(n, \alpha)$ 、 $(n, p)$ 、 $(n, 2n)$ 等の反応により放射性核種になりやすい。炉停止後は、これらの物質の崩壊が顕著になり、崩壊熱となる。しかし、この崩壊熱源は寄与が非常に少なく、通常、崩壊熱解析からは除外される。

## (iv) 遅発中性子による核分裂

炉停止後、FPから放出された遅発中性子が燃料に吸収され核分裂を起こす。遅発中性子を放出するFPの半減期は高々1分程度であるので、炉停止後数分以内の崩壊熱を解析する場合には重要な要素となるが、炉心構成に強く依存するため取扱いが困難であり、通常は解析対象

(\*) A.Tobias "Decay Heat" Progress in Nuclear Energy Vol.5 (1979)

から除かれる。

(V) 自発核分裂中性子による放射化

自発核分裂により放出される中性子が炉心構造材等を放射化し、その崩壊に伴ってエネルギーが放出される。自発核分裂は非常に少ないため、崩壊熱への寄与も微量であり、解析対象から除かれる。

以上の崩壊熱源のうち、寄与の少ないもの等は除外され、結局、アクチノイド核種とFPの崩壊だけが解析の中で扱われる。

## 付録 B 崩壊熱の表現について

運転停止後  $t$  秒における崩壊熱は、FP とアクチノイド核種の崩壊だけを熱源とした場合

$$P(t) = P_{FP}(t) + P_{HE}(t) \quad (B-1)$$

と表わされる。実際には、炉心内で崩壊熱は空間依存性を持つが、崩壊熱が発生するという現象では、空間の各点どうしの相互作用は存在しないため、1点1点毎の崩壊熱を独立に評価することが可能である。

## (i) FP 崩壊熱

核分裂により生成される FP チェインに参与する核種は膨大な数に登り、崩壊熱計算に際して、各核種に対して、核断面積や崩壊データを用いることは不可能である。従って、FP 崩壊熱は、FP 核種毎ではなく、核分裂性核種毎にデータを整した方が便利である。この場合、各 FP 核種の寄与は統計的手法で処理(平均)される。

FP 核種は、時間とともに崩壊するため、FP 崩壊熱は、炉停止後時間  $t$  だけでなく、それ以前の運転期間  $T$  にも依存する。このことを数式で表現することは困難であるため、いくつかの理想化(単純化)された状態を想定した方が便利である。

瞬時核分裂バースト (instantaneous fission burst) は、時間に対してデルタ関数的に核分裂が起こり、それ以降は、FP がチェインに従って崩壊して行く状態を想定したものである。時間が非常に短かく、その間に FP の崩壊や中性子吸収が起こらないとモデル化したもので、バースト後の崩壊熱を  $f(t)$  とすると、一定の核分裂割合で時間  $T$  だけ運転した場合の崩壊熱は

$$F(t, T) = \int_t^{T+t} f(t') dt' \quad (B-2)$$

と表わされる。この様子を Fig. B.1 に示す。

無限時間照射 (infinite irradiation) は、燃焼により核分裂核種が消失することなく無限時間運転され、FP の発生・崩壊が平衡に達している状態を想定したものである。長い運転時間  $T_0$  を導入する。  $F(t, T)$  は

$$\begin{aligned} F(t, T) &= \int_t^{T+t} f(t') dt' \\ &= \int_t^{T_0+t} f(t') dt' - \int_{T+t}^{T_0+t} f(t') dt' \\ &= F(t, T_0) - F(t+T, T_0-T) \end{aligned} \quad (B-3)$$

と変形され、  $T_0 \gg t$ 、  $T_0 \gg T$  と考えると、  $F(t, T)$  は

$$F(t, T) = F(t, \infty) - F(t+T, \infty) \quad (B-4)$$

と表現される。

瞬時核分裂バーストの  $f(t)$ 、無限時間照射の  $F(t, \infty)$  は、運転状態等には全く関係せず、炉停止後時間  $t$  のみに依存するため、崩壊熱の表現が非常に容易である。核分裂核種毎に  $f(t)$ 、  $F(t, \infty)$  の形式で実験データ、理論計算結果を整備しておけば、わずかな労力で崩壊熱を計

算することが出来る。f(t), F(t, ∞) データの一例を Fig. B.2 に示す。

f(t) や F(t, ∞) を用いた崩壊熱の表現は、もし FP の中性子吸収という現象がなければ、理論的に正しいものである。しかし、実際には、炉心内で FP が中性子を吸収し、その崩壊チェーンを複雑化する。中性子吸収の割合は中性子スペクトル等により左右されるため、正確な定量化は、運転履歴を追った精密な計算を行わなくてはならないが、これは不可能である。そこで、便宜的に、中性子吸収効果を見捨てて求めた FP 崩壊熱に、補正係数 G(t) という形で FP の中性子吸収効果を考慮する。

$$P_{abs}(t, T) = P(t, T) \cdot G(t) \quad (B-5)$$

U, Pu 系の場合、一般に G(t) は 1.0 より大きな値となり、炉停止後時間が長くなると、FP の中性子吸収効果は大きくなる。中性子吸収が FP 崩壊熱に及ぼす効果の一例を Fig. B.3 に示す。このデータは、典型的な軽水炉スペクトルに対して求めたものであり、 $1 \times 10^8$  秒前後で最大となり、G(t) としては約 1.6 にも達する。また、 $1 \times 10^4$  秒までは中性子吸収効果はほとんど無いことが分かる。

崩壊熱評価において、中性子スペクトルによって最も大きく支配されるのが、FP 中性子吸収効果である。ANS の  $G_{max}(t)$  テーブル自体が、軽水炉に対して最も保守的な評価により求めたものであり、従って、ANS を高温ガス炉に適用しても差支えはないものと考えられる。

## (ii) アクチニド崩壊熱

アクチニド崩壊熱に最も大きな寄与を持つ核種が  $^{239}\text{U}$  と  $^{239}\text{Np}$  である。アクチニド・チェーンがこの 2 核種のみから構成されていると仮定した場合の崩壊熱は容易に求めることができる。

$^{239}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Np}$  の原子数と崩壊定数を  $N_1$ ,  $N_2$  及び  $\lambda_1$ ,  $\lambda_2$  とする。

運転中に、核分裂当りの  $^{238}\text{U}$  吸収割合 ( $^{239}\text{U}$  生成割合) が一定と仮定すると、次の方程式が成立つ。

$$\frac{dN_1}{dt} = R - \lambda_1 N_1 \quad (B-6)$$

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2 \quad (B-7)$$

この式を、初期条件  $N_1(0) = N_2(0) = 0$  のもとで解くと

$$N_1(t) = \frac{R}{\lambda_1} (1 - e^{-\lambda_1 t}) \quad (B-8)$$

$$N_2(t) = \frac{R}{\lambda_2} \left( 1 + \frac{\lambda_2 e^{-\lambda_1 t} - \lambda_1 e^{-\lambda_2 t}}{\lambda_1 - \lambda_2} \right) \quad (B-9)$$

が得られる。

炉停止後は  $^{238}\text{U}$  吸収はなくなるので、次の方程式が成立つ。

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1 \quad (B-10)$$

$$\frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2 \quad (B-11)$$

今度は初期条件は次のようになる。

$$N_1(0) = \frac{R}{\lambda_1} (1 - e^{-\lambda_1 T}) \quad (B-12)$$

$$N_2(0) = \frac{R}{\lambda_2} \left( 1 + \frac{\lambda_2 e^{-\lambda_1 T} - \lambda_1 e^{-\lambda_2 T}}{\lambda_1 - \lambda_2} \right) \quad (B-13)$$

この方程式を解くと

$$N_1(t) = \frac{R}{\lambda_1} (1 - e^{-\lambda_1 T}) e^{-\lambda_1 t} \quad (B-14)$$

$$N_2(t) = \frac{R}{\lambda_2} \left( 1 + \frac{\lambda_2 e^{-\lambda_1 T} - \lambda_1 e^{-\lambda_2 T}}{\lambda_1 - \lambda_2} \right) e^{-\lambda_2 t} \\ = + \frac{R}{\lambda_1 - \lambda_2} (1 - e^{-\lambda_1 T}) (e^{-\lambda_2 t} - e^{-\lambda_1 t}) \quad (B-15)$$

となる。崩壊熱は

$$F_1 = E_1 \lambda_1 N_1 \quad (B-16)$$

$$F_2 = E_2 \lambda_2 N_2 \quad (B-17)$$

と表わされるから、結局、変形して  $F_1$ 、 $F_2$  は

$$F_1 = E_1 R (1 - e^{-\lambda_1 T}) e^{-\lambda_1 t} \quad (B-18)$$

$$F_2 = E_2 R \left[ \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} (1 - e^{-\lambda_2 T}) e^{-\lambda_2 t} \right. \\ \left. - \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} (1 - e^{-\lambda_1 T}) e^{-\lambda_1 t} \right] \quad (B-19)$$

となる。

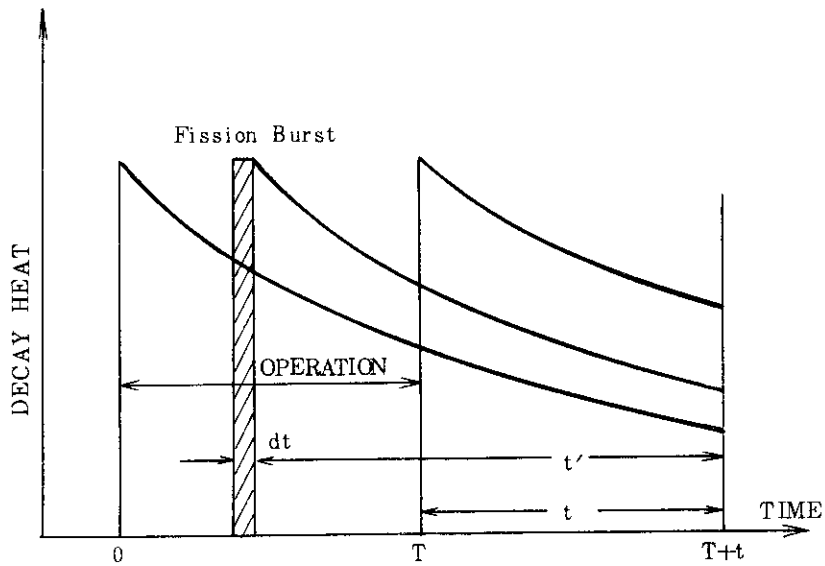


Fig. B.1 Instantaneous Fission Burst

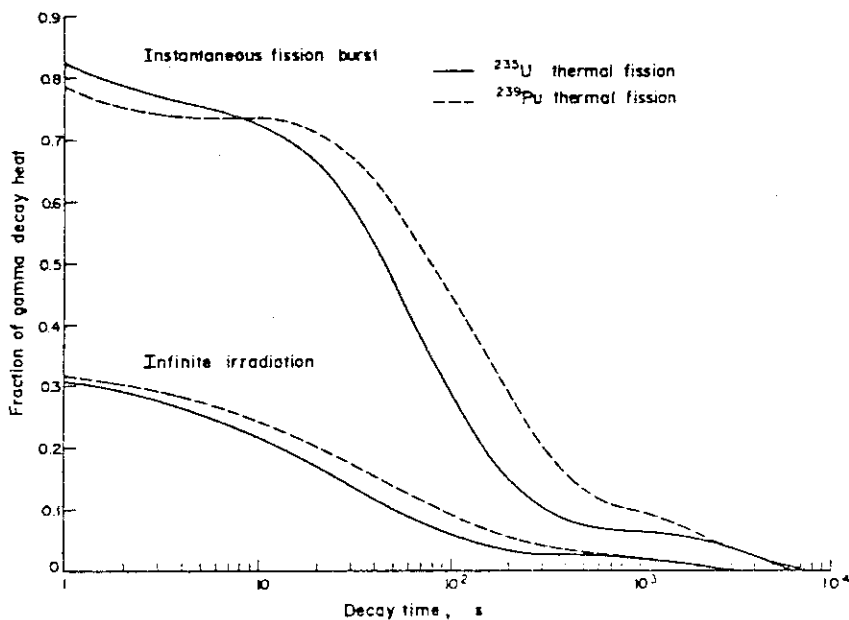


Fig.B.2 Sample Data of  $f(t), F(t, \infty)$   
 (from A. Tobias, "Decay Heat" Progress in Nuclear Energy, Vol. 5 (1979))

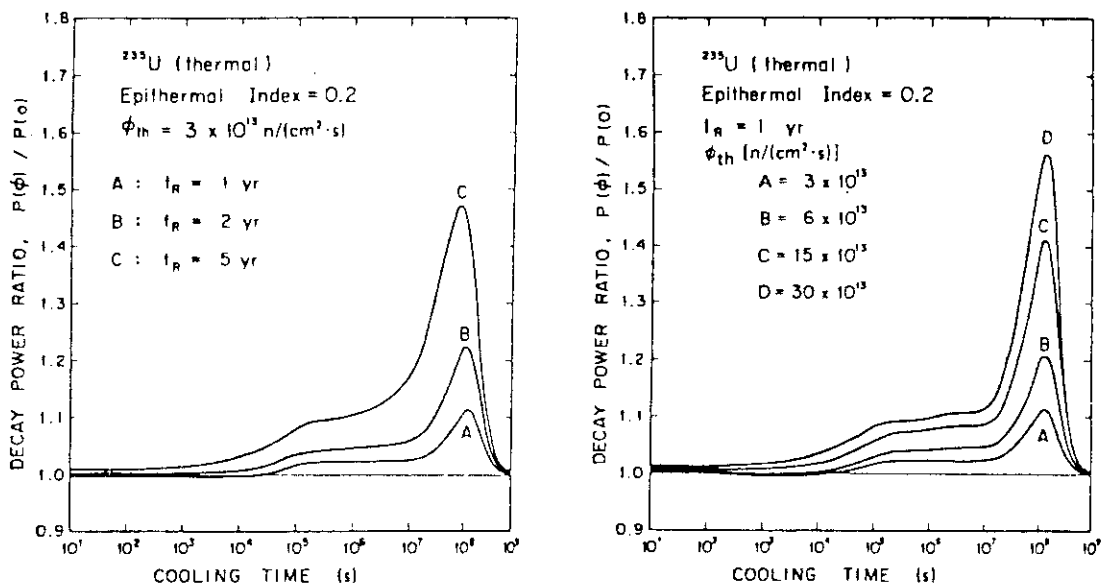


Fig.B.3 Effects of neutron absorption  
 (from A. Tobias, "Decay Heat" Progress in Nuclear Energy, Vol. 5 (1979))



## 付録C 計算プログラムについて

崩壊熱解析に使用した計算プログラムとその入出力及び使用方法について述べる。

## (i) プログラム

このプログラムは、DELIGHT-5からの出力データを処理して、ANSで要求されるデータに変換する部分と、この計算された入力データを用いて崩壊熱を計算する部分から構成されている。Fig.C.1にプログラムの構成を示す。

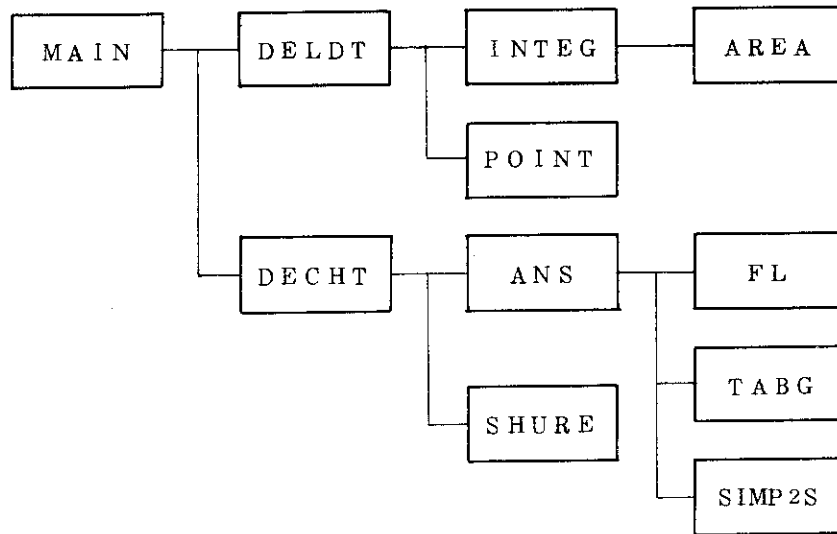


Fig. C.1 Program structure

尚、このプログラムでは、ANSに記載されている単純化計算法及びShureの公式を用いても計算出来るようになっている。

MAINは、DELIGHT-5のデータ処理か崩壊熱計算かの選別を行なう。

DELDTは、DELIGHT-5から出力されたデータ（外部記憶装置8番に割当てる）を読み込んで、各核種の原子数密度、出力分担割合、R値、 $\phi$  (FIFA) 値を計算する。

INTEGは、以下の積分を行なう。

$$\int_0^{BU} dB \int_0^{\infty} dE N_i(B) \sigma_{fi}(E, B) \phi(E, B)$$

AREAは、被積分曲線を多数の台形に分割した場合の、各台形の面積を計算する。

POINTは、燃焼度依存パラメーターの、指定された燃焼度点における値を内挿により求める。

DECHTは、DELDT部分で処理されたデータを用いて崩壊熱計算を行なう。

ANSは、ANSに基いた計算式を用いて崩壊熱を計算する。

FLは、 $F_i(t, \infty)$ あるいは $f_i(t, T)$ の値を内蔵のデータより求める。

TABGには、 $G_{max}(t)$ の値を内蔵データより求める。

SIMP2Sは、システム・ルーチンであり、シンブソン公式を用いて以下の積分を行なう。

$$\int_0^T \frac{P_i(T)}{Q_i} f(t+T-T') dT'$$

SHUREは、Shureの公式<sup>(\*)</sup>を用いて崩壊熱を計算する。

すなわち、仮想的な無限時間運転の場合の炉停止後崩壊熱の運転時出力に対する比を以下の式により求める。

$$\frac{P}{P_0}(t, \infty) = A t^{-a} \quad (C-1)$$

但し、 $t$ は炉停止後時間(秒)であり、 $A$ 及び $a$ は下記の定数である。

$$\begin{aligned} 10^{-1} \leq t \leq 10 & \quad ; \quad A = 0.0603, \quad a = 0.0639 \\ 10 \leq t \leq 1.5 \times 10^2 & \quad ; \quad A = 0.0766, \quad a = 0.181 \\ 1.5 \times 10^2 \leq t \leq 4 \times 10^6 & \quad ; \quad A = 0.130, \quad a = 0.283 \\ 4 \times 10^6 \leq t \leq 2 \times 10^8 & \quad ; \quad A = 0.266, \quad a = 0.335 \end{aligned}$$

有限な運転時間の場合には、

$$\frac{P}{P_0}(t, T) = \frac{P}{P_0}(t, \infty) - \frac{P}{P_0}(t+T, \infty) \quad (C-2)$$

により求める。

---

(\*) American Nuclear Society "Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors" ANS-51(1971)

(ii) 入力データ

DELDT部分のインプット・データは以下の通りである。

カード	変数	FORMAT	内容
1	I OPT	A 3	▼DEL▼を入力
2	A (20)	2 0 A 4	タイトル
3	I BU	I 6	燃焼ステップ数
	I GM	I 6	群数
	N P	I 6	運転出力レベル数
	W	I 6	初期重金属密度 (g/cc)
4	T (N P)	6 E 1 2.0	出力レベル毎の運転日数
5	P (N P)	6 E 1 2.0	出力レベル (W/cc)
6	Q (3)	3 E 1 2.0	Q <sub>i</sub> 値 (MeV/fission)但し, 1; <sup>235</sup> U 2 ; <sup>238</sup> U, 3 ; <sup>239</sup> Pu

( 終り )

また, 外部記憶装置 8 番より読込まれるデータは以下の通りである。全て 6E12.4 の FORMAT である。

$\sigma_a^{235}(I), I=1, IGM$ (使用せず)	} I B U 回 繰 返 す
$\sigma_f^{235}(I), I=1, IGM$	
$\sigma_a^{238}(I), I=1, IGM$	
$\sigma_f^{238}(I), I=1, IGM$	
$\sigma_a^{239}(I), I=1, IGM$ (使用せず)	
$\sigma_f^{239}(I), I=1, IGM$	
$N^{235}, N^{238}, N^{239}, B, F I F A$	
$\phi(I), I=1, IGM$	

尚, DELIGHT-5 には, 上記のデータを出力する様に若干の修正をする必要がある。

DECHT部分のインプット・データは以下の通りである。

カード	変数	FORMAT	内容
1	I OPT	A 3	▼DEC▼を入力
2	A (20)	2 0 A 4	タイトル
3	T S	E 1 2.0	崩壊熱計算の回始時刻 (秒)
	T E	E 1 2.0	崩壊熱計算の終了時刻 (秒)
	M O D E L	A 8	▼ANS▼ ; A N S 計算式 ▼SHURE▼ ; Shure の公式

MODEL = 'SHURE' の場合

4 TO E 1 2.0 運転日数  
( 終り )

MODEL = 'ANS' の場合

4 P MAX E 1 2.0 最大出力 ( アクチニド崩壊熱用 )  
R E 1 2.0 R 値  
P S I E 1 2.0  $\phi$  値  
F I G E 1 2.0 1.0 ; G(t) にテーブル値  
2.0 ; G(t) に ( 2-15 ) 式とテーブル値

5 Q 1 E 1 2.0  $Q_{235}$  ( MeV )  
Q 2 E 1 2.0  $Q_{239}$  ( MeV )  
Q 3 E 1 2.0  $Q_{238}$  ( MeV )

6 OPTN A 4 オプションの組合せ ( 4 英文字 )  
' S ' ; 単純化計算式  
' U ' ;  $^{235}\text{U}$  の計算  
' P ' ;  $^{239}\text{Pu}$  の計算  
' F ' ;  $^{238}\text{U}$  の計算  
' H ' ; アクチニドの計算  
通常は ' U P F H ' を入力

OPTN に ' S ' が含まれる場合

7 TL E 1 2.0 運転期間 ( 秒 )

OPTN に ' S ' が含まれない場合

カード	変数	FORMAT	内 容
7	TL	E 1 2.0	運転期間 ( 秒 )
	FIP	E 1 2.0	1.0 ; タイム・テーブルに時刻を与える 2.0 ; 時刻間隔を与える
8	FN1	E 1 2.0	テーブル長さ
	T1 ( FN1 )	E 1 2.0	時刻あるいは間隔 ( 秒 )
	P1 ( FN1 )	E 1 2.0	出力 ( W/cc )
9	FN2	E 1 2.0	テーブル長さ
	T2 ( FN2 )	E 1 2.0	時刻あるいは間隔 ( 秒 )
	P2 ( FN2 )	E 1 2.0	出力 ( W/cc )
10	FN3	E 1 2.0	テーブル長さ
	T3 ( FN3 )	E 1 2.0	時刻あるいは間隔 ( 秒 )
	P3 ( FN3 )	E 1 2.0	出力 ( W/cc )

( 終り )



```

C
IND=0
IND=IND+1
25 IF(B<IND).GT.BUE) GO TO 16
GO TO 25
16 IND=IND-1
POWER OF FISSION NUCLIDE
DO 17 I=1,IBU
DO 28 K=1,3
FS(I,K)=0.0
DO 18 J=1,IGM
FS(I,K)=FS(I,K)+AM(I,K)*PHI(I,J) *SIGF(I,J,K)*P(IP)
18 CONTINUE
28 CONTINUE
AB(I)=0.0
DO 19 J=1,IGM
DO 19 J=1,IGM
AB(I)=AB(I)+AM(I,2)*PHI(I,J)*SIGA(I,J)*P(IP)
19 CONTINUE
17 CONTINUE
TOTFS=0.0
DO 20 K=1,3
DO 21 I=1,IBU
F(I)=FS(I,K)
CALL INTEG(B,F,IND,BUE,ANS)
CALL INTEG(B,F,IND,BUI,ANS)
TFS(K)=(ANS-ANZ)*Q(K)/BU
20 TOTFS=TOTFS+TFS(K)
DO 30 K=1,3
TFS(K)=TFS(K)*P(IP)/TOTFS
IS=IND
IF=IND+1
ATOMIC NUMBER DENSITY
DO 40 K=1,3
CALL POINT(B(IS),AN(IS,K),B(IF),AN(IF,K),BUE,ANS)
40 ANN(K)=ANS
C
OUTPUT OF RESULT
WRITE(6,501) IP
IPP=IP-1
TX=0.0
IF(IP.EQ.1) WRITE(6,201) TX,T(IP),P(IP),W,BUE
IF(IP.GT.1) WRITE(6,201) T(IP),T(IP),P(IP),W,BUE
201 FORMAT(20X,'OPERATION DAY FROM ',F6.1,5X,'TO ',F6.1,
* /20X,'OPERATION POWER ',F8.3,5X,'INITIAL HEAVY METAL WEIGHT ',
* 1PE12.4,/20X,'BURN-UP ',1PE12.4)
WRITE(6,401)
401 FORMAT(/20X,'ATOMIC NUMBER DENSITY')
WRITE(6,202) (NUC1(K),NUC2(K),ANN(K),K=1,3)
202 FORMAT(20X,2A4,10X,1PE12.4/)
WRITE(6,400)
400 FORMAT(/20X,'FISSION ENERGY FRACTION')
WRITE(6,203) (NUC1(K),NUC2(K),TFS(K),K=1,3)
203 FORMAT(20X,2A4,10X,1PE12.4/)
1000 CONTINUE
C
FIFA-VALUE
CALL POINT(B(IS),FIFA(IS),B(IF),FIFA(IF),BUE,ANS)
FIFAP=ANS
R-VALUE
DO 22 K=1,3
CALL POINT(B(IS),FS(IS,K),B(IF),FS(IF,K),BUE,ANS)
22 TB(K)=ANS
CALL POINT(B(IS),AB(IS),B(IF),AB(IF),BUE,ANS)
TA=ANS
R=TA/(TB(1)+TB(2)+TB(3))
WRITE(6,204) FIFAP,R
204 FORMAT(20X,'FISSION PER INITIAL FISSION ATOM = ',1PE12.4/
*20X,'R-VALUE FOR ACTINIDES = ',1PE12.4)
C
NEXT RUN
GO TO 1
999 RETURN
END
SUBROUTINE INTEG(B,F,IND,BU,ANS)
DIMENSION B(1),F(1)
ANS=0.0
IF(IND.EQ.1) GO TO 20
INX=IND-1
DO 10 I=1,INX
IS=I
IF=I+1
CALL AREA(B(IS),F(IS),B(IF),F(IF),B(IS),B(IF),A1)
10 ANS=ANS+A1
20 IS=IND
IF=IND+1
CALL AREA(B(IS),F(IS),B(IF),F(IF),B(IS),B(IF),BU,A2)
ANS=ANS+A2
RETURN
END
SUBROUTINE AREA(X1,Y1,X2,Y2,XS,XF,ANS)
ANS=0.0
IF(X1.EQ.X2) RETURN
F=(Y2-Y1)/(X2-X1)
G=Y1-F*X1
ANS=0.5*F*(XF**2-XS**2)+G*(XF-XS)
RETURN
END
SUBROUTINE POINT(X1,Y1,X2,Y2,XP,ANS)
ANS=Y1
IF(X1.EQ.X2) RETURN
F=(Y2-Y1)/(X2-X1)
G=Y1-F*X1
ANS=F*XP+G
RETURN
END

```

```

SUBROUTINE DECHT
  DIMENSION P(101,7),T(101),A(20)
  DIMENSION OP(4),T1(100),T2(100),T3(100),P1(100),P2(100),P3(100)
  REAL*8 SH,AN,MODEL
  DATA SH/'SHURE',AN/'ANS',
  DATA SMPL/'S',NCL/'/'
  COMMENT
  1 FORMAT(6E12.4)
  2 FORMAT(A8)
  3 FORMAT(A4)
  4 FORMAT(A1,3X)
  5 FORMAT(1X,A1,2X)
  6 FORMAT(2X,A1,1X)
  7 FORMAT(3X,A1)
  200 FORMAT(20A4)
  WRITE(6,201)(A(I),I=1,20)
  201 FORMAT(1H1///10X,20A4)
  9 FORMAT(2E12.0,A8)
  FL = ALOG10(TE/TS)
  DFL = FL/100.0
  DO 20 I=1,101
    T(I) = TS * 10.0**(DFL * (I-1))
  IF(MODEL.EQ. AN) GO TO 500
  IF(MODEL.NE.SH) RETURN
  COMMENT
  N = 1
  30 CONTINUE
  READ(5,1,END=100) TO
  DO 80 I=1,101
    P(I,N) = SHURE(T(I),TO)
  80 CONTINUE
  N = N+1
  IF(N.LE. 7) GO TO 30
  GO TO 110
  COMMENT
  100 NMAX = N - 1
  GO TO 120
  110 NMAX = 7
  120 REWIND 8
  WRITE(6,104)
  104 FORMAT(20X,'TOTAL DECAY ENERGY',20X,'TIME',5X,'DECAY-HEAT',//)
  DO 150 I=1,101
    WRITE(6,102) T(I),P(I,N),N=1,NMAX)
  150 WRITE(8,103) T(I),P(I,N),N=1,NMAX)
  102 FORMAT(10X,1P6E15.4)
  103 FORMAT(1P6E15.4)
  REWIND 8
  RETURN
  500 CONTINUE
  READ(5,1) PMAX,R,PSI,FIG
  READ(5,1) Q1,Q2,Q3,QM
  IG = FIG + 0.01
  READ(5,3) OPTN
  DECODE(4,4,OPTN) OP(1)
  DECODE(4,5,OPTN) OP(2)
  DECODE(4,6,OPTN) OP(3)
  DECODE(4,7,OPTN) OP(4)
  DO 510 I=1,4
    IF(OP(I).EQ. SMPL) NCL=0
  510 CONTINUE
  IF(NCL.EQ. 1) GO TO 600
  COMMENT
  IP = 2
  N1=1
  N2=1
  N3=1
  T1(1)=0.0
  T2(1)=0.0
  T3(1)=0.0
  P1(1)=0.0
  P2(1)=0.0
  P3(1)=0.0
  N = 0
  520 N = N+1
  READ(5,1,END=100) TL
  DO 530 K=1,101
    530 P(K,N) = ANS(T(K),OPTN,TL,PMAX,Q1,Q2,Q3,QM,R
    ,IP,N1,T1,P1,N2,T2,P2,N3,T3,P3
    ,IG,PSI)
  2 IF(N.LE. 6) GO TO 520
  GO TO 110
  COMMENT
  600 CONTINUE
  READ(5,1) TL,FIP
  IP = FIP + 0.01
  N = 0
  610 N = N+1
  READ(5,1,END=100) FN1
  N1 = FN1 + 0.01
  IF(N1.LT. 1) N1 = N1+1
  READ(5,1)(T1(I),I=1,N1)
  READ(5,1)(P1(I),I=1,N1)
  READ(5,1) FN2
  N2 = FN2 + 0.01
  IF(N2.LT. 1) N2 = N2+1
  READ(5,1)(T2(I),I=1,N2)
  READ(5,1)(P2(I),I=1,N2)
  READ(5,1) FN3
  N3 = FN3 + 0.01
  IF(N3.LT. 1) N3 = N3+1
  READ(5,1)(T3(I),I=1,N3)
  READ(5,1)(P3(I),I=1,N3)
  WRITE(6,1001)
  1001 FORMAT(20X,'TIME',8X,'TOTAL FP',8X,'G-FACT',8X,'HEAVY ELM',8X,
  *,'TOTAL ENERGY',//)
  DO 650 K=1,101
    650 P(K,N) = ANS(T(K),OPTN,TL,PMAX,Q1,Q2,Q3,QM,R
    ,IP,N1,T1,P1,N2,T2,P2,N3,T3,P3
    ,IG,PSI)
  2 IF(N.LE. 6) GO TO 610
  GO TO 110
  END

```

```

FUNCTION  ANS(TS,OPTN,TL,PMAX,Q1,Q2,Q3,QM,R
1      ,IP,N1,T1,P1,N2,T2,P2,N3,T3,P3
2      ,IG,PSI)

C      ANS FOR DECAY HEAT POWER IN LWR  (ANSI/ANS-5.1-1979)

C      TS = TIME AFTER SHUTDOWN (SEC).
C      OPTN = OPTION FOR CALCULATION,
C      S = SIMPLIFIED METHOD,
C      U = 235-U THERMAL FISSION,
C      P = 239-PU FISSION,
C      F = 238-U FAST FISSION,
C      H = HEAVY ELEMENTS (239-U,239-NP)
C      TL = DURATION OF OPERATION (SEC).
C      FOR INFINITE OPERATION, SET NEGATIVE VALUE.
C      PMAX = MAXIMUM REACTOR POWER (MEV/SEC)
C      Q = TOTAL RECOVERABLE ENERGY (MEV/FISSION),
C      1 = 235-U THERMAL FISSION,
C      2 = 239-PU FISSION,
C      3 = 238-U FAST FISSION,
C      M = FOR REACTOR COMPOSITION AT
C      THE TIME OF SHUTDOWN.
C      R = ATOMS OF 239-U PRODUCED PER SECOND PER FISSION PER SECOND
C      EVALUATED FOR COMPOSITION AT SHUTDOWN.
C      IP = OPTION FOR INPUTS OF TIME(T) AND POWER(P),
C      1 = POWER P AT TIME T, T(N) IS
C      THE TIME OF SHUTDOWN,
C      2 = POWER P IN TIME INTERVAL T,
C      T(1) IS THE JUST BEFORE THE
C      TIME OF SHUTDOWN.
C      N = FOR SIMPLIFIED METHOD AND FOR INFINITE OPERATION, SET 2.
C      IF IP = 1, MIN. SIZE IS 2.
C      IF IP = 2 AND FOR INFINITE OPERATION, SET 1.
C      T = TIME OR TIME INTERVAL (SEC).
C      FOR INFINITE OPERATION, SET NEGATIVE VALUE FOR T(1).
C      P = POWER (MEV/SEC),
C      1 = 235-U THERMAL FISSION,
C      2 = 239-PU FISSION,
C      3 = 238-U FAST FISSION.
C      IG = OPTION FOR CORRECTION OF NEUTRON CAPTURE IN FISSION
C      PRODUCTS,
C      0 = 1.0,
C      1 = USE TABLE 10,
C      2 = TABLE 10 AND EQ.11 (1/N TIME
C      ZONE LESS THAN 10,000 SEC).
C      PSI = FISSIONS PER INITIAL FISSILE ATOMS
C      DIMENSION DP(4),NOP(3),PF1(100),PF2(100),PF3(100),PDI(3)
C      DIMENSION TS1(100),TS2(100),TS3(100),ILL(3),ND(3)
C      DIMENSION T1(N1),P1(N1),T2(N2),P2(N2),T3(N3),P3(N3)
C      DATA YES//YES//NO//NO//
C      DATA S//NO//H//NO//NOP/3*NO//
C      DATA SOP//S//HOP//H//NOP/3*NO//FOP//F//
C      DATA ILL/3*0/
C      DATA EU/0.474//ENP/0.419//R1/4.91E-4//R2/3.41E-6/
1   1   FORMAT(A1,3X)
2   2   FORMAT(A1,A1,2X)
3   3   FORMAT(2X,A1,1X)

```

```

4   4   FORMAT(3X,A1)
      H=YES
      NOP(1)=YES
      NOP(2)=YES
      NOP(3)=YES
      ND(1) = N1
      ND(2) = N2
      ND(3) = N3
      GO TO 100
      C  START CALCULATION
      C  SIMPLIFIED METHOD
      IF(1L.LT. 0.0) GO TO 90
      PD = 1.02*PMAX*(FL(1,TS) - FL(1,TS+TL))/Q1
      GO TO 400
      90 PD = 1.02*PMAX*FL(1,TS)/Q1
      GO TO 400
      C  100 IF(IP .EQ. 2) GO TO 200
      C  POWER P AT TIME T TABLE
      DO 130 N=1,3
      IF(NOP(N) .EQ. NO) GO TO 130
      NDN = ND(N)
      DO 110 K=1,NDN
      IF(N .EQ. 1) PF1(K) = P1(K)*FS(1,TS+T1(NDN)-T1(K))/Q1
      IF(N .EQ. 2) PF2(K) = P2(K)*FS(2,TS+T2(NDN)-T2(K))/Q2
      IF(N .EQ. 3) PF3(K) = P3(K)*FS(3,TS+T3(NDN)-T3(K))/Q3
      110 CONTINUE
      IF(N .EQ. 1) CALL SIMP2S(T1,PF1,N1,PDI(1),ILL(1))
      IF(N .EQ. 2) CALL SIMP2S(T2,PF2,N2,PDI(2),ILL(2))
      IF(N .EQ. 3) CALL SIMP2S(T3,PF3,N3,PDI(3),ILL(3))
      130 CONTINUE
      GO TO 300
      C  POWER P IN TIME INTERVAL T TABLE
      DO 200 N=1,3
      IF(NOP(N) .EQ. NO) GO TO 260
      NDN = ND(N)
      IF(N .EQ. 1) TS1(1) = TS
      IF(N .EQ. 2) TS2(1) = TS
      IF(N .EQ. 3) TS3(1) = TS
      IF(NDN .EQ. 1) GO TO 220
      DO 210 K=2,NDN
      IF(N .EQ. 1) TS1(K) = TS1(K-1) + T1(K-1)
      IF(N .EQ. 2) TS2(K) = TS2(K-1) + T2(K-1)
      IF(N .EQ. 3) TS3(K) = TS3(K-1) + T3(K-1)
      210 CONTINUE
      220 CONTINUE
      PDI(N) = 0.0
      DO 250 K=1,NDN
      IF(N .EQ. 1) GO TO 230
      .IF(T1(1) .LT. 0.0) GO TO 225
      PDI(1) = PDI(1) + P1(K)*(FL(1,TS1(K)) - FL(1,TS1(K)+T1(K)))/Q1
      GO TO 250
      225 PDI(1) = PDI(1) + P1(K)*FL(1,TS1(K))/Q1
      GO TO 250
      230 IF(N .EQ. 2) GO TO 240
      IF(T2(1) .LT. 0.0) GO TO 235
      PDI(2) = PDI(2) + P2(K)*(FL(2,TS2(K)) - FL(2,TS2(K)+T2(K)))/Q2
      GO TO 250

```



```

235 PDI(2) = PDI(2) + P2(K)*FL(2,TS2(K))/Q2
GO TO 250
240 IF(N.NE.3) GO TO 250
IF(T3(1).LT.0.0) GO TO 245
PDI(3) = PDI(3) + P3(K)*(FL(3,TS3(K)) - FL(3,TS3(K)+T3(K)))/Q3
GO TO 250
245 PDI(3) = PDI(3) + P3(K)*FL(3,TS3(K))/Q3
250 CONTINUE
260 CONTINUE
C SUM OF U-235 THERMAL, PU-239, AND U-238 FAST
300 PD = 0.0
DO 310 N=1,3
IF(NOP(N).EQ.NO) GO TO 310
PD = PD + PDI(N)
310 CONTINUE
C CORRECTION OF NEUTRON CAPTURE
400 IF(IG.NE.0) GO TO 410
G = 1.0
GO TO 500
410 IF(IG.EQ.1) GO TO 420
IF(IG.EQ.2.AND.TS.GE.10000.0) GO TO 420
G = 1.0 + (3.24E-6 + 5.23E-10*TS) * TL*0.4 * PSI
GO TO 500
420 G = TABG(TS)
HEAVY ELEMENTS
500 IF(CH.EQ.YES) GO TO 510
PDHE = 0.0
GO TO 600
510 IF(TL.LT.0.0) GO TO 530
ERIT = EXP(-R1*TL)
ER2T = EXP(-R2*TL)
520 FU = EU*R*(1.0 - ER1T)*EXP(-R1*TS)
FNP = ENP*R*(R1/(R1-R2))*(1.0-ER2T)*EXP(-R2*TS)
- R2/(R1-R2))*(1.0-ER1T)*EXP(-R1*TS)
1 PDHE = PMAX*(FU + FNP)/GM
GO TO 600
530 ERIT = 0.0
ER2T = 0.0
GO TO 520
C CALCULATE FINAL RESULT
600 ANS = PD*G + PDHE
WRITE(6,1000) TS,PD,G,PDHE,ANS
1000 FORMAT(10X,1P5E15.4)
RETURN
END

FUNCTION FL(N,TS)
DIMENSION C(23,3),R(23,3),ERT(23,3)
DATA (C(J,1),J=1,23)
1/6.5057E-01,5.1264E-01,2.4384E-01,1.3805E-01,5.5440E-02,2.2225E-02
2/3.3088E-03,9.3015E-04,8.0943E-04,1.9567E-04,3.2535E-05,7.5595E-06
3/2.5232E-06,4.9948E-07,1.8531E-07,2.6608E-08,2.2398E-09,8.1641E-12
4/8.7797E-11,2.5131E-14,3.2176E-16,4.5038E-17,7.4791E-17/
DATA (R(J,1),J=1,23)
1/2.2138E+01,5.1587E-01,1.9594E-01,1.0314E-01,3.3656E-02,1.1681E-02
2/3.5870E+03,1.3930E-03,6.2630E-04,1.8906E-04,5.4988E-05,2.0958E-05
3/1.0010E-03,2.5438E-06,6.6361E-07,1.2290E-07,2.7213E-08,4.3714E-09
4/7.5780E-10,2.4786E-10,2.2384E-13,2.4600E-14,1.5699E-14/
DATA (C(J,2),J=1,23)
1/2.083E-01,3.853E-01,2.213E-01,9.460E-02,3.531E-02,2.392E-02
2/3.946E-03,1.317E-03,7.052E-04,1.432E-04,1.765E-05,7.347E-06
3/1.747E-06,5.481E-07,1.671E-07,2.112E-08,2.996E-09,5.107E-11
4/5.703E-11,4.138E-14,1.088E-15,2.454E-17,7.557E-17/
DATA (R(J,2),J=1,23)
1/1.002E+01,6.433E-01,2.186E-01,1.004E-01,3.728E-02,1.435E-02
2/4.549E-03,1.328E-03,5.356E-04,1.730E-04,4.881E-05,2.006E-05
3/8.319E-06,2.358E-06,6.450E-07,1.278E-07,2.466E-08,9.378E-09
4/7.450E-10,2.426E-10,2.210E-13,2.640E-14,1.380E-14/
DATA (C(J,3),J=1,23)
1/1.2311,1.1486,7.0701E-01,2.5209E-01,7.1870E-02,2.8291E-02
2/6.8382E-03,1.2322E-03,6.8409E-04,1.6975E-04,2.4182E-05,6.6356E-06
3/1.0075E-06,4.9894E-07,1.6352E-07,2.3352E-08,2.8094E-09,3.6236E-11
4/6.4577E-11,4.4963E-14,3.6654E-16,5.6293E-17,7.1602E-17/
DATA (R(J,3),J=1,23)
1/3.2881,9.3805E-01,3.7073E-01,1.1118E-01,3.6143E-02,1.3272E-02
2/5.0135E-03,1.3655E-03,5.5158E-04,1.7873E-04,4.9032E-05,1.7058E-05
3/7.0465E-06,2.3190E-06,6.4480E-07,1.2649E-07,2.5548E-08,8.4782E-09
4/7.5130E-10,2.4188E-10,2.2739E-13,9.0536E-14,5.6098E-15/
DATA INIT(0),TINF/1.0E+13/
IF(INIT.NE.0) GO TO 20
DO 10 I=1,3
DO 10 J=1,23
10 ERT(J,I) = C(J,I)*(1.0 - EXP(-R(J,I)*TINF))/R(J,I)
INIT = 1
20 F = 0.0
DO 30 J=1,23
30 F = F + EXP(-R(J,N)*TS)*ERT(J,N)
FL = F
RETURN
ENTRY FS(N,TS)
F = 0.0
DO 40 J=1,23
40 F = F + EXP(-R(J,N)*TS)*C(J,N)
FS = F
RETURN
END

```

```

FUNCTION TABG(TS)
DIMENSION T(56),G(56)
DATA T/0.0,1.0,1.5,2.0,4.0,6.0,8.0,10.0,15.0,20.0,20.0
      /40.0,60.0,80.0,100.0,150.0,200.0,400.0,600.0,800.0,1000.0
      /1.5E+3,2.0E+3,4.0E+3,6.0E+3,8.0E+3,1.0E+4,1.5E+4,2.0E+4
      /4.0E+4,6.0E+4,8.0E+4,1.0E+5,1.5E+5,2.0E+5,4.0E+5,6.0E+5
      /8.0E+5,1.0E+6,1.5E+6,2.0E+6,4.0E+6,6.0E+6,8.0E+6,1.0E+7
      /1.5E+7,2.0E+7,4.0E+7,6.0E+7,8.0E+7,1.0E+8,1.5E+8,2.0E+8
      /4.0E+8,6.0E+8,8.0E+8,1.0E+9/
DATA G/4*1.020,1.021,8*1.022,1.023,1.024,1.025,1.028,1.030
      /1.032,1.033,1.037,1.039,1.048,1.054,1.060,1.064,1.074,1.081
      /1.098,1.111,1.119,1.124,1.130,1.131,1.126,1.124,1.123,1.124
      /1.125,1.127,1.134,1.146,1.162,1.181,1.233,1.284,1.444,1.535
      /1.586,1.598,1.498,1.343,1.065,1.021,1.012,1.007/

      TABG = 1.020
      IF(TS .LE. T(1)) RETURN
      DO 10 I=2,56
      IF(TS .GT. T(I-1) .AND. TS .LE. T(I)) GO TO 20
10 CONTINUE
      TABG = 1.0
      RETURN
20 L = I
      RETURN
      TABG = G(L-1) + (TS - T(L-1))/(T(L) - T(L-1))*(G(L) - G(L-1))
      RETURN
      END
      FUNCTION SHURE(TS,TL)
      COMMENT DECADE HEAT CALCULATION BY SHURE EQUATION
      COMMENT
      COMMENT TS = TIME AFTER REACTOR SHUTDOWN (SEC).
      COMMENT TL = DURATION OF REACTOR (SEC),
      COMMENT FOR INFINITE OPERATION, INPUT NEGATIVE VALUE.
      COMMENT
      DIMENSION TR(5),AL(5),AS(5)
      DATA TR/0.1,10.0,150.0,4.0E+6,2.0E+8/
      DATA AL/0.0,0.0603,0.0766,0.130,0.266/
      DATA AS/0.0,0.0639,0.181,0.283,0.335/
      COMMENT PF(TTT,AAA,BBB) = AAA * TTT*(-BBB)
      COMMENT
      IF(TS .GE. TR(1)) GO TO 10
      J = 1
      GO TO 30
10 DO 20 J=2,5
      IF(TS .LE. TR(J)) GO TO 30
20 CONTINUE
      J = 5
30 AA = AL(J)
      BB = AS(J)
      IF(TL .GE. 0.0) GO TO 40
      SHURE = PF(TS,AA,BB)
      RETURN
      COMMENT
40 SHURE = PF(TS,AA,BB) - PF(TS+TL,AA,BB)
      RETURN
      END

```

C