

JAERI-M
90-019

単位燃料棒セル燃焼計算コード：
UNITBURN

1990年2月

内藤 俣孝・稲村 実*・増川 史洋・奥田 泰久**

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。

入手の間合わせは、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, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 日立高速印刷株式会社

単位燃料棒セル燃焼計算コード：UNITBURN

日本原子力研究所東海研究所燃料安全工学部
内藤 俣孝・稲村 実*・増川 史洋・奥田 泰久**

(1990年1月26日受理)

軽水炉の燃料棒セルについての燃焼計算を行うために、計算コードUNITBURNを開発した。このコードは、各燃焼度毎に多群定数ライブラリー(MGCL)を用いて、 S_N - P_L 輸送計算によりセル内の中性子束分布を計算し、燃料ペレット内の核種の生成・減損を計算するものである。さらにこのコードは、燃料集合体あるいは炉心計算用の各燃焼度でのセル平均少数群定数、1点炉近似核種生成崩壊計算コードCOMRAD用の1群定数を算出する。

この報告書は、このコードのための利用手引書である。

UNITBURN : A Computer Code for Burnup Calculation
of a Unit Fuel Cell

Yoshitaka NAITO, Minoru INAMURA^{*}
Fumihiko MASUKAWA and Yasuhisa OKUDA^{**}

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

(Received January 26, 1990)

A Computer Code UNITBURN has been developed for performing burnup calculation of a unit fuel cell. This code calculates neutron flux distribution in a cell by S_N - P_L method with Multi Group Constants Library (MGCL) and estimates buildup and depletion of nuclides in a fuel pellet. It also calculates nuclear few group constants averaged over a cell for calculation of fuel bundle or whole reactor core, and one group neutron cross sections at each burnup for nuclide generation and decay calculation code COMRAD.

This report is a user's manual for UNITBURN.

Keywords : Computer Code, Cell Burnup Calculation, MGCL, S_N - P_L method

* Hokkaido Electric Power Company, Ltd.

** Sumitomo Atomic Energy Industries, Ltd.

目 次

1. はじめに	1
2. コードの機能・構成	2
3. 入力データ	21
4. 入力例	29
5. 計算例	38
6. おわりに	46
謝 辞	46
参考文献	47
Appendix Sample burn-up calculation of PWR's	48

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of the Code	2
3. Input Specifications	21
4. Sample input data	29
5. Sample calculation	38
6. Summary	46
Acknowledgement	46
References	47
Appendix Sample burn-up calculations of PWR's	48

1. は じ め に

核燃料の炉内管理のうえで、運転あるいは燃料交換を安全に経済的に進めるためには、燃料の燃焼に伴うさまざまな核種の生成・減損、さらにそれに起因する炉心反応度の変化を予測することは欠かすことができない。また炉外管理のうえからも、燃料の高燃焼度化に伴い臨界安全・遮蔽安全上さまざまな核種の生成量を精度よく評価することは重要な課題となっている。

炉心の核特性を計算するうえでは、通常最初のステップとして炉心を構成する最小単位である燃料棒セルの非均質性を考慮しなければならない。ここで燃料棒セルとは、燃料集合体の格子配列の1つを指し、1本の燃料棒とそれを取り巻く減速材から成る。燃料棒セル計算コードにより得られたセル内の中性子束分布を用いて燃料棒セルで平均化した少数群の断面積が作成され、燃料集合体あるいは炉心計算に供される。ところがこの少数群断面積は、燃料の燃焼度、すなわち燃焼に伴う核種の種類及び量の変化に依存するので燃料棒セル内での核種の生成・減損の正確な評価が炉心管理計算上不可欠となる。

このような問題に対応するコードとして、燃料棒セル燃焼計算コードUNITBURNを開発した。このコードの特徴を以下に挙げる。

- (1) 中性子反応断面積として多群定数ライブラリMGCL¹⁾ (26群)を用いる。そしてコードそれ自身にMGCLプロセッサの機能を内蔵しANISN^{2),3)} フォーマットの断面積を作成する。
- (2) アクチニド核種の崩壊データとしてJDDL⁴⁾を用いる。燃焼計算で取り扱う核種は、アクチニド核種54核種 (²³⁰Th~²⁴⁵Cm)、FP核種46核種 (1つのLumped FPを含む)、Gd 4核種である。
- (3) 内蔵のANISNにより空間依存の中性子エネルギースペクトル、実効増倍係数を算出し、燃焼に伴う原子個数密度の変化をこのANISNで得られた空間依存の中性子エネルギースペクトルの変化を取り込んで算出する。燃焼計算は、燃料領域内を複数の領域に分割して領域毎に行うことが可能である。
- (4) 燃焼ステップ毎に燃料棒セルで空間平均・エネルギー縮約した燃焼度依存の少数群定数を算出でき燃料集合体・炉心計算に利用できる。このときには少数群拡散係数の輸送-拡散補正を行うことも可能である。また核種生成崩壊計算コードCOMRAD⁴⁾用の1群定数を作成できる。
- (5) 内蔵のSIMCRI⁵⁾により臨界バックリングなどの臨界パラメータや、B1近似に対応した拡散係数を算出する。

以後第2章でこのコードの構成・機能について述べ、第3章に入力マニュアル、第4章にJCL・入力例を与え、UNITBURNの使用手引書として使用できるようにした。

2. コードの構成・機能

UNITBURNコードは、MAIL, ANISN, BURN, CELLMAKER及びSIMCRIという5つのモジュールから構成されており、中性子断面積ライブラリに多群定数ライブラリMGCL(26群), アクチニド核種の核種崩壊データにJDDL, FP核種の崩壊データにFPGSライブラリを用いている。各モジュールの役割を簡単に以下に説明する。

- (1) MAILは、原子個数密度と形状データからMGCLの自己遮蔽因子の表を内挿し、領域毎の実効マイクロ断面積及び実効マクロ断面積を作成し、さらにANISNで用いる断面積ライブラリを作成する。
- (2) ANISNでは、 S_N-P_L 輸送計算により燃料棒セル内の中性子束分布・エネルギースペクトル・実効増倍係数を計算する。
- (3) BURNは、ANISNで求められた中性子束を出力密度で規格化して燃焼計算を行う。燃焼計算で算出された原子個数密度は、MAILにおいて次の燃焼ステップのためのセル内中性子束計算に用いる実効断面積の作成に使用される。
- (4) CELLMAKERは燃焼ステップ毎に、MAILを用いて作成した26群の実効マイクロ断面積又は実効マクロ断面積とANISNで計算された中性子束分布を用いて、燃焼度依存のセル平均少数群定数を算出し、内蔵の2次元XY拡散計算コードとの比較により少数群拡散係数の輸送-拡散補正を行う。COMRAD用の1群断面積、PRE-COMRAD⁴⁾用の中性子エネルギースペクトルやdisadvantage factorもここで算出される。
- (5) SIMCRIはCELLMAKERで作成したセル平均26群実効マクロ断面積を用いて臨界バックリングなどの臨界パラメータや、B1近似に対応した拡散係数を算出する。

UNITBURNの計算の流れをFig. 2.1に示す。

2.1. 多群定数ライブラリMGCL

UNITBURNで用いられるMGCL(26群)は、評価済核データファイルENDF/B-IV⁶⁾, -V⁷⁾及びJENDL-2⁸⁾から、MGCL作成コードシステムMGCL-ACEを用いて作成され、燃料領域の核種は温度900Kで、非燃料領域の核種は温度560Kで作成されている。MGCL作成に用いたエネルギースペクトルは以下の式のように表される。

$$\phi(E) = \frac{E}{(kT_n)^2} \exp(-E/T_n) + \frac{r_1 \delta_1(E+2kT_n) \cdot \delta_2(E)}{(E+2kT_n)^{1+\beta}} + r_2 \phi(E) \chi(E)$$

ここで

r_1, r_2 ; 定数

k ; ボルツマン定数

T_n ; 中性子温度 ($\equiv A \cdot T_m, T_m$; 媒質の温度)

$\chi(E)$; 核分裂中性子スペクトル ($\equiv \sqrt{E/\theta^3} \exp(-E/\theta)$)

$$\delta_1(E) \equiv \left[1 - \frac{C}{(1+E/BkT_n)^5} + (DkT_n/E)^7 \right]^{-1}$$

$$\delta_2(E) \equiv \left[1 + \frac{1}{(1+E/F)^G} \right]^{-1}$$

$$\psi(E) \equiv 1 + \frac{2}{1-\alpha_c} \cdot \frac{\sigma_s}{\sigma_t} \cdot \sqrt{\frac{\theta}{E}} e^{(E/\theta)} \left\{ \operatorname{erf} \left(\sqrt{\frac{E}{\theta\alpha_c}} \right) - \operatorname{erf} \left(\sqrt{\frac{E}{\theta}} \right) \right\}$$

$$\operatorname{erf}(E) \equiv \int_0^E \exp(-u^2) du$$

$$r_1 = 0.2157, \quad r_2 = 1.49964, \quad \alpha_c = 0.48, \quad \beta = -0.05, \quad \theta = 1.3 \times 10^6, \quad \sigma_s / \sigma_t = 0.96,$$

$$A = 1.7, \quad B = 16.4, \quad C = 0.26, \quad D = 4.75, \quad F = 2.25 \times 10^5, \quad G = 2.5$$

UNITBURN用MGCLに格納されている核種を Table 2.1 に、またMGCL作成の流れを Fig. 2.2 に示す。

2.2 アクチノイド核種生成崩壊チェーン

UNITBURNでは、 $^{230}\text{Th} \sim ^{245}\text{Cm}$ までのアクチノイド核種の崩壊データにはJDDLが用いられている。JDDLのうちUNITBURNのアクチノイド核種生成崩壊チェーンに取り込まれている反応を Table 2.2 に、生成崩壊チェーンを Fig. 2.3 に示す。

2.3 FP核種生成崩壊チェーン

UNITBURNでは反応度に対する影響の大きい28種類のFP核種の生成崩壊を考慮できるように、9チェーン45核種の生成崩壊を計算し、そのほかのFPは1つのLumped FPとして取り扱う。FP核種の崩壊データにはFPGS⁹⁾を用いている。UNITBURNで扱われるFP核種生成崩壊チェーンを Fig. 2.4 に示す。

2.4 燃焼計算方法⁴⁾

2.4.1 燃焼ステップ内平均中性子束の計算

燃焼計算はBURNモジュールで行われる。この時には出力密度で中性子束の絶対値を決定する必要がある。ある燃焼ステップ内での平均中性子束は次のように決定される。

出力密度と燃焼時間が与えられたときの中性子束の計算

$$\phi = 6.242 \times 10^{18} \text{ P} / \sum N_j \sigma_j^f K_j$$

時間の関数としての中性子束に対する近似式は、初期の時間間隔についてTaylor展開して得られる。

$$\phi(t) = 6.242 \times 10^{18} \text{ P} \left[S(0)^{-1} - t \frac{\dot{S}(0)}{S(0)^2} + \frac{t^2}{2} \frac{2\dot{S}(0) - S(0)\ddot{S}(0)}{S(0)^3} + \dots \right]$$

あるいは

$$\phi(t) = \phi(0) \left[1 - t \frac{S(0)}{S(0)} + \frac{t^2}{2} \left(\frac{2\dot{S}(0)^2 - \dot{S}(0)\ddot{S}(0)}{S(0)^2} \right) + \dots \right]$$

ある時間間隔中の平均中性子束は上式を間隔で積分し t で割って得られる。

$$\bar{\phi} = \phi(0) \left[1 - \frac{t\dot{S}(0)}{2S(0)} + \frac{t^2}{6} \left(\frac{2S(0)^2 - S(0)\ddot{S}(0)}{S(0)^2} \right) + \dots \right]$$

ここで

P : 出力密度 [MW/cc]

ϕ : 中性子束

N_j : 核種 j の原子数密度

σ_j^f : 核種 j の微視的核分裂断面積

K_j : 核種 j の核分裂エネルギー

$$K = 1.29927 \times 10^{-3} (Z^2 \cdot A^{0.5}) + 33.12 \text{ [MeV/fission]}$$

$S(0)$: 時間間隔最初における巨視的核分裂断面積

$\dot{S}(0)$: " 1次導関数

$\ddot{S}(0)$: " 2次導関数

$\dot{S}(0)$ は $\dot{N}(0) = MN(0)$, $\ddot{S}(0)$ は $\ddot{N} = M\dot{N}(0) = M^2N(0)$ より容易に求められる。

M : 崩壊及び中性子反応に対する分岐を含む遷移マトリックス

上記の微視的・巨視的核分裂断面積等は, ANISNにより計算された燃料領域内のエネルギー・スペクトルにより燃料領域内で1群に縮約されたものである。

このようにして中性子束の絶対値が求まると, ANISNにより計算された中性子束分布を絶対値に焼き直すことができ, 燃料領域を複数の領域に分割しておけば各々の領域についての燃焼計算を行うこともできる。

2.4.2 核種生成崩壊量計算(燃焼計算)の基本方程式と解法

原子炉中における全ての核種の生成崩壊は, 核分裂収率の項による生成, 核種の崩壊に基づく当該核種の生成崩壊, 及び中性子反応による生成崩壊から成り立っており, その方程式は次のように表される。

$$\frac{dN_i}{dt} = r_i F(t) + \sum_j f_{j-i} \lambda_j N_j(t) + \sum_k g_{k-i} \sigma_k \phi(t) N_k(t) - (\lambda_i + \sigma_i \phi(t)) N_i(t) \quad (1)$$

ここで, F(t) : 時刻 t における核分裂反応率

r_i : 核種 i の核分裂収率

f_{j-i} : 核種 j の単位崩壊あたりの核種 i の生成量

λ_j : 核種 j の崩壊定数

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{0.6931}{T_{1/2}}, \quad T_{1/2} : \text{半減期}$$

g_{k-i} : 核種 k が中性子と反応するたびに生成される核種 i の量

σ_k : 核種 k の平均ミクロ中性子反応断面積

$\phi(t)$: 時刻 t における中性子束

(1)式は核種 i の原子個数の時間変化の割合を示す式であり、右辺の第1項は核分裂による核種 i の生成率を表している。核分裂収率 r_i は核分裂核種に依存するのはもちろんのこと、複合核の励起エネルギーにも依存するので入射中性子スペクトルによっても変化する。

第2項及び第3項は、それぞれ他の核種の崩壊及び中性子反応により核種 i が生成される割合を表している。

(1)において、 r_i 、 $F(t)$ 、 g_{k-i} 、 σ_k 及び $\phi(t)$ は時間依存の量であるが、その時間的变化は比較的ゆるやかであり、ある一定の時間範囲では一定と近似することができる。そうすると(1)式は定数係数の連立一次常微分方程式となり解析的に解くことができ、また解の重ね合わせを行うことができる。

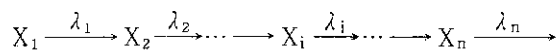
UNITBURNコードにおいては(1)式の解をBatemanの式を重ね合わせることによって求めている。すなわち各核種の初期値のみを考慮する場合と、核分裂による生成を考慮する場合について別々に取り扱い、2つの解を加え合わせて生成崩壊方程式の一般解を求める。初期値のみによる崩壊方程式の解はBatemanの一般解によって与えられる。また、核分裂による生成の項はBatemanの一般解を照射時間にわたって時間積分した形として求められる。

Batemanの式は任意の長さの線型の崩壊系列に対し解析解として表されるので、どんなに β 崩壊系列が長くて、またどんなに複雑に分岐していても、それを線型の崩壊系列に分解し、それぞれの系列について独立に計算した後解を重ね合わせることで容易に一般解を求めることが可能である。

核分裂による生成項がある場合、分岐・合流がある場合、崩壊系列中に同じ崩壊定数が存在する場合及び循環形式の崩壊系列の場合等の取り扱いについては参考文献¹⁰⁾に譲り、以下、中性子反応による崩壊系列の取り扱いについて簡単に説明する。

Batemanの一般解

つぎのような n 段の線型の崩壊系列を考える。



ここで、 X_i は放射性核種であり、 λ_i はその崩壊定数である。簡単のため、核分裂による生成の項も中性子反応による生成消滅の項もないとする。この場合、 X_i に対する(1)式の崩壊方程式は簡単になって、

$$\frac{dN_i}{dt} = -\lambda_i N_i \quad (i=1), \quad (2a)$$

$$\frac{dN_i}{dt} = -\lambda_i N_i + \lambda_{i-1} N_{i-1} \quad (i \geq 2), \quad (2b)$$

となる。 X_i の初期値が N_i^0 で他の核種の初期値がすべて零の場合、(2)式の一般解はBatemanにより次のように与えられている。

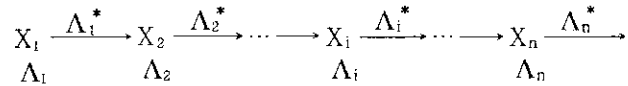
$$N_i(t) = C_i e^{-\lambda_i t} + \dots + C_1 e^{-\lambda_1 t}, \quad (3a)$$

$$C_i = \frac{\prod_{k=1}^{i-1} \lambda_k}{\prod_{\substack{k=1 \\ (k \neq i)}}^i (\lambda_k - \lambda_j)} \quad (3b)$$

2 番目以降の核種も零でない初期値をもっている場合には、崩壊系列の長さを1つずつ短くして、(3)式を加え合わせればよい。

分岐崩壊・中性子反応による生成消滅のある場合

前述したように、どんなに複雑な分岐崩壊・中性子反応があろうとも全ての崩壊系列は次のような n 段の線型の崩壊系列に分解することができる。



ここで、 Λ_i は放射崩壊及び中性子反応による消滅を含めた核種 X_i の全体の消滅速度に対応した等価崩壊定数である。

$$\Lambda_i = \lambda_i + \sigma_i \phi(t) \quad (4 a)$$

また、 Λ_i^* は核種 X_i から核種 X_{i+1} への変換に対応した部分等価崩壊定数である。複数個の分岐崩壊・複数個の中性子反応を含む場合、(1)式にて定義された f_{i-j} , g_{i-j} を用いて Λ_i^* を次のように書くことができる。

$$\Lambda_i^* = f_{i-i+1} \lambda_i + g_{i-i+1} \sigma_i \phi(t), \quad (4 b)$$

(4)式を用いると、分岐崩壊・中性子反応による生成消滅のある場合の X_i の崩壊方程式は次式のごとくなる。

$$\frac{dN_i}{dt} = -\Lambda_i N_i, \quad (i=1) \quad (5 a)$$

$$\frac{dN_i}{dt} = -\Lambda_i N_i + \Lambda_{i-1} N_{i-1}, \quad (i \geq 2) \quad (5 b)$$

(5)式の一般解は(3)式にて示された(2)式の一般解の係数 C_i を若干変更することにより次式のように与えられる。

$$N_i(t) = C_1 e^{-\Lambda_1 t} + C_2 e^{-\Lambda_2 t} + \dots + C_i e^{-\Lambda_i t}, \quad (6 a)$$

$$C_i = \frac{\prod_{k=1}^{i-1} \Lambda_k^*}{\prod_{\substack{k=1 \\ (k \neq j)}}^i (\Lambda_k - \Lambda_j)} N_i^0, \quad (6 b)$$

UNITBURNコードでは(3)式又は(6)式を整理し、Bateman関数を定義し、Bateman関数及びその積分形を繰り返し使うことにより効率的に解を求めている。

2.5 CELLMAKER

CELLMAKERではMAILで作られた26群の実効マイクロ・実効マクロ断面積をANISNで計算された中性子束分布を用いて、燃焼度依存の少数群断面積、COMRAD用1群定数、PRE-COMRAD用の中性子エネルギー・disadvantage factorを算出する。(PRE-COMRADではdisadvantage factorをエネルギー群依存の形で取り扱えないので、disadvantage factorのファイルへの出力は1群化したものである。)また、CELLM

AKERは2次元XYの拡散計算プログラムを内蔵しており、少数群定数への縮約を行う際に燃料棒セル境界での中性子流れ込み量 L と燃料棒セル内での吸収量 A との比 L/A が輸送計算と拡散計算との間で等しくなるように少数群拡散係数を補正することができる。この輸送-拡散補正を行うためには、燃料棒セルの外側に外部領域（着目するセルを取り囲む複数の燃料棒セルを均質化したもの）を設定しておかねばならない。CELLMAKERの輸送-拡散補正の流れをFig.2.5に示す。

2.6 SIMCRI

SIMCRIは、CELLMAKERで作成したセル平均26群実効マクロ断面積を用いて、1点炉近似のB1方程式により個有値問題あるいは固定中性子源問題を解き、中性子の無限増倍係数・実効増倍係数、臨界バックリング、中性子移動面積、拡散係数、等の臨界パラメータや臨界バックリングを考慮した中性子束を算出する。SIMCRIモジュールは臨界安全性評価コード・システムJACS¹¹⁾に収納の臨界因子簡易計算コードSIMCRIに基づいている。

Table 2.1 (1) UNITBURN用MGCL26群ライブラリ(900K)

核種名	核種ID番号	核データファイル	ファイル番号	MAT番号	Amplitude
Tc-99	4430990	ENDF/B-IV	415	286	0.69100
Ru-102	4441020	ENDF/B-IV	415	311	0.56355
Rh-103	4451030	ENDF/B-IV	415	330	0.65600
Rh-105	4451050	ENDF/B-IV	415	334	0.56902
Cd-113	4481130	ENDF/B-IV	416	421	0.74600
I-135	4531350	ENDF/B-IV	416	576	0.61880
Xe-131	4541310	ENDF/B-IV	417	592	0.58500
Xe-135	4541350	ENDF/B-IV	417	599	0.74600
Cs-133	4551330	ENDF/B-IV	417	613	0.75166
Cs-134	4551340	ENDF/B-IV	417	614	0.61727
Ce-144	4581440	ENDF/B-IV	417	678	0.63228
Nd-143	4601430	ENDF/B-IV	418	714	0.63079
Nd-144	4601440	ENDF/B-IV	418	715	0.63226
Nd-145	4601450	ENDF/B-IV	418	716	0.63373
Nd-146	4601460	ENDF/B-IV	418	717	0.63519
Pm-147	4611470	ENDF/B-IV	418	733	0.63663
Pm-148	4611480	ENDF/B-IV	418	734	0.63809
Pm-148m	4611481	ENDF/B-IV	418	735	0.63809
Pm-149	4611490	ENDF/B-IV	418	736	0.63952
Sm-148	4621480	ENDF/B-IV	418	754	0.63807
Sm-149	4621490	ENDF/B-IV	418	755	0.50930
Sm-150	4621500	ENDF/B-IV	418	756	0.64095
Sm-151	4621510	ENDF/B-IV	418	757	0.64237
Sm-152	4621520	ENDF/B-IV	418	758	0.64378
Sm-153	4621530	ENDF/B-IV	418	759	0.64520
Eu-153	4631530	ENDF/B-IV	419	776	0.88000
Eu-154	4631540	ENDF/B-IV	419	777	0.88000
Eu-155	4631550	ENDF/B-IV	419	778	0.64800
Gd-155	4641550	ENDF/B-IV	419	792	0.64800
Gd-156	4641560	ENDF/B-IV	419	793	0.64939
Gd-157	4641570	ENDF/B-IV	419	794	0.65078
Gd-158	4641580	ENDF/B-IV	419	795	0.65216

Table 2.1 (1) (continued)

核種名	核種ID番号	核データファイル	ファイル番号	MAT番号	Amplitude
Th-230	5902300	ENDF/B-V	521	8030	0.83225
Th-232	4902320	ENDF/B-IV	404	1296	0.89874
Pa-231	5912310	ENDF/B-V	521	8131	0.83333
Pa-233	4912330	ENDF/B-IV	407	1297	0.89184
U-232	5922320	ENDF/B-V	521	8232	0.83442
U-233	4922330	ENDF/B-IV	409	1260	1.0092
U-234	4922340	ENDF/B-IV	404	1043	0.89300
U-235	4922350	ENDF/B-IV	407	1261	0.95663
U-236	4922360	ENDF/B-IV	404	1163	0.93540
U-237	5922370	ENDF/B-V	521	8237	0.91409
U-238	4922380	ENDF/B-IV	409	1262	0.91840
Np-237	4932370	ENDF/B-IV	409	1263	0.91410
Np-238	5932380	ENDF/B-V	521	8338	0.90973
Np-239	2932390	JENDL-2	205	2932	0.91400
Pu-236	5942360	ENDF/B-V	521	8436	0.91409
Pu-237	5942370	ENDF/B-V	521	8437	0.91500
Pu-238	4942380	ENDF/B-IV	404	1050	0.93090
Pu-239	4942390	ENDF/B-IV	407	1264	0.90094
Pu-240	4942400	ENDF/B-IV	407	1265	0.91840
Pu-241	4942410	ENDF/B-IV	407	1266	0.93300
Pu-242	4942420	ENDF/B-IV	404	1161	0.92250
Pu-243	5942430	ENDF/B-V	521	8443	0.90094
Pu-244	5942440	ENDF/B-V	521	8444	0.89651
Am-241	2952410	JENDL-2	206	2951	0.93700
Am-242	2952420	JENDL-2	206	2952	0.95400
Am-242m	2952421	JENDL-2	206	2953	0.95400
Am-243	2952430	JENDL-2	206	2954	0.90500
Cm-241	5962410	ENDF/B-V	522	8641	0.90000
Cm-242	2962420	JENDL-2	206	2961	0.93800
Cm-243	5962430	ENDF/B-V	514	1343	0.90094
Cm-244	2962440	JENDL-2	206	2963	0.9000
Cm-245	2962450	JENDL-2	206	2964	1.0000

Table 2.1 (2) UNITBURN用MGCL26群ライブラリ(560K)

核種名	核種ID番号	核データファイル	ファイル番号	MAT番号	Amplitude
Zy-2	4003020	ENDF/B-IV	411	1248	0.71280
H	4010010	ENDF/B-IV	404	1269	1.2757
B-10	4050100	ENDF/B-IV	404	1273	0.40937
B-11	4050110	ENDF/B-IV	403	1160	0.63300
O-16	4080160	ENDF/B-IV	408	1276	0.54614

Table 2.2 UNITBURNに組込んだ全反応(アクチノイド核種)

親核種	崩壊形式	娘核種	分岐比
Pa-230	β^+, EC	Th-230	0.904973
U-234	α	Th-230	1.0
U-235	α	Th-231	1.0
Th-230	(n, r)	Th-231	1.0
Th-232	$(n, 2n)$	Th-231	1.0
U-236	α	Th-232	1.0
Th-232	(n, r)	Th-233	1.0
U-238	α	Th-234	1.0
Pa-231	$(n, 2n)$	Pa-230	1.0
Th-231	β^-	Pa-231	1.0
U-231	β^+, EC	Pa-231	0.99995
Np-235	α	Pa-231	1.0E-5
Pa-231	(n, r)	Pa-232	1.0
Pa-233	$(n, 2n)$	Pa-232	1.0
Th-233	β^-	Pa-233	1.0
Np-237	α	Pa-233	1.0
Th-234	β^-	Pa-234	0.042432
Pa-234m	IT	Pa-234	1.3E-3
Pa-233	(n, r)	Pa-234	1.0
Th-234	β^-	Pa-234m	0.957568
Pa-230	β^-	U-230	0.094997
Pu-235	α	U-231	3.0E-5
U-232	$(n, 2n)$	U-231	1.0
Pa-232	β^-	U-232	1.0
Pu-236	α	U-232	1.0
U-233	$(n, 2n)$	U-232	1.0
Pa-233	β^-	U-233	1.0
Pu-237	α	U-233	5.0E-5
U-232	(n, r)	U-233	1.0
U-234	$(n, 2n)$	U-233	1.0
Pa-234m	β^-	U-234	0.9987
Pa-234	β^-	U-234	1.0
Pu-238	α	U-234	1.0
U-233	(n, r)	U-234	1.0

Table 2.2 (Continued)

親核種	崩壊形式	娘核種	分岐比
U-235	(n, 2n)	U-234	1.0
Np-235	β^+ , EC	U-235	0.99999
Pu-239	α	U-235	1.0
U-234	(n, γ)	U-235	1.0
U-236	(n, 2n)	U-235	1.0
Np-236	β^+ , EC	U-236	0.910911
Pu-240	α	U-236	1.0
U-235	(n, γ)	U-236	1.0
U-237	(n, 2n)	U-236	1.0
Pu-241	α	U-237	2.0E-5
U-236	(n, γ)	U-237	1.0
U-238	(n, 2n)	U-237	1.0
Pu-242	α	U-238	1.0
U-237	(n, γ)	U-238	1.0
U-238	(n, γ)	U-239	1.0
Pu-244	α	U-240	1.0
Pu-235	β^+ , EC	Np-235	0.99997
Am-240	α	Np-236	0.0*
Np-237	(n, 2n)	Np-236	0.28
Np-237	(n, 2n)	Np-236m	0.72
U-237	β^-	Np-237	1.0
Pu-237	β^+ , EC	Np-237	0.99995
Am-241	α	Np-237	1.0
Np-238	(n, 2n)	Np-237	1.0**
Am-242m	α	Np-238	4.761E-3
Np-237	(n, γ)	Np-238	1.0
U-239	β^-	Np-239	1.0
Am-243	α	Np-239	1.0
Np-238	(n, γ)	Np-239	1.0
U-240	β^-	Np-240	1.0
Pu-236	(n, 2n)	Pu-235	1.0
Np-236	β^-	Pu-236	0.089089
Cm-240	α	Pu-236	1.0
Pu-237	(n, 2n)	Pu-236	1.0

* 分岐比は0.0

** 断面積は0.0

Table 2.2 (Continued)

親核種	崩壊形式	娘核種	分岐比
Cm-241	α	Pu-237	0.01
Pu-236	(n, γ)	Pu-237	1.0
Pu-238	(n, 2n)	Pu-237	1.0
Np-238	β^-	Pu-238	1.0
Cm-242	α	Pu-238	1.0
Pu-237	(n, γ)	Pu-238	1.0
Pu-239	(n, 2n)	Pu-238	1.0
Np-239	β^-	Pu-239	1.0
Cm-243	α	Pu-239	0.997601
Pu-238	(n, γ)	Pu-239	1.0
Pu-240	(n, 2n)	Pu-239	1.0
Np-240	β^-	Pu-240	1.0
Am-240	β^+ , EC	Pu-240	1.0
Cm-244	α	Pu-240	1.0
Pu-239	(n, γ)	Pu-240	1.0
Pu-241	(n, 2n)	Pu-240	1.0
Cm-245	α	Pu-241	1.0
Pu-240	(n, γ)	Pu-241	1.0
Pu-242	(n, 2n)	Pu-241	1.0
Am-242	β^+ , EC	Pu-242	0.173
Pu-241	(n, γ)	Pu-242	1.0
Pu-243	(n, 2n)	Pu-242	1.0
Pu-242	(n, γ)	Pu-243	1.0
Pu-244	(n, 2n)	Pu-243	1.0
Pu-243	(n, γ)	Pu-244	1.0
Pu-244	(n, γ)	Pu-245	1.0
Am-241	(n, 2n)	Am-240	1.0
Pu-241	β^-	Am-241	0.99998
Cm-241	β^+ , EC	Am-241	0.99
Am-242m	(n, 2n)	Am-241	1.0
Am-242	(n, 2n)	Am-241	1.0
Am-242m	IT	Am-242	0.995239
Am-241	(n, γ)	Am-242	0.9
Am-243	(n, 2n)	Am-242	1.0

Table 2.2 (Continued)

親核種	崩壊形式	娘核種	分岐比
Am-241	(n, γ)	Am-242m	0.1
Pu-243	β^-	Am-243	1.0
Cm-243	β^+ , EC	Am-243	2.399E-3
Am-242m	(n, γ)	Am-243	1.0
Am-242	(n, γ)	Am-243	1.0
Am-243	(n, γ)	Am-244	0.05
Am-243	(n, γ)	Am-244m	0.95
Pu-245	β^-	Am-245	1.0
Cm-241	(n, 2n)	Cm-240	1.0
Cm-242	(n, 2n)	Cm-241	1.0
Am-242	β^-	Cm-242	0.827
Cm-241	(n, γ)	Cm-242	1.0
Cm-243	(n, 2n)	Cm-242	1.0
Cm-242	(n, γ)	Cm-243	1.0
Cm-244	(n, 2n)	Cm-243	1.0
Am-244m	β^-	Cm-244	1.0
Am-244	β^-	Cm-244	1.0
Cm-243	(n, γ)	Cm-244	1.0
Cm-245	(n, 2n)	Cm-244	1.0
Am-245	β^-	Cm-245	1.0
Cm-244	(n, γ)	Cm-245	1.0

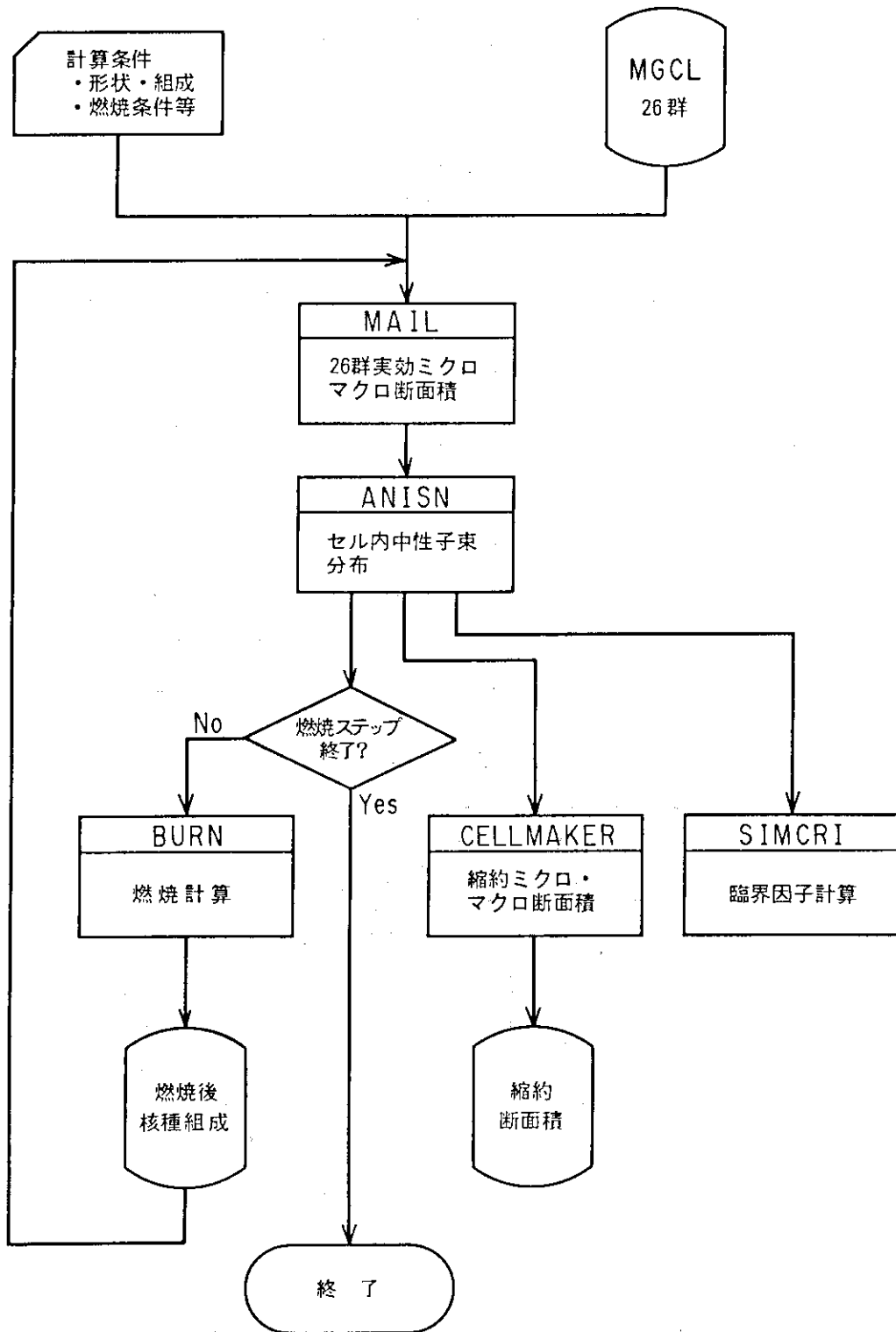


Fig. 2.1 UNITBURNの計算の流れ図

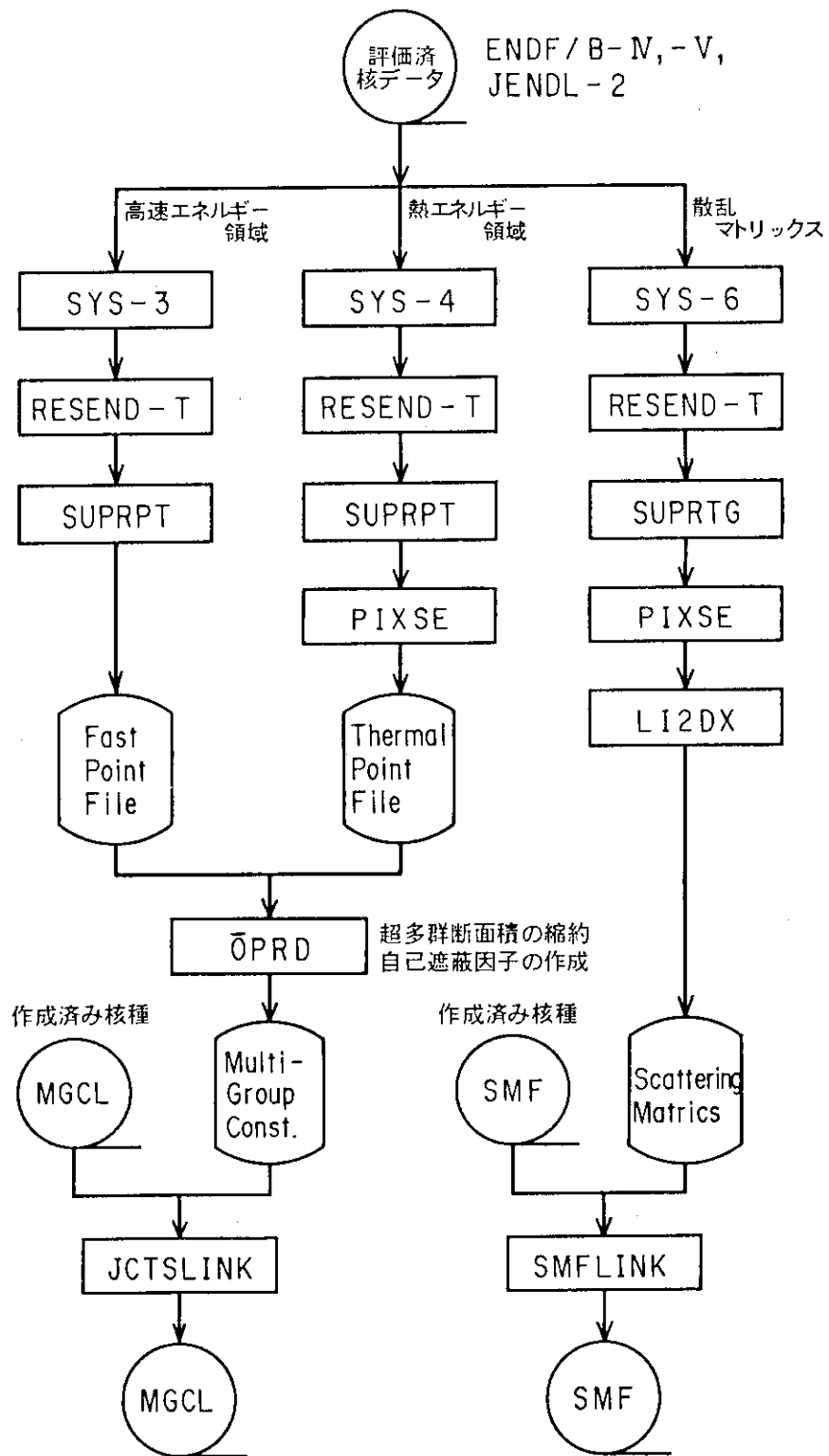


Fig. 2.2 MGCL作成の流れ図

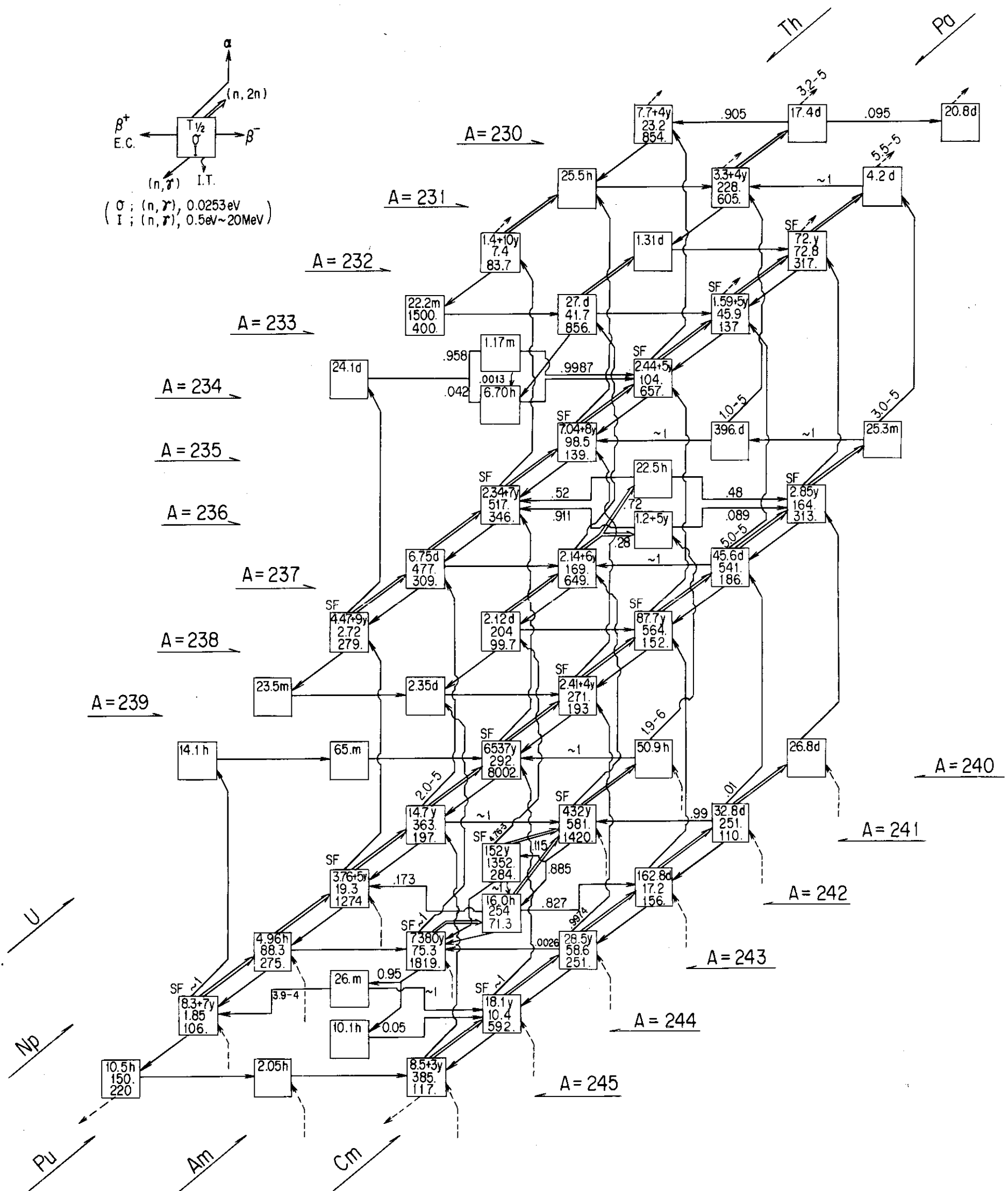


Fig. 2.3 UNITBURNで計算されるアクチノイド核種チェーン

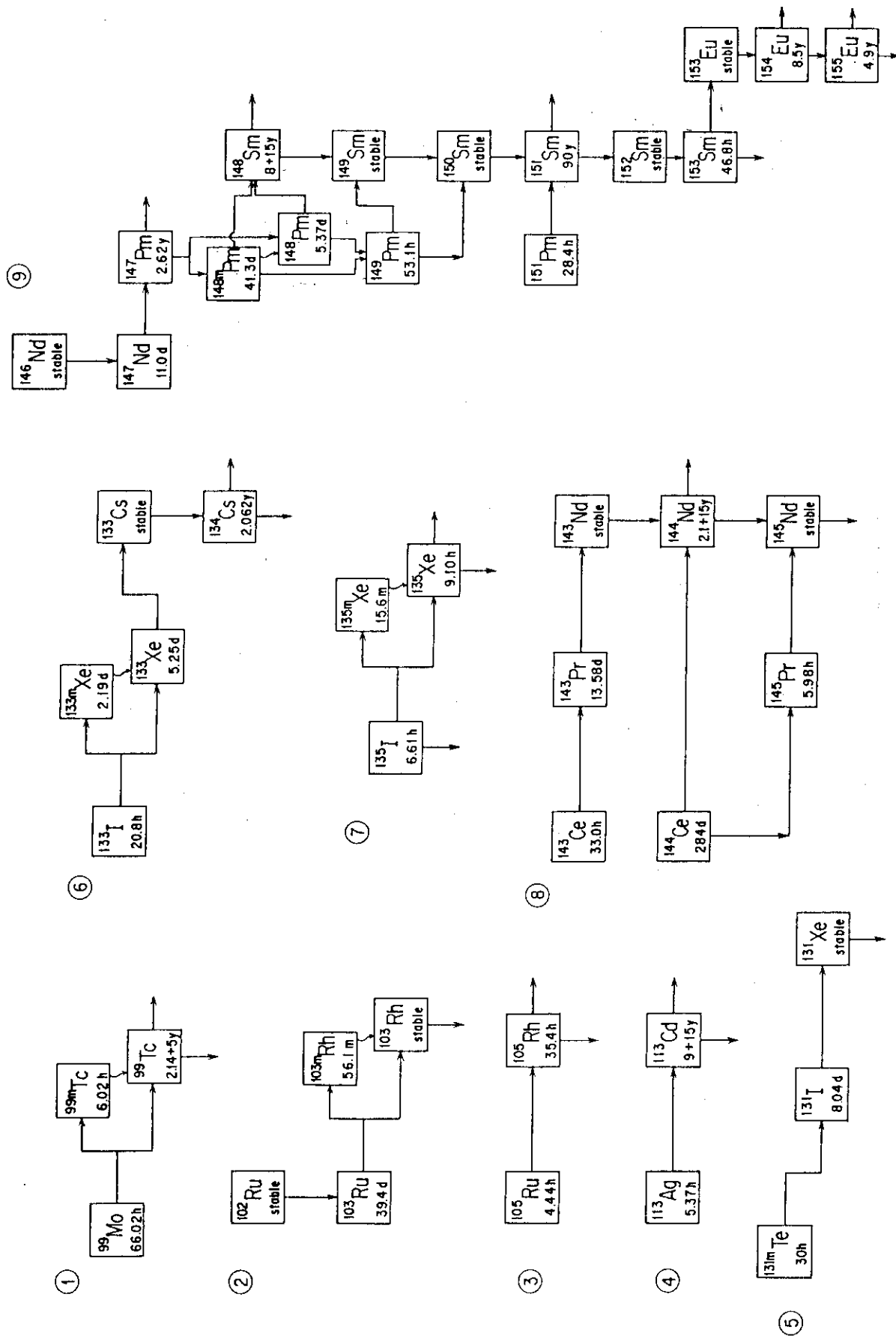


Fig. 2.4 UNITBURNで計算されるFPチェーン

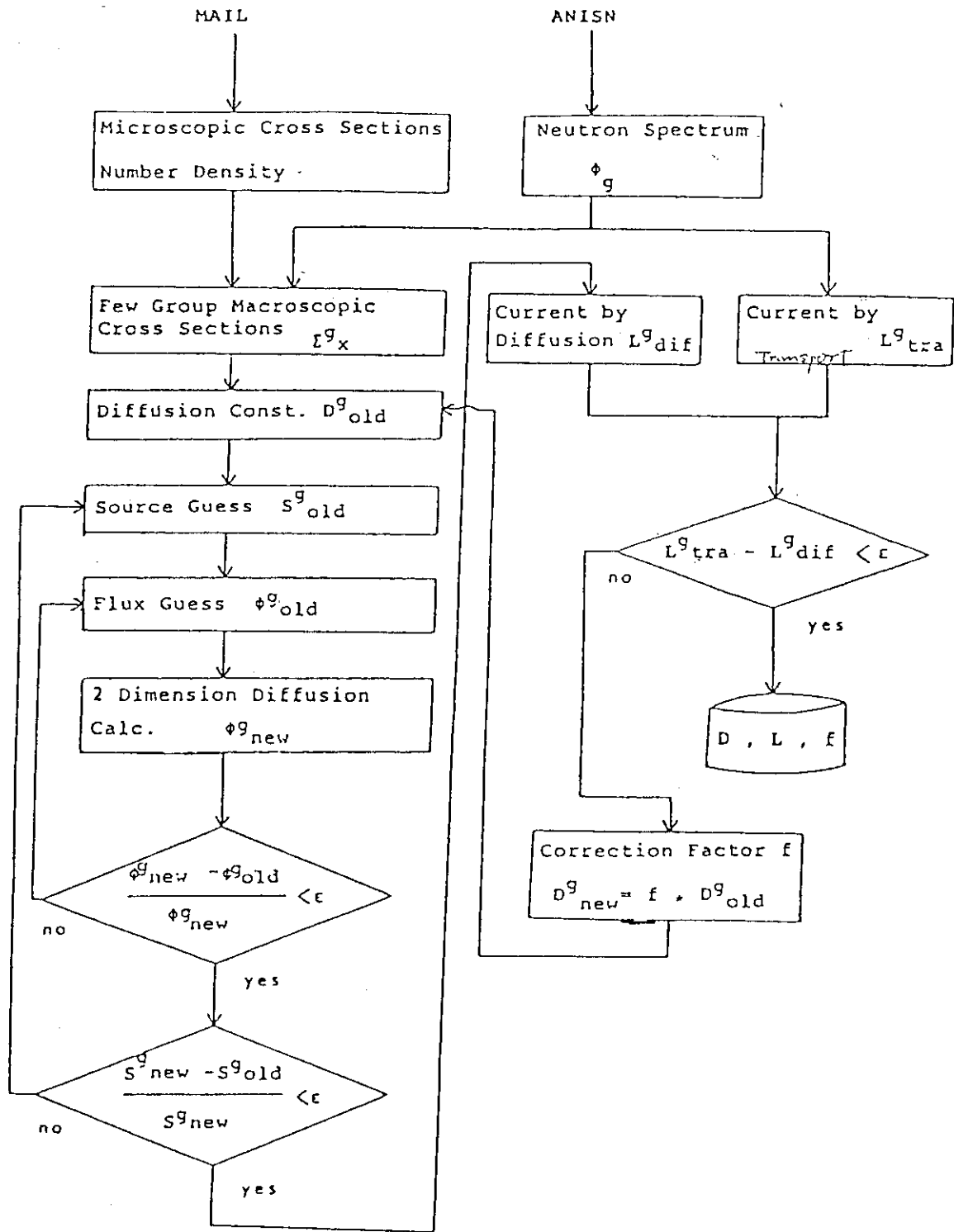


Fig.2.5 Flow diagram of transport-diffusion correction calculation in CELLMAKER of UNITBURN

3. 入 力 デ ー タ

以下にUNITBURNの入力形式を説明する。

Card 1 (15, L5, 1115)

- | | |
|-----------|---|
| 1. IREST | 0 - 通常計算
1 - リスタート計算 |
| 2. B10 | False - 通常計算
True - Burnable Poison Rod (BPR) 計算 |
| 3. NFUEL | B10 = False の場合, 使用しない
B10 = True の場合, 中性子束規格化に用いる非燃焼領域番号
B10 = True の場合, 中性子束の規格化は非燃焼領域の出力密度によって行われるのでこの領域は燃料核種を含んでいなければならない。このときはCard 16のPOWDEN, TVOLF1はこの領域についてのものになる。 |
| 4. NUFP | B10 = False の場合, 使用しない
B10 = True の場合, 中性子束規格化に用いる領域番号 (ANISN) |
| 5. IRTYPE | 炉型の指定 (Lumped FP 定数の選択)
0 - PWR
1 - BWR |
| 6. ICELL | 0 - COMRAD用データの計算をしない
>0 - スペクトル, Disadvantage Factor を計算する
ICELLは燃焼領域外周境界インターバル番号 (ANISN) |
| 7. ITOL | ICELLと同じ
ITOLは単位燃料セル境界インターバル番号 (ANISN) |
| 8. IEXTR | 0 - スーパーセル計算で外部領域の断面積を燃焼度依存にさせない
>0 - 燃焼度依存にさせる
但し, 燃焼度依存の外部領域定数のIEXTR番目から読み始める |
| 9. IACTI | 1 - 燃焼領域でのアクチニド核種についてのFission Rate, Capture Rateを計算する
0 - 計算しない |
| 10. IBPOW | 0 - 出力密度を燃焼ステップ毎に入力しない
1 - 出力密度を燃焼ステップ毎に入力する |
| 11. IBAND | 0 - 非燃焼領域の原子個数密度を燃焼ステップ毎に入力しない
1 - 非燃焼領域の原子個数密度を燃焼ステップ毎に入力する |

12. IOUTMA 0 - MAIL, REMAIL の出力を省略する
 1 - 省略しない
13. IOUTAN 0 - ANISN の出力を省略する
 1 - 省略しない

Card 2 (20A4)

(TITLE(I), I=1, 20) タイトル

Card 3 (13I5)

1. IRG 全領域数
2. IGO 体系の形状
 0 - 平 板
 1 - 円 柱
3. IRF 燃焼領域の数
4. IRO 非燃焼領域の数
5. IRE 外部領域の数
- よって $IRG = IRF + IRO + IRE$
6. IFEW 少数群への縮約
 0 - 縮約を行わない
 N - N群に縮約する
7. IMAC 巨視的断面積の縮約計算
 0 - 計算しない
 1 - ANISN フォーマットの縮約断面積を計算する
8. IMACP 縮約断面積 (巨視的) の出力
 0 - プリントしない
 1 - プリントしてファイル (論理機番35) に出力する
 2 - プリントはせずにファイル (論理機番35) に出力する
9. IMIC 微視的断面積の縮約計算
 0 - 計算しない
 1 - 計算する
 2 - FEDMBURN 用入力形式で計算する
10. IMICP 縮約断面積 (微視的) の出力
 0 - プリントしない
 1 - プリントしてファイル (論理機番34) に出力する
 2 - プリントはせずにファイル (論理機番34) に出力する
 3 - COMRAD 用 1 群断面積をプリントしファイル (論理機番81,
 82) に出力する
 4 - COMRAD 用 1 群断面積はプリントせずにファイル (論理機

番81, 82)に出力する

- | | |
|------------|--------------|
| 11. ISTEP | 燃焼ステップ数 |
| 12. IDCALC | 使用されていない |
| 13. ITDCOR | 少数群拡散係数の輸送補正 |
| | 0 - 補正しない |
| | 1 - 補正する |

ITDCOR = 1 の時 IMAC = IMIC = 1 でなければならない

Card 4 (20L4)

- (GD(I), I=1, IRF) 燃焼領域ごとにガドリニアのチェーンを計算するか否かの指定
- False - 計算しない
- True - 計算する

Card 5 (14I5)

- (IUNMGC(I), I=1, IRF+IRO) 各領域で使用するMGCLの論理機番

Card 6 (14I5)

- (IUNSMF(I), I=1, IRF+IRO) 各領域で使用するSMFの論理機番

Card 7 (14I5)

- (IUNEXT(I), I=1, IRE) 外部領域用巨視的断面積ライブラリの論理機番
(ANISNフォーマット)

※燃焼度依存のライブラリを使用するときは、これを論理機番70に接続し、
IUNEXT(1)をワークファイルとして使用する。

Card 8 (14I5)

- (NRG(I), I=1, IRG) 各領域に用いる断面積ライブラリ番号
- 燃焼領域 - 負の連続した整数
- NRG(I) = -1, -2, ..., -IRF
- 非燃焼領域 - 正の連続した整数
- NRG(I) = 1, 2, ..., IRO
- 外部領域 - 正の連続した整数
- NRG(I) = 1, 2, ..., IRE

Card 9 (14I5)

- (NRFEW(I), I=1, IRG) 縮約領域に含めるか否かの指定
- 0 - 含めない
- 1 - 含める

Card 10 (5I5)

- | | |
|-----------|--------------------------------------|
| 1. IMX | 拡散計算での X 方向 (及び Y 方向) のインターバル数 |
| 2. NMAT | 少数群拡散係数の輸送補正
1 - 行わない時
2 - 行う時 |
| 3. ITMAX1 | 拡散計算の inner iteration 回数の上限 |
| 4. ITMAX2 | 拡散計算の outer iteration 回数の上限 |
| 5. ITMAX3 | 輸送補正の iteration 回数の上限 |

Card 11 (5F10, 0)

- | | |
|---------|------------------------------|
| 1. OMG1 | 拡散計算の inner iteration 加速因子 |
| 2. OMG2 | 拡散計算の outer iteration 加速因子 |
| 3. EPS1 | 拡散計算の inner iteration 収束判定因子 |
| 4. EPS2 | 拡散計算の outer iteration 収束判定因子 |
| 5. EPS3 | 輸送補正の収束判定因子 |

Card 12 (7F10, 0)

(DX(I), I=1, IMX) 拡散計算での X (及び Y) 方向の各インターバルの大きさ [cm]

Card 13 (14I5)

(MAT(I), I=1, IMX×IMX) X・Y の 2 方向のインターバルで定義される各セクションの領域指定 (Card 9 に対応する)

- 1 - 縮約に含める領域
- 2 - 縮約に含めない領域

Card 10 ~ 13 は IMAC = 1 の時利用される

Card 14 (14I5)

(NFEW(I), I=1, IFEW) 縮約群各群のカットオフエネルギー群

IFEW = 0 または 26 の時, このカードは無視される

Card 15 (7F10, 0)

(FKI(I), I=1, IFEW) 縮約群の Fission Spectrum

$$\sum_{I=1}^{IFEW} FKI(I) = 1.0$$

Card 15 は IMAC = 1 の時利用される。

Card 16 (7F10, 0)

IBPOW = 0 の場合

1. POWDEN (1-10) 燃料棒セルの出力密度 [MW/cc]
2. TVOLF1 (11-20) 燃料棒セルの体積 [cm³]

IBPOW = 1 の場合

- (POWDEN(I), I=1, ISTEP) 燃焼ステップ毎の燃料棒セルの出力密度 [MW/cc]
- TVOLF1 (1-10) 燃料棒セルの体積 [cm³]

※この場合 TVOLF1 は新規カードとなる

Card 17 (7F10, 0)

(DELT(I), I=1, ISTEP) 燃焼ステップの幅 [DAYS]

Card 18 (7F10, 0)

(BURNT(I), I=1, IRF) 各燃焼領域の初期燃焼度 [MWD/cc]

ISTEP = 0 ならば Card 16 ~ 18 は無視される

IREST = 1 ならば Card 18 は無視される

Card 19 MAIL 入力データ

これらのデータカードは、非燃焼領域の番号 1 から IRO, 次に燃焼領域の番号 -1 から -IRF の順番に入力する。外部領域の断面積は、あらかじめ ANISN フォーマットのファイルを準備する必要がある。なお非燃焼領域に関して、IBAND = 1 の時には最初の燃焼ステップで用いるカードのみをここで入力し、次以降の燃焼ステップで用いるカードは Card 26 で入力する

Card 19.1 (20A4) タイトル

Card 19.2 (4I5, F10, 0)

1. NMAX 領域内における核種の数
2. IREG ダンコフ計算オプション
 - 0 - 計算しない
 - 1 - 平板形状について計算する
 - 2 - 円柱形状について計算する
3. IPRINT プリントオプション
 - 0 - σ_{eff} , f-table, g-table をプリントする
 - 1 - σ_{eff} をプリントする
 - 2 - f-table, g-table をプリントする
 - 3 - プリントしない
4. NSTOP iteraiton 回数の上限 (デフォルト値 10)
5. EPSL σ_0 計算の収束判定因子 (デフォルト値 0.0001)

Card 19.3 (6(5X, I7))

(JNAME(I), I=1, NMAX) 核種 I D (Table 2.1 参照)

Card 19.4 (6(5X, I7))

(DEN(I), I=1, NMAX) 核種の原子個数密度 [$\times 10^{24}$ ケ/cc]

Card 19.5 (6F10, 0)

IREG = 1 の時

- | | | |
|-----------|-----------------|----------------------|
| 1. THFUEL | 燃料の厚さ | [cm] |
| 2. THMODL | 減速材の厚さ | [cm] |
| 3. CROSS1 | 減速材の熱外群の巨視的全断面積 | [cm^{-1}] |

(水の場合 1.487)

IREG = 2 の時

- | | | |
|-----------|-----------------|----------------------|
| 1. PITCH | 燃料棒ピッチ | [cm] |
| 2. PELETR | ペレット半径 | [cm] |
| 3. FUELR | 被覆管の外半径 | [cm] |
| 4. CROSS1 | 減速材の熱外群の巨視的全断面積 | [cm^{-1}] |

(水の場合 1.487)

IREG = 0 の時 Card 19.5 は無視される。

Card 20 ANISN 入力データ

ANISNのマニュアル参照

Card 21 (2A4)

ANISN 入力データの終わり

第1カラムから第8カラムに“T T”と入力する

Card 22 (2E10, 4)

- | | |
|----------|-----------------------------------|
| 1. RAFF | Lumped FPの崩壊定数 (推奨値 0.0) |
| 2. RATEP | 1核分裂当たりのLumped FPの収率 (推奨値 1.9676) |

Card 23 SIMCRI 入力データ

SIMCRIのマニュアル参照

SIMCRIの計算をしないときはCard 23は無視される

Card 24 (A4)

SIMCRI 入力データの終わり

第1カラムから第4カラムに“SEND”と入力する

SIMCRIの計算をしないときはCard 24は無視される。ただし、

Card 25がある場合は、SIMCRI入力データがなくてもCard 24が必要。

Card 25

IBAND = 1 の場合に必要。フォーマットは Card 19 と同じ
 非燃焼領域について ISTEP 回入力する（燃焼終了後に ISTEP +
 1 回目の実効増倍率計算〔ANISN〕を行うので ISTEP 回の入力が必要である）

〔使用する入出力機番〕

論理機番	ファイルの内容
FT05F001	入力データ
FT06F001	標準出力
FT18F001	COMRAD の出力（通常 DUMMY）
FT71F001	fission rate, capture rate の出力（IACTI = 0 の場合）
FT70F001	燃焼度依存の外部領域定数（IEXTR > 0 の場合、IUNEXT(1)をワークファイルとする。）
FT49F001	アクチニド用 JDDL J1446.UNITBJDL.DATA
FT50F001	FP用 FPGS ライブラリ J1446.UNITB.FPLIBE1.DATA
FT90F001	Lumped FP 断面積ライブラリ J1446.UNITB.MIHALFP.DATA (PWR) J1446.UNITB.FUKULFP.DATA (BWR)
IUNMGC(I)	MGCL J1446.UNITB.MGC26900.DATA (900K) J1446.UNITB.MGC26560.DATA (560K)
IUNSMF(I)	SMF J1446.UNITB.SMF26900.DATA (900K) J1446.UNITB.SMF26560.DATA (560K)
IUNEXT(I)	外部領域用マクロ定数ライブラリ
FT34F001	マイクロ定数出力
FT35F001	マクロ定数出力
FT80F001	PRE-COMRAD 用中性子スペクトル出力
FT81F001	COMRAD 用アクチニド 1 群実効断面積出力
FT82F001	COMRAD 用 FP 1 群実効断面積出力
FT83F001	SIMCRI による中性子スペクトル出力
FT65F001	リスタートファイル（入力）
	リスタートファイル（出力）—— 使用しない時もダミーファイル要 （IBAND = 1 の場合はワークファイルとして使用する）

使用しない時もダミー
ファイルとして必要

FT01F001	ワークファイル
FT02F001	ワークファイル
FT04F001	ワークファイル
FT19F001	ワークファイル
FT20F001	ワークファイル
FT25F001	ワークファイル
FT26F001	ワークファイル
FT27F001	ワークファイル
FT30F001	ワークファイル
FT39F001	ワークファイル
FT40F001	ワークファイル
FT41F001	ワークファイル
FT42F001	ワークファイル
FT43F001	ワークファイル
FT45F001	ワークファイル
FT98F001	ワークファイル
FT99F001	ワークファイル
FT55F001	ワークファイル (RECFM=FB)
FT56F001	ワークファイル (RECFM=FB)

4. 入 力 例

4.1 通常のラン

物質の組成の同一なものを1つの領域と定義する。燃料部分も燃焼により組成が変わってくるので複数の領域に分割するほうがより厳密である。この領域はANISNでのゾーンに対応する。各領域とMGCLとの対応は入力(Card 5, 6, 7)で指定する。

Card 16のPOWDENは燃料棒セル平均の出力密度である。また、TVOLF1はセルの体積(実際には面積)を与える。

例えば、燃料棒の線出力密度がP[MW/cm]と与えられた場合、燃料棒セルの等価半径を r_e [cm]とすれば、

$$TVOLF1 = \pi r_e^2 \text{ [cm}^2\text{]}, \quad POWDEN = P / \pi r_e^2 \text{ [MW/cm}^3\text{]}$$

となる。(Fig. 4.1)

関連するファイルは、以下のとおりである。

- ① MGCLファイル …………… 論理機番は Card 5 で指定
- ② SMFファイル …………… 論理機番は Card 6 で指定
- ③ アクチニド用 JDDL …………… 論理機番は 49
- ④ FP用FPGSライブラリ …………… 論理機番は 50
- ⑤ Lumped FP断面積ライブラリ …… 論理機番は 90

このデータは、Lumped FPの吸収断面積を燃焼度のテーブルとしてまとめたものである。横軸となる燃焼度はBWRとPWRとで異なるので、Card 1のIRTYPEで炉型の指定を行う。

- ⑥ リスタートファイル …………… 論理機番は 66

ジョブ終了時に、各燃料領域の核種組成、燃焼度などが保存され、リスタート計算の初期値として利用される。

4.2 リスタート計算

かなり多い燃焼ステップ数の計算をしたいときなど長時間のCPUが必要とされる場合、このリスタート機能を用いて全体のジョブをいくつかの短いジョブに小分けしてやるとよい。燃焼領域の数を変えなければ、そのほかの入力データについては必要に応じて変えてもよい。

入力データとしては、Card 1のIREST=1とし、Card 18を除外し、Card 19のうち燃料領域についてのものを除外する。

次のファイルを追加する必要がある。

- ① リスタートファイル(リスタート時の読み込み) …… 論理機番は 65

4.3 燃料棒セル平均マクロ定数の作成

燃料棒セル平均のマクロ定数 (ANISNフォーマット) を算出する。燃焼計算を伴えば、ANISNフォーマットの中性子断面積ライブラリが燃焼ステップ毎に蓄積されてゆく。

入力データとしては、以下ようになる。

Card 3 IFEW …… 縮約群数を与える。

26とすればこのANISNライブラリは、スーパーセル計算の外部領域の定数として使用できる。

IMAC …… 1と指定する。

IMACP …… 1又は2と指定する。

Card 9 …… 空間縮約の範囲を指定する。

Card 14 …… 縮約群構造を与える。

関連ファイル

- ① マクロ定数ファイル (書き込み) …… 論理機番は 35

4.4 燃料棒セル平均マイクロ定数の作成 (4.7節も参照のこと)

4.3節と同様に、核種毎のセル平均マイクロ定数を計算する。入力データとしては、以下のようになる。

Card 3 IFEW …… 縮約群数を与える。

IMIC …… 1か2と指定する。

1 …… 4.9節に示すフォーマット

2 …… FEDMBURN用フォーマット

IMICP …… 1又は2と指定する。

Card 9・Card 14 …… 4.3節と同様

関連ファイル

- ① ミクロ定数ファイル (書き込み) …… 論理機番は 34

4.5 スーパーセルの計算

着目する燃料棒セルとその周りの8つの燃料棒セルで構成される3×3の格子配列を考える。このように着目するセルの周辺セルまで含めた炉心の構成単位をスーパーセルと呼ぶ。(Fig. 4.2) UNITBURNでスーパーセルの計算を行うときには、周囲の8つの燃料棒セルを等価セルの外周に何らかの形で巻き付けて計算を行う。周囲に巻き付ける燃料棒セルの取り扱いは何通りかあるが、あらかじめ4.3節の方法で単一の燃料棒セルについてマクロ断面積を準備しておき、それを外部領域として等価セルの外周に巻き付けるのが手軽である。これにより、BWRのギャップ水、PWRのwater rod等の効果を取り入れることができる。

入力データは、

- Card 1 IEXTR …… 外部領域の定数を燃焼度依存にするとき指定,
- Card 3 IRE …… 外部領域の数,
- Card 7 …… ANISNフォーマットの外部領域マクロ定数ライブラリの論理機番。

関連ファイルは,

- ① ANISNフォーマットの外部領域マクロ定数ライブラリ…… 論理機番は入力で指定。
ただし, IEXTR > 0 の場合は燃焼度依存の外部領域マクロ定数ライブラリを論理機番70に接続し, IUNEXT(1)に1 燃焼ステップ分のマクロ定数を格納するためのワークファイルを用意する。

4.6 Burnable Poison Rod 計算

Burnable Poison Rod (以下, BP 棒) の計算を行うときは, 外周の燃料棒からの中性子の流入を考慮するためにスーパーセルの形状で計算を行う必要がある。例えば, 外周の燃料棒セル8つをBP棒セルの外周に円筒状に巻き付ける。出力の規格化は巻き付けた燃料棒セルで行われる。このBP棒に巻き付けた円筒状の燃料の燃焼は行えない。(Fig.4.3)

入力データは,

- Card 1 B10 …… TRUE とし,
- NFUEL …… 円筒状燃料部の領域番号 (非燃焼領域の番号),
- NFUP …… 円筒状燃料部の領域番号 (ANISNでの領域番号),

となる。Fig.4.3を例にとると(右側), NFUEL = 7, NFUP = 8である。

4.7 スーパーセル計算による拡散計算用セル定数算出

集合体での拡散計算が行えるようにセル定数を算出する。内蔵の2次元拡散計算プログラムを利用することにより, 単一燃料棒セル境界での中性子流れ込み量(L)と中性子吸収量(A)との比L/Aが輸送計算と一致するように拡散係数をアジャストすることができる。L/Aを調整するためには着目セルの周囲に外部領域を設けてスーパーセル計算を行う。(Fig.4.4)

入力データ

- Card 3 IMIC …… 1 とする
- IMICP …… 1 または 2 とする
- IMAC …… 1 とする
- IMACP …… 1 とする
- ITDCOR …… 輸送拡散補正を行う場合は 1

Card 10~13 …… 拡散計算のための入力データ

そのほか 4.5 節スーパーセルの計算と同じ

関連ファイル

- ① 外部領域用ANISNフォーマットファイル

- ② ミクロ定数ファイル(書き込み)……論理機番は 34

4.8 COMRAD用1群断面積データ・PRE-COMRAD用中性子スペクトルデータの作成

入力データ

Card 1 ICELL ……燃料ペレット外周インターバル番号
 ITOL ……燃料棒セル外周インターバル番号
 Card 3 IFEW ……1と指定する
 IMIC ……1と指定する
 IMICP ……3または4と指定する

関連ファイル

- ① COMRAD用アクチニド1群断面積ファイル(書き込み)……論理機番は 81
 ② COMRAD用FP1群断面積ファイル(書き込み)……論理機番は 82
 ③ PRE-COMRAD用中性子エネルギースペクトルファイル(書き込み)
 ……論理機番は 80

4.9 縮約ミクロ断面積ファイルのフォーマット

縮約ミクロ断面積ファイルには燃焼ステップを重ねる毎に、以下に示すような順番でデータが記録される。

• 第1レコード:

IBUSTEP, ISTEP, IFEW, TITLE(80 Bytes)

• 第2レコード: 輸送計算による各縮約群の中性子バランス

(SLTRAN(I), I=1, IFEW), (SCTAN(I), I=1, IFEW),
 (WKSL1(I), I=1, IFEW), (WKSL2(I), I=1, IFEW),
 (WKSG1(I), I=1, IFEW), (WKSG2(I), I=1, IFEW),
 (GFACT(I), I=1, IFEW)

• 第3レコード: 輸送-拡散補正係数・拡散係数など

(FACTOR(I), I=1, IFEW), (D(I), I=1, IFEW), ($\Sigma_a(I)$, I=1, IFEW),
 ($\nu\Sigma_f(I)$, I=1, IFEW), ($\Sigma_R(J, I)$, J=1, IFEW), I=1, IFEW)

• 第4レコード: 拡散計算による各縮約群の中性子バランス

(SLTRAN(I), I=1, IFEW), (SCTAN(I), I=1, IFEW),
 (WKSL1(I), I=1, IFEW), (WKSL2(I), I=1, IFEW),
 (WKSG1(I), I=1, IFEW), (WKSG2(I), I=1, IFEW),
 (GFACT(I), I=1, IFEW)

• 第5レコード:

TITLE

- 第6レコード：ファイルに存在する核種数，核種ID，原子個数密度
 NU ， $(NA(I), I=1, NU)$ ， $(DE(I), I=1, NU)$

以下の第7～9レコードを核種数(NU)回繰り返す。

- 第7レコード：マイクロ中性子断面積
 $(\sigma_a(I), I=1, IFEW)$ ， $(\nu\sigma_f(I), I=1, IFEW)$ ， $(\sigma_t(I), I=1, IFEW)$ ，
 $(\sigma_e(I), I=1, IFEW)$ ， $(\sigma_{in}(I), I=1, IFEW)$ ， $(\sigma_{n2n}(I), I=1, IFEW)$ ，
 $(\sigma_f(I), I=1, IFEW)$
- 第8レコード： P_0 散乱マトリクス
 $((CX0(J, I), J=1, IFEW), I=1, IFEW)$
- 第9レコード： P_1 散乱マトリクス
 $((CX1(J, I), J=1, IFEW), I=1, IFEW)$
 $IBUSTEP$; 燃焼ステップ
 $ISTEP$; バッチにおける全燃焼ステップ数
 $IFEW$; 縮約群数
 $SLTRAN(I)$; セルからのエネルギー第I群における中性子漏洩量
 $SCTRAN(I)$; セル内でのエネルギー第I群における中性子発現量
 $WKSL1(I)$; セル内でのエネルギー第I群における中性子吸収量
 $WKSL2(I)$; セル内でのエネルギー第I群から群外への中性子散乱量
 $WKSG1(I)$; セル内でのエネルギー第I群における核分裂中性子発現量
 $WKSG2(I)$; セル内での群外からエネルギー第I群への中性子散乱量
 $GFACT(I)$; 中性子束×体積

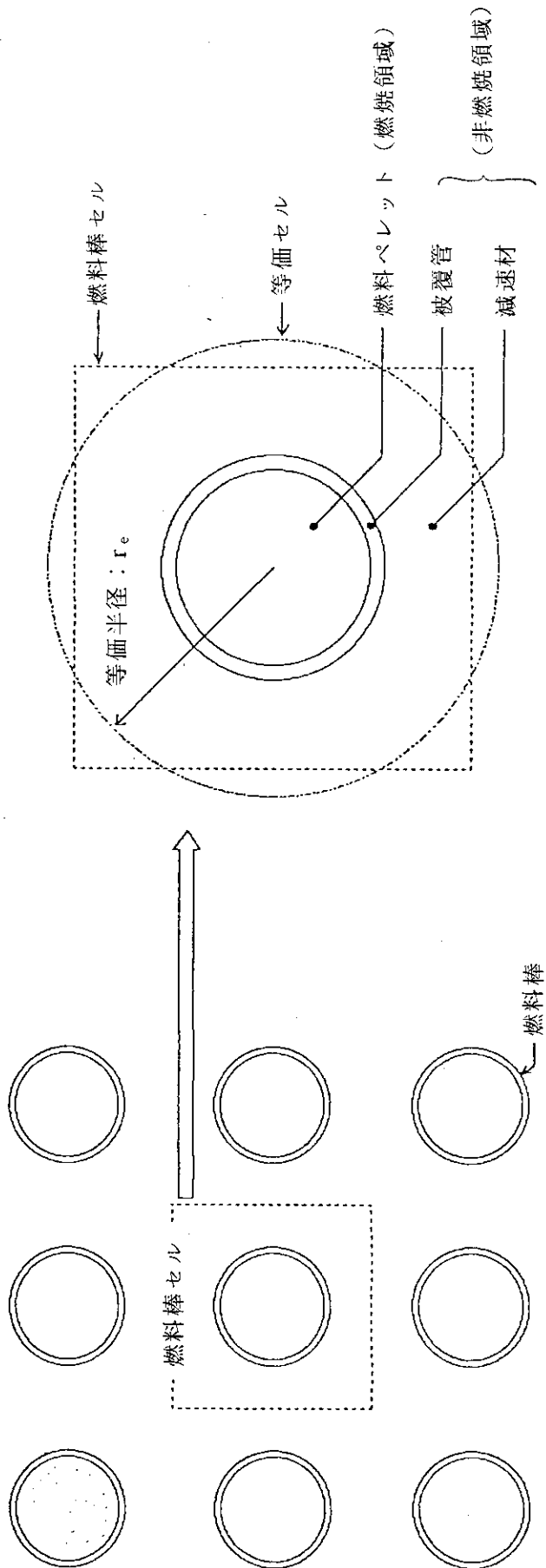


Fig.4.1 燃料棒セルのモデル化

燃料格子

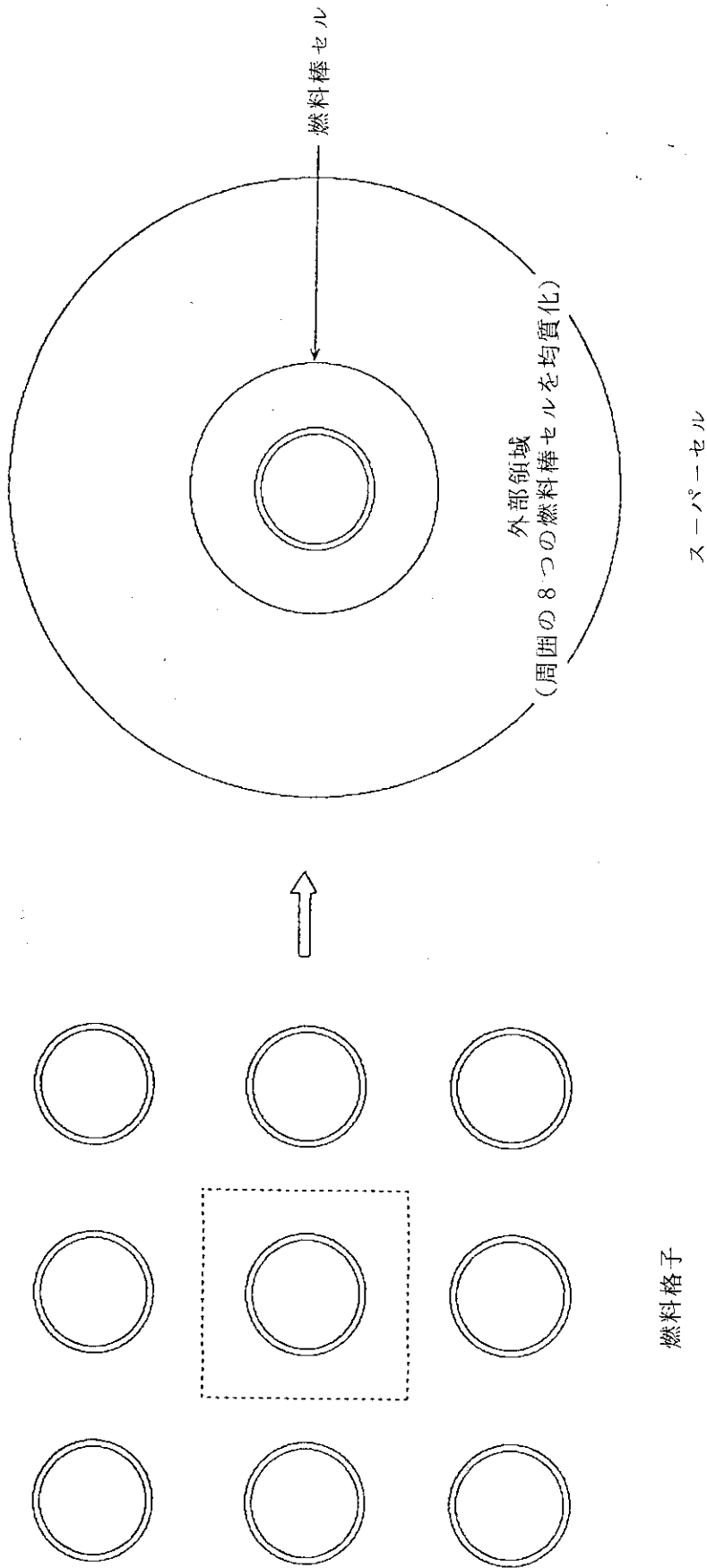


Fig. 4.2 スーパーセル計算モデル

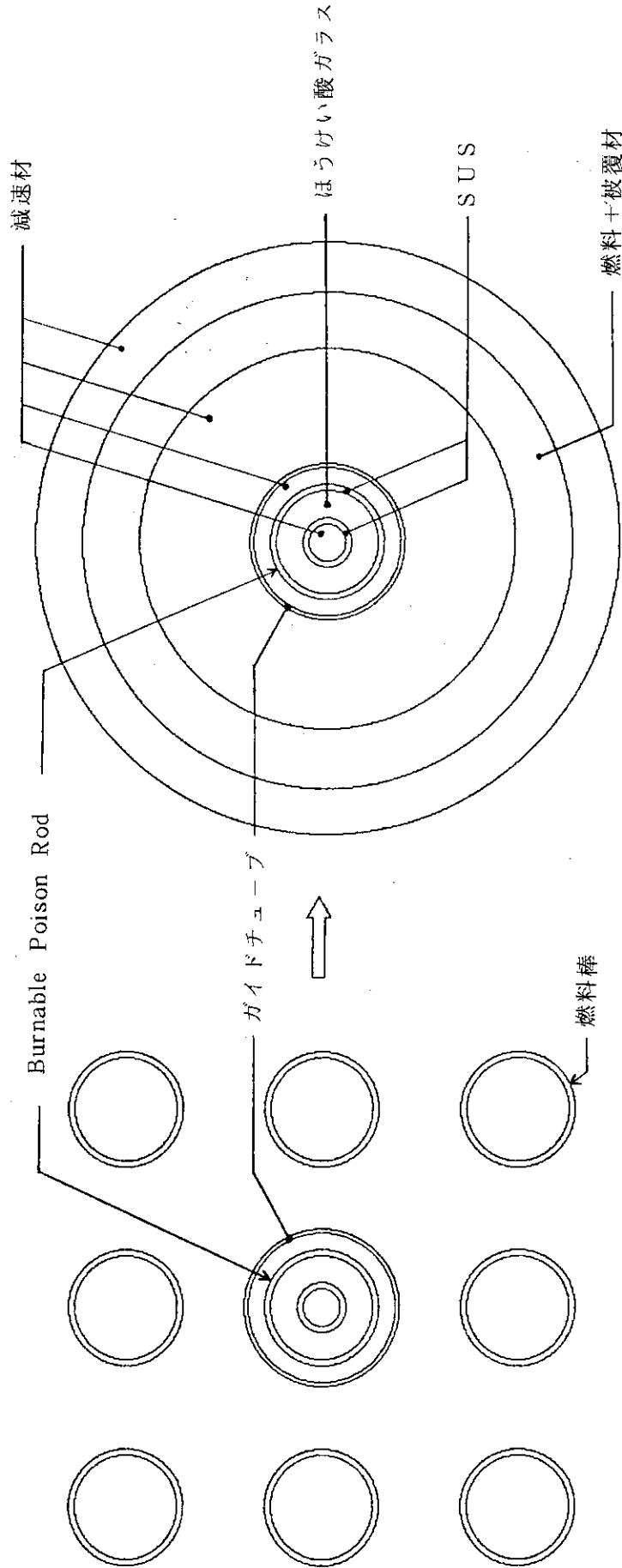
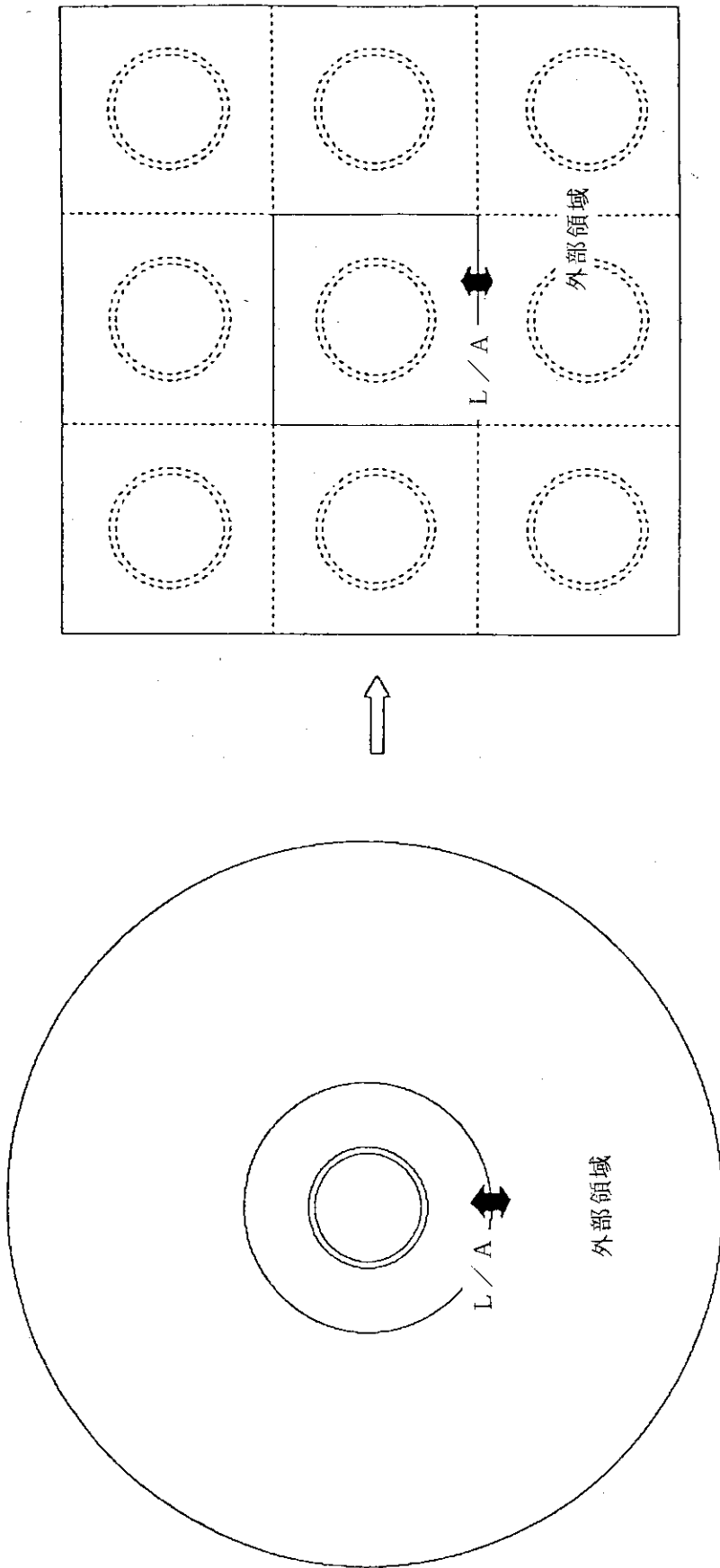


Fig. 4.3 Burnable Poison Rod の計算モデル



輸送計算体系

拡散計算体系

Fig. 4.4 スーパーセル計算による拡散計算用セル定数作成のモデル

5. 計 算 例

PWR燃料についての燃焼計算例（入力）をFig.5.1（JCL），Fig.5.2に示す。この計算例による到達燃焼度は33600 MWD/MTIHMであり、その後5年間の冷却を行っている。計算体系の構成は、等価燃料棒セルに制御棒案内管等による水の効果を考慮して0.327 mm厚の水の層（組成は減速材と同じ）を外部領域として巻き付けたものである。実際の原子炉の運転では減速材中のほう酸濃度を変化させているが、この計算では500 ppmで一定とした。またUNITBURNは、放射性壊変のみによる核種変化の計算を行うことはできないので、冷却期間中の計算は出力を非常に小さくした燃焼計算を行うことで代替している。以下、Fig.5.2について説明する。（3章の入力データを参照）

行番号1～15まではCard 1～15に対応する。行番号16～19はCard 16に相当し、行番号16～18は各燃焼ステップでの出力密度、行番号19は燃料棒セルの体積である。行番号20～22はCard 17に相当する。

行番号20～36はMAILの入力データ、行番号37～58はANISNの入力データである。Card 1では、この計算がリスタート計算でもBPR計算でもない通常の燃焼計算であることを指定している。燃料棒セルは12個のインターバルに区切られ（外部領域にもう1インターバルを当てているので全インターバル数は13である）、内側の6インターバルを燃焼ペレットの領域にあてている。計算体系には燃料棒セルの外側に外部領域があるが、この外部領域の部分の群定数は燃焼度に依存させていない。出力密度は燃焼ステップ毎に入力し、非燃焼領域（すなわち燃料棒セル内の被覆・減速材領域）は燃焼ステップ毎に入力しないように指定している。

Card 3では、計算体系の形状（円柱）を指定し、領域が、1つの燃焼（もしくは燃料）領域、2つの非燃焼領域（被覆材領域・減速材領域）、1つの外部領域、の4つの領域から成ることを指定している。群定数の縮約は、COMRAD用の1群定数を計算させている。縮約に含める空間領域の範囲はCard 9で指定している。エネルギー領域はすべて含めるのでカットオフエネルギー群は26であり（Card 14）、Fission Spectrumは1.0である。（Card 15）UNITBURNにおける群定数縮約に関しては、ANISNの入力（Card 20）で縮約の指定をする必要はない。

この計算例の出力の一部をFig.5.3に示す。UNITBURNの出力は、入力データのエコー出力、燃焼計算条件の出力、MAILの出力、ANISNの出力、CELLMAKERの出力、と続いた後、燃焼ステップ数回、BURN、（MAIL）、（ANISN）、CELLMAKERの順で出力が繰り返される。燃焼計算ループでのMAIL、ANISNの出力は、ANISNのiteration monitor以外のものについて省略が可能である。

また燃焼後のPWR燃料組成を実測値と比較したものをAppendixに示す。

```

//JCLG JOB
//JCLG EXEC JCLG
//SYSIN DD DATA,DLM='++'
// JUSER .....
    C.5 W.3 T.6 I.5 E.0 SRP
    OPTP PASSWORD=.....,NOTIFY=J9999,CLASS=3
//*****
//***** UNITBURN : SAMPLE BURNUP CALCULATION OF PWR *****
//*****
//UNITB EXEC PGM=UNITB88M
//SUBSYS DD SUBSYS=(VPCS,'SIZE=(00000K,00M)')
//STEPLIB DD DSN=J9999.UNITBURN.LOAD,DISP=SHR
//SYSPRINT DD SYSOUT=*
//FT06F001 DD SYSOUT=*
//FT18F001 DD DUMMY
//FT05F001 DD DSN=J9999.SAMPLE.UNITB.DATA(INPUT),DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//FT34F001 DD DUMMY
//FT35F001 DD DUMMY
//FT65F001 DD DUMMY
//*** FT65 : RESTART FILE ( READ ) *****
//FT66F001 DD DUMMY
//*** FT66 : RESTART FILE ( WRITE ) *****
//*FT66F001 DD UNIT=TSSWK,SPACE=(TRK,(10,10),RLSE),
//*          DSN=J9999.RESTART.DATA,DISP=(NEW,CATLG,DELETE),
//*          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//*** PRECOMRAD USES FT80(SPECTRUM), FT81(ACTINIDE), FT82(FP) *****
//FT80F001 DD DUMMY
//*FT80F001 DD DSN=J9999.UNITPSPC.DATA,UNIT=TSSWK,
//*          DISP=(NEW,CATLG,DELETE),SPACE=(TRK,(1,1)),
//*          DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=11440)
//FT81F001 DD DUMMY
//*FT81F001 DD DSN=J9999.UNITPACT.DATA,UNIT=TSSWK,
//*          DISP=(NEW,CATLG,DELETE),SPACE=(TRK,(10,5),RLSE),
//*          DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=11440)
//FT82F001 DD DUMMY
//*FT82F001 DD DSN=J9999.UNITPPF1.DATA,UNIT=TSSWK,
//*          DISP=(NEW,CATLG,DELETE),SPACE=(TRK,(30,10)),
//*          DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=11440)
//FT83F001 DD DUMMY
//*** DECAY DATA FILES *****
//FT49F001 DD DSN=J9999.UNITBJDL.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//FT50F001 DD DSN=J9999.UNITB.FPLIBE1.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//*** NEUTRON CROSS SECTION LIBRARIES *****
//*** SMF, MGCL, FP LIBRARY, AND EXTRA REGION FILE *****
//*** FT60'S , FT90 , AND FT58 *****
//FT58F001 DD DSN=J9999.UNITB.EXTRPH20.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//FT61F001 DD DSN=J9999.UNITB.MGC26900.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//FT62F001 DD DSN=J9999.UNITB.MGC26560.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//FT63F001 DD DSN=J9999.UNITB.SMF26900.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//FT64F001 DD DSN=J9999.UNITB.SMF26560.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//FT90F001 DD DSN=J9999.UNITB.PWRLMPFP.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,,IN)
//*** WORK FILES ***
//FT01F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT02F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT04F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT19F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT20F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)

```

Fig.5.1 Sample JCL of UNITBURN

```
//FT25F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT26F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT27F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT30F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT39F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT40F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT41F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT42F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT43F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT45F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT98F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT99F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10)),
//          DCB=(RECFM=VBS,LRECL=23472,BLKSIZE=23476)
//FT55F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10))
//FT56F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10))
//FT71F001 DD UNIT=WK10,SPACE=(TRK,(10,10))
++
//
```

Fig. 5. 1 (Continued)

```

*****
*
* INPUT DATA LIST
*
*****

.....*.....1.....*.....2.....*.....3.....*.....4.....*.....5.....*.....6.....*.....7..
1      OF-B10      0      0      0      6      12      0      0      1      0      0      0
2  SAMPLE BURNUP CALCULATION OF PWR ( UNIT CELL + EXTRA WATER )
3      4      1      1      2      1      1      0      0      1      4      20      1      0
4  F-GD
5      61      62      62
6      63      64      64
7      58
8      -1      1      2      1
9      1      1      1      0
10     1      1      500      300      20
11     1.4      1.6      0.00001      0.00001      0.0001
12     1.43
13     1
14     26
15     1.0
16     8.5617E-5 8.5617E-5 8.5617E-5 1.000E-24 1.2147E-4 1.2147E-4 1.2147E-4 1.2147E-4
17     1.000E-24 1.2147E-4 1.2147E-4 1.2147E-4 1.000E-24 1.1867E-4 1.1867E-4 1.1867E-4
18     1.1867E-4 1.1867E-4 1.1867E-4 1.1867E-4 9.6695E-5 1.000E-24
19     2.0449
20     71.0      71.0      73.0      388.0      52.0      52.0      53.0
21     9.0      56.0      56.0      58.0      176.0      58.0      58.0
22     58.0      59.0      59.0      60.0      28.0      1825.0
23     0.0
24  CLAD      ZIRCALLOY-4
25     1      0      3
26     4003020
27     3.7950E-2
28  MODERATOR      H2O ( B 500 PPM )
29     4      0      3
30     4010010      4080160      4050100      4050110
31     4.7682E-2      2.3871E-2      3.9004E-6      1.5990E-5
32  FUEL PELLETT      UO2 ( U-235 : 3.210 WT% )
33     5      2      3
34     4922340      4922350      4922360      4922380      4080160
35     6.9638E-6      7.5452E-4      7.6536E-6      2.2449E-2      4.6436E-2
36     1.43      0.4647      0.536      1.487
37     1      0
38     1      0      0      26      26      0      0      0      0      0      1
39  SAMPLE BURNUP CALCULATION OF PWR ( UNIT CELL + EXTRA WATER )
40  15%%      1      0      1      4      2      1      3      4      13      1      26      3      19      44      0
41     0      8      8      0      0      0      0      0      8      0      0      0      0      50      1
42     0      0      0      1      1      0
43  16**      0.      0.      1.0E-4      1.42      0.      0.      0.      1.0      0.      0.5
44     1.0E-4      0.      0.      0.      T
45  13%%      1      1      2      2      3      3      4      4      T
46  3**      F1.0      T
47  1**      1.0164E-1      5.8507E-1      2.8078E-1      2.7502E-2      4.5649E-3
48     3.5259E-4      8.6268E-5      FO.0
49  4**      510.0      0.4647      410.536      0.806791      0.839514
50  5**      F1.0
.....*.....1.....*.....2.....*.....3.....*.....4.....*.....5.....*.....6.....*.....7..

*** CONTINUE ***

```

Fig.5.2 Sample input of UNITBURN

```

*****
*
* INPUT DATA LIST *
*
*****

.....*.....1.....*.....2.....*.....3.....*.....4.....*.....5.....*.....6.....*.....7.....
51 6** 0.0 4R0.1666667 0.0 2R0.1666667
52 7** -0.9367418 -0.8688903 -0.3500212 0.3500212 0.8688903
53 -0.4950046 -0.3500212 0.3500212
54 8** 6R1 2 5R3 4
55 9** 1 3 5 7
56 19** F1
57 25** F1.0
58 T T
59 0.0 1.9676
.....*.....1.....*.....2.....*.....3.....*.....4.....*.....5.....*.....6.....*.....7.....

*** INPUT DATA END ***

```

Fig. 5.2 (Continued)

SAMPLE BURNUP CALCULATION OF PWR (UNIT CELL + EXTRA WATER)

```

IFEW --- 1 ICR --- 3 IGEOM --- 1 IMAC --- 0 IMIC --- 1
1 2 3 4
REGION NO. 1 2 3 4
MICRO FILE 1 1 2 1
UNIT NO. 42 40 40 0
FEW GROUP MESH 26
ANISN FILE
* TITLE SAMPLE BURNUP CALCULATION OF PWR ( UNIT CELL + E
* 26 26 0 13
* MESH POINT 0.0 0.0774498 0.1548996 0.2323494 0.3097992 0.3872490 0.4646991 0.5359993 0.5901571 0.6443149
0.6984727 0.7526305 0.8067883 0.8395112
* ZONE NUMBER 1 1 1 1 1 1 1 2 3 3 3 3 4
BURNUP STEP= 0
NEUTRON FLUX (FLUX(U)*DU) AVERAGED OVER FUEL REGION
6.41032E-01 4.02211E+00 4.58526E+00 1.48356E+00 1.05062E+00 7.34322E-01 1.53486E+00 9.50125E-01 8.53827E-01 7.18002E-01
5.99004E-01 1.89709E-01 1.85393E-01 1.28883E-01 2.88235E-01 1.12809E-01 1.43311E-01 2.03923E-01 2.99174E-01 4.09500E-01
4.87602E-01 4.70934E-01 3.45886E-01 1.70616E-01 4.34022E-02 2.37209E-03 2.06344E+01
NEUTRON FLUX (FLUX(U)*DU) AVERAGED OVER UNIT-CELL
6.22109E-01 3.88596E+00 4.45137E+00 1.46629E+00 1.04945E+00 7.37444E-01 1.54697E+00 9.62211E-01 8.75445E-01 7.51080E-01
6.10795E-01 1.90897E-01 1.88672E-01 1.30785E-01 2.73211E-01 1.15820E-01 1.49082E-01 2.12627E-01 3.12193E-01 4.30654E-01
5.20040E-01 5.12693E-01 3.88821E-01 2.02771E-01 5.77162E-02 4.19188E-03 2.06492E+01
DISADVANTAGE FACTOR= 9.99283E-01
1.03042E+00 1.03504E+00 1.03008E+00 1.01178E+00 1.00112E+00 9.95766E-01 9.92176E-01 9.87439E-01 9.75307E-01 9.55958E-01
9.80695E-01 9.93777E-01 9.82624E-01 9.85459E-01 9.81786E-01 9.74010E-01 9.61288E-01 9.59074E-01 9.58299E-01 9.50879E-01
9.37624E-01 9.18550E-01 8.89576E-01 8.41422E-01 7.51994E-01 5.65879E-01
NORMALIZED NEUTRON SPECTRUM AT FUEL REGION
2.48534E-02 1.29949E-01 1.26981E-01 5.75169E-02 4.07323E-02 3.55880E-02 3.30597E-02 3.06966E-02 2.75862E-02 2.31978E-02
2.32235E-02 2.45171E-02 2.39584E-02 2.49848E-02 2.59985E-02 2.86451E-02 3.29153E-02 4.18915E-02 5.42010E-02 6.42354E-02
6.46530E-02 5.09910E-02 2.90247E-02 1.01420E-02 1.50314E-03 2.49063E-05
NORMALIZED NEUTRON SPECTRUM AT UNIT-CELL
2.41024E-02 1.25460E-01 1.23185E-01 5.68066E-02 4.06574E-02 3.57137E-02 3.32965E-02 3.10644E-02 2.82644E-02 2.42492E-02
2.36637E-02 2.46529E-02 2.43646E-02 2.53353E-02 2.64618E-02 2.93883E-02 3.42163E-02 4.36478E-02 5.65191E-02 6.75053E-02
6.89046E-02 5.54728E-02 3.26041E-02 1.20448E-02 1.99744E-03 4.39819E-05
*** EANISN END.***
*** CELLMK END.***
*** INITIAL PROCESS ENDED. ISTEP= 20
*** CALL BURN AT STEP- 1
    
```

Fig. 5.3 Sample output of UNITBURN

** SAMPLE BURNUP CALCULATION OF PWR (UNIT CELL + EXTRA WATER) 00000200 BURN-UP STEP. 1 DELTA-T= 7.10000E+01 (DAYS)

***** FISSIION RATE OF EACH FISSILE FOR MBURN REGION 1 TOTAL = 9.99870E-01
 U-235(THERMAL) U-235(FAST) U-238(FAST) U-238(14-MEV) U-238(14-MEV)
 7.97336E-01 1.41721E-01 0.0 6.09430E-02 0.0
 PU-239(THERMAL) PU-239(FAST) PU-241(THERMAL) U-233(THERMAL) TH-232(FAST)
 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0

 POWDEN POWER DENSITY (MW/CC) 8.56167E-05
 POWX POWER DENSITY FOR COMRAD (W/CC) 2.58070E+02
 TVOLF1 VOLUME OF A UNIT CELL (CC) 2.04490E+00
 FLUXX FLUX CALCULATED BY COMRAD (REAL) 2.13714E+14
 FLXANI FLUX CALCULATED BY ANISN (ARB.) 2.06345E+01
 PFACT CONVERSION FACTOR, ARB. TO REAL 1.03572E+13
 TTVOL VOLUME OF BURNUP REGION (CC) 6.78411E-01

ATOMIC NUMBER DENSITY ----- NUCLIDE BEFORE BURN AFTER BURN

1	TH-230	0.0	3.73068E-12
2	TH-232	0.0	7.25408E-14
3	PA-231	0.0	1.84720E-13
4	PA-233	0.0	5.14921E-15
5	U-232	0.0	6.67590E-15
6	U-233	0.0	6.24528E-12
7	U-234	6.96380E-06	6.77298E-06
8	U-235	7.54520E-04	7.00453E-04
9	U-236	7.65360E-06	1.74407E-05
10	U-237	0.0	5.55297E-08
11	U-238	2.24490E-02	2.24205E-02
12	NP-237	0.0	3.04050E-07
13	NP-238	0.0	5.21378E-10
14	PU-236	0.0	9.19278E-14
15	PU-237	0.0	8.68394E-16
16	PU-238	0.0	4.88625E-09
17	PU-239	0.0	2.15177E-05
18	PU-240	0.0	8.47894E-07
19	PU-241	0.0	7.95781E-08
20	PU-242	0.0	1.05594E-09
21	PU-243	0.0	1.57159E-13
22	PU-244	0.0	5.20560E-16
23	AM-241	0.0	1.79714E-10
24	AM-242	0.0	3.10734E-13
25	AM-242M	0.0	4.52028E-13
26	AM-243	0.0	7.30665E-12
27	CM-241	0.0	4.84488E-19
28	CM-242	0.0	3.51815E-12
29	CM-243	0.0	3.13820E-15
30	CM-244	0.0	7.95593E-14
31	CM-245	0.0	2.09293E-16
32	GD-155	1.00000E-30	1.00000E-30
33	GD-156	1.00000E-30	1.00000E-30
34	GD-157	1.00000E-30	1.00000E-30
35	GD-158	1.00000E-30	1.00000E-30
36	TC-99	9.99999E-31	2.74057E-06
37	RU-102	9.99999E-31	2.16133E-06
38	RH-103	9.99999E-31	6.88841E-07
39	RH-105	9.99999E-31	1.74947E-08
40	CD-113	9.99999E-31	1.66152E-09
41	I-135	9.99999E-31	1.71602E-08
42	XE-131	9.99999E-31	1.17281E-06

Fig.5.3 (Continued)

43	XE-135	9.99999E-31	7.69472E-09
44	CS-133	9.99999E-31	2.83340E-06
45	CS-134	9.99999E-31	1.85227E-08
46	CE-144	9.99999E-31	2.42034E-06
47	ND-143	9.99999E-31	1.98124E-06
48	ND-144	9.99999E-31	2.45392E-07
49	ND-145	9.99999E-31	1.89155E-06
50	ND-146	9.99999E-31	1.85982E-06
51	PM-147	9.99999E-31	8.32737E-07
52	PM-148	9.99999E-31	3.25049E-09
53	PM148M	9.99999E-31	5.42092E-09
54	PM-149	9.99999E-31	2.57441E-08
55	SM-148	9.99999E-31	1.36705E-08
56	SM-149	9.99999E-31	6.56066E-08
57	SM-150	9.99999E-31	4.67538E-07
58	SM-151	9.99999E-31	1.48815E-07
59	SM-152	9.99999E-31	2.02792E-07
60	SM-153	9.99999E-31	4.34968E-09
61	EU-153	9.99999E-31	9.10911E-08
62	EU-154	9.99999E-31	3.52829E-09
63	EU-155	9.99999E-31	1.67586E-08
64	FP	9.99999E-31	6.53292E-05

***** SUMMARY OF BURN-UP STEP 1

BURN-UP TIME (DAYS) : 7.10000E+01
 TOTAL BURN-UP TIME (DAYS) : 7.10000E+01
 TOTAL BURN-UP FOR UNIT CELL (MWD/CC) : 6.07858E-03
 VOLUME OF A UNIT CELL (CC) : 2.04490E+00
 VOLUME OF BURNABLE REGION (CC) : 6.78411E-01
 TOTAL FLUX TIME (N/BARN) : 1.31211E-03
 TOTAL VOLUME (INC. EXTRA) (CC) : 2.21412E+00

BURN-UP INCREMENT OF EACH BURNABLE REGION (MWD/CC)

1.85224E-02

TOTAL BURN-UP OF EACH BURNABLE REGION (MWD/CC)

1.83224E-02

BURNABLE VOLUME OF EACH BURNABLE REGION (CC)

6.78411E-01

*** END BURN AT STEP- 1

Fig. 5.3 (Continued)

6. お わ り に

軽水炉の燃料棒セルについて、燃焼による中性子エネルギースペクトルの変化を取り入れて燃料核種組成の変化を計算するコードを開発し、計算結果が得られるようになった。本コードの開発により、燃料核種の生成量に関しては比較的に多くの核種について1点炉の燃焼計算コードに頼ることなく直接求めることができるようになり、例えば、燃焼による反応度・燃料核種生成量の変化を、減速材対燃料体積比をパラメータに計算するといったこともこのコード1つで実行することができる。

この計算コードの精度は、用いられる中性子群定数ライブラリ、崩壊データライブラリの精度にも依存するが、今後多数のベンチマーク計算を実施してその他の問題点や適応範囲などについて検討することが必要であろう。

また、燃焼計算は現在Bateman法により行っているが、これに一部Matrix-Exponential法を導入して演算速度の改善を計ることも必要であろう。

謝 辞

本計算コードの開発が開始されたのが10年以上前のことであり、その間多くの方々の協力を得た。

多群定数ライブラリMGCLを用いてANISNコードを使用できるようにした鶴田新一郎氏（原子燃料工業株式会社）、MGCLの整備に協力いただいた中山光雄氏（大興電子通信株式会社）、小室雄一氏（燃料安全工学部）、燃焼計算用データライブラリの整備に協力いただいた原俊治氏（ISL株式会社）、セル計算手法の検討を一緒に行った三村昌弘氏（電力中央研究所）、等々に対し深く謝意を表します。また、本計算コードの検証のために燃焼データを提供していただいた中原嘉則氏（放射化学第2研究室）に深く感謝します。

6. お わ り に

軽水炉の燃料棒セルについて、燃焼による中性子エネルギースペクトルの変化を取り入れて燃料核種組成の変化を計算するコードを開発し、計算結果が得られるようになった。本コードの開発により、燃料核種の生成量に関しては比較的に多くの核種について1点炉の燃焼計算コードに頼ることなく直接求めることができるようになり、例えば、燃焼による反応度・燃料核種生成量の変化を、減速材対燃料体積比をパラメータに計算するといったこともこのコード1つで実行することができる。

この計算コードの精度は、用いられる中性子群定数ライブラリ、崩壊データライブラリの精度にも依存するが、今後多数のベンチマーク計算を実施してその他の問題点や適応範囲などについて検討することが必要であろう。

また、燃焼計算は現在Bateman法により行っているが、これに一部Matrix-Exponential法を導入して演算速度の改善を計ることも必要であろう。

謝 辞

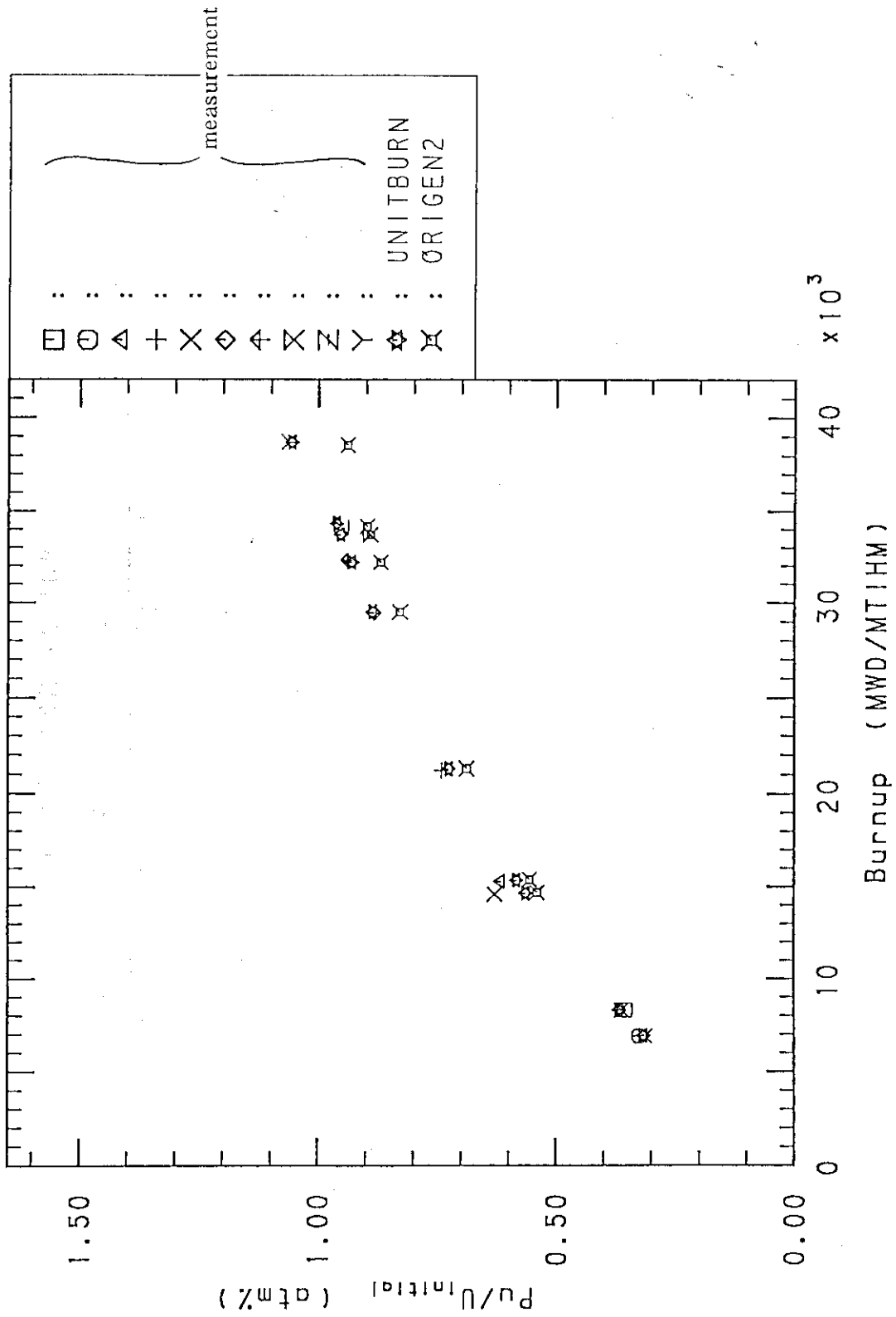
本計算コードの開発が開始されたのが10年以上前のことであり、その間多くの方々の協力を得た。

多群定数ライブラリMGCLを用いてANISNコードを使用できるようにした鶴田新一郎氏（原子燃料工業株式会社）、MGCLの整備に協力いただいた中山光雄氏（大興電子通信株式会社）、小室雄一氏（燃料安全工学部）、燃焼計算用データライブラリの整備に協力いただいた原俊治氏（ISL株式会社）、セル計算手法の検討を一緒に行った三村昌弘氏（電力中央研究所）、等々に対し深く謝意を表します。また、本計算コードの検証のために燃焼データを提供していただいた中原嘉則氏（放射化学第2研究室）に深く感謝します。

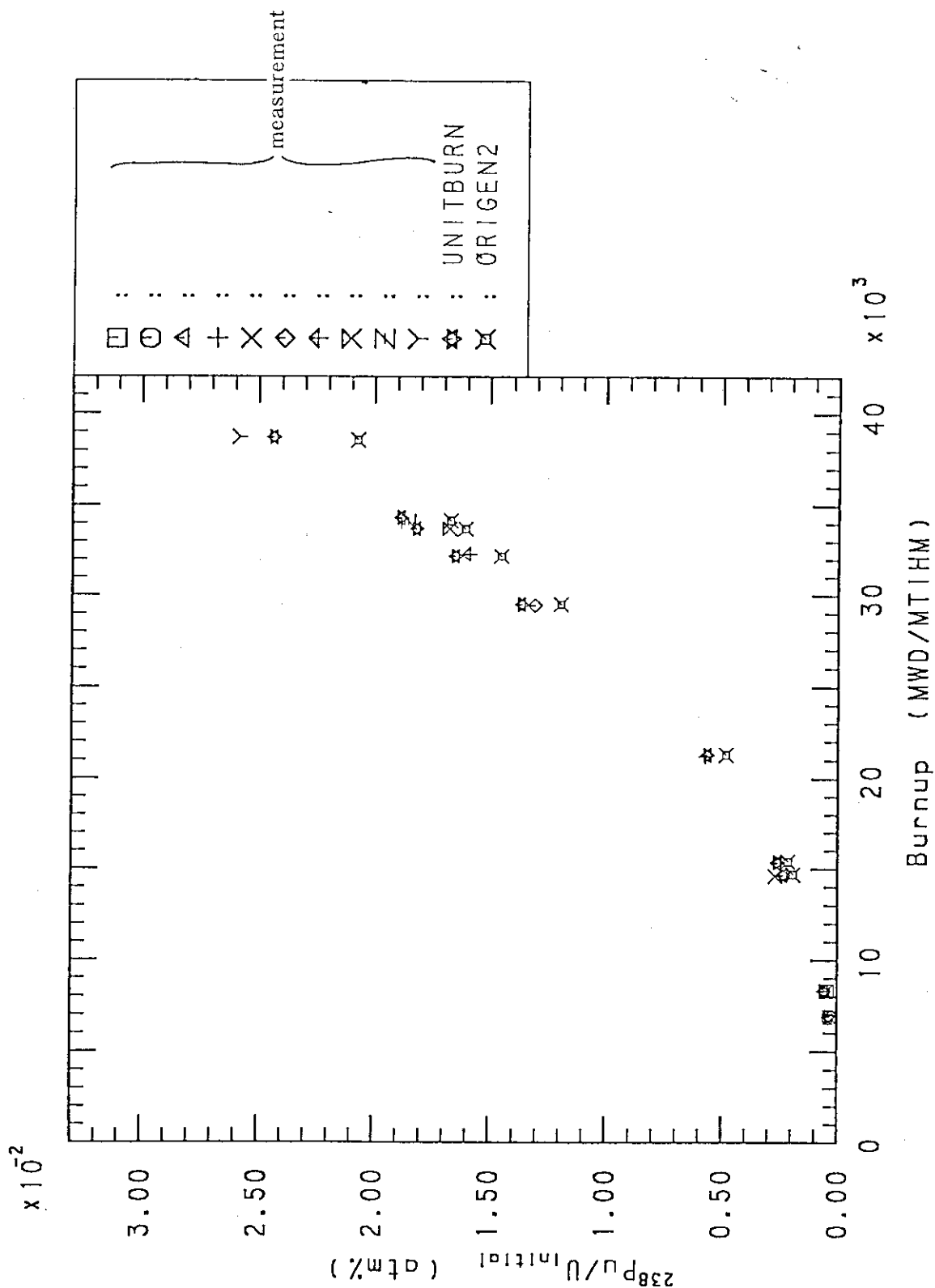
参 考 文 献

- 1) Naito Y., et al. : "MGCL-Processor : A Computer Code System for Processing Multigroup Constants Library MGCL", JAERI-M 9396 (1981)
- 2) Ward W. Engle, Jr. : "A USERS MANUAL FOR ANISN : A One Dimensional Discrete Ordinates Transport Code With Anisotropic Scattering", K-1693 (1967)
- 3) KOYAMA K., et al. : "ANISN-JR, A ONE-DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES CODE FOR NEUTRON AND GAMMA-RAY TRANSPORT CALCULATIONS", JAERI-M 6954 (1977)
- 4) 内藤 他 : "核種崩壊データライブラリ JDDL 及び核種生成崩壊計算コード COMRAD の作成", JAERI-M 86-121 (1986)
- 5) NAKAMAL S. et al. : "SIMCRI : A SIMPLE COMPUTER CODE FOR CALCULATING NUCLEAR CRITICALITY PARAMETERS", JAERI-M 86-027 (1986)
- 6) ENDF/B Summary Documentation, BNL-NCS-17541 (ENDF-201), 2nd edition (ENDF/B-IV) (1975)
- 7) ENDF/B Summary Documentation, BNL-NCS-17541 (ENDF-201), 3rd edition (ENDF/B-V) (1979)
- 8) SUMMARY OF JENDL-2 GENERAL PURPOSE FILE, JAERI-M 84-103 (1984)
- 9) Ohsugi T., et al. : "FPGS-2 ; A Computer Program for Calculating Buildup, Decay Heat and Gamma-Ray Spectrum of Radioactive Nuclides", JAERI-M 8050 (1978)
- 10) Bell M. J. : "ORIGEN-THE ORNL ISOTOPE GENERATION AND DEPLETION CODE", ORNL-4628 (1973)
- 11) Katakura J., et al. : Trans Am. Nucl. Soc., 41, 329 (1982)

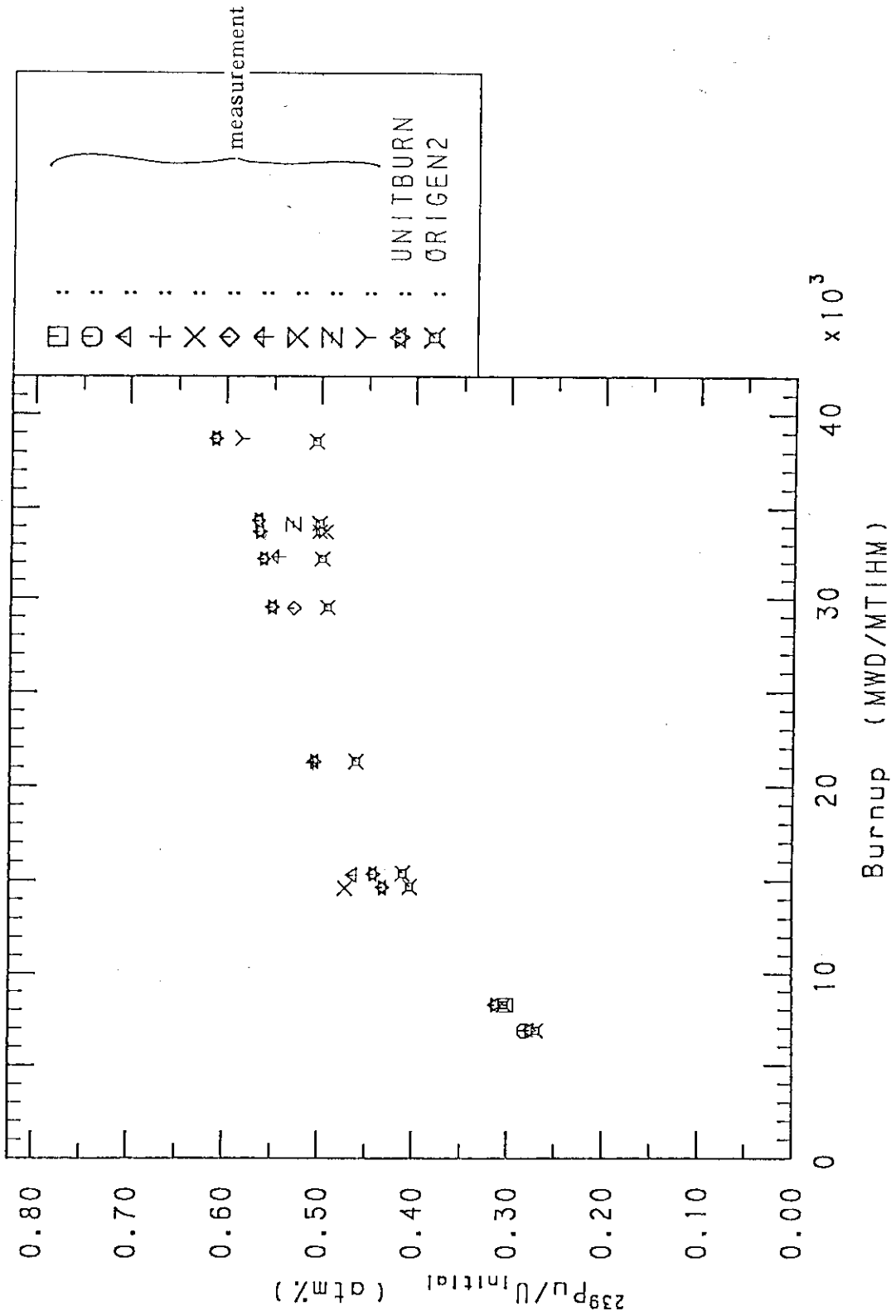
APPENDIX Sample Burn-up Calculation of PWR's



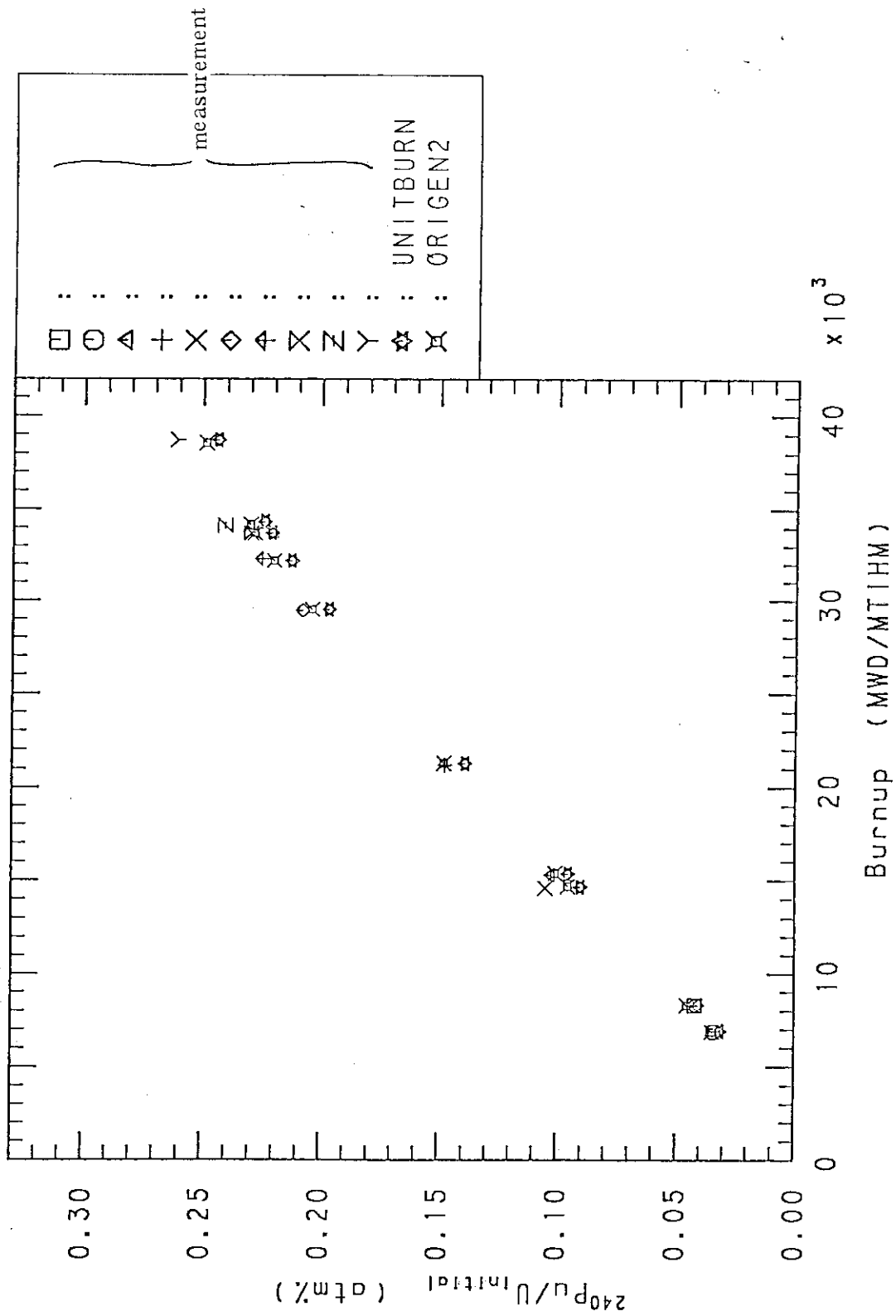
Pu/U_{initial} vs. Burnup



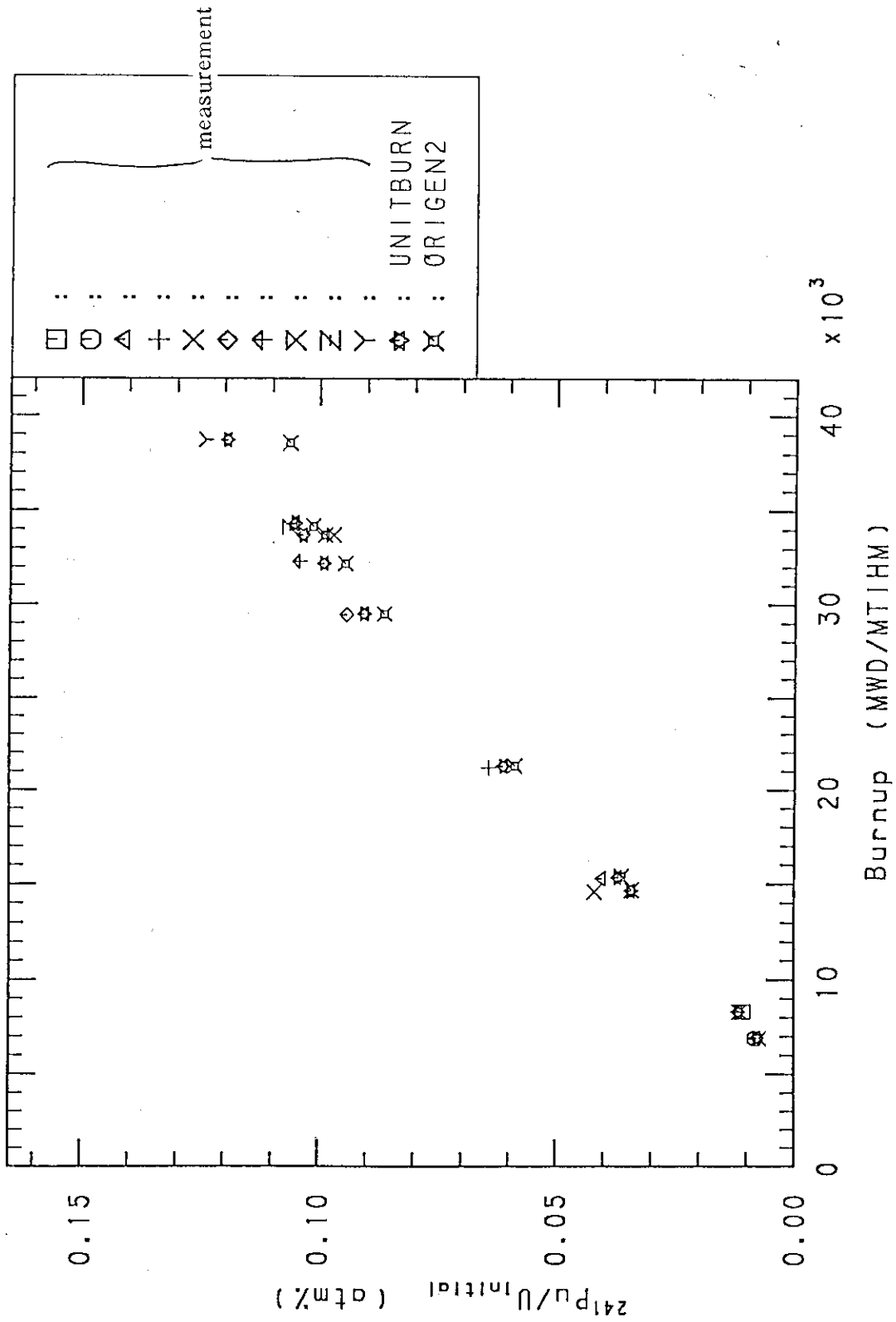
$^{238}\text{Pu}/\text{U}_{\text{initial}}$ vs. Burnup



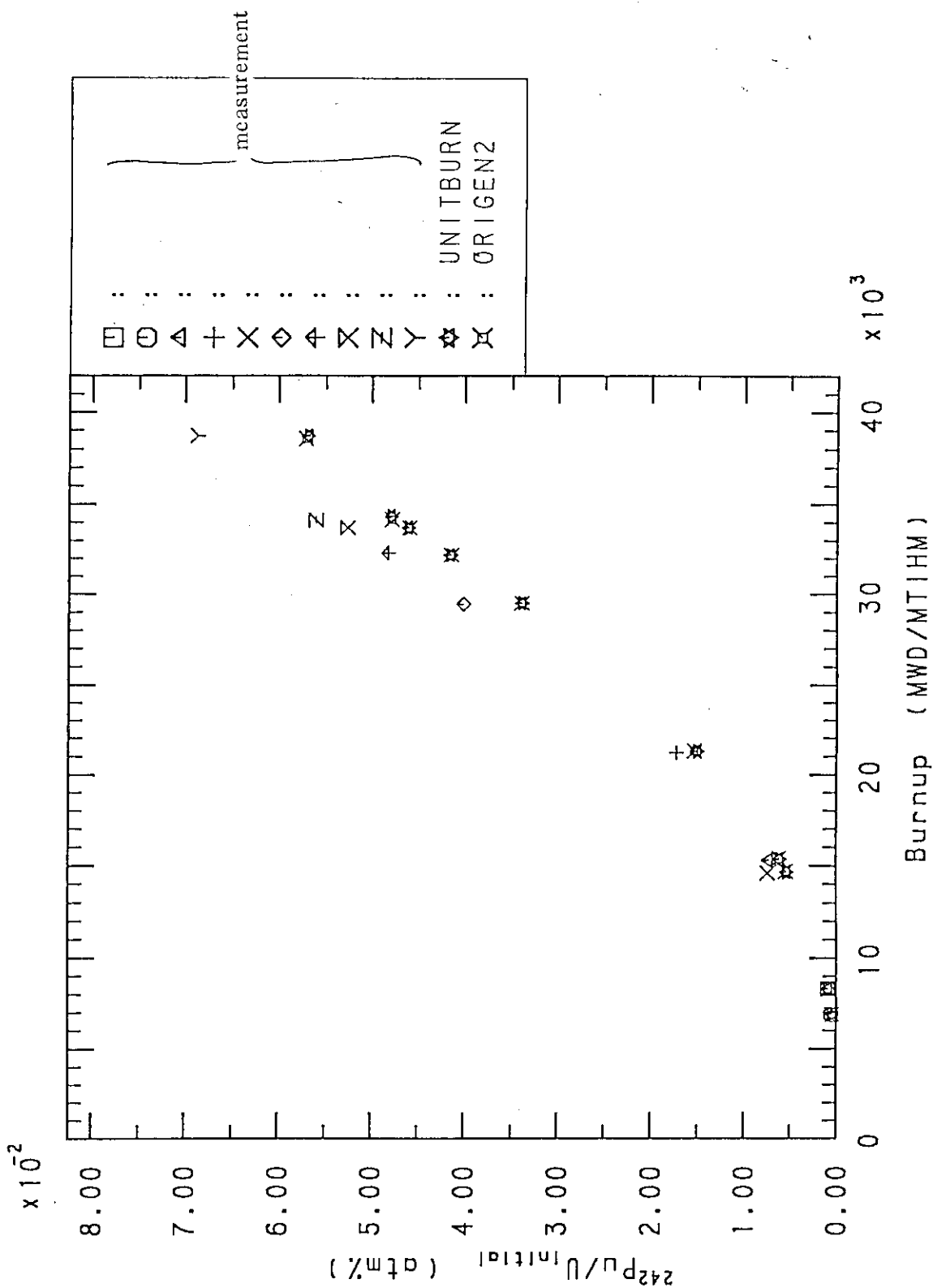
²³⁹Pu/U_{initial} vs. Burnup



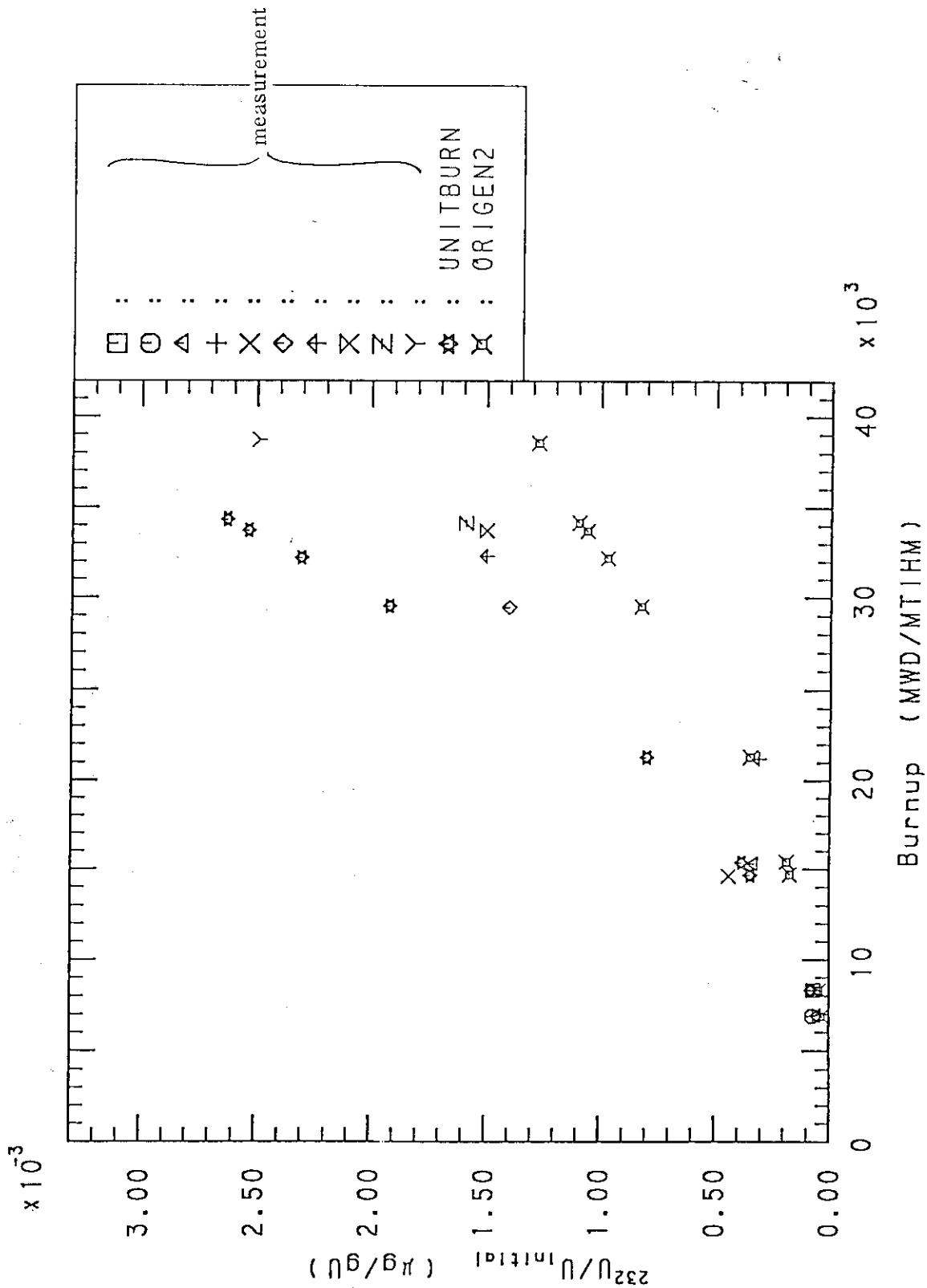
$^{240}\text{Pu}/\text{U}_{\text{initial}}$ vs. Burnup



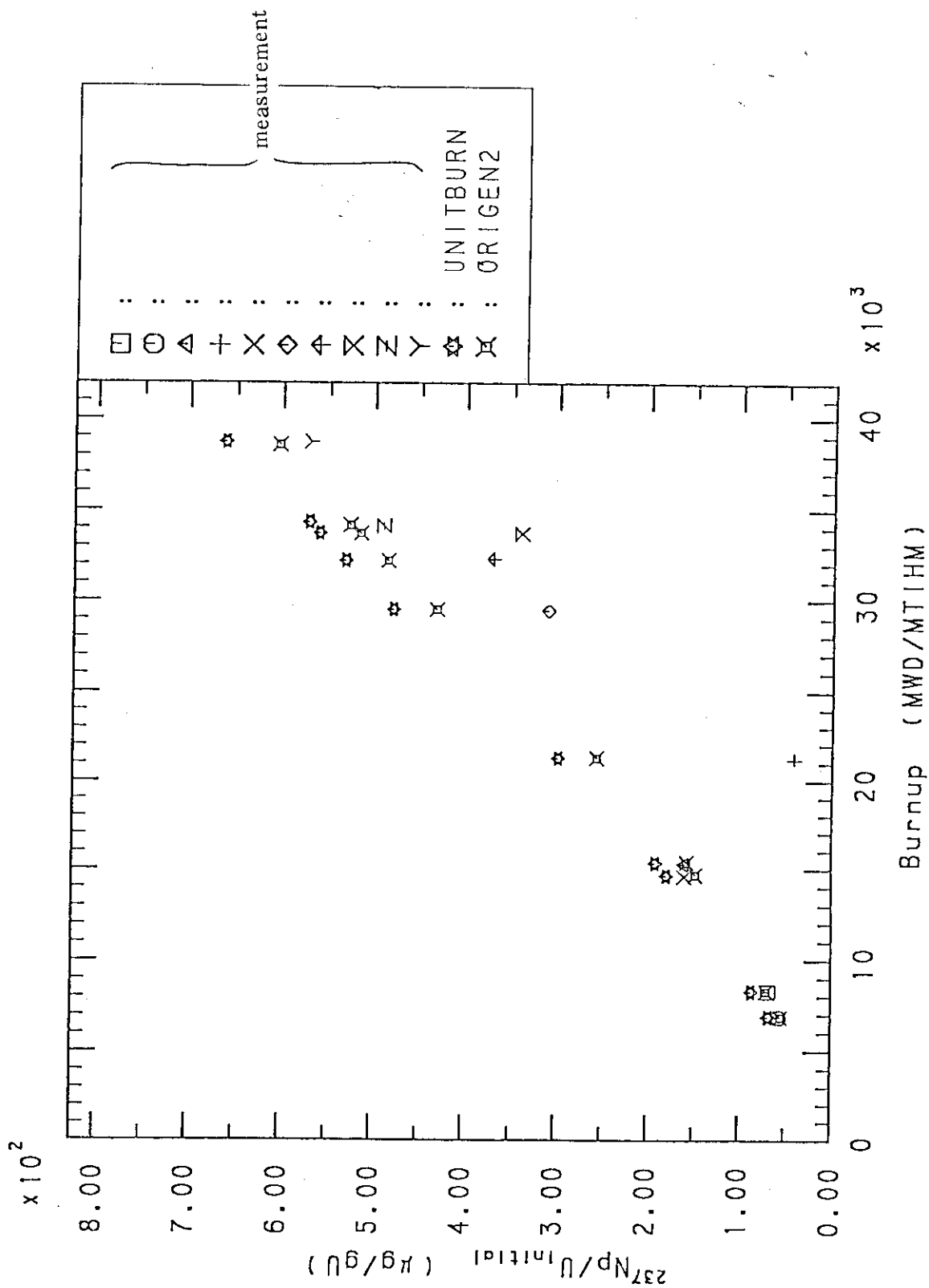
²⁴¹Pu/U_{initial} vs. Burnup



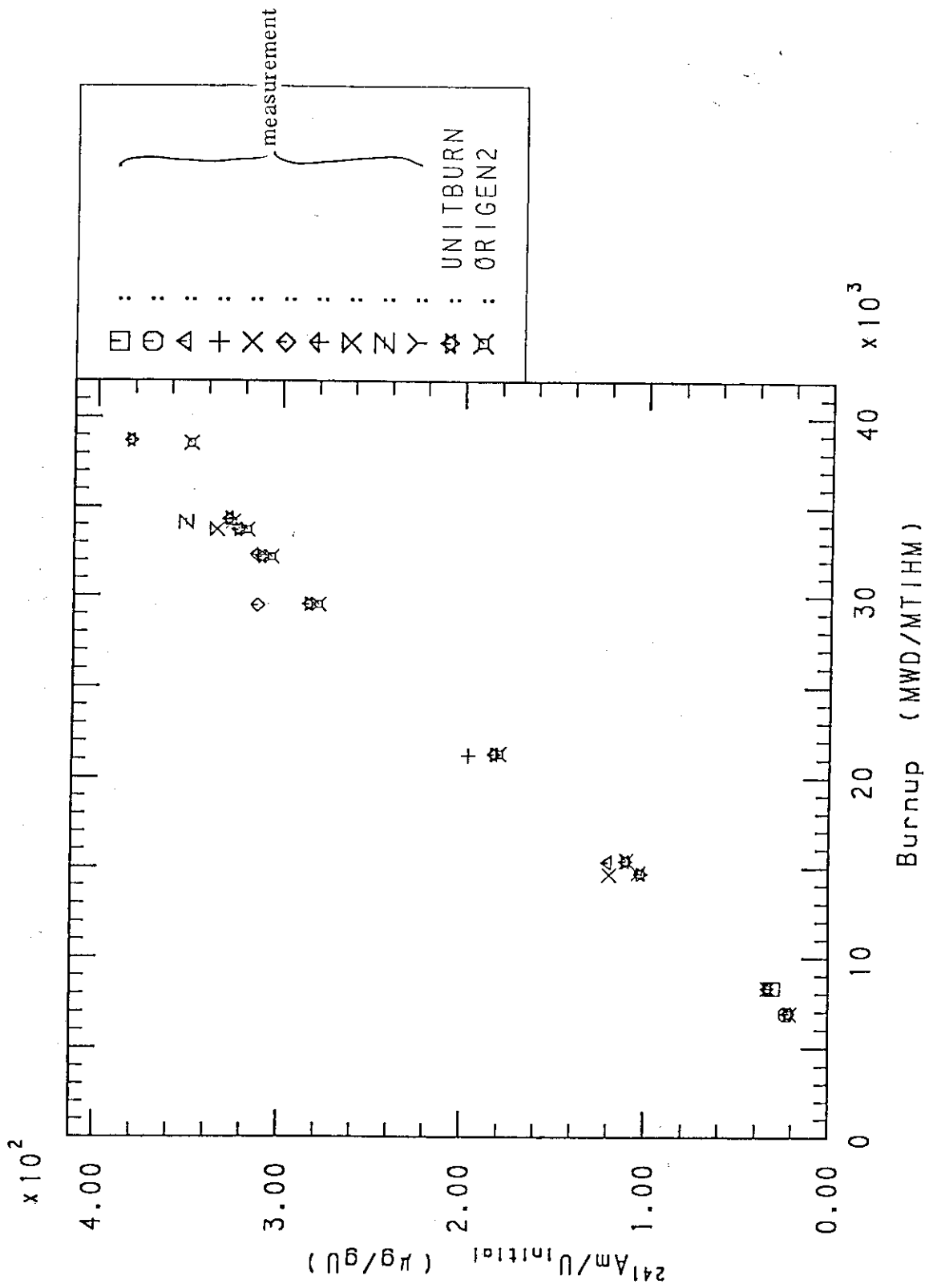
$^{242}\text{Pu}/U_{\text{initial}}$ vs. Burnup



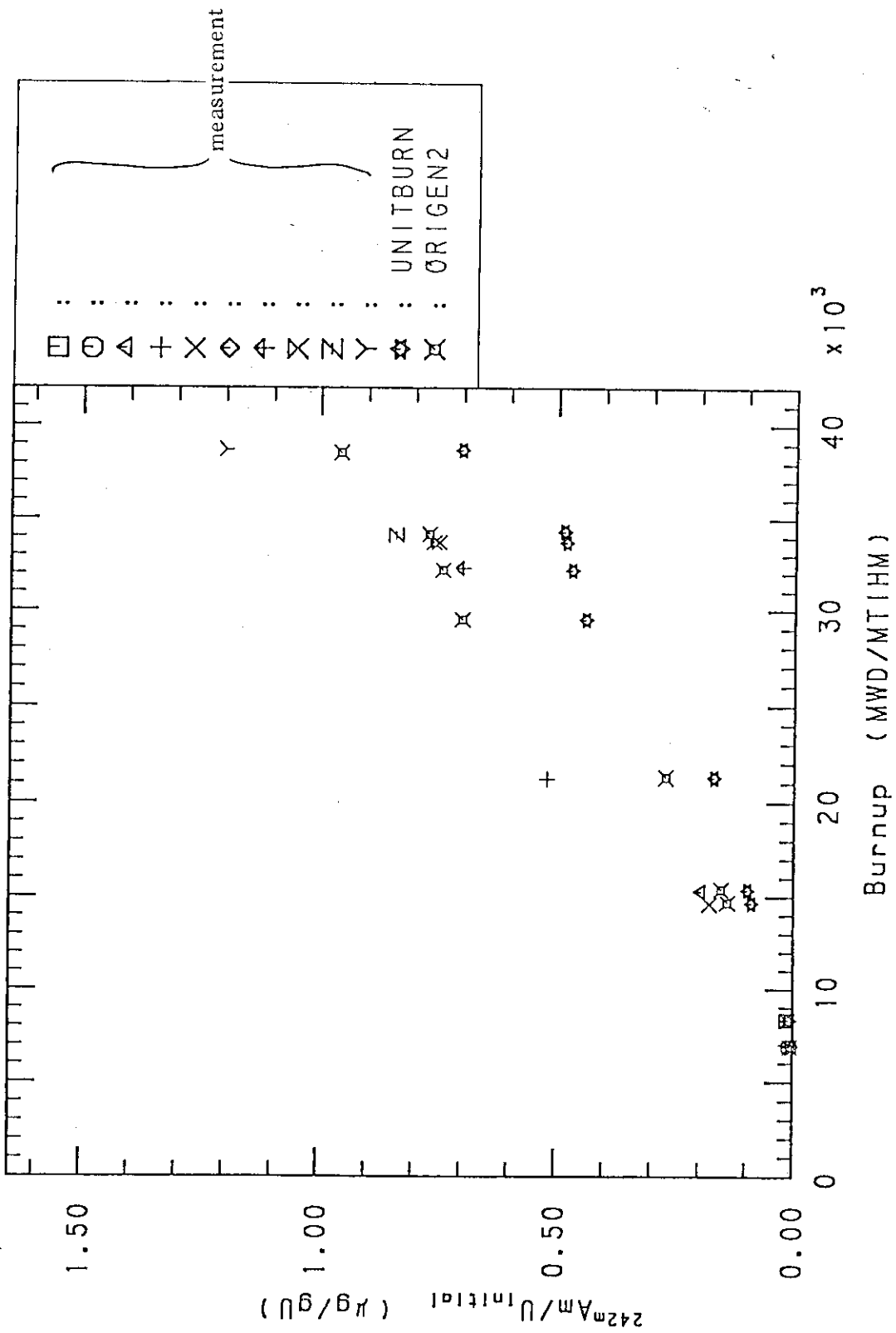
$^{232}\text{U}/\text{U}_{\text{initial}}$ vs. Burnup



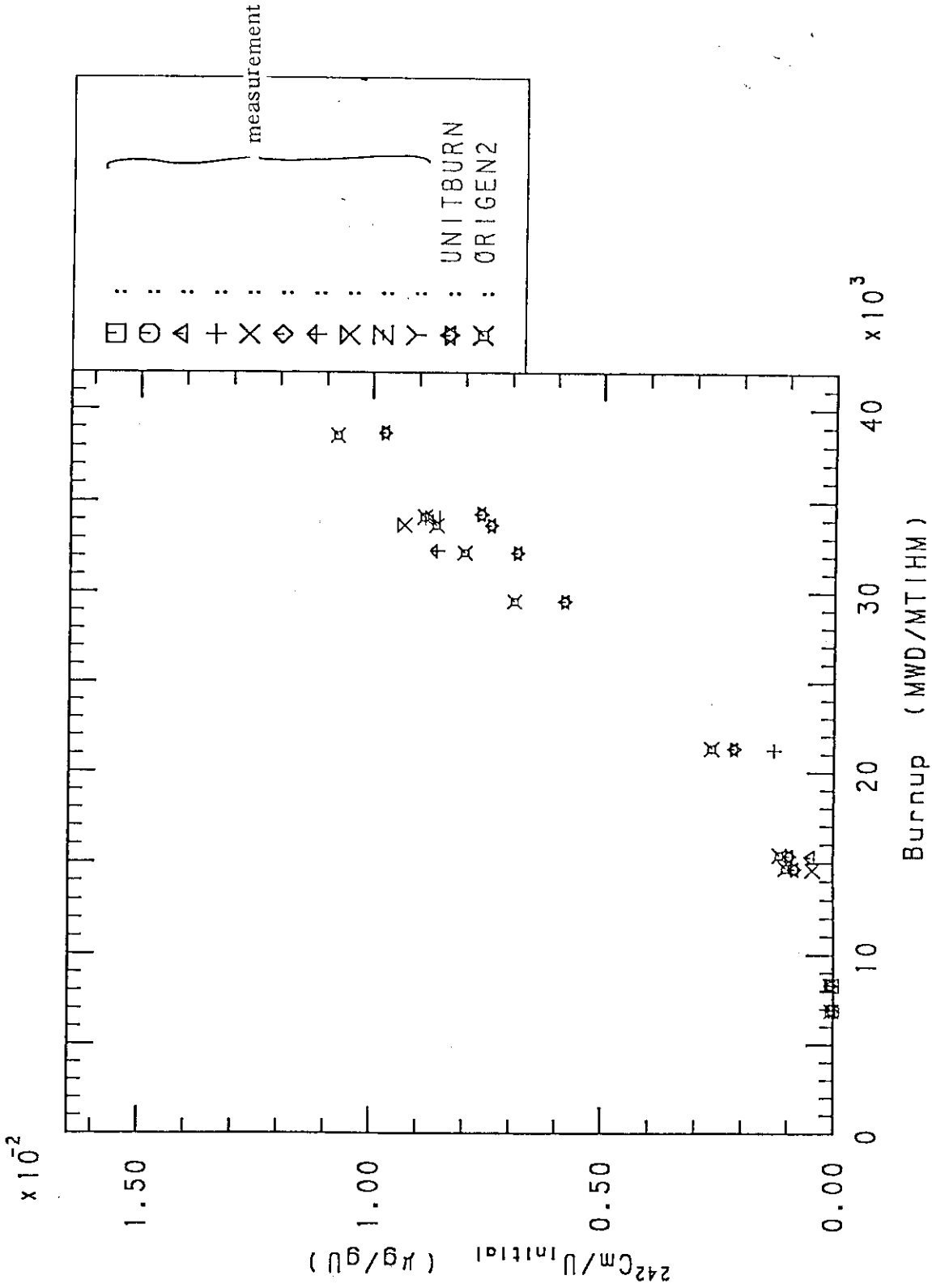
$^{237}\text{Np}/\text{U}_{\text{initial}}$ vs. Burnup



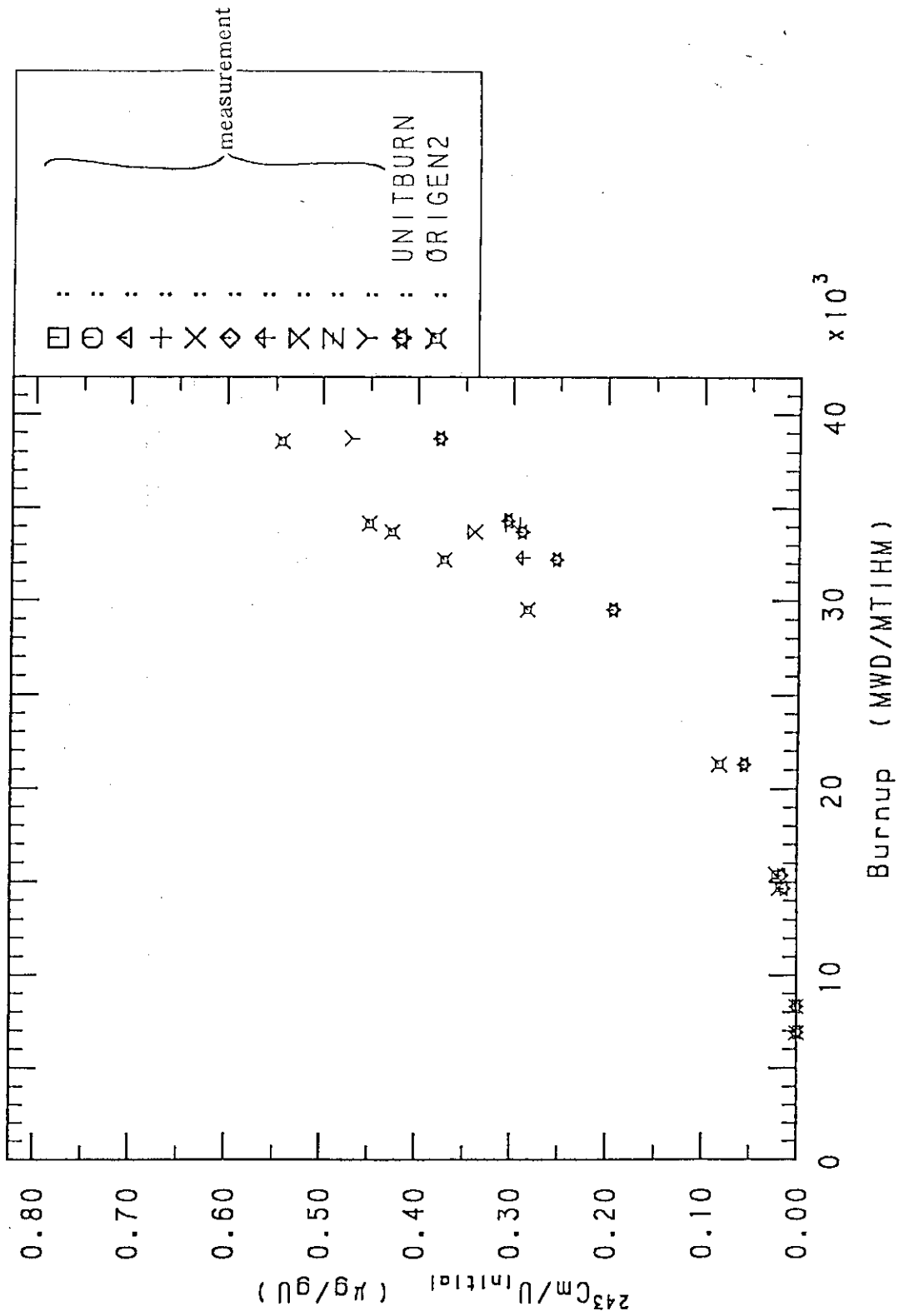
²⁴¹Am/^U initial vs. Burnup

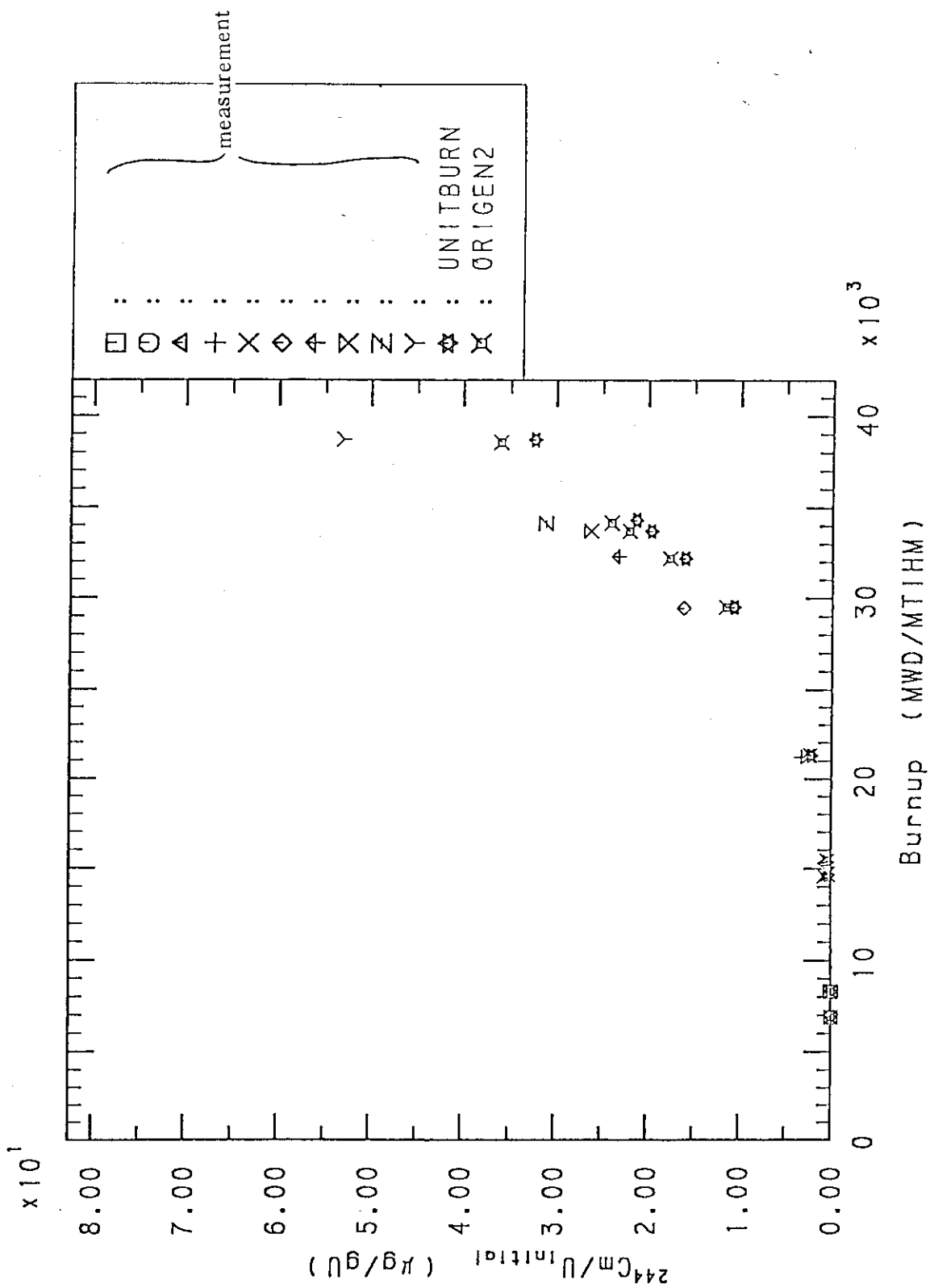


$^{242m}\text{Am}/\text{U}_{\text{initial}}$ vs. Burnup



$^{242}\text{Cm}/\text{U}_{\text{initial}}$ vs. Burnup





$^{244}\text{Cm}/\text{U}_{\text{initial}}$ vs. Burnup