

JAERI-M
92-068

沸騰水型原子炉の炉心核熱水力特性解析コード
COREBN-BWR の開発

1992年5月

森本 裕一^{*}・奥村 啓介

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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、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）で複写による実費領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, 1992

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 (株)原子力資料サービス

沸騰水型原子炉の炉心核熱水力特性解析コードCOREBN-BWRの開発

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

森本 裕一* 奥村 啓介

(1992年4月13日受理)

BWR型炉心の三次元核熱水力計算を可能とするため、炉心燃焼計算コードCOREBN-BWRコード、および燃料履歴管理コードHIST-BWRを開発した。BWR型炉心の解析では、出力分布の変化に対応して炉心内のボイド（気泡）分布も変化するため、炉心性能評価には核計算と熱水力計算との結合が必須となる。そこで、原研で開発されたPWR型炉心解析用の三次元炉心燃焼計算コードCOREBN2に、以下の様な新しい機能を組み込み、BWR型炉心の燃焼解析を可能とした。

- (1) 冷却材ボイド分布を考慮した巨視的断面積計算機能
- (2) 炉心内流量配分、冷却材ボイド分布、熱的余裕の計算機能
- (3) Halingの原理に基づく炉心燃焼計算機能
- (4) 炉心、燃料の熱水力に関する情報の管理機能

この報告書は、改良にあたり採用した計算モデル、入力データの作成方法、計算の実行方法と入力例についてまとめたものである。

Development of a BWR Core Burn-up Calculation Code COREBN-BWR

Yuichi MORIMOTO* and Keisuke OKUMURA

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

(Received April 13, 1992)

In order to evaluate core performances of BWR type reactors, the three dimensional core burnup calculation code COREBN-BWR and the fuel management code HIST-BWR have been developed. In analyses of BWR type reactors, thermal hydraulics calculations must be coupled with neutronics calculations to evaluate core performances, because steam void distribution changes according to the change of the power distribution. By installing new functions as follows to the three dimensional core burnup code COREBN2 developed in JAERI for PWR type reactor analyses, the code system becomes to be applicable to burnup analyses of BWR type reactors.

- (1) Macroscopic cross section calculation function taking into account of coolant void distribution.
- (2) Thermal hydraulics calculation function to evaluate core flow split, coolant void distribution and thermal margin.
- (3) Burnup calculation function under the Haling strategy.
- (4) Fuel management function to incorporate the thermal hydraulics information.

This report consists of the general description, calculational models, input data requirements and their explanations, detailed information on usage and sample input.

* On leave from Hitachi Ltd.

Keywords: Computer Code, Boiling Water Reactor, Core Burnup Calculation, Reactor Design, Thermal Hydraulics Calculation,
COREBN-BWR

目 次

1. はじめに	1
2. 機能概要	2
2.1 廉心燃焼計算における計算の流れ	2
2.2 COREBN-BWRコードの機能概要	2
2.3 HIST-BWRコードの機能概要	2
2.4 その他の補助コードの機能	2
3. 三次元廉心核熱水力計算コードCOREBN-BWR	5
3.1 出力分布計算手法	5
3.2 廉心燃焼計算手法	9
3.3 热水力計算手法	15
3.4 ヒストリーファイル	23
3.5 入力データ	32
3.6 燃料断面積格納データセットのメンバ名	49
3.7 ファイル指定	50
3.8 使用上の制限および注意事項	51
3.9 JCL および記憶容量の修正	51
4. 燃料燃焼履歴管理コードHIST-BWR	57
4.1 燃料燃焼履歴管理機能	57
4.2 入力データ	58
4.3 ファイル指定	76
4.4 使用上の制限および注意事項	76
4.5 JCL	76
5. その他の補助コード	77
5.1 ボイドフィードバック効果による断面積変化内挿式作成コード	77
5.2 COREBN-BWRコード所要記憶容量計算コード	80
5.3 燃料装荷パターン入力データ作成コード	84
謝 辞	85
参考文献	86
付 錄 (JCL, 入力例)	87

目 次

1.はじめに	1
2.機能概要	2
2.1 炉心燃焼計算における計算の流れ	2
2.2 COREBN-BWRコードの機能概要	2
2.3 HIST-BWRコードの機能概要	2
2.4 その他の補助コードの機能	2
3.三次元炉心核熱水力計算コードCOREBN-BWR	5
3.1 出力分布計算手法	5
3.2 炉心燃焼計算手法	9
3.3 热水力計算手法	15
3.4 ヒストリーファイル	23
3.5 入力データ	32
3.6 燃料断面積格納データセットのメンバ名	49
3.7 ファイル指定	50
3.8 使用上の制限および注意事項	51
3.9 JCL および記憶容量の修正	51
4.燃料燃焼履歴管理コードHIST-BWR	57
4.1 燃料燃焼履歴管理機能	57
4.2 入力データ	58
4.3 ファイル指定	76
4.4 使用上の制限および注意事項	76
4.5 JCL	76
5.その他の補助コード	77
5.1 ボイドフィードバック効果による断面積変化内挿式作成コード	77
5.2 COREBN-BWRコード所要記憶容量計算コード	80
5.3 燃料装荷パターン入力データ作成コード	84
謝 詞	85
参考文献	86
付 錄 (JCL, 入力例)	87

1. はじめに

原研で開発した三次元炉心燃焼計算コードCOREBNおよび燃料履歴管理コードHIST¹⁾は、従来、研究炉の燃料管理やPWR型炉心の概念設計計算等に使用されてきたが、BWR型炉心の解析に必要な熱水力計算機能等は組み込まれていなかった。BWR型炉心では、炉内出力分布の変化に応じて、炉心内の減速材ボイド率分布も変化する。このため、出力分布とボイド率の分布が首尾一貫して収束するまで反復計算を行う必要がある。この際、ボイド率の分布に応じて、各冷却材チャンネルの圧力損失を評価し、流量配分を決定しなければならない。また、具体的な運転計画を立案する前に、出力分布平坦化の観点から、理想的な運転時の出力分布としてHaling分布^{2, 3)}を評価する必要性も生ずる。

そこで、従来のCOREBN及びHISTコードを基に、以下に示すような機能を追加し、BWR型炉心の性能評価が可能な三次元炉心核熱水力計算コードCOREBN-BWR、及びこれに対応した燃料履歴管理コードHIST-BWRを開発した。

- (1) 冷却材ボイド分布を考慮した巨視的断面積計算機能、
- (2) 炉心内流量配分、冷却材ボイド分布、熱的余裕の計算機能、
- (3) Halingの原理に基づく炉心燃焼計算機能
- (4) 炉心、燃料の熱水力に関する情報の管理機能

本コードは、BWR型炉心だけではなく、従来通り研究炉やPWR型炉心の解析にも適用が可能である。

この報告書は、本コードの計算機能と計算モデルについてまとめたものである。また、入力データの作成方法ならびにジョブの実行方法について、六角燃料集合体から成る高転換BWR炉心の体系を例として説明した。

なお、本研究は、日本原子力研究所と(株)日立製作所との共同研究「軸方向非均質HCBWRとプルトニウム増倍型BWRの炉心概念設計」に基づいて実施されたものである。

2. 核幾何概要

2.1 炉心燃焼計算における計算の流れ

Fig. 2.1に、炉心燃焼計算の全体フローを示す。炉心計算は通常二つのステップに分けて実行する。第一のステップは、炉心計算における各ノードの巨視的断面積を与えるための燃料集合体燃焼計算である。ここで計算した巨視的断面積は、燃焼度、冷却材のボイド率（BWR炉心の場合）または温度（PWR炉心の場合）、および燃料温度といったパラメータについて表形式に整理し、炉心計算に用いる。また、瞬時の冷却材ボイド率変化による巨視的断面積に対するフィードバック効果は、巨視的断面積の変化に対する補間式の形に補助コードによって整理し、炉心計算に用いる。

第二のステップが、炉心燃焼計算の実行ステップである。炉心燃焼計算の実行時には、燃料履歴管理コードHISTにより、炉心の幾何形状や装荷される燃料の燃焼度や燃焼平均ボイド率といった、炉心計算時の初期条件をヒストリーファイルと呼ぶデータファイルから供給し、炉心内の燃料装荷パターンや炉心の熱出力などの指定した運転条件の下で炉心燃焼計算を実行する。最後に、各燃料の燃焼履歴をヒストリーファイルに格納する。

2.2 COREBN-BWRコードの機能概要

COREBN-BWRコードは、PWR炉心、BWR炉心の双方に対する燃焼計算機能をもつ。このうちBWR炉心の幾何形状としては、一次元スラブ体系、三次元xyz体系、三次元hex-z体系の三種類の計算が可能である。中性子スペクトルは多群拡散方程式を解くことによって求める。

BWR炉心の平衡サイクル炉心の性能評価においては、Halingの原理が適用される。これに対応して、本コードでは固有値計算モード（ある運転サイクルにおける燃焼度増分、または平均取出し燃焼度を固定してサイクル末期における固有値を計算するモード）、燃焼度増分計算モード（目標固有値を固定して達成可能な燃焼度増分を計算するモード）の双方について、Haling燃焼計算が可能である。

2.3 HIST-BWRコードの機能概要

HIST-BWRコードは、COREBN-BWRコードで用いられるヒストリーファイルの作成ならびに編集機能を持つ。すなわち、炉心幾何形状、燃料物質、燃料タイプ等の登録・変更・削除、またこれらの情報の出力編集の機能を持つ。

2.4 その他の補助コードの機能

COREBNコード、HISTコードによる炉心燃焼計算を効率的に実施するため、以下のような補助コードが用意されている。

(1) 減速材ボイド率変化による巨視的断面積変化(ボイドフィードバック効果)内挿式作成コード
BWR炉心の解析において、瞬時の減速材ボイド率変化に対する巨視的断面積の変化を考慮するため、本コードでは、巨視的断面積変化を燃料タイプ毎に、燃焼度、燃焼平均ボイド率、瞬時ボイド率変化に対する多項式の形に整理して用いる(3.1.2節参照)。この多項式の係数を燃料タイプ、断面積タイプ、群毎にHIST-BWRの入力として与える必要がある。この作業を支援するため、巨視的断面積セットから各係数を計算し、HIST-BWRの入力形式で出力するための補助コードを用意した。

(2) COREBN-BWRコード所要記憶容量計算コード

COREBN-BWRコードの拡散計算モジュールでは、メッシュ数や領域数がパラメータ文で指定できる可変配列を採用している。与えられた体系を解くのに必要な可変配列部分の記憶容量をロードモジュール作成前に計算できるよう、補助コードを用意した。

(3) 燃料装荷パターン作成コード

全炉心体系を解析対象とする場合、大規模炉心の燃料装荷パターンを記述する入力データの作成には、多くの時間が必要となる。そこで、燃料装荷パターンを記述する入力データを作成する補助コードを用意した。

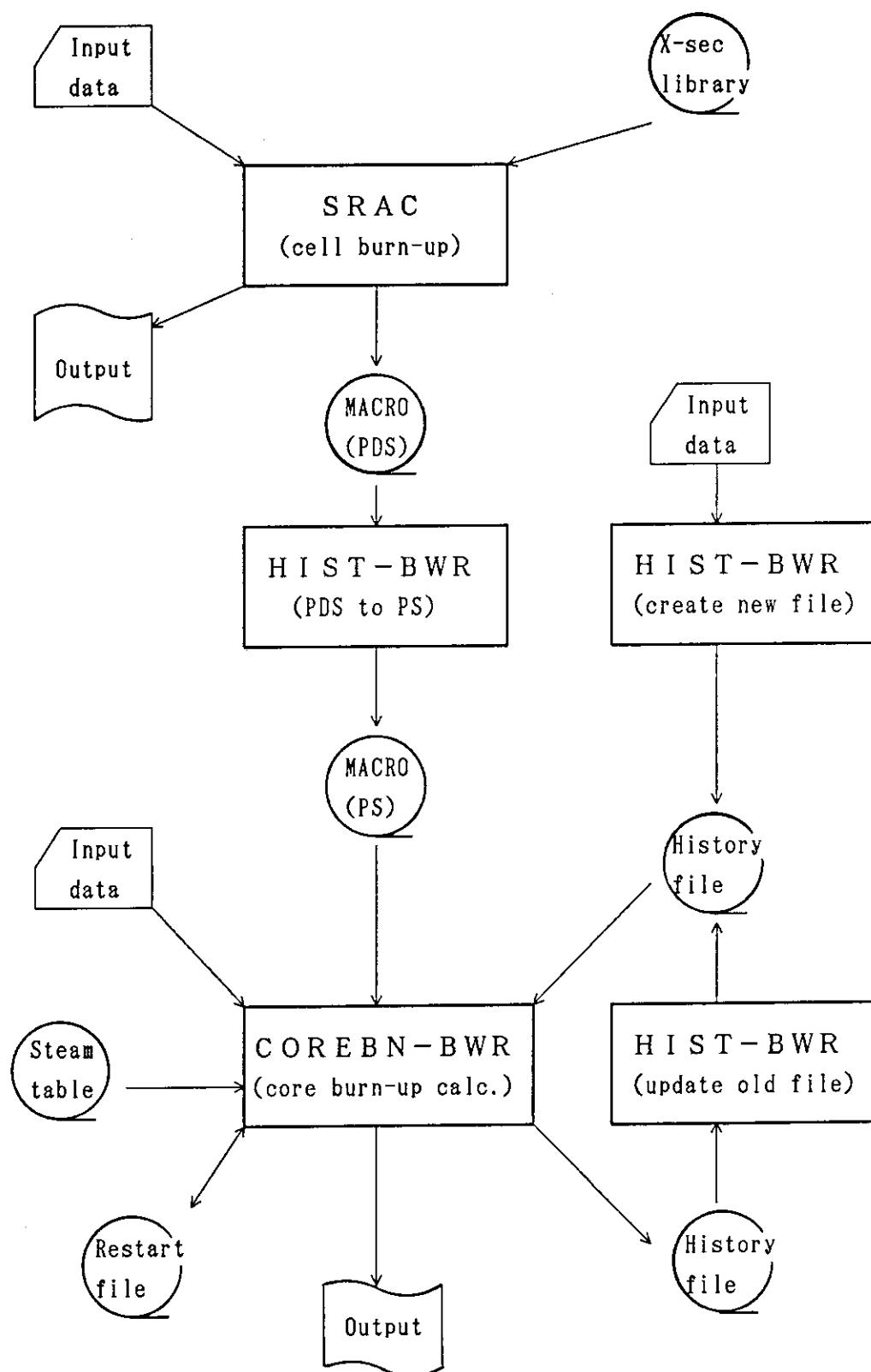


Fig. 2.1 Flow diagram of core burn-up calculation

3. 三次元炉心核熱水力計算コード COREBN-BWR

Fig. 3.1に炉心燃焼計算の概略フローを示す。炉心燃焼計算は、次の様な手順で実行する。

- (1) 入力データ（炉心の運転条件、燃料装荷パターン、燃料温度等）を読み込む。
- (2) 炉心内の各ノードにおける燃焼度、燃焼平均ボイド率をヒストリーファイルから読み込む。
- (3) 炉心内の各ノードにおける燃焼度、燃焼平均ボイド率等から各ノードにおける巨視的断面積をテーブル内挿により求める。
- (4) これらの断面積を用いて中性子拡散計算を実行し、炉心内の中性子束分布を求め出力分布に変換する。
- (5) BWR炉心の解析においては、炉心内の出力分布と熱水力条件から、炉心内の冷却材ボイド分布を求める。出力分布と冷却材ボイド分布とが収束するまで、(3)～(5)のステップを繰返す。冷却材ボイド分布計算においては、合せて、炉心の熱的余裕（最大線出力密度および最小限界出力比）を評価する。
- (6) 各ノードの燃焼度増分を、出力と運転期間の積として求め、燃焼度分布を更新する。
- (3)～(6)のステップを必要な回数だけ繰返す。
- (7) 炉心内にある燃料の運転期間末期までの燃焼履歴をヒストリーファイルに出力する。

BWR炉心の平衡サイクル炉心の性能評価においては、Halingの原理が適用される。これに対応して、本コードでは固有値計算モード（燃焼度増分、または平均取出し燃焼度を固定してサイクル末期における固有値を計算するモード）、燃焼度増分計算モード（目標固有値を固定して達成可能な燃焼度増分を計算するモード）の双方について、Haling燃焼計算が可能である。これらの計算モードについては、後で詳しく述べる。

以下、本章では、出力分布計算、燃焼計算、熱水力計算のそれぞれについて順に述べることとする。さらに、本コードを実行する上で必要なファイル、入力データ、JCL等について解説する。

3.1 出力分布計算手法

出力分布の初期値設定の後、燃料部の断面積が燃料温度、燃焼度、減速材ボイド率（BWR炉心の場合）または減速材温度（PWR炉心の場合）から計算され、断面積格納ファイルに出力される。これを用いて、中性子拡散計算が実行される。次に炉心内の中性子束分布は、出力分布に変換される。BWR炉心を解析する場合には、この出力分布と炉心の熱水力的な条件から炉心内の減速材ボイド率分布が計算される。これらの計算過程を、出力分布が収束するまで繰返す。

3.1.1 初期値設定

(1) 中性子束分布

中性子拡散計算時の初期値は以下のように設定する。

- (a) 全く新しい計算の場合は、平坦な中性子束分布を初期値とする。

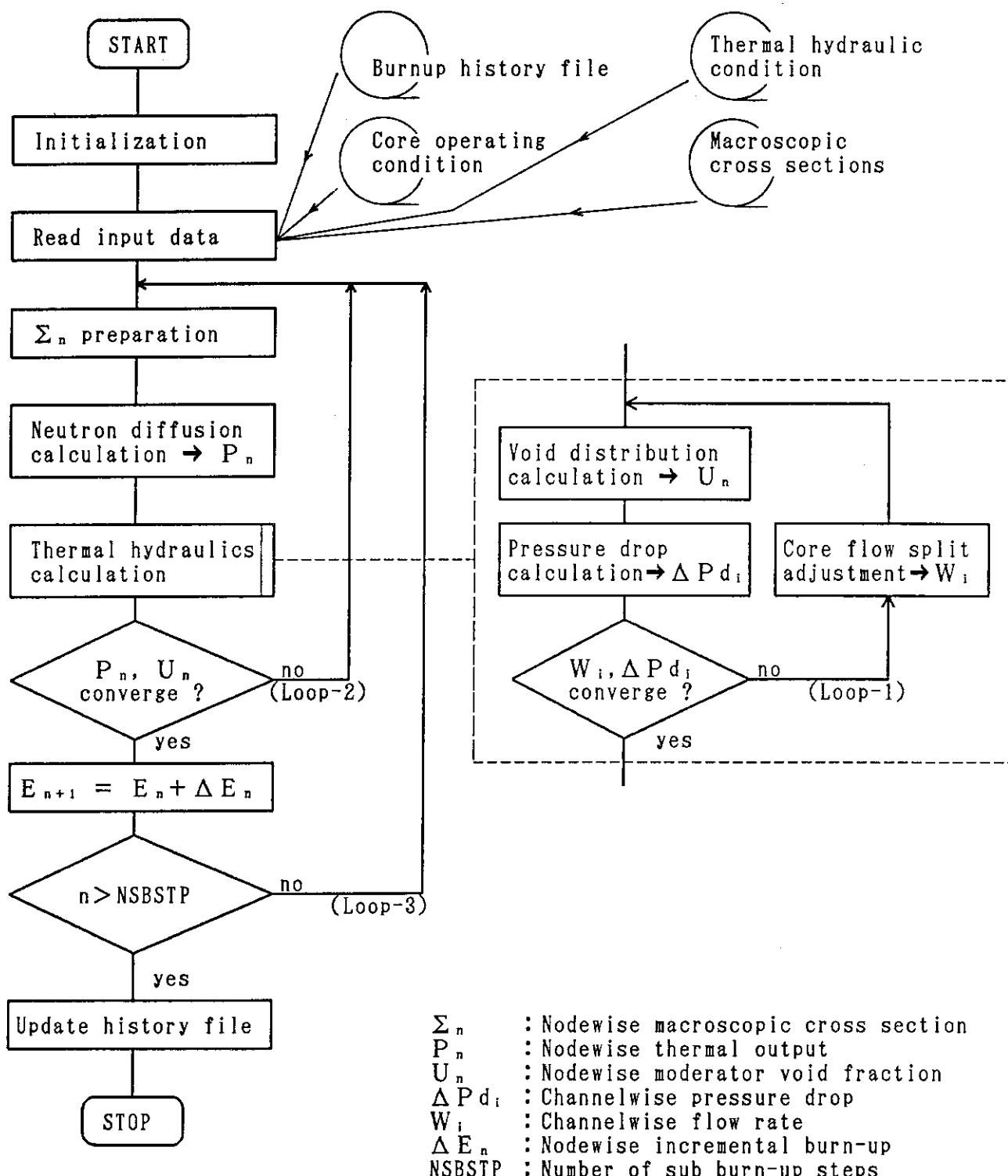


Fig.3.1 Flow diagram for core burnup calculation

(b) 燃焼ステップが進んだ場合には、入力で指定するオプションにより、平坦な中性子束分布または、前回の収束解のいづれかを選択する。

(2) 燃焼度分布

各ノード毎の燃焼度は、ヒストリーファイルから読み込む。

(3) 燃焼平均減速材ボイド率および瞬時の減速材ボイド率、または、減速材温度

燃焼平均減速材ボイド率としては、ヒストリーファイルに格納された値を初期値として用いる。燃焼がすすんだ場合には、前のステップの収束解を初期値として用いる。

瞬時の減速材ボイド率、減速材温度は、ノード毎の値または平均値を入力し、これを初期値として用いるか、または、ヒストリーファイルに格納された値を初期値として用いる。

3.1.2 燃料断面積の作成

3.1.2.1 PWR炉心の場合

PWR炉心を解析する場合、燃料の断面積は、各燃料の燃焼度、燃料温度、減速材温度について、あらかじめ表型式で与えられた断面積を線形補間することにより求める。

3.1.2.2 BWR炉心の場合

BWR炉心においては、燃料の断面積は各燃料の燃焼度だけではなく、それまでどのような減速材ボイド率の履歴で運転されてきたかにも依存する。また、その時点での減速材ボイド率にも依存する。そこで燃料の断面積は、燃焼度E、燃焼平均の減速材ボイド率 \bar{U} および瞬時の減速材ボイド率Uで表す。ここで、燃焼平均の減速材ボイド率 \bar{U} は次の式で定義する。

$$\bar{U}(E) = \frac{\int_0^E U(E) dE}{\int_0^E dE}$$

以下、BWR炉心の断面積の作成方法について述べる。

(1) 吸収、中性子生成、核分裂の各断面積および拡散係数の作成方法

ここでは、巨視的断面積を燃焼度と燃焼平均ボイド率に依存する項と、それに対する補正項とで表現する。(簡単のため燃料温度、群番号、反応の種類は明示しない。)

すなわち、

$$\Sigma(E, T, \bar{U}, U) = \Sigma(E, T, \bar{U}) + \Delta\Sigma(E, T, \bar{U}, U)$$

とする。

この式の右辺第一項は、その燃料の燃焼履歴のみに依存する項であり、第二項は燃焼履歴と出力分布を評価する時点における状態とに依存する項である。

$\Sigma(E, T, \bar{U})$ は、PWR炉心の解析の場合と同様に、格子燃焼計算の結果を燃焼度と燃料温度について線形補間ににより、また、燃焼平均ボイド率については線形補間または二次補間で求める。

$\Delta\Sigma(E, T, \bar{U}, U)$ は、格子燃焼計算から、瞬時ボイド率の変化に対するリストア計算を実施し、つぎのような燃焼度、燃焼平均ボイド率、瞬時のボイド率変化に関する二次式の係数をフィッティングにより求める⁴⁾。

$$\begin{aligned}\Delta \Sigma(E, \bar{U}, U) = & \{ (a_{11} + a_{12} \cdot E + a_{13} \cdot E^2) \\ & + (a_{21} + a_{22} \cdot E + a_{23} \cdot E^2) \cdot \bar{U} \\ & + (a_{31} + a_{32} \cdot E + a_{33} \cdot E^2) \cdot \bar{U}^2 \} \cdot (U - \bar{U}) \\ & + \{ (b_{11} + b_{12} \cdot E + b_{13} \cdot E^2) \\ & + (b_{21} + b_{22} \cdot E + b_{23} \cdot E^2) \cdot \bar{U} \\ & + (b_{31} + b_{32} \cdot E + b_{33} \cdot E^2) \cdot \bar{U}^2 \} \cdot (U - \bar{U})^2\end{aligned}$$

上式における各係数の値は、格子燃焼計算の結果作成される断面積ファイルを補助プログラムにより処理して決定する(5.1参照)。

(2) 散乱断面積の作成方法

格子平均散乱断面積については、燃焼度、燃料温度および瞬時減速材ボイド率から、予め与えた断面積の表から内挿により作成する($\Sigma(E, T, U)$ としてテーブル内挿)。

3.1.2.3 Xe 密度の補正

Xe濃度は、炉心内の熱群中性子束レベルによって変化する。本コードでは、平衡Xe濃度変化に伴う熱群吸収断面積の変化を以下に述べるような方法により評価する。

$$\begin{aligned}\phi_{N, Gth}^R &= \frac{\sum_{i \in N} \phi_{i, Gth} \cdot V_i}{\sum_{i \in N} V_i} \\ \phi_{M, N}^C &= \sum_{Gth} \phi_{N, Gth}^C \\ \phi_{M, N}^R &= \sum_{Gth} \phi_{N, Gth}^R \\ \sigma_{N, Gth}^{xe} &= \sum_{Gth} \sigma_{N, Gth}^{xe} \cdot \phi_{N, Gth}^R / \sum_{Gth} \phi_{N, Gth}^R \\ \Delta N_{N, Gth}^{xe} &= \frac{N_0^N}{\phi_{M, N}^C} \cdot \frac{(\phi_{M, N}^R - \phi_{M, N}^C) \lambda_{xe}}{\lambda_{xe} + \sigma_{N, Gth}^{xe} \phi_{M, N}^R} \times 10^{-24}\end{aligned}$$

ここで、

- $\phi_{N, Gth}^C$: 格子燃焼計算によるノードN、熱群Gthの中性子束
- $\phi_{N, Gth}^R$: 炉心計算によるノードN、熱群Gthの中性子束
- $\phi_{i, Gth}$: 炉心計算によるメッシュi、熱群Gthの中性子束
- V_i : メッシュiの体積
- $\phi_{M, N}^C$: ノードNにおける燃料部の格子計算による一群化中性子束
- $\phi_{M, N}^R$: ノードNにおける燃料部の炉心計算による一群化中性子束
- $\sigma_{N, Gth}^{xe}$: Xeの一群化熱群吸収断面積
- $\sigma_{N, Gth}^{xe}$: ノードN、熱群Gthにおける格子計算によるXeの吸収断面積
- $\Delta N_{N, Gth}^{xe}$: Xeの密度の補正量
- N_0^N : 格子計算によるXeの密度
- λ_{xe} : Xeの崩壊定数 ($2.0997 \times 10^{-5} / \text{sec.}$)

である。

3.1.3 中性子拡散計算

本コードでは、中性子拡散計算に三次元多群拡散計算コード CITATION⁵⁾を組込み使用している。

3.1.4 热水力計算

热水力計算モジュールでは、炉心内の各ノードにおける减速材ボイド率、圧力損失、最大線出力密度、最小限界出力比(M C P R)を計算する。热水力計算で採用したモデルならびに計算方法については、3.3で述べる。

3.1.5 出力分布の収束判定

出力分布の収束判定は以下の式による。

$$\text{Max} \left| \frac{P_N^{\text{new}} - P_N^{\text{old}}}{P_N^{\text{new}}} \right| < \varepsilon$$

ここで、

Max : 炉心内の全てのノードに対する最大値

P_N^{new} : 新しく得られたノード N の出力密度

P_N^{old} : 前回計算されたノード N の出力密度

ε : 出力分布収束判定条件(入力値)

である。

3.1.6 出力分布の外挿更新

出力分布が収束しなかった場合、次の集合体流量、冷却材ボイド率分布計算に用いる出力分布 P_N は以下の式で計算する。

$$P_N = (1 - \omega)P_N^{\text{new}} + \omega P_N^{\text{old}}$$

ここで、 ω は入力データで与える。 $(0 < \omega < 1)$

3.2 炉心燃焼計算手法

本コードでは次の三つの計算オプションが可能である。

(1) 直接燃焼計算

(2) Haltingの原理に基づく燃焼計算

(a) 固有値計算モード

(b) 燃焼度増分計算モード

以下、各燃焼計算モードについて説明する。

3.2.1 直接燃焼計算

この計算オプションでは、途中で燃料交換や反応度制御物質の移動がない連続した運転期間を、幾つかのサブステップに区切って、燃焼計算を実行する。サブステップ毎の燃焼度増分は、先のステップで計算した炉心内出力分布とサブステップの燃焼期間の積で与えられる。

3.2.1.1 入力データ、ヒストリーファイルの読み込み

入力データは、以下の四つのグループに分けて入力する。

- (1) 燃料装荷パターンや熱出力、運転期間といった炉心運転条件に関するデータ
- (2) 炉心内に装荷される燃料の燃焼履歴に関する入力データ（ヒストリーファイル）
- (3) 炉心の熱水力に関する入力データ
- (4) 蒸気表

3.2.1.2 出力分布の計算

3.1で述べたアルゴリズムにしたがって炉心内の出力分布を計算する。

3.2.1.3 燃焼度分布と燃焼平均減速材ボイド率の更新

出力分布計算ループが収束した時に燃焼度分布を各ノードの出力に比例して進めるが、合せて燃焼平均減速材ボイド率を以下の式で更新する。

$$\bar{U}_N^{\text{new}} = U_N + (\bar{U}_N^{\text{old}} - U_N) \frac{E_N^{\text{old}}}{E_N^{\text{new}}}$$

ここで、

\bar{U}_N^{new} ：ノード N の新しい燃焼平均減速材ボイド率

\bar{U}_N^{old} ：ノード N の前燃焼ステップでの燃焼平均減速材ボイド率

U_N ：ノード N の現在の瞬時の減速材ボイド率

E_N^{old} ：ノード N の前燃焼ステップでの燃焼度

E_N^{new} ：ノード N の新しい燃焼度

である。

3.2.1.4 転換比の計算

各ノードの転換比を計算する際には、燃焼度および燃焼平均減速材ボイド率について核分裂性核種の吸収断面積および親物質の中性子捕獲断面積を内挿することにより求める。

3.2.1.5 燃焼ステップの更新

上記3.2.1.2~3.2.1.4のステップを、入力データで指定されたステップ数だけ実行する。

3.2.1.6 ヒストリーファイルの更新

所定の燃焼ステップ数だけ燃焼計算が終了した後、評価の終了した燃焼サイクルに関する燃料の燃焼履歴を、ヒストリーファイルに格納する。

3.2.2 Haling燃焼計算機能

3.2.2.1 Halingの原理について

Halingの原理^{2, 3)}とは、BWR炉心の燃料配置と制御棒計画立案に関し、広く用いられている原理である。Halingの原理によれば、出力分布が運転サイクル中に変わらないように原子炉を運転

することにより出力ピーピング係数を最小にすることができる。このような出力分布（Haling分布）は、ある運転サイクルにおける燃料装荷パターンと炉心燃焼度増分が与えられた場合、ただ一つに定まる。

Haling分布は、出力分布と燃焼度分布の間で繰返し計算を行うことにより求めることができる。もし、反応度制御システムにより、原子炉の運転サイクルを通してこの出力分布を実現できれば、出力ピーピングは運転中を通じ他のどんな出力分布の時よりも小さくなる。

一方、軸方向のHaling分布が得られた場合、サイクル末期（制御棒全引抜き状態で臨界）における反応度の分布と、サイクル中の反応度の分布との差から、軸方向の必要な反応度制御量がわかる。この必要反応度制御量にしたがって、軸方向の燃料濃縮度（富化度）の分布と運転サイクル期間中の中性子吸収材量の分布を調整することにより出力分布の平坦化を図れる。

実際には、制御棒の挿入や引抜きは離散的にしか行えないため、この方法は理想化されたものである。しかしながら、平衡サイクルにおけるHaling燃焼計算の結果は、燃料体設計や燃料装荷パターン等、多くの設計案に対する比較の基準を与える。

実際の炉心を運転する際には、運転サイクル中に必要な熱出力を確保し、炉心の運転制限を満たすよう制御棒計画を立案する必要がある。

運転サイクル期間中における制御棒パターンの交換などの中性子吸収材の管理により、燃焼度増分の分布がHaling分布になるよう原子炉を運転できる場合、燃料集合体毎の燃焼履歴は運転サイクルとは独立したものとなる。

さて、Halingの原理にしたがった運転方法においては、運転サイクル期間中を通して出力分布が変化しない。したがって、炉心内の各部の燃焼度増分と運転サイクル末期における出力分布は比例関係にある。このような平衡状態を求めれば、Haling分布が得られたことになる。

Haling計算モードには以下の二つのモードがある。

(1) 固有値計算モード

運転サイクルの燃焼度増分、または平均取り出し燃焼度を設定して運転サイクル末期における固有値を求める。

(2) 燃焼度増分計算モード

運転サイクル末期における目標固有値を設定して、到達可能な運転サイクル燃焼度増分を求める。

Fig. 3.2にHaling計算の概略フローを示す。以下、各モジュールでの処理内容について述べる。

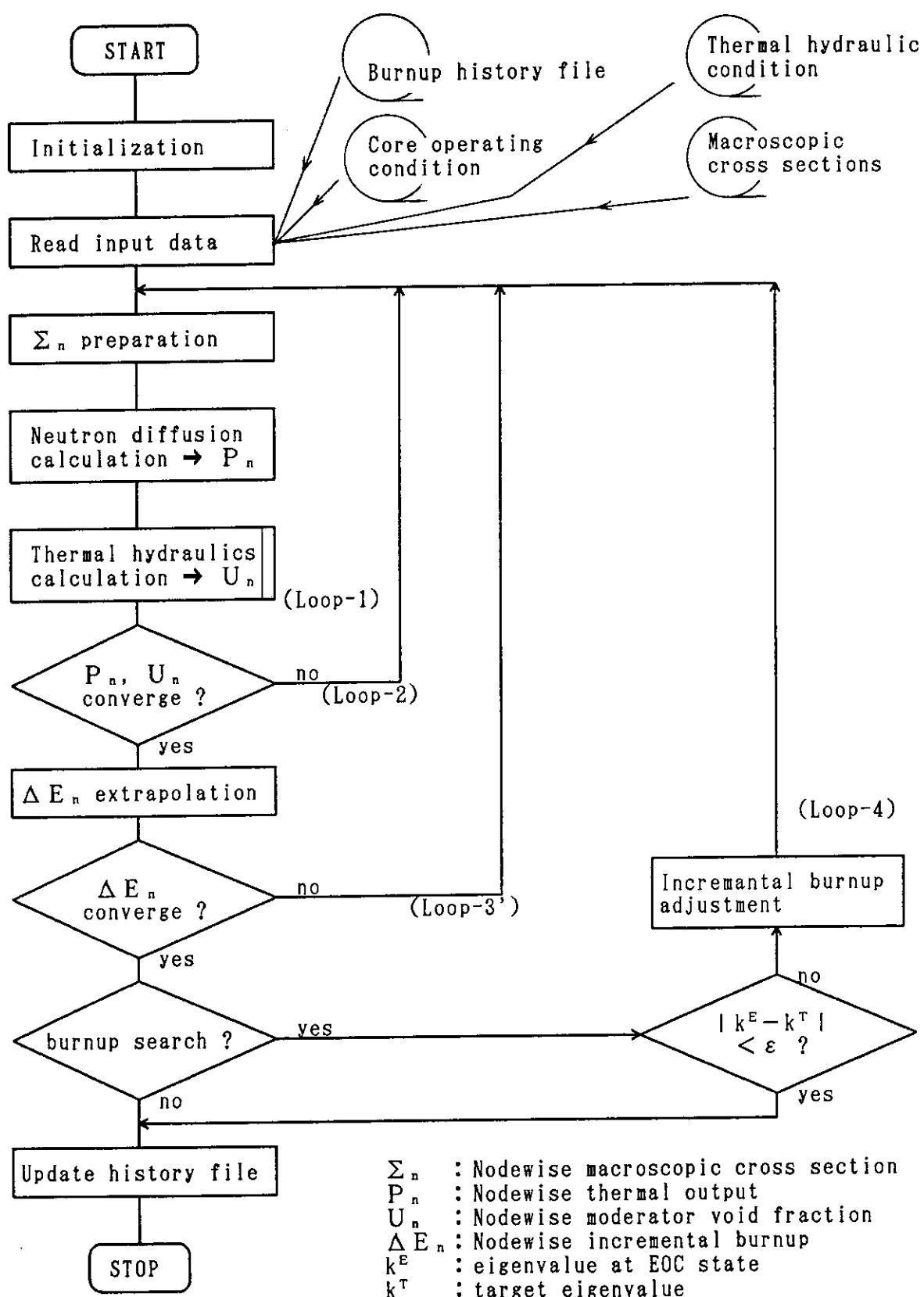


Fig.3.2 Flow diagram for core burnup calculation under the Haling strategy

3.2.2.2 入力データ、ヒストリーファイルの入力

3.2.1.1と同様に入力データを読み込む。

3.2.2.3 出力分布の計算

出力分布の計算方法は、3.1に述べたのと同様である。

3.2.2.4 燃焼度分布の更新

Halingの原理によれば、運転サイクル期間を通じて出力ピーキングが最小となる場合、運転中の出力分布は変化しない。したがって、サイクル増分燃焼度は、炉心内の出力分布に比例する。

運転サイクル期間を固定した固有値計算モード、および、燃焼度増分計算モードでは、炉心内の各ノードの燃焼度 E_N は、運転サイクル期間 ΔT にそのノードの出力をかけることにより増加させる。運転サイクル期間 ΔT には、運転サイクル期間を固定した固有値計算モードにおいては入力による指定した値を用いる。燃焼度増分計算モードでは、3.2.2.8に述べる方法により求めた ΔT を用いる。

$$E_N = E_N^0 + \Delta T \cdot P^N$$

ここで、

E_N : ノード N の運転サイクル末期燃焼度 (MWd/ノード)

E_N^0 : ノード N の運転サイクル初期燃焼度 (MWd/ノード)

ΔT : 運転サイクル期間 (日)

P^N : ノード N の出力 (MW/ノード)

である。

平均取出し燃焼度を固定した固有値計算モードでは、先ず、各ノード毎の出力分布から取出し燃料の平均積算出力 \overline{P}_{dis} を

$$\overline{P}_{dis} = \frac{1}{N_{dis}} \sum_{i,j} n_i \cdot P_{i,j}$$

によって計算する。ここで、

N_{dis} : 運転サイクル末に取り出す燃料体数 ($= \sum n_i$)

n_i : 第 i グループにまとめられた燃料体数

$P_{i,j}$: 第 i グループにまとめられた燃料体の j サイクル目における熱出力

である。これと入力で指定した平均取出し燃焼度 \overline{E}_{dis} (MWd) から、

$$\Delta T = \frac{\overline{E}_{dis}}{\overline{P}_{dis}}$$

として、運転サイクル末期の燃焼度分布を更新する。

3.2.2.5 燃焼平均減速材ボイド率の更新

燃焼度分布の更新と合せて、燃焼平均減速材ボイド率を以下の式に従って、更新する。

$$\overline{U}_N = U_N + (\overline{U}_N^{old} - U_N) \frac{E_N^0}{E_N}$$

3.2.2.6 出力分布の外挿更新

出力分布の外挿更新方法は3.1.5と同じである。

3.2.2.7 出力分布の収束判定

上記3.2.2.3~3.2.2.6の各ステップを、出力分布が収束するまで繰り返す。

3.2.2.8 サイクル増分燃焼度の調整

サイクル増分燃焼度計算モードでは、さらに、サイクル増分日数 ΔT を次の様にして調整し、これが収束するまで、上記の各ステップを繰り返す。以下では、繰返し回数をnとする。

(1) $n = 1$ の場合

$$\Delta T^2 = \Delta T^1 + (k_{\text{eff}}^1 - k_{\text{end}}) \cdot S_{EK}$$

(2) $n \geq 2$ の場合

$$\Delta T^{n+1} = \Delta T^n + \frac{k_{\text{end}} - k_{\text{eff}}^n}{k_{\text{eff}}^n - k_{\text{eff}}^{n-1}} (\Delta T^n - \Delta T^{n-1})$$

ただし、

$$k_{\text{eff}}^n > k_{\text{end}} \text{かつ } \Delta T^{n+1} < \Delta T^n$$

$$\text{または、 } k_{\text{eff}}^n > k_{\text{end}} \text{かつ } \Delta T^{n+1} > \Delta T_M$$

$$\text{または、 } k_{\text{eff}}^n < k_{\text{end}} \text{かつ } \Delta T^{n+1} > \Delta T^n$$

$$\text{または、 } k_{\text{eff}}^n < k_{\text{end}} \text{かつ } \Delta T^{n+1} < \Delta T_M$$

の場合、

$$\Delta T^{n+1} = \Delta T_M$$

とする。ここで、

$$\Delta T_M = \Delta T^n + (k_{\text{eff}}^n - k_{\text{end}}) \cdot 2 \cdot S_{EK}$$

である。上の式で、 k_{end} は入力で与える目標固有値、 k_{eff}^n は、第n回目の調整をしたサイクル増分燃焼日数 ΔT に対する燃焼サイクル末期の固有値、 S_{EK} は、 k_{eff} の変化に対する燃焼度の感度を表すパラメータ（入力で与える）である。

3.3 热水力計算手法

3.3.1 冷却材流路のモデル化

(1) 冷却材チャンネルのモデル化

炉心内の冷却材流路は各燃料集合体を取囲むチャンネルボックス内の冷却材流路とバイパス流路内（ただし、バイパス流路は单一チャンネル）とにわけて取扱う。各燃料集合体のチャンネルボックス内の冷却材流路については、核計算におけるゾーン分割（CITATIONの計算において指定する物質の分布に対応する）に従い幾つかの冷却材チャンネルを同一のものとして取扱うことも可能とした。

(2) 冷却材チャンネルの軸方向ノード分割方法

炉心内の軸方向については、燃料棒が存在し発熱のある領域、ガスプレナムの存在する領域、上部タイプレートから燃料集合体出口までの領域と三つの領域に区分して考える。このうち燃料棒の存在する領域のノード分割は、核計算における軸方向ノード分割と同じものを採用する。ガスプレナムの存在する領域および、上部タイプレートから燃料集合体出口までの領域は、それぞれ一つのノードとして取扱う。

3.3.2 流量配分計算モデル

(1) 仮定

冷却材流量配分に関し、以下のような仮定をおく。

- (a) 冷却材の流れは、軸方向上向き一次元流れである。
- (b) 気液両相の圧縮性は無視する。
- (c) バイパス領域を流れる冷却材の流量、および出力発生割合は入力で与える。

(2) 保存則

炉心内の冷却材に関し質量、運動量およびエネルギー保存則が成立つ。

(a) 質量保存則

$$\frac{d}{dz} \{ G_n(z) \cdot A_n(z) \} = 0$$

ここで、

G_n : チャンネル n の質量流束

A_n : チャンネル n の流路断面積

したがって、質量流量 $W (= G \cdot A)$ をもちいると各チャンネルの各軸方向位置において、

$$W_{f,n} + W_{g,n} = W_{in,n}$$

ここで、

$W_{f,n}$: 冷却材チャンネル n の液相質量流量

$W_{g,n}$: 冷却材チャンネル n の気相質量流量

$W_{in,n}$: 冷却材チャンネル n の入口質量流量（一定）

が成立する。

(b) 運動量保存則

冷却材の流れは、各冷却材チャンネルの圧力損失が等しくなるように定まる。

各冷却材チャンネルの圧力損失は、次の要素からなる。

$$\frac{d}{dz} P_n(z) = - \frac{d}{dz} \{ P_{fric,n} + P_{head,n} + P_{acc,n} + P_{loc,n} \}$$

ここで、

P_{fric} : 摩擦圧力損失 (冷却材チャンネル出入口間流路壁)

P_{head} : 水頭圧差 (冷却材チャンネル出入口間密度差)

P_{acc} : 加速圧力損失 (冷却材流路面積変化と冷却材密度変化)

P_{loc} : 局所圧力損失 (入口オリフィス、上下タイプレート、スペーサ)

(c) エネルギー保存則

本コードでは、定常状態における熱水力計算を対象としている。したがって、各ノードで発生した熱出力は、冷却材の比エンタルピの増分に対応し、

$$\frac{d}{dz} h_n(z) = q'_n(z)/w_n$$

ここで、

h : 冷却材平均平衡比エンタルピ

q' : 軸方向出力分布

w : 冷却材質量流量

である。

ここでは、冷却材チャンネル内の軸方向出力分布 q' は、核計算で得られたゾーン毎の出力密度 q'' と冷却材チャンネル内出力発生割合 P_{lo} から、

$$q'_{n,k} = q''_{n,k} \cdot P_{lo} \cdot V_{n,k} / \Delta z_k$$

ここで、

q'' : ゾーン毎の出力密度

n : 冷却材チャンネル番号

k : 軸方向ノード番号

$V_{n,k}$: ノードの体積

Δz : 軸方向ノード幅

として求める。ただし、冷却材チャンネル内出力発生割合 P_{lo} は、入力値として与える。

3.3.3 圧力損失の計算方法

(1) 摩擦圧力損失

摩擦圧力損失は、燃料棒が存在する領域、ガスブレナムが存在する領域、上部タイプレートから燃料集合体出口までの領域において考慮し、単相流摩擦圧力損失に二相流摩擦圧力損失増倍係数をかけて求める⁸⁾。

$$\Delta P_{fric} = \frac{\Delta Z}{D_h} \cdot \frac{(W/A)^2}{2\rho_f} \cdot \lambda \cdot \phi_{trf}^2 \cdot 10^{-6} \quad (\text{MPa})$$

ここで、

ΔZ	: 流路長さ	(m)
W	: チャンネルの質量流量	(kg/s)
A	: チャンネルの流路面積	(m ²)
λ	: 単相流摩擦係数	(-)
ϕ_{tf}^2	: 二相流摩擦圧力損失増倍係数	(-)
D _h	: 水力等価直径	(m)
ρ_f	: 鮎和水の密度	(kg/m ³)

二相流摩擦圧力損失増倍係数には、JonesによるMartinelli-Nelsonフィットモデル⁷⁾を採用した。

$$\begin{aligned}\phi_{tf}^2 &= F(G, P) \cdot \{1.2 \cdot (\rho_f / \rho_g - 1) \cdot \chi^{0.824}\} + 1.0 \\ F(G, P) &= 1.36 + 0.0005 \cdot P + 0.1 \cdot (G/10^6) - 0.000714 \cdot P \cdot (G/10^6) \quad (G/10^6 < 0.7) \\ &\quad 1.26 - 0.0004 \cdot P + 0.119 \cdot (G/10^6) + 0.00028 \cdot P \cdot (G/10^6) \quad (G/10^6 \geq 0.7)\end{aligned}$$

ここで、

P	: 炉心圧力 (psia)
G	: 質量流束 (lb _m /h/ft ²)

また、単相流摩擦係数にはMoody線図へのフィット式⁸⁾を採用した。

$$\lambda = 0.0055 \cdot (1.0 + (200000 \cdot \varepsilon / D_h + 10^8 / Re))$$

ここで、

ε	: 流炉壁の粗度
Re	: レイノルズ数

(2) 水頭圧差

水頭圧差は、燃料集合体の入口から出口まで（下部プレナムから上部プレナム）で考慮する。平均冷却材密度と軸方向ノード高さと重力加速度の積で与えられる⁸⁾。

$$\Delta P_{ele} = \rho_{av} \cdot \Delta Z \cdot g_c \cdot 10^{-6} \quad (\text{MPa})$$

ここで、

ρ_{av}	: 軸方向ノードZ～Z+ ΔZ における平均冷却材密度	(kg/m ³)
ΔZ	: 軸方向ノード長	(m)
g_c	: 重力加速度	(m/s ²)

である。

(3) 加速圧力損失

加速圧力損失は、流路面積変化による項と冷却材密度変化による項からなる。

(a) 流路面積変化による項

炉心下部プレナム領域から燃料集合体へ冷却材が流入することによる流路面積変化と、燃料集合体出口から炉心上部プレナム領域へ移る際に生ずる流路面積変化による圧力損失は、以下の様に与えられる⁹⁾。

$$\Delta P_{ao} = (1 - \sigma_A^2) \frac{(W/A_2)^2}{2\rho} \cdot 10^{-6} \quad (\text{MPa})$$

ここで、

W	: 冷却材質量流量	(kg/s)
A_1	: 変化前の流路面積	(m ²)
A_2	: 変化後の流路面積	(m ²)
σ_A	: 流路面積の変化割合 ($= A_2/A_1$)	(-)
ρ	: 冷却材密度	(kg/m ³)

であり、

$$\begin{aligned} \rho &= \rho_f && (\text{単相流の場合}) \\ \rho_f &: \text{飽和水密度} && (\text{kg/m}^3) \\ &= \rho_{KE}^2 / \rho_H && (\text{二相流の場合}) \\ \rho_{KE}^2 &: \text{運動エネルギー密度} \\ 1/\rho_{KE}^2 &= \chi^3 / (\rho_g \alpha)^2 + (1-\chi)^3 / (\rho_f (1-\alpha))^2 \\ \rho_H &: \text{均質密度} \\ 1/\rho_H &= \chi / \rho_g + (1-\chi) / \rho_f \end{aligned}$$

(b) 冷却材密度変化

燃料棒からの加熱を受け冷却材密度が変化することに伴い生ずる加速圧力損失は、冷却材の運動量密度の差を用いて以下の様に与えられる⁶⁾。

$$\Delta P_{acc} = \left(\frac{W}{A} \right)^2 \cdot \left\{ \left(\frac{1}{\rho_m} \right)_{out} - \left(\frac{1}{\rho_m} \right)_{in} \right\} \cdot 10^{-6} \quad (\text{MPa})$$

ここで、

W	: 質量流量	(kg/s)
A	: 流路面積	(m ²)
ρ_m	: 運動量密度	(kg/m ³)
$1/\rho_m$	= $\chi^2 / \rho_g / \alpha + (1-\chi)^2 / \rho_f / (1-\alpha)$	

(4) 局所圧力損失

下部タイププレート、入口オリフィス、スペーサおよび上部タイププレートによる局所的な冷却材の乱れによる圧力損失を考慮する。局所圧力損失は、質量流量が等しい単相流の値に、二相流局所圧力損失増倍係数をかけて求める⁶⁾。

$$\Delta P_{loc} = K \cdot \frac{(W/A_k)^2}{2\rho_f} \cdot \phi_{tp1}^2 \cdot 10^{-6} \quad (\text{MPa})$$

ここで、

K	: 局所圧損係数	(-)
W	: チャンネルの質量流量	(kg/s)
A_k	: チャンネルの等価流路面積	(m ²)
ϕ_{tp1}^2	: 二相流局所圧力損失増倍係数	(-)
ρ_f	: 鮑和水の密度	(kg/m ³)

である。二相流局所圧力損失増倍係数には、均質流モデルを用いる。

$$\phi_{tp1}^2 = 1 + (\rho_f / \rho_g - 1) \cdot \chi$$

3.3.4 ボイド・クオリティモデル

(1) 沸騰開始点計算モデル（サブクール・ボイド相関式）

ボイドが発生し始めるのは、平衡クオリティ χ_e が正となるより手前の点である（サブクール沸騰）。これは、冷却材の流れが均質ではない（冷却材比エンタルピが各流路断面で一様でない）ためである。正味のボイド発生点における平衡クオリティ χ_{ed} を求めるため、次の二つの代表的な相関式を組み込んだ。

(a) Saha-Zuber モデル⁸⁾

$$\chi_{ed} = -0.0022 \cdot \frac{q''}{\rho_f \cdot h_{fg}} \cdot \frac{D_h}{a_f} \quad (\text{Pe} \leq 7 \times 10^4 \text{ の場合})$$

$$\chi_{ed} = -154 \cdot \frac{q''}{\rho_f \cdot h_{fg}} \cdot \frac{1}{v_{fi}} \quad (\text{Pe} > 7 \times 10^4 \text{ の場合})$$

ここで、

q'' : 表面熱流束 (kcal/m²·s)

ρ_f : 液相の密度 (kg/m³)

h_{fg} : 蒸発潜熱 (kcal/kg)

D_h : 水力等価直徑 (m)

a_f : 液相の熱拡散係数 (m²/s)

v_{fi} : 入口流速 (m/s)

(b) Levy-Dix モデル¹⁰⁾

$$\chi_{ed} = - \frac{q''}{h_{fg}} \cdot \left\{ \frac{c_p f}{h} - \frac{F}{G(f/8)^{0.5}} \right\}$$

ただし、

$F = Y_B^+ \cdot Pr$ (0 ≤ $Y_B^+ < 5$ の場合)

5{ Pr + ln(1+Pr(0.2Y_B^+-1)) } (5 ≤ $Y_B^+ < 30$ の場合)

5{ Pr + ln(1+5·Pr) + 0.5·ln(Y_B^+/30) } (30 < Y_B^+ の場合)

$Y_B^+ = 0.010 \cdot (\sigma \cdot D_h \cdot \rho_f)^{0.5} / \mu_f$

q'' : 表面熱流束 (kcal/m²/s)

h_{fg} : 蒸発潜熱 (kcal/kg)

$c_p f$: 液相の定圧比熱 (kcal/kg/K)

h : 液相の熱伝達係数 (kcal/m²/s)

G : 質量流束 (kg/m²/s)

f : 摩擦係数 (-)

Pr : プラントル数

σ : 表面張力 (N/m)

D_h : 水力等価直徑 (m)

ρ_f : 液相の密度 (kg/m³)

μ_f : 液相の粘性係数 (N/s/m²)

(2) 流動クオリティと平衡クオリティの相関式

冷却材の流れは均質ではない（冷却材比エンタルピが各流路断面で一樣でない）ため、各冷却材の平均比エンタルピから決る平衡クオリティ χ_e と気液両相の質量速度から決る流動クオリティ χ とは異なった値をもつ。ここでは、 χ と χ_e とを結ぶ相関式として、Profile fitモデルによる式を組み込んだ⁶⁾。

$$(a) \quad \chi = \frac{\chi_e - \chi_{ed} \cdot \{ 1 + \tanh(\chi_e/\chi_{ed} - 1) \}}{1 - \chi_{ed} \cdot \{ 1 + \tanh(\chi_e/\chi_{ed} - 1) \}}$$

$$(b) \quad \chi = \frac{\chi_e - \chi_{ed} \cdot \exp(\chi_e/\chi_{ed} - 1)}{1 - \chi_{ed} \cdot \exp(\chi_e/\chi_{ed} - 1)}$$

$$(c) \quad \chi = \chi_e - \chi_{ed} \cdot \exp(\chi_e/\chi_{ed} - 1)$$

(3) ボイド・クオリティ相関式

流動クオリティとボイド率を結ぶ相関式として以下のモデルを組み込んだ。

(a) 均質流モデル⁶⁾

$$\alpha = 0 \quad (\chi \leq 0)$$

$$\alpha = \frac{\chi / \rho_g}{(1 - \chi) / \rho_f + \chi / \rho_g} \quad (\chi > 0)$$

(b) 修正Armandモデル¹¹⁾

$$\alpha = 0 \quad (\chi \leq 0)$$

$$\alpha = \frac{(0.833 + 0.167\chi) \cdot \chi / \rho_g}{(1 - \chi) / \rho_f + \chi / \rho_g} \quad (\chi > 0)$$

(c) Zuber-Findlayモデル（ドリフトフラックスモデル）¹²⁾

$$\alpha = 0 \quad (\chi \leq 0)$$

$$\alpha = \frac{\chi / \rho_g}{C_0 \cdot \{(1 - \chi) / \rho_f + \chi / \rho_g\} + V_{gJ}/G} \quad (\chi > 0)$$

分布パラメータ C_0 およびドリフト速度 V_{gJ} の値については、種々の文献に与えられているが、ここでは、以下に示す二つの値を組んでいる^{10, 6)}。

i) $C_0 = 1.13$

$$V_{gJ} = K \{ \sigma \cdot g \cdot (\rho_f - \rho_g) / \rho_f^2 \}^{0.25}$$

$$K = 1.18$$

ii) $C_0 = \beta \{ 1 + (1/\beta - 1)^b \}$

$$b = (\rho_g / \rho_f)^{0.1}$$

$$\beta = \frac{\chi / \rho_g}{\chi / \rho_g + (1 - \chi) / \rho_f}$$

$$V_{gJ} = K \{ \sigma \cdot g \cdot (\rho_f - \rho_g) / \rho_f^2 \}^{0.25}$$

$$K = 2.9$$

3.3.5 热的余裕の計算（M C P R の評価方法）

(1) C P R と M C P R の考え方¹³⁾

燃料集合体の出力を上昇させていった時、核沸騰から膜沸騰への沸騰遷移が生じる出力を限界

出力という。CPR(Critical Power Ratio、限界出力比)とは、限界出力と通常運転状態の出力との比で定義される。炉心内の各集合体に対し CPR を評価したとき、その値が最小となる燃料集合体の CPR を MCPR(Minimum Critical Power Ratio、最小限界出力比)という。燃料健全性保持の観点から MCPR の値は、1.0に対し余裕をもつ必要がある。この値を、SLMCP (Safety Limit MCPR) という。さらに、通常運転時における異常な過渡変化時の MCPR の変化分 $\Delta MCPR$ を評価し、絶対値が最大となる $\Delta MCPR$ を SLMCP を上積みしたものと運転制限値(OLMCPR、Operating Limit MCPR)とする。

(2) CPR の評価方法

限界出力は、限界出力評価用実験ループにおける各種出力分布に対する実験値を整理した相関式によって表現される。相関式は、核沸騰から膜沸騰への沸騰遷移が生じる点における、冷却材平衡クオリティ χ_c (限界クオリティ) の、沸騰開始点からの距離 L_B の関数として、

$$\chi_c = \chi_c(L_B, D_e, G, L, P, R, \dots)$$

と表される。

ここで、

χ_c : 限界クオリティ、 L_B : 沸騰長

D_e : 加熱等価直径、 G : 質量流束

L : 加熱長、 P : 系の圧力

R : 局所出力ピーピング

である。

すなわち、沸騰開始点から距離 L_B 下流側の点において、沸騰遷移が生じる限界クオリティが χ_c である。

(3) 限界クオリティ相関式

限界クオリティを与える相関式として、CISE-4式¹⁴⁾、修正Biasiの式¹⁵⁾を組込んだ。また、日立提案の修正CISE相関式^{16, 17)}による限界クオリティ評価も可能である。ここには、CISE-4式と修正Biasiの式の形を掲げておく。

(a) CISE-4式

$$\chi_c = \frac{a \cdot L_B}{L_B + b} \cdot \frac{P_h}{P_w}$$

ここで、

$$a = 1 / \{ 1 + 1.481 \times 10^{-4} (1 - P/P_c)^{-3} G \} \quad (G \leq G^*)$$

$$= (1 - P/P_c) / (G/1000)^{0.3} \quad (G \geq G^*)$$

$$G^* = 3375 (1 - P/P_c)^3$$

$$b = 0.199 \cdot (P_c/P - 1)^{0.4} \cdot D_h^{1.4} \cdot G$$

P : 系の圧力 (MPa)

P_c : 臨界圧力 (22.0878 MPa)

D_h : 加熱壁長さ (m)

P_w : ぬれ壁長さ (m)

D_h : 水力等価直径 (m)

G : 質量流束 (kg/m²·s)

である。

(b) 修正Biasの式

100 ≤ G < 300 の場合

$$\chi_{c1} = \frac{a \cdot L_B}{L_B + b} \cdot \frac{P_h}{P_w} \cdot \frac{1}{R^{0.5}}$$

ここで、

a = 1.0

b = $1.048 \times 10^{-6} \cdot D_h^{1.4} \cdot G^{1.8} \cdot h_{fg} / H(P)$

である。

300 ≤ G の場合

$\chi_c = \text{Max}(\chi_{c1}, \chi_{c2})$

$$\chi_{c2} = \frac{a \cdot L_B}{L_B + b} \cdot \frac{P_h}{P_w} \cdot \frac{1}{R^{0.5}}$$

ここで、

a = $1.468 \cdot F(P) / G^{1/6}$

b = $5.707 \times 10^{-8} \cdot D_h^{1.4} \cdot G^{7/6} \cdot h_{fg}$

$$H(P) = -1.159 + 0.149 \times 10 \cdot P \cdot \exp(-1.9 \times 10^{-1} P) + \frac{8.99 \times 10^{-6} \cdot P}{10 + 100 \cdot P^2}$$

F(P) = $1.064 + 0.1453 \times 10 \cdot P \cdot \exp(-3.2 \times 10^{-1} P)$

P : 系の圧力 (MPa)

P_c : 臨界圧力 (22.0878 MPa)P_h : 加熱壁長さ (m)P_w : ぬれ壁長さ (m)D_h : 水力等価直径 (m)G : 質量流束 (kg/m²·s)h_{fg} : 蒸発潜熱 (kJ/kg)

R : 局所出力ピーキング係数

である。

(4) MCP R の評価方法

ここでは、MCP R を次の様にして評価する⁸⁾。

$$TM = \frac{\chi_c + \Delta h_{in}/h_{fg}}{\chi_e + \Delta h_{in}/h_{fg}}$$

ここで、

 χ_c : 限界クオリティ χ_e : 平衡クオリティ Δh_{in} : 入口サブクーリング (kcal/kg)h_{fg} : 蒸発潜熱 (kcal/kg)

を、各チャンネルの各軸方向ノードにおいて評価し、炉心内のTMの最小値としてMCP R を定義する。

3.4 ヒストリーファイル

ヒストリーファイルは、炉心の運転条件と燃料管理に関する情報を格納したファイルである。炉心燃焼計算を実施する前に、炉心の形状や装荷される燃料に関する情報をこのファイルに格納する必要がある。ファイル作成には、次章で述べる燃料履歴管理プログラムHIST-BWRを用いる。炉心燃焼計算の結果は、各燃料毎の燃焼履歴に関する情報のかたちで、ヒストリーファイルに出力される。例えば、燃料を交換したのち、再度燃焼計算を実施する場合、燃焼計算終了時に出力されたヒストリーファイルをHIST-BWRコードで編集し、次の炉心計算に用いる。

3.4.1 ヒストリーファイルのフォーマット

```

REWIND IFILE
WRITE(IFILE) HEADER,UDATE
WRITE(IFILE) IGEOM,NREGI,NREGJ,NREGKB,(NMESHX(I),XX(I),I=NREGI),
             (NMESHY(I),YY(I),I=NREGJ),(NMESHZ(I),ZZ(I),I=NREGKB),NTNUC,
             L235,LXE5,(NISO(I),I=1,NTNUC),NHVNUC,(IHVNUC(I),AMASS(I),
             I=1,NHVNUC),NMAT,NGR,NGRT,JCALVD,MXYZF,MXYZC
IF ( JCALVD.EQ.0 ) THEN
  WRITE(IFILE) (MTNAME(I),IFORS(I),VOLFS(I),VOLFR(I),I=1,NMAT)
ELSE
  WRITE(IFILE) (MTNAME(I),IFORS(I),VOLFS(I),VOLFR(I),(((COEFF(J,N,K,I),
  J=1,18),N=1,NGR),K=1,4),I=1,NMAT)
END IF
DO 100 NG = 1, NGRT
DO 100 KB = 1, NREGKB
  WRITE(IFILE) (P1E(NG,I,J,KB),I=1,NREGI),J=1,NREGJ)
100 CONTINUE
  WRITE(IFILE) NBATCH
IF ( NBATCH .EQ. 0 ) GOTO 120
  DO 110 NH = 1, NBATCH
    WRITE(IFILE) ((OCOM(J,I),J=1,18),I=1,2),NOB,NOC,NSBSTP,(IDATE(I),I=1,2),
                 (PERIO(I),I=1,NSBSTP),(AVRPO(I),I=1,NSBSTP),ACPOW,AVFTPH,
                 AVMTPH,NOFCOR,(ID(J,I),J=1,2),(((LXYZ(K,J,N,I),K=1,2),J=1,3),
                 N=1,MXYZF),IFSAME(I),I=1,NOFCOR),NOCCOR,((IDC(J,I),J=1,2),
                 (((LCXY(K,J,N,I),K=1,2),J=1,2),N=1,MXYZC),(CLOCZ(J,I),J=1,
                 NSBSTP),(LCZ(J,I),J=1,NSBSTP),I=1,NOFCOR)
110 CONTINUE
120 CONTINUE

```

```

      WRITE(IFDEF) NFE,NFT,NOT,NRKFMX,NRK1MX,NRKOMX
      IF ( NFT .NE. 0 ) THEN
      WRITE(IFDEF) ((FTCOM(J,I),J=1,2),NREGKF(I),NREGK1(I),I=1,NFT),((VOLF(K,I),
                  (((TZINV(K,J,I),J=1,NHVNUC),K=1,NREGK1(I)),I=1,NFT),
                  ((MATSPC(J,I),J=1,NREGKF(I)),I=1,NFT))
      END IF
      IF ( NOT .NE. 0 ) THEN
      WRITE(IFDEF) ((OTCOM(J,I),J=1,2),NREGKO(I),I=1,NOT),
                  (MATSPO(K,I),K=1,NREGKO(I)),I=1,NOT)
      END IF
      IF ( NFE .LE. 0 ) GO TO 999
      DO 150 NF = 1, NFE
      IF ( JCALVD .EQ. 0 ) THEN
      WRITE(IFDEF) (IDENT(I),I=1,2),NFTYPE,(BURNUP(I),I=1,2),((BURNUZ(J,K),J=1,2),
                  K=1,NREGK1(NFTYPE)),((ZINV(J,K),J=1,NTNUC),K=1,NREGK1(NFTYPE)),
                  STATUS,IBCORP,(IDATEF(J),J=1,2),NLOAD,
                  (((LXYZF(J,I,K),J=1,2),I=1,3),K=1,NLOAD),NHIS
      ELSE
      WRITE(IFDEF) (IDENT(I),I=1,2),NFTYPE,(BURNUP(I),I=1,2),((BURNUZ(J,K),J=1,2),
                  K=1,NREGK1(NFTYPE)),((ZINV(J,K),J=1,NTNUC),K=1,NREGK1(NFTYPE)),
                  STATUS,IBCORP,(IDATEF(J),J=1,2),NLOAD,
                  (((LXYZF(J,I,K),J=1,2),I=1,3),K=1,NLOAD),NHIS,
                  (ZUAF(K),K=1,NREGK1(NFTYPE)),(ZUF(K),K=1,NREGK1(NFTYPE)))
      END IF
      IF ( NHIS .LE. 0 ) GO TO 150
      DO 140 NH = 1, NHIS
      IF ( JCALVD .EQ. 0 ) THEN
      WRITE(IFDEF) NOB1,NOC1,NSBST1,(IDATEH(J),J=1,2),(PERI01(J),J=1,NSBST1),
                  ((POWZ(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGK1(NFTYPE)),
                  ((ZFTEMP(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGKB),
                  ((ZMTEMP(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGKB),ACBURN,
                  (ZABURN(J),J=1,NREGK1(NFTYPE),NLOADH,
                  (((LXYZ1(J,I,K),J=1,2),I=1,3),K=1,NLOADH))
      ELSE
      WRITE(IFDEF) NOB1,NOC1,NSBST1,(IDATEH(J),J=1,2),(PERI01(J),J=1,NSBST1),
                  ((POWZ(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGK1(NFTYPE)),
                  ((ZFTEMP(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGKB),
                  ((ZMTEMP(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGKB),ACBURN,

```

```

(ZABURN(J),J=1,NREGK1(NFTYPE),NLOADH,
(((LXYZ1(J,I,K),J=1,2),I=1,3),K=1,NLOADH),
((ZUA(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGK1(NFTYPE)),
((ZU(J,K),J=1,NSBST1),K=1,NREGK1(NFTYPE))

END IF
140 CONTINUE
150 CONTINUE
999 CONTINUE

```

3.4.2 ヒストリーファイルの内容

ヒストリーファイルに含まれる各変数の意味を以下に述べる。

RECORD 1: Header

HEADER	File identification.
UPDATE	Date of the latest update of the file

RECORD 2: Geometry and miscellaneous data for diffusion calculation

IGEOM	Geometry option. IGEOM is stored to the history file as a negative integer. The absolute value of IGEOM specifies the geometry option. = 1 1-D slab (X) = 2 1-D cylinder (R) = 3 1-D sphere (R) = 4 not available = 5 not available = 6 2-D slab (X-Y) = 7 2-D cylinder (R-Z) = 8 2-D circle (R-θ) = 9 2-D hexagonal (H) =10 2-D triangular (H) =11 3-D slab (X-Y-Z) =12 3-D cylinder (R-θ -Z) =13 3-D hexagonal (H-Z) =14 3-D triangular (T-Z) Note: BWR core calculation is available for IGEOM =1,11,13.
NREGI	Number of vertical regions
NREGJ	Number of horizontal regions

NREGKB	Number of planes
NMESHX	Number of mesh points for each vertical region
XX	Region width for each vertical region
NMESHY	Number of mesh points for each horizontal region
YY	Region width for each horizontal region
NMESHZ	Number of mesh points for each plane
ZZ	Region width for each plane
NTNUC	Number of nuclides
L235	Position of ^{235}U in the depleting nuclide table
LXE5	Position of ^{135}Xe in the depleting nuclide table
NISO	Nuclide name
NHVNUC	Number of heavy nuclides for inventory calculation
IHVNUC	Position number of heavy nuclide in the heavy nuclide table
AMASS	Mass of each heavy nuclide
NMAT	Number of materials
NGR	Number of condensed energy groups of macroscopic cross section stored in MACRO file
NGRT	Number of thermal energy groups of macroscopic cross section stored in MACRO file
JCALVD	Option flag for macroscopic cross section interpolation by moderator temperature or void fraction
MXYZF	Maximum number of loading position for a fuel element
MXYZC	Maximum number of loading position for a control element

RECORD 2-P: (If JCALVD=0)

MTNAME	Material name on MACRO file
IFORS	Option for fuel or non-fuel
VOLFS	Volume of cell (cm^3) which is used to estimate power density of the cell from the total power specified to the cell
VOLFR	Actual fuel volume fraction in the fuel element

RECORD 2-B: (If JCALVD=1)

MTNAME	Material name on MACRO file
IFORS	Option for fuel or non-fuel
VOLFS	Volume of cell (cm^3) which is used to estimate power density of the cell from the total power specified to the cell

VOLFR Actual fuel volume fraction in the fuel element
 COEFF Coefficients for the interpolation scheme representing void feedback effect on macroscopic cross section change

RECORD 2.1: Thermal neutron flux for Xe correction

P1E Thermal neutron flux at each zone

RECORD 3: Control of operation

NBATCH Number of operation batches

RECORD 4: Operation record in a batch

OOCM Comments for an operation batch. An execution of the COREBN code pursues depletion during a batch in which no refuelling nor withdrawal of control fuel element is permitted.
 NOBM Sequential batch number
 NOC Cycle number, one or more than one batches are included in a cycle
 NSBSTP Number of burn-up steps in the batch
 IDATE(1) Date of start-up
 IDATE(2) Date of shut-down
 PERIO Operation period for each burn-up step (hour)
 AVRPO Average power for each burn-up step (MW)
 ACPOW Integrated power (MWd)
 AVFTPH Average fuel tempreture
 AVMTPH Avreage moderator tempreture
 NOFCOR Number of fuel elements in the core
 ID Identification of each fuel element

Following six items specify the location of a fuel element in the core in terms of "region". Remind that a combination of a vertical region, a horizontal region and a plane defines a zone in the 3-D diffusion calculation.

LXYZ(1,1,*,I) Starting region number for x-direction
 LXYZ(2,1,*,I) Ending region number for x-direction
 LXYZ(1,2,*,I) Starting region number for y-direction
 LXYZ(2,2,*,I) Ending region number for y-direction
 LXYZ(1,3,*,I) Node number of the element on the first plane

LXYZ(2,3,*,I) Conversion factor for fuel volume in the core
 IFSAME Indicator for symmetric condition. If =1, the element is located at the symmetric position of the previous element and excluded from the actual calculation. The result of the previous one is duplicated. If 90 rotational symmetry is considered, the three succeeding elements will have the non-zero value for this item.

NOCCOR Number of control elements in the core
 IDC Identification of a control element

Following four items specify the location of a control element in the core in terms of "region" as used to specify the position of fuel element. The degree of insertion is specified by LCZ;

LCXY(1,1,*,I) Starting region number for x-direction
 LCXY(2,1,*,I) Ending region number for x-direction
 LCXY(1,2,*,I) Starting region number for y-direction
 LCXY(2,2,*,I) Ending region number for y-direction
 CLOCZ Control rod insertion depth. This item is not used in the calculation, but as comment.
 LCZ Node number on the first plane. If the control element is fully inserted, enter LCZ=1.

RECORD 5: Control for individual element

NFE Total number of fuel elements
 NFT Number of types of fuel element
 NOT Number of types of non-fuel element
 NRKFMX Maximum node number through whole fuel elements
 NRK1MX Maximum node number within active fuel part through whole fuel elements
 NRKOMX Maximum node number through whole non-fuel elements

RECORD 6: Specification of fuel element type

FTCOM Name of a type of fuel element
 NREGKF Number of nodes including non-fuel material
 NREGK1 Number of nodes within active fuel part
 VOLF Volume of each node
 ZINV Initial inventory of heavy nuclides for each node in active fuel part
 MATSPC Material number for each node. Material is numbered in the order appearing in the array MTNAME in RECORD 2

RECORD 7: Specification of non-fuel element type

OTCOM Name of a type of non-fuel element
 NREGKF Number of nodes
 MATSPO Material number for each node, Material is numbered in the order appearing in the array MTNAM in RECORD 2.

RECORD 8-P: Information of a fuel element (If JCALVD=0)

IDENT Name of a fuel element
 NFTYPE Fuel element type number which is the order appearing in RECORD 6
 BURNUP(1) Average burn-up in MWd/bundle
 BURNUP(2) Average burn-up in ^{235}U fraction
 BURNUZ(1,K) Axial burn-up distribution in MWd/node/bundle
 BURNUZ(2,K) Axial burn-up distribution in ^{235}U fraction
 ZINV(J,K) Estimated current nuclide concentration of nuclide J in the node K
 $(\times 10^{-4} \text{atom/cm}^3)$
 STATUS Status of fuel element
 $=\text{NEW}$ fresh element
 $=\text{CORE}$ loaded in the core
 $=\text{COOL}$ in cooling
 $=\text{WAST}$ waste (not used)
 IBCCOR Status of burn-up correction
 $=0$ no correction made
 $=1$ corrected except nuclide concentration
 $=2$ fully corrected
 IDATEF(1) Date of initialization of record
 IDATEF(2) Date of obsolete of record

Following items specify the loading location of the fuel element in the core at the latest irradiation

NLOAD Number of load data in this fuel element
 LXYZ(2,1,*) Ending region number for x-direction
 LXYZ(1,2,*) Starting region number for y-direction
 LXYZ(2,2,*) Ending region number for z-direction
 LXYZ(1,3,*) Node number of the element on the first plane
 LXYZ(2,3,*) Conversion factor for fuel volume in the core
 NHIS Number of blocks for the succeeding history records

RECORD 8-B: Information of a fuel element (If JCALVD=1)

IDENT Name of a fuel element
 NFTYPE Fuel element type number which is the order appearing in RECORD 6
 BURNUP(1) Average burn-up in MWd/bundle
 BURNUP(2) Average burn-up in ^{235}U fraction
 BURNUZ(1,K) Axial burn-up distribution in MWd/node/bundle
 BURNUZ(2,K) Axial burn-up distribution in ^{235}U fraction
 ZINV(J,K) Estimated current nuclide concentration of nuclide J in the node K
 $(\times 10^{24} \text{atom/cm}^3)$
 STATUS Status of fuel element
 =NEW fresh element
 =CORE loaded in the core
 =COOL in cooling
 =WAST waste (not used)
 IBCCOR Status of burn-up correction
 =0 no correction made
 =1 corrected except nuclide concentration
 =2 fully corrected
 IDATEF(1) Date of initialization of record
 IDATEF(2) Date of obsolete of record
 Following items specify the loading location of the fuel element in the core at
 the latest irradiation
 NLOAD Number of load data in this fuel element
 LXYZ(2,1,*) Ending region number for x-direction
 LXYZ(1,2,*) Starting region number for y-direction
 LXYZ(2,2,*) Ending region number for z-direction
 LXYZ(1,3,*) Node number of the element on the first plane
 LXYZ(2,3,*) Conversion factor for fuel volume in the core
 NHIS Number of blocks for the succeeding history records
 ZUAF Axial distribution of historical average void fraction
 ZUF Axial distribution of current void fraction

RECORD 9-B: Burn-up history (If JCALVD=0)

NOB1 Sequential batch number
 NOC1 Cycle number
 NSBST1 Number of burn-up steps in the batch

IDATEH(1)	Start-up date
IDATEH(2)	Shut-down date
PERIO1	Operation period for each burn-up (hour)
POWZ	Power for each burn-up step by node
ZFTEMP	Average fuel tempreture for burn-up step by node
ZMTEMP	Average moderator tempreture for burn-up step by node
ACBURN	Integrated burn-up (MWd/bundle)
ZABURN	Axial distribution of integrated burn-up (MWd/node/bundle)
NHLOAD	Number of loading data in each operation
LXYZ(2,1,*)	Ending region number for x-direction
LXYZ(1,2,*)	Starting region number for y-direction
LXYZ(2,2,*)	Ending region number for y-direction
LXYZ(1,3,*)	Node number of the element on the first plane
LXYZ(2,3,*)	Conversion factor for fuel volume in the core

RECORD 9-B: Burn-up history (If JCALVD=1)

NOB1	Sequential batch number
NOC1	Cycle number
NSBST1	Number of burn-up steps in the batch
IDATEH(1)	Start-up date
IDATEH(2)	Shut-down date
PERIO1	Operation period for each burn-up (hour)
POWZ	Power for each burn-up step by node
ZFTEMP	Average fuel tempreture for burn-up step by node
ZMTEMP	Average moderator tempreture for burn-up step by node
ACBURN	Integrated burn-up (MWd/bundle)
ZABURN	Axial distribution of integrated burn-up (MWd/node/bundle)
NHLOAD	Number of loading data in each operation
LXYZ(2,1,*)	Ending region number for x-direction
LXYZ(1,2,*)	Starting region number for y-direction
LXYZ(2,2,*)	Ending region number for y-direction
LXYZ(1,3,*)	Node number of the element on the first plane
LXYZ(2,3,*)	Conversion factor for fuel volume in the core
ZUAF	Axial distribution of historical average void fraction
ZUF	Axial distribution of current void fraction

3.5 入力データ

3.5.1 炉心運転条件の入力データ

Followings are the specifications of the input required into FT05. Number of entries required is enclosed by slashes for each block.

BLOCK 1		/72H,72H/
OOCM	Comments for operation	
BLOCK 2	Control for reactor operation	/0,14,2/
NOB	Batch number in cycle	
NOC	Cycle number	
NOFCOR	Number of fuel elements loaded in the core	
NOCCOR	Number of control elements loaded in the core	
NSBstp	Number of burnup steps (Enter 1 if ITCAL≠0 in BLOCK 2-1-1)	
IDATE(1)	Start-up date	
IDATE(2)	Shut-down date	
IRESTO	Option for a restart calculation =0 No restart >0 Restart problem. Information stored in FT13 and FT98 will be read in.	
IRES1	Option for preparation for the next restart calculation =0 No information will be written >0 Information for restart will be written into FT13 and FT93	
ITCAL	Option for fuel and moderator temperature (not yet available, so always input 0)	
ILCAL	Option for the eigenvalue calculation after the interpolation process of the last burn-up step of the batch =0 No execution =1 Execution. Dummy entry for burn-up step will be required.	
ICFLOW	Identify the fissile isotope to calculate power from fission =1 U-235 =2 Pu-239 =3 Select by material by BLOCK 2-3	
ID1	Option to select diffusion coefficients in the SRAC macroscopic formulation	

and delayed neutron data written on macroscopic file
 =|1| Use D1 for all material
 =|2| Use D2 for all material
 =|3| Select D1 or D2 by material
 < 0 Delayed neutron data will be calculated for kinetic calculation

IXK1 Option to select fission spectrum
 =0 Use the unique spectrum which is taken from the first material
 positioned in the sequential file of DD name FT31
 >0 Use material dependent spectra

AVFTMP Average fuel temperture (K)
AVMTP Average moderator temperture (K) or void fraction (see Block 5-1)

BLOCK 2-1 Required if ITCAL>0 (not yet available)

BLOCK 2-1-1 Control for reactor operation and calculation option /0,8,6/

ICAL Calculation option
 =0 Core burn-up calculation
 =1 Haling calculation (Incremental burnup calcultion mode. Target eigen value must be specified at TKEFF in this BLOCK)
 =2 Haling calculation (Eigen value calcultion mode. Incremental burn-up of an operating cycle must be specified at DELTAE in this BLOCK)
 =3 Haling calculation (Eigen value calcultion mode. Average discharged burn-up must be specified at TGTBRN in this BLOCK. This option is only for 3-D calculation)

ICALVD Option to execute thermal hydraulic calculation
 =0 No execution
 =1 Execution

IPMAX Limit value of void-power iteration.

IMCAL Option to specify interpolation scheme of macroscopic cross section
 =0 Linear interpolation
 =1 Quadratic interpolation

IPOPT Option to select iteration information print out
 =0 No print
 =1 Print out on device number 88.

NTEMPF Number of fuel temperture (K) in a table

NTEMPM If ICALVD=1, number of moderator void fraction in a table
 If ICALVD=0, number of moderator temperature in a table

IITF Flux initialization option
 =0 Initialize only at the first time
 =1 Initialize at each burnup step
 EPSP Convergence criteria for relative power change in the void-power iteration
 OMEGA Factor for power extrapolation calculation ($0 < \omega < 1$)
 TKEFF Target value of an effective multiplication factor for Haling calculation
 (Used for incremental burn-up calculation mode specified by ICAL=1)
 SEK Burn-up correction factor (S_{ek}) for incremental burn-up calculation mode of
 Haling calculation
 DELTAE Incremental burn-up of the operating cycle (day)
 (Used for incremental burn-up calculation mode specified by ICAL=2)
 TGTBRN Target average discharged burn-up (MWd/bundle)
 (Used for eigenvalue mode specified by ICAL=3)

BLOCK 2-1-2 Required only in the case of ICAL=3 /NRK1MX/

ITGTSW Option to select axial nodes to calculate bundle average discharged burn-up
 =0 Not take into consideration
 =1 Take into consideration

BLOCK 2-1-3 Fuel tempreture table /NTEMPF/

TEMPF Fuel temperature (K)

BLOCK 2-1-4 Moderator void fraction table. Required if ICALVD=1 /NTEMPM/

TEMPPM Moderator void fraction

BLOCK 2-1-5 Moderator tempreture table. Required if ICALVD=0 /NTEMPM/

TEMPPM Moderator tempreture (K)

BLOCK 2-1-6 CPU time limit for the entire job. Required if IRES1 \neq 1 /1/

ICPUMX CPU time limit for the entire job (min.). If restart file is needed, set
 this item less than that implied in JCL card.

BLOCK 2-2 Required if $|ID1|=3$

/NMAT/

IXYZ(I), I=1, NMAT

Selection of diffusion coefficient for each direction in 3-D calculation by material is specified by IXYZ as following:

IXYZ	vertical Dx	horizontal Dy	axial Dz
=1	D1	D1	D1
=2	D2	D1	D1
=3	D1	D2	D1
=4	D2	D2	D1
=5	D1	D1	D2
=6	D2	D1	D2
=7	D1	D2	D2
=8	D2	D2	D2

Note: NMAT is number of materials which is kept in the history file

BLOCK 2-3 Required if ICFLW=3

/NMAT/

ICFLWM(I), I=1, NMAT

Selection of fissile isotope by material

=1 U-235

=2 Pu-239

BLOCK 3 Operation period

/NSBstp+ILCAL/

PERIO Period of each burn-up step (unit:hour), which is not used when ICAL $\neq 0$
 If ILCAL=1, an additional dummy entry is required

BLOCK 4 Average reactor power

/NSBstp+ILCAL/

AVRPOW Average reactor power of each burn-up step (MW)

Note: If any symmetric core geometry is considered, enter the power of the volume under calculation. For example, a half of core is solved, enter half of reactor power: and in 2-D calculation, enter the power divided by the effective core height.

BLOCK 5 Fuel loading. Repeat NOFCOR times

BLOCK 5-1 A fuel element

/A8,8,0/

ID Identification of the fuel element named in the history file

Following five items specify the location of fuel elements in the core in terms of "region". Remind that a combination of a vertical region, a horizontal region, and a plane defines a zone in the 3-D calculation. The Z position of the element is expressed in a different way. Normally the first node of an element is located on the first plane which denotes the first mesh in the Z direction of the 3-D core ($LZ(1)=1$). If a control element is partially withdrawn from the core, a certain node number greater than one has to be given to $LZ(1)$. Of course, $LZ(1)=0$ or $=-1$ is also accepted so as to indicate the reverse movement. Remind that any movement can be expressed by an integer as the node is numbered to be an interval of uniform mesh. The axial length of any movable element is not necessarily longer than the core height. The vacant space after movement may be filled by some non-depleting material like moderator as occurs in the actual reactor. In 1-D and 2-D calculation, $LZ(1)=1$ should be entered.

LX(1) Starting region number for x-direction

If more loading position data is required, enter negative value and feed BLOCK 5-1-1 after this record.

LX(2) Ending region number for x-direction

LY(1) Starting region number for y-direction

LY(2) Ending region number for y-direction

LZ(1) Node number of the element on the first plane

ITEMP Selection of fuel temperture and moderator void fraction/temperature are specified by ITEMP as follows

ITEMP	fuel temp.	moderator temp. or	moderator void
0	BLOCK 5-2	Block 5-3	Histoey file
-1	Average value	Average value	History file
-2	Block 5-2	Average value	History file
-3	Average value	BLOCK 5-3	BLOCK 5-4
-4	Average value	Average value	Average value
-5	BLOCK 5-2	Average value	Average value

Note: Average value : Use the average value entered in BLOCK 2
 History file : Use the current moderator void fraction from history file.

IFACT Conversion factor for the fuel volume in the core
 =0 or =1 same
 =N N times of the volume under calculation
 Note: When the center of an element coincides with the center of symmetry, the actual volume of the element must be N times of the volume under consideration.

IFSAME Indicator for symmetry
 =0 Independent fuel element
 =1 Dependent fuel element which is located in the symmetric position to the previously specified fuel element. This element is excluded from the diffusion calculation, but the results for the corresponding element will be duplicated. If 90 rotational symmetry is considered, several set of three succeeding elements may have IFSAME=1
 Note: In the case of BWR core calculation, LX(1) must be equal LX(2), LY(1) must be equal to LY(2) and LZ(1) must be equal to 1.

BLOCK 5-1-1 Additional loading position data

/4/

LX(1) Starting region number for x-direction
 If more loading position data is required, enter negative value and feed BLOCK 5-1-1 after this record.

LX(2) Ending region number for x-direction

LY(1) Starting region number for y-direction

LY(2) Ending region number for y-direction

BLOCK 5-2 Required if ITEMP=0, -2 or -5

/NSBstp1*NREGKB/

ZFTEMP Fuel temperature (K) for each burn-up step averaged at each core height
 Note: NREGKB=1 in 1-D and 2-D calculaiton. NSBstp1=NSBstp+ILCAL

BLOCK 5-3 Required if ITEMP=0 or -3

/NSBstp1*NREGKB/

ZMTEMP Moderator temperature (K) for each burn-up step averaged at each core height.

BLOCK 5-4 Required if ITEMP=-3 /NSBSTP1*NRK1MX/
 ZU Moderator void fraction for each burn-up step averaged at each node.

BLOCK 6 Loading of control element. Repeat NOCCOR times. If NOCCOR=0, no entry is required for this block. A control element does not contain depleting material. If a control element with follower fuel is treated as a fuel element, it has to be specified in BLOCK 5. Such an element can be treated as two elements; the fuel part (follower fuel) is specified in BLOCK 5, and the absorber part is specified in this BLOCK.

BLOCK 6-1 /A8,4X,A8,4,NSBSTP+ILCAL/

IDC Identification of a control element
 MATNOC Type name of the control element. Type name is one of the array OTCOM in Record 7 of the history file.
 LCX(1) Starting region number for x-direction. If more loading position data is required, enter negative value and feed BLOCK 6-1-1 after this record.
 LCX(2) Ending region number for x-direction
 LCY(1) Starting region number for y-direction
 LCY(2) Ending region number for y-direction
 CLOCZ(I) Position (cm) for each burn-up I=1,NSBSTP+ILCAL.
 This item is not considered in the calculation, but stored in the history file like comment

BLOCK 6-1-1 Additional loading data /4/

LCX(1) Starting region number for x-direction. If more loading position data is required, enter negative value and feed BLOCK 6-1-1 after this record.
 LCX(2) Ending region number for x-direction
 LCY(1) Starting region number for y-direction
 LCY(2) Ending region number for y-direction

BLOCK 6-2 Required only for 3-D calculation /NSBSTP+ILCAL/

LCZ Node number of the element on the first plane
 C.f. LZ(1) in block 5-1
 Note: If the control element position should be recorded in the history file even in 2-D calculation, enter blank value of MATNOC, then control element will be excluded from the diffusion calculation.

BLOCK 7 Loading of non-fuel element and material

BLOCK 7-1 Material specification

/A8/

MATNO Type name of the non-fuel element. Type name is one of the array OTCOM in RECORD 7 of the history file.

Automatic allocation of the first material to all zones in the reactor is taken. BLOCK 7-2 data for the first material is not needed. This allocation may be overlayed by the succeeding material specifications

BLOCK 7-2 Loading position

/5/

I1	Starting region number of position by x
I2	Ending region number of position by x
I3	Starting region number of position by y
I4	Ending region number of position by y
I5	Node number on the first plane

Repeat BLOCK 7-2 until I1=0 is encountered

Repeat BLOCK 7 MATNO=blank is encountered

Note: These loading data are first processed and secondary processed fuel element loading data and finally processed control rod loading data

BLOCK 8 General control of CITATION routine

CARD 1: 001

CARD 2: Control Options (24I3)

NGC1	=0
NGC2	Restart option. Set by the code.
NGC3	Option to write data on logical device 13 to permit restart. Set by the code
NGC4	=0
NGC5	=0
NGC6	Option to write neutron flux map on I/O logical device 9 if >0
NGC7	Option to write power density map on I/O logical device 32 if >0, and also the heat-to-coolant map if >1 provided each is edited.

NGC8 Option to write point neutron source (space-energy) on logical device 17
 (see GLIM5 on card 5 of 001)
 NGC9 =0
 NGC10 =0
 NGC11 =0
 NGC12 Adjoint indicator, enter =1 if an adjoint calculation is required.
 In this case enter negative value on ID1 in BLOCK 2.
 NGC13 =0
 NGC14 =0
 NGC15 =0
 NGC16 =0
 NGC17 =0
 NGC18 Residue calculation option. If ≥ 0 , values of the multiplication factor and
 the relative macroscopic absorption cross section, each of which minimizes
 the sum of squares of the residues of point neutron balance equations, are
 obtained after termination of each eigen value problem. If < 0 , this
 calculation is not done.
 NGC19 =1 (punch 1 always)
 NGC20 =0
 NGC21 =0
 NGC22 =0
 NGC23 =0
 NGC24 =0

CARD 3: Edit options (24I3)

In the description below, the option will exercised if the input number is > 0

IEDG1 Print iteration data each mesh sweep.
 IEDG2 =0
 IEDG3 Print macroscopic group-to-group transfer cross section
 IEDG4 Print macroscopic reaction rate cross sections
 IEDG5 Print gross neutron balance over system by group
 IEDG6 Print gross neutron balance by zone by group
 IEDG7 =0
 IEDG8 =0
 IEDG9 Print zone average flux values by group (IEDG6=0)
 IEDG10 Print point flux values by group
 IEDG11 =0
 IEDG12 Print zone average power densities

IEDG13 Print relative power density traverses through peak
 IEDG14 Print point power densities
 IEDG15 =0
 IEDG16 Print point neutron densities summed over energy
 IEDG17 =0
 IEDG18 =0
 IEDG19 =0
 IEDG20 =0
 IEDG21 =0
 IEDG22 =0
 IEDG23 =0
 IEDG24 Suppress print zone placement on fine mesh for 3-D case

CARD 4: General iteration count and machine time limits (2413)

The first numbers on this card are the iteration count limits for the various loop calculations. Problem are terminated when the iteration count reaches the limit and the calculation proceeds as per NGC15 (see CARD2). For a static problem (no depletion or dynamics) only ITMX1 and ITMX19 are applied

ITMX1 Any initial eigen value problem (static problem or initialization) <200>
 ITMX2 All other eigenvalue problem <100>
 ITMX3 (suppressed)
 ITMX4 (suppressed)
 ITMX5 (suppressed)
 ITMX6 =0
 ITMX7 =0
 ITMX8 =0
 ITMX9 =0
 ITMX10 =0
 ITMX11 =0
 ITMX12 =0
 ITMX13 =0
 ITMX14 =0
 ITMX15 =0
 ITMX16 =0
 ITMX17 =0
 ITMX18 =0

ITMX19 Machine time limit (60min). If restart file is needed, set this item less than implied in JCL card.

CARD 5: General restraints (6E12.5)

Any calculation will be terminated if the following restraints are not met, excluding GLIM5

GLIM1	Maximum multiplication factor <1.5>
GLIM2	Minimum multiplication factor <0.5>
GLIM3	(suppressed)
GLIM4	-
GLIM5	Factor applied to neutron productions for generating a fixed source file, see NGC8 <1.0>
GLIM6	(supresssed)

BLOCK 9 Description of the neutron flux problem

CARD 1: 003

CARD 2: General description (24I3)

NUAC1	=0
NUAC2	Initialization of the flux for the first problem, applicable only for a restart calculation, NGC2.NE.0 =0 use available flux, multiplication factor and acceleration parameters from the previous problem =1 use only flux from a previous calculation =2 use built in initialization porcedure. For continuation of a statics problem (NGC2<0), This number should be 0.
NUAC3	-
NUAC4	-
NUAC5	Geometry option. Set by the information in the history file.
NUAC6	-
NUAC7	-
NUAC8	Indicator of two-dimensional diagonal symmetry (on plates if 3-D); if >0, there is symmetry about the diagonal starting at the upper lefthand corner and there are the same number of rows and columns; if <0, there is inverted diagonal symmetry. Set to 0 if NUAC11=-1.

- NUAC9 Indicator of two-dimensional symmetry along column slices for 3-D problems only
- NUAC10 -
- NUAC11 Left boundary condition (always required)
 =-1 periodic (implemented for geometries given by NUAC5=1, 6 , 8, 11 and 12,
 left to right boundary closure only)
 = 0 extrapolated
 = 1 reflected
- NUAC12 Top boundary condition
 = 0 extrapolated
 = 1 reflected
- NUAC13 Right boundary condition (always required), set to -1 if NUAC11 is -1
 = 0 extrapolated
 = 1 reflected
 = 2 90 degree rotational symmetry (right to bottom boundary, slabs only)
 = 3 inverted reflection (180 degree rotational symmetry, slab only)
- NUAC14 Bottom boundary condition (required for 2-D)
 = 0 extrapolated
 = 1 reflected
 = 2 60 degree rotational symmetry, triangulars
- NUAC15 Front boundary condition (required for 3-D)
 = 0 extrapolated
 = 1 reflected
- NUAC16 Back boundary condition
 = 0 extrapolated
 = 1 reflected
- NUAC17 Number of zone to be an internal balck absorber and to have the non-return boundary condition applied at its edges (see XMIS2 of CARD 4; this zone will be black to all groups unless additional data are supplied)
- NUAC18 Option to allow negative neutron flux if >0
- NUAC19 Override use of Chebychev polynomials in adjusting the parameters if >0
- NUAC20 Line relax only on rows if >0; if -1, force alternating direction line relaxation on rows and columns, and also fore and aft for 3-D; if -2, use only on rows and columns. When left unspecified, the code selects line relaxation on rows only with one inner iteration for all problems involving upscattering, otherwise three inner iterations for 3-D problems without I/O and five with data I/O during iteration, and alternating direction line relaxation for all 2-D problems
- NUAC21 -

NUAC22 -
 NUAC23 Specified number of inner iterations, normally not specified (see NUAC20
 above)
 NUAC24 -

CARD 3: Iteration convergence criteria (6E12.5)

EPSI1 Maximum relative flux change for the last iteration of each initialization eigenvalue problem <0.0001>
 EPSI2 Maximum relative change in the eigenvalue for the last iteration of eigenvalue problems. This applies to the multiplication factor calculation, and the direct buckling or 1/v search parameter. <0.00001>
 EPSI3 -
 EPSI4 -
 EPSI5 -
 EPSI6 -

CARD 4: Miscellaneous data (6E12.5)

XMIS1 External extrapolated boundary constant ($-D/\phi * d\phi/dx$)
 >0 Specifies the constant for all extrapolated boundaries (see NUAC11-16)
 for all groups
 <0 This is the total number of energy groups (negative) and other cards are to follow this card which give the extrapolated boundary constants for problem boundaries beginning with those for all energies for the left boundary (6E12.5); thus data is required for only the left and right boundaries for 1-D problems, four boundaries for 2-D, and for six boundaries for 3-D problems. For the periodic boundary condition, NAC11=-1, skip the left and right boundaries
 =0 The code will use the built-in value for all extrapolated boundaries
 <0.4692>
 XMIS2 Internal black absorber boundary constant ($-D/\phi * d\phi/dx$)
 >0 The constant for all groups applying to zone NUAC17
 <0 This is the total number of energy groups (negative) and other card(s) is to follow, after any required above, which gives the internal black absorber boundary constants for each energy and group (6E12.5). Any zero values indicate that the rod condition is not to apply to that group.
 =0 The code will use the built-in value for all groups and the absorber will be black over all energy

XMIS3 Core power level set by the code
XMIS4 Conversion factor, ratio of thermal energy to fission energy
(XMIS3 is divided by this, normally <1.0> <1.0>
XMIS5 Fraction of the core considered; the mass balances are divided by this
number and XMIS3 is multiplied by this number <1.0>
XMIS6 Initial overrelaxation factor, normally calculated by the code and not
specified here <0.0>

BLOCK 10 Buckling specification

CARD 1: 024

CARD 2: Indicator, IND (I3,E9.0)

If IND = 1, specify a constant buckling in columns 4-12(E9.0) on this card and no
additional data is required

If IND = 2, specify values of group dependent buckling starting with CARD 4. In
this case the KMAX value in Section 008 must be proper.

If IND = 3, specify two zone numbers on CARD 3 followed by the group dependent
buckling on CARD 4 which will apply to the set of consecutive zones specified on CARD
3. Continue with CARD 3 and CARD 4 for as many zones as required. A blank card (zero
zone number) must be used to end this data.

BLOCK 11 Termination of input

CARD 1: 999

3.5.2 热水力計算条件の入力データ

Followings are the specifications of the input required into FT51. Number of entries required is enclosed by slashes for each block.

CARD 1 /6(E10.0,2X)/

TOTPOW	Core thermal power (MW)
WIN	Core flow rate (t/hr)
FRB	Bypass flow rate (-)
PRES	Core system pressure (MPa)
HINCHN	Core inlet specific enthalpy of the coolant (kcal/kg)
PINCHN	Heat generation rate in the in-channel flow area (-)

CARD 2 /2(15,5X),E10.0/

NBUNDL	Number of fuel bundles loaded in the core (-)
NROD	Number of fuel rods in one fuel bundle (-)
DELTZ	Height of one axial node (m)

CARD 3 /4(E10.0,2X)/

FAREA	In-channel flow area of the bundle (m ² /bundle)
DH	Equivalent hydraulic diameter of the in-channel flow area (m)
PH	Heated perimeter of the in-channel flow area (m)
PW	Wetted perimeter of the in-channel flow area (m)

CARD 4 /3(E10.0,2X)/

FAREAP	Flow area at the upper gas plenum part (m ² /bundle)
DHP	Equivalent hydraulic diameter of flow area at the upper gas plenum part (m)
DELTZP	Height of the upper gas plenum part (m)

CARD 5 /3(E10.0,2X)/

FAREAU	Flow area from the gas upper plenum to the exit of fuel bundle (m ² /bundle)
DHU	Equivalent hydraulic diameter of flow area from the upper plenum to the exit of fuel bundle (m)
DELTZU	Height from the upper gas plenum to the exit of fuel bundle (m)

CARD 6

/E10.0/

FAINL Flow area at the inlet of fuel bundle (m^2/bundle)

CARD 7

/4(E10.0,2X)/

FAORF1 Equivalent flow area at the inlet orifice (type1) (m^2/bundle)

FKORF1 Pressure drop coefficient of the inlet orifice (type1) (-)

FAORF2 Equivalent flow area at the inlet orifice (type2) (m^2/bundle)

FKORF2 Pressure drop coefficient of the inlet orifice (type2) (-)

CARD 8

/4(E10.0,2X)/

FALTPL Equivalent flow area at the lower tie plate part (m^2/bundle)

FKLTPL Pressure drop coefficient of the lower tie plate (-)

FAUTPL Equivalent flow area at the upper tie plate part (m^2/bundle)

FKUTPL Pressure drop coefficient of the upper tie plate (-)

CARD 9

/2(E10.0,2X)/

FASPCR Equivalent flow area at the spacer position (m^2/bundle)

FKSPCR Pressure drop coefficient of the spacer (-)

CARD 10

/2413/

IORFTP(I), I=1, NOFCOR

Orifice type number for each bundle. The code can treat only two types of
the inlet orifice

CARD 11

/13/

NSPCER Number of spacers for a fuel bundle

CARD 12

/2413/

NPSPCR(I), I=1, NSPCER

Axial position of the spacer. The position is specified by the node number.
The top axial node number is 1 and the bottom axial node number is NRK1MX.

CARD 13

/215/

ITHDTL Option to output detail information
 =0 Omit the detail information
 =1 Output the detail information

IDBGTH Option to output debug information
 =0 Omit the debug information
 =1 Output the debug information

CARD 14

/315/

ISV Option to select the sub-cooled void correlation
 =1 Saha-Zuber
 =2 Levy-Dix

IBQ Option to select the correlation between flow quality and equilibrium quality
 =1 tanh function type

$$\chi = \frac{\chi_e - \chi_{ed} \cdot \{ 1 + \tanh(\chi_e/\chi_{ed} - 1) \}}{1 - \chi_{ed} \cdot \{ 1 + \tanh(\chi_e/\chi_{ed} - 1) \}}$$

 =2 exp function type 1

$$\chi = \frac{\chi_e - \chi_{ed} \cdot \exp(\chi_e/\chi_{ed} - 1)}{1 - \chi_{ed} \cdot \exp(\chi_e/\chi_{ed} - 1)}$$

 =3 exp function type 2

$$\chi = \chi_e - \chi_{ed} \cdot \exp(\chi_e/\chi_{ed} - 1)$$

IVQ Option to select the void-quality correlation
 =1 Homogeneous flow model

$$\alpha = \frac{\chi / \rho_s}{(1 - \chi) / \rho_f + \chi / \rho_s}$$

 =2 modified Armand

$$\alpha = \frac{(0.833 + 0.167\chi) \cdot \chi / \rho_s}{(1 - \chi) / \rho_f + \chi / \rho_s}$$

 =3 Drift flux model

$$\alpha = \frac{\chi / \rho_s}{C_0 \cdot \{(1 - \chi) / \rho_f + \chi / \rho_s\} + V_{gJ}/G}$$

$$C_0 = 1.13$$

$$V_{gJ} = K \{ \sigma \cdot g \cdot (\rho_f - \rho_s) / \rho_f^2 \}^{0.25}$$

$$K = 1.18$$

=4 Drift flux model

$$\alpha = \frac{\chi / \rho_s}{C_0 \cdot \{(1 - \chi) / \rho_f + \chi / \rho_s\} + V_{gJ}/G}$$

$$C_0 = \beta \{ 1 + (1/\beta - 1)^b \}$$

$$b = (\rho_s / \rho_f)^{0.1}$$

$$\beta = \frac{\chi / \rho_s}{\chi / \rho_s + (1 - \chi) / \rho_f}$$

$$V_{gJ} = K \{ \sigma \cdot g \cdot (\rho_f - \rho_s) / \rho_f^2 \}^{0.25}$$

$$K = 2.9$$

3.6 燃料断面積格納データセットのメンバ名

SRACコードで作成された巨視的断面積は、PDSファイルの形で格納される。COREBNRコードでは、減速材温度(または密度)を固定した格子燃焼計算の結果を、燃料燃焼履歴管理コードHIST-BWRにより順編制ファイルに変換して用いる。格子燃焼の結果、SRACコードで作成された巨視的断面積は、英数字8文字からなるメンバ名でPDSファイルに格納されている。メンバ名を構成する各文字は次の様な意味をもつ。

メンバ名の形式：IIFMEBNC

第1文字：任意の英字。

第2文字：任意の英数字。

第3文字：燃料温度を示す文字(1, 2, ..., 9, A)。

第4文字：減速材温度、または減速材ボイド率を示す文字(1, 2, ..., 9, A)。

第5文字：エネルギー領域を示す文字(F:高速群、T:熱群、A:全群)。

第6文字：燃焼ステップを示す文字(0, 1, 2, ..., 9, A, B, C, ...)。

第7文字：=1。セル平均断面積であることを示す。

第8文字：エネルギーmeshを示す英文字(0:縮約群構造、2:詳細群構造)。

第1～4文字目はSRACコード実行時に指定するケース名の先頭四文字が引き継がれる。したがって、SRACコードによる格子燃焼計算の結果をCOREBNコードで用いる場合、特に第3, 4文字目の意味を考慮に入れてケース名を指定する必要がある。

燃料以外の断面積のメンバ名は、SRACコードで指定した名前そのままで用いる。

瞬時のボイド率変化による断面積変化を表す内挿式(3.1.2.2参照)の係数を求める際には、断面積の格納されたデータセットのメンバ名は、上の様な制限を守る必要はない。詳しくは、5.1を参照のこと。

3.7 ファイル指定

COREBN-BWRコードでは、以下のファイルを使用する。

DD名	内 容	レコードフォーマット
FT01F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT02F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT03F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT05F001	入力データ	FB
FT06F001	出力(入力データおよびシステムメッセージ)	FBA
FT09F001	中性子束の格納用(BLOCK8のNGC6で指定)	VBS
FT10F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT11F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT13F001	リスタートファイル(IREST0>1またはIREST>1の時必要)	VBS
FT14F001	マクロ断面積を格納するスクラッチファイル、常時必要	VBS
FT15F001	拡散方程式の係数を格納するスクラッチファイル、常時必要	VBS
FT16F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT19F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT26F001	スクラッチファイル(IRES0>0の時必要)	VBS
FT31F001	BCDフォーマットによるマクロ断面積格納用、常時必要	FB 80 3200
FT50F001	蒸気表	
FT51F001	熱水力計算用入力データ	
FT88F001	計算結果出力(ボイド計算と出力計算の未収束反復時)	
FT89F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT90F001	マクロ断面積内挿用スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT91F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT92F001	更新前のヒストリーファイル、常時必要	VBS
FT93F001	更新後のヒストリーファイル、常時必要	VBS
FT94F001	CITATION入力データ格納用スクラッチファイル、常時必要	FB 80 3200
FT95F001	スクラッチファイル、常時必要	FB 80 3200
FT96F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT97F001	スクラッチファイル、常時必要	VBS
FT98F001	リスタートファイル(IRES0>0または、IRES1>1の時必要)	VBS
FT99F001	計算結果出力	

3.8 使用上の制限および注意事項

- (1) BWR炉心の核熱水力計算は、一次元スラブ体系、三次元スラブ体系、三次元hex-z体系でのみ可能である。
- (2) COREBNコード一回の実行では、燃料や制御材の移動がない場合に対してのみ燃焼計算が可能である。
- (3) 核分裂一回当たりの放出エネルギーは、 ^{235}U に対して194MeV/fission、 ^{238}Pu に対して201MeV/fissionとしている。
- (4) 格子燃焼計算の燃焼ステップ数は、炉心燃焼計算に用いる全ての燃料物質に対して共通でなければならない。
- (5) リスタート計算用のファイルは、リスタート用データの入力と保存に共用される。リスタートファイルのバックアップを作成しておくことが望ましい。
- (6) BWR炉心の計算において、径方向の一つの領域は一つの燃料集合体に対応する。
- (7) 径方向の幾つかの領域に同じ燃料タイプを装荷することにより、核熱水力的に等価なものとして取り扱うことが可能である(付録、入出力例参照のこと)。
- (8) ヒストリーファイル内の燃焼度の管理方法を、従来のMWd/element(燃料エレメントを構成するゾーンの積算燃焼度)から、MWd/node/bundle(一つの燃料集合体を構成する軸方向の各ノードの燃焼度)に変更した。

3.9 JCL及び記憶容量の修正

(1) JCLの例

BWR炉心のHaling燃焼計算に対するJCLに一例を以下に示す。

```

T(10) W(6) C(8) I(10) E(3) NGT MSGCLASS(X)
//***** PDS TO PS FILE STEP *****
//HIST2 EXEC LMGO,PNM=HIST3,LM='J4244.B.CRBNBWR3'
//FT06F001 DD DUMMY
//FT11F001 DD DSN=&&PSLIB,UNIT=WK10,DISP=(,PASS),SPACE=(TRK,(10,10))
//SYSIN DD *
 99 0 11 / PDS TO PS
/*
//***** COREBURN STEP *****
//CRBN EXEC LMGO,PNM=CRBN3,LM='J4244.B.CRBNBWR3'
//FT06F001 DD SYSOUT=*,DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//FT07F001 DD SYSOUT=*,DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//FT01F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10
//FT02F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10
//FT03F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10
//FT09F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10
//FT10F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10
//FT11F001 DD SPACE=(TRK,(50,20)),UNIT=WK10
//FT14F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X,BUFNO=1)
//FT15F001 DD SPACE=(TRK,(60,20)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X,BUFNO=1)
//FT16F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X,BUFNO=1)
//FT19F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X,BUFNO=1)
//FT20F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X,BUFNO=1)
//FT26F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X,BUFNO=1)
//FT31F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=32000,BUFNO=1)
//***** POWER FILE -----
//FT32F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X,BUFNO=1)
//*****
//FT89F001 DD SPACE=(TRK,(30,10)),UNIT=WK10
//FT90F001 DD DSN=&&PSLIB,UNIT=WK10,DISP=(OLD,PASS)
//FT91F001 DD SPACE=(TRK,(10,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=32000)
//FT94F001 DD SPACE=(TRK,(10,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=32000)
//FT95F001 DD SPACE=(TRK,(10,10)),UNIT=WK10,
//    DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=32000)
//FT96F001 DD SPACE=(TRK,(30,20)),UNIT=WK10
//FT97F001 DD SPACE=(TRK,(30,20)),UNIT=WK10
//***** STEAM TABLE -----
//FT50F001 DD DSN=J4244.SAMPLE.DATA(@TABLE),DISP=SHR,LABEL=(,,IN)
//***** THERMAL HYDRAULICS INPUT -----
//FT51F001 DD DSN=J****.BWR3D.DATA(THRMHYD3),DISP=SHR,LABEL=(,,IN)
//***** RESTART DATA -----
//FT13F001 DD DSN=J4244.BWR3D001.FT13.DATA,
//    UNIT=TDS,SPACE=(TRK,(30,10)),
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X),DISP=(NEW,CATLG,DELETE)
//FT98F001 DD DSN=J4244.BWR3D001.FT98.DATA,
//    UNIT=TDS,SPACE=(TRK,(30,10)),
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=32760,LRECL=X),DISP=(NEW,CATLG,DELETE)
//***** HISTORY FILE (OLD) -----INPUT-----
//FT92F001 DD DSN=J****.HIST3D.HISTB.DATA,DISP=SHR,LABEL=(,,IN)
//***** HISTORY FILE (NEW) -----
//FT93F001 DD DSN=J****.HIST3D.HISTE.DATA,DISP=(NEW,CATLG),
//    DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=23476,LRECL=X),
//    UNIT=TDS,SPACE=(TRK,(2,2))
//***** -----
//FT88F001 DD DSN=J****.BWR3D001.FT88.OUTLIST,DISP=(NEW,CATLG),
//    DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043),UNIT=TSSWK,
//    SPACE=(TRK,(30,20),RLSE)
//FT99F001 DD DSN=J****.BWR3D001.FT99.OUTLIST,DISP=(NEW,CATLG),
//    DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043),UNIT=TSSWK,
//    SPACE=(TRK,(30,20),RLSE)
//***** COREBURN DATA INPUT-----
//SYSIN DD DSN=J****.SAMPLE.DATA(CRBN3D),DISP=SHR
//
```

(2) 記憶容量の修正方法

COREBN-BWRコードの記憶容量の修正方法を以下に示す。JCL内の下線部を必要に応じて変更すること。

```

T(2) C(3) W(2) I(4)
// EXEC FORT77,A='NOSOURCE'                                LMCRBN3M
//*****                                                       LMCRBN3M
//**  CREATE LARGE CORE-SIZE LOAD MODULE OF COREBN2 (BWR CAN USE) * LMCRBN3M
//*****                                                       LMCRBN3M
//**  EXEC FORT77,A='NOSOURCE'                                LMCRBN3M
//*
C                                              LMCRBN3M
C      CORE BURN-UP MAIN ROUTINE                         LMCRBN3M
C
COMMON /      / ARAY(1206500),ARAYB(400000)          LMCRBN3M
C
MEMORY = 1206500                                         LMCRBN3M
MEMORB = 400000                                         LMCRBN3M
CALL CRBN(CRAY,ARAYB,MEMORY,MEMORB,1)                      LMCRBN3M
STOP                                           LMCRBN3M
END                                           LMCRBN3M
/*
//SYSINC DD DSN=J4244.B.CIT.INC,DISP=SHR                  LMCRBN3M
//===== NEW LOAD MODULE ======                               LMCRBN3M
//SYSLMOD DD DSN=J****.BWR3D2.LOAD,DISP=(NEW,CATLG,DELETE), LMCRBN3M
//           UNIT=TDS,SPACE=(TRK,(41,1,5))                 LMCRBN3M
//===== OLD LOAD MODULE ======                             LMCRBN3M
//LINK.OLDLM DD DSN=J4244.B.BWR3D.LOAD,DISP=SHR,LABEL=(,,IN) LMCRBN3M
//===== OVERLAY DATA ======                               LMCRBN3M
//LINK.SYSIN DD DSN=J4244.B.CIT.INC(OVLYDAT3),          LMCRBN3M
//           DISP=SHR,LABEL=(,,IN)                          LMCRBN3M
//
```

(3) プログラム構造とオーバレイ構造

プログラム構造を示すtree図と、オーバレイ構造を以下に示す。

```

MAIN ----- CRBN ----- *ICLOCK
        +-+*ADSET ----- *ERRTRA
        +-+*XSCORE ----- *ERRTRA
        +-+*READ ----- *ERRTRA
        +-+*CRNO ----- *OTLIST
        +-+*SEIV
        +-+*CRBN1 ----- *REAM
        1     +-+*SIZEX
        1     +-+*CRBN12 ----- *REAM
        1     +-+*CRBN12 ----- *IVALUE
        1     +-+*INPTHM ----- *STEAM
        +-+*SIZEX
        +-+*CRBN1 ----- *IVALUE
        +-+*CRBN12 ----- *PACK
        1     +-+*SEARCH ----- *ERRTRA
        1     +-+*REA0 ----- *ERRTRA
        +-+*CRBN2 ----- *CRBN21
        1     +-+*CRBN22 ----- *IVALUE
        1     I     +-+*CRBN24
        1     +-+*CRBN3 ----- *IVALUE
        1     +-+*CRBN3 ----- *PACK
        1     +-+*SEARCH ----- *ERRTRA
        1     +-+*READ ----- *ERRTRA
        1     +-+*CRBN
        1     +-+*ITTIME
        1     +-+*IDAY
        1     +-+*IPIN ----- *SHOX
        1     +-+*IPT1
        1     +-+*UNIR
        1     +-+*RSTR ----- *TRAN
        1     I     +-+*RDOO
        1     +-+*BNSB
        1     +-+*KNNX
        1     +-+*TAPE
        1     +-+*LIST
        1     +-+*GEOMC
        1     +-+*VNMX
        1     +-+*HESH
        1     +-+*COMP
        1     +-+*KOMP
        1     +-+*KNOT
        1     +-+*OVER
        1     +-+*CHOT
        1     +-+*KNOT
        1     +-+*KSIG
        1     +-+*KRST
        1     +-+*SSET
        1     +-+*IAPK
        1     +-+*DISK
        1     +-+*CLAS
        1     +-+*DENS
        1     +-+*BIE
        1     +-+*FISO
        1     +-+*SWCH
        1     +-+*RODI
        1     +-+*ODAY
        1     +-+*YLD
        1     +-+*CHAN
        1     +-+*HYS

MAIN ----- CRBN ----- IPIM
        I     +-+*IYPO
        I     +-+*GEDT
        I     +-+*TI03
        I     +-+*CPNC
        I     +-+*CN10
        I     +-+*SIZE
        I     +-+*RDOO
        1     +-+*CRBN4 ----- *VALUE
        1     +-+*CRBN47
        1     +-+*CRBN46
        1     +-+*PACK
        1     +-+*SEARCH ----- *ERRTRA
        1     +-+*READ ----- *ERRTRA
        1     +-+*INTPOL ----- *INICH
        1     +-+*INTPOL ----- *EXPOL
        1     I     +-+*TRINT
        1     I     +-+*SQRINT
        1     +-+*CRBN41
        1     +-+*ASCRCT
        1     +-+*HAUR
        1     +-+*WSTR
        1     +-+*WFCC
        1     +-+*WFAC
        1     +-+*SET
        1     +-+*ICLOCK
        1     +-+*ITTIME
        1     +-+*RHOE
        1     +-+*EIGN
        1     +-+*BIGS
        1     +-+*CNST
        1     +-+*INFX
        1     +-+*FLUX
        1     I     +-+*DEGN
        1     +-+*LQOP
        1     +-+*WFLX
        1     +-+*DNSD
        1     +-+*ABPR
        1     +-+*GINS
        1     +-+*ETR
        1     +-+*RQUD
        1     +-+*RQFD
        1     +-+*ITED
        1     +-+*JUDE
        1     +-+*CNST
        1     +-+*KNST
        1     +-+*KNFX
        1     +-+*KLUX
        1     I     +-+*LCLOCN
        1     +-+*KGPN
        1     +-+*KQOP
        1     +-+*KNSD
        1     +-+*KBPR
        1     +-+*GINS
        1     +-+*EXTR
        1     +-+*KQUD
        1     +-+*RQED
        1     +-+*LIEO
        1     +-+*KNSF

```

Fig. 3.3 Tree structure of the COREBN-BWR code

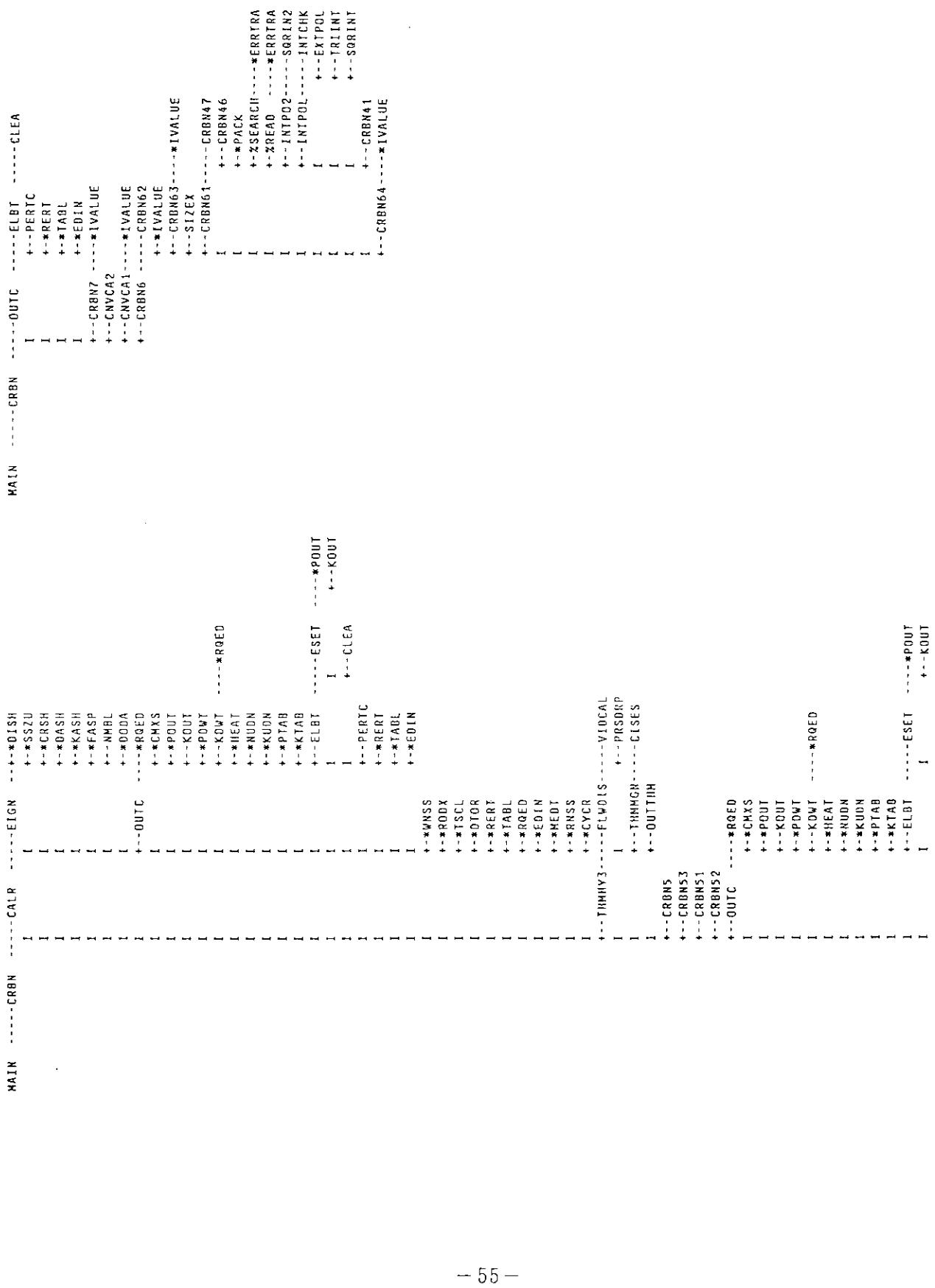


Fig. 3.3 Tree structure of the COREBN-BWR code (continued)

JAERI-M 92-068

```

ENTRY MAIN
OVERLAY LEVEL1
  INSERT CRBN,RQED,CALR,CFLUX,SITEX,CRBN46,CRBN41,MRSSET,CRBN47,AHO
  INSERT EXTPOL,INICLK,INIFPOL,SQRINT,TRIHT,INTPO2,XSCRCI
  INSERT COOPD,CMARY,ASRCU,AKAOJ,AVOLM,ABURN,AEUX,AMESH,ALSUB
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBNO
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN1N,CRBN1L2
OVERLAY LEVEL2
  INSERT INPFHM,STEAM
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN1,CRBN12
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN2,CRBN21,CRBN22,CRBN23,CRBN24
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN3
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN4
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN51
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN52
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN53
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN5
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN6,CRBN61,CRBN62,CRBN63,CRBN64
OVERLAY LEVEL2
  INSERT CRBN7
OVERLAY LEVEL2
  INSERT THNNY3,VINDCAL,FLWDIS,PRSDRP,THNNGN,OUTTHM
OVERLAY LEVEL2
  INSERT RSET
OVERLAY LEVEL2
  INSERT IPTH
OVERLAY LEVEL3
  INSERT OPT1,KRST
OVERLAY LEVEL3
  INSERT SETV,CNIR,MIST,GEOMC,LVHX,MESH,COMP,CHOT,KOMP,KHOT,OVER,MACR
  INSERT SSET,KANX,KSIG,TAPE
OVERLAY LEVEL3
  INSERT CLAS,DENS,BKLE,FYSO,BEER,SRCH,RODI,DCAY,YELD,CHAN,IPRI,DYPO
  INSERT FAPY,CNID,BNSB,CPPNC,DISK,SIZE,RSTR,TRAN,SHOX,W103
  INSERT IMXS,RODO
OVERLAY LEVEL3
  INSERT GEOT
OVERLAY LEVEL2
  INSERT EIGN,BIGS,XSEI,EXT,CYCR,GINS,ITEO,UDTE,SSZU
OVERLAY LEVEL3
  INSERT WFCC,WFAC,WNSS,RNSS,HOWE,INFX,KIFX,RODX

```

Fig. 3.4 Overlay structure of the COREBN-BWR code

4. 燃料燃焼履歴管理コードHIST-BWR

4.1 燃料燃焼履歴管理機能

燃料燃焼履歴管理コードHIST-BWRは、炉心燃焼計算コードCOREBN-BWRに用いられるヒスリーフファイルの作成、更新、編集を行うためのコードであり、以下の様な機能をもつ。

(1) ファイル作成、更新機能

- (a) 炉心の幾何形状、物質構成の登録と更新
- (b) 燃料エレメントの登録と更新
- (c) 燃料以外の物質の登録と更新
- (d) 各燃料エレメントの物質構成の登録と更新
- (e) 運転記録の削除

(2) ファイル編集

- (a) 炉心の幾何形状、物質構成の出力
- (b) 燃料体毎の情報を含む運転記録の出力
- (c) 燃料タイプの指定に関する情報の出力
- (d) 燃料以外の物質タイプの指定に関する情報の出力
- (e) 各燃料エレメント情報の出力
- (f) 運転記録の出力
- (g) 各燃料エレメントの装荷、取りだし年月日と状態(新燃料、装荷中等の別)の出力
- (h) 燃料組成の出力
- (i) 燃焼計算の実施前後における各燃料エレメントの燃焼度と燃焼度増分および燃焼平均減速材ボイド率の出力
- (j) 燃料、制御材等の軸方向構成の出力
- (k) マクロ断面積を格納した PDSファイルをCOREBN-BWR用のPSファイルに変換

4.2 入力データ

All input data read from FT05 may be fed in "free format". The input is organized to feed, feed the selection of the function, then the specification of the function. More than one functions are avialable in a job.

BLOCK G-1 General form of function selection

/3/

IMOD Selection of function

- =0 Terminate the job
- =1 Initialize or update of core geometry or materials
- =2 Register and update of fuel element type
- =3 Register and update of non-fuel element
- =4 Register and update of individual fuel element
- =5 Deletion of operation record
- =6 Print-out of reactor geometry and nuclides
- =7 Print-out of operation records
- =8 Print-out of fuel element
- =9 Print-out of non-fuel element
- =10 Print-out of individual fuel element
- =11 List of operation records
- =12 List of fuel elements
- =13 Print-out of change of nuclide concentrations during burn-up
- =14 List of degree of burn-up of fuel elements loaded in the reactor
- =15 List of Z-axis structure for fuel and non-fuel elements type
- =99 PDS file of MACRO file to PS-file for COREBN-BWR

NHIS1 Logical device number for the old history file.

Enter any two digit number except 01,05,06.

NHIS2 Logical device number for the new history file.

Enter any two digit number except 01,05,06, or NHIS1.

(1) Initialization or update of core geometry or materials

BLOCK 1-1

/3/

IMOD Enter 1

NHIS1 If history file is updated, logical device number for the old history file.
Enter any two digit number except 01,05,06.

NHIS2 Logical device number for the initialization or new one.
Enter any two digit number except 01,05,06, or NHIS1

BLOCK 1-2 Header

/A72,A72/

HEADER Any characters in two cards used for comments

BLOCK 1-3 Control data

/9/

IGEOM Geometry

- =1 1-D slab (X)
- =2 1-D cylinder (R)
- =3 1-D sphere (R)
- =4 not available
- =5 not available
- =6 2-D slab (X-Y)
- =7 2-D cylinder (R-Z)
- =8 2-D circle (R-θ)
- =9 2-D hexagonal (H)
- =10 2-D triangular (T)
- =11 3-D slab (X-Y-Z)
- =12 3-D cylinder (R-θ-Z)
- =13 3-D hexagonal (H-Z)
- =14 3-D triangular (T-Z)

If IGEOM<0, core geometry is updated and BLOCKs 1-4 through 1-9 data are needed for update of core geometry. BWR core calculation is available only for IGEOM=1,11,13.

NREGI Number of region in x-direction

NREGJ Number of region in y-direction

NREGKB Number of region in z-direction; enter 0 except 3-D geometry

NMAT Number of materials in the core burn-up calculations. Count one for the fuel elements of the same type even if they are in different burn-up steps or different historical average void fractions. If material information is updated, NMAT must be negative value and INMAT1 is number of materials to be updated. In this case only BLOCK 1-13 is needed.

NTNUC Number of depleting nuclides that is treated in burn-up calculations by SRAC. If NTNUC=0, it is set to 15 and the nuclides names are 'U05', 'U06', 'U08', 'PU9', 'PU0', 'PU1', 'PU2', 'XE5', 'SM9', 'F5N', 'F5S', 'F5R', 'F9N', 'F9S' and 'F9R'. If NTNUC=0, BLOCK 1-11 is needed.

NHVNUC Number of heavy nuclides for the inventory calculation in the depleteing nuclides.

If NHVNUC=0, heavy nuclides are automatically selected from the depleting nuclides by comparison of heavy nuclide name in the code.

Contents of this table are ' TH2', ' PA3', ' UO3', ' UO4', ' UO5', ' UO6', ' UO8', ' PU9', ' PU0', ' PU1' and ' PU2'.

NGR Number of energy groups of macroscopic cross section stored in MACRO file

NCRT Number of thermal energy groups of macroscopic cross section stored in MACRO file

JCALVD Option to specify whether the moderator tempreature or void fraction is used
=0 Moderator tempreature

=1 Moderator void fraction

BLOCK 1-4 Number of mesh division in x-deirection /NREGI/

NMESHX Number of intervals by region

BLOCK 1-5 Size in x-direction /NREGI/

XX Widths by region in cm

BLOCK 1-6 Number of mesh division in y-deirection /NREGJ/

NMESHY Number of intervals by region

BLOCK 1-7 Size in y-direction /NREGJ/

YY Widths by region in cm

BLOCK 1-8 Number of mesh division in z-direction, 3-D only /NREGKB/

NMESHZ Number of intervals by region

BLOCK 1-9 Size in z-direction, 3-D only /NREGKB/

ZZ Widths by region in cm

BLOCK 1-10-1 Material identification and volume

/A8,1,2/

MATNM Member name on MACRO file

IFORS Option of fuel or other materials

>0 fuel

=0 non-fuel

VOLFS Volume in cm^3 which is used to convert the degree of burn-up given in MW into MW/ cm^3 (The average power density of homogenized fuel region)

Note: Among NMAT materials, non-fuel materials must be fed first. For the internal black absorber used in the CITATION routine, give arbitrary name and enter -1.0 as VOLFS

VOLFR Volume fraction of fuel meat in a homogenized fuel region which is used to convert Xe concentration in fuel meat into that in an element

Following BLOCK 1-10-2 through 1-10-5 group gives coefficients for interpolation schemes of void feed back effect on macroscopic cross section (see Chap.3.1). These blocks are required if JCALVD=1 and IFORS>0.

BLOCK 1-10-2 Coefficients for schemes of void feed back effect on absorption cross section

NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

BLOCK 1-10-3 Coefficients for schemes of void feed back effect on production cross section

NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

BLOCK 1-10-4 Coefficients for schemes of void feed back effect on fission cross section

NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

BLOCK 1-10-5 Coefficients for schemes of void feed back effect on diffusion constants

NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

Repeat BLOCK 1-10-1 through 1-10-5 by NMAT times

BLOCK 1-11 Depleting nuclide names, if NTNNUC>0

/NTNUC*A4/

NISO Depleting nuclides name in "character free format". "Character free format" permits only repeat of character strings. Blank and comma are delimiter, n(cccc) is that character string 'cccc' is repeated by n times

BLOCK 1-12 Heavy nuclide names, if NHVNUC>0

/NHVNUC*A4/

IHVNUC Heavy nuclide name for inventory calculation

Note: This name may be fed in "character free format" and selected from the heavy nuclide table on this code described above.

BLOCK 1-13 Material identification and volume update data, if NMAT<0

/2A8,1,2/

MATNMN New member name on MACRO file

If MATNMO and MATNMN is not blank, MATNMO is changed.

If MATNMO is blank, MATNMN is added.

If MATNMN is blank, MATNMO is deleted.

MATNMO Old member name on MACRO file

IFORS See BLOCK 1-10-1

VOLFS See BLOCK 1-10-1

VOLFR See BLOCK 1-10-1

Following BLOCK 1-13-2 through 1-13-5 is required if JCALVD=1, IFORS>0 and option to change/add member is specified.

BLOCK 1-13-2 Coefficients for schemes of void feed back effect on absorption cross section NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

BLOCK 1-13-3 Coefficients for schemes of void feed back effect on production cross section NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

BLOCK 1-13-4 Coefficients for schemes of void feed back effect on fission cross section NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

BLOCK 1-13-5 Coefficients for schemes of void feed back effect on diffusion
constants NGR times /18/

COEFF(I), I=1,18

Repeat BLOCK 1-13-1 through 1-13-5 by INMATI times

(2) Register and update of fuel element type

BLOCK 2-1 Function

IMOD Enter 2

NHIS1 Logical device number for the old history file.

Enter any two digit number except 01,05,06

NHIS2 Logical device number for the new history file.

Enter any two digit number except 01,05,06, or NHIS1

BLOCK 2-2 Option

IOPt Selection of register or update /1/
=1 Registar of new fuel element type
=2 Correction of an old fuel element type
=0 Terminate of BLOCK 2

Following BLOCK 2-3 group is required if IOPt=1 is entered

BLOCK 2-3-1 Specification of fuel element type /A8,2,0/

FTCOM1 Identification of fuel element type

NRKF Number of nodes, set 1 if in 1-D and 2-D

NRK1 Number of nodes of depleting material, set 1 if in 1-D and 2-D

BLOCK 2-3-2 Volumes of nodes of depleting material /NRK1/

VOLF1 Volumes of nodes of depleting materials in cm³ which are used to
calculate the inventory of depleting nuclides

BLOCK 2-3-3 Weights by nuclide in a node

/NHVNUC*NRK1/

TZINV1(I,K)

Weight of nuclide I in gram in the node K. Nuclides are set in the order by the array given in BLOCK 1-3. When the nuclide concentration in a fuel element will be registered by BLOCK 4-3-3, all of this entry may be filled by null values.

BLOCK 2-3-4 Material specification by node

/NRKF*A8/

MATSP The material name in the array given in BLOCK 1-10
Enter by "cahracter free format"

BLOCK 2-2 will be read after BLOCK 2-3-4

Following BLOCK 2-4-1 through 2-4-4 are required if IOPT=2 is entered

BLOCK 2-4-1

/2A8,2,0/

FTCOMM New identification of fuel element type which you want to change.
Set blank if no change on ID is required.

FTCOMO Identification of fuel element type in the old file which you want to change

NRKF Number of nodes, set 0 if no change is required

NRK1 Number of nodes of depleting material, set 0 if no change is required

BLOCK 2-4-2 Volumes of nodes of depleting material

/NRK1/

VOLF1 Volumes of nodes of depleting materials in cm³. Give non-zero value
only fro the node on which the correction is required.

BLOCK 2-4-3 Weights by nuclide in a node

/NHVNUC*NRK1/

TZINV1(I,K)

Weight of nuclide I in gram in the node K. Give non-zero value only for the node on which the correction is required.

BLOCK 2-4-4 Material specification by node

/NRKF*A8/

MATSP The material name in the array given in BLOCK 1-10
 Enter by "cahracter free format"
 Give blank if no change is required in the node.

BLOCK 2-2 will be read after BLOCK 2-4-4

Note: If volume of nodes of depleting materials are changed, related value (ex. Weight of nuclides in node, degree of burn-up and nuclide density by node of the fuel element of this type.) are automatically corrected by volume average calculation

(3) Register and update of non-fuel element type

BLOCK 3-1 Function

/3/

IMOD Enter 3
 NHIS1 Logical device number for the old history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06
 NHIS2 Logical device number for the new history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06, or NHIS1

BLOCK 3-2 Option

IOPT Selection of register or update /1/
 =1 Register of new non-fuel element type
 =2 Correction of an old non-fuel element type
 =0 Terminate of BLOCK 3

Following BLOCK 3-3 group is required if IOPT=1 is entered

BLOCK 3-3-1 Specification of non-fuel element

/A8,1,0/

OTCOM1 Identification of non-fuel element type
 NRKO Number of nodes, set 1 if in 1-D and 2-D

BLOCK 3-3-2 Material specifications by node

/NRKO,A8/

MATSP The material name in the array given in BLOCK 1-10
 Enter by "character free format"

BLOCK 3-2 will be read after BLOCK 3-3-2

Following BLOCK 3-4 group is required if IOPT=2 is entered

BLOCK 3-4-1

/2A8,1,0/

OTCOMN New identification of non-fuel element type which you want to change
 Set blank if no change is required.

OTCOMO Identification of non-fuel element type in the old file which you want to change

NRKO Number of nodes, set 0 if no change is required

BLOCK 3-4-2 Material specifications by node

/NRKO/

MATSP The material name in the array given in BLOCK 1-10
 Enter by "cahracter free format". Set blank if no change is required.

BLOCK 3-2 will be read after BLOCK 3-4-2

(4) Register and update of individual fuel element

BLOCK 4-1 Function

/3/

IMOD Enter 4

NHIS1 Logical device number for the old history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06

NHIS2 Logical device number for the new history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06, or NHIS1

BLOCK 4-2 Option

IOPT Selection of register or update
 =1 Register of a new fuel element
 =2 Correction of an old fuel element

/1/

=3 Deletion of a fuel element
 =0 Terminate of BLOCK 4

Following BLOCK 4-3 group is required if IOPT=1 is entered

BLOCK 4-3-1 Specification of fuel element /A8,4X,A8,4,2/

IDENT Identification of fuel element
 NFTYPE Fuel element type identification specified in BLOCK 2-3
 INOPT1 Burn-up data input option
 =0 Input new data
 =1 Previous fuel element data is used
 INOPT2 Nuclide denmsity input option
 =0 Input new data
 =1 Previous fuel element data is used
 INOPT3 Historical moderator void fraction input option
 =-1 Input no data (in case of PWR calculation)
 =0 Input new data
 =1 Previous fuel element data is used
 INOPT4 Current moderator void fraction input option
 =-1 Input no data (in case of PWR calculation)
 =0 Input new data
 =1 Previous fuel element data is used
 BURNUP(1) Degree of burn-up of the bundle (MWd/bundle)
 BURNUP(2) Degree of burn-up of the bundle (fraction of U-235 burnt)

If a blank IDENT is encountered, the process is terminated and the next function card is read

BLOCK 4-3-2 Degree of burn-up of each node /2*NRK1/
 Required only for the case of 3-D and INOPT1=0.

BURNUZ(1,1) Degree of burnup of the first node in MWd/node/bundle
 BURNUZ(2,2) Degree of burnup of the first node in burnt U235 fraction

 BURNUZ(1,NRK1) Degree of burnup of the last node in MWd/node/bundle
 BURNUZ(2,NRK1) Degree of burnup of the last node in burnt U235 fraction

BLOCK 4-3-3 Nuclide density by node (unit: 10^{24}cm^{-3}).

/NTNUC*NRK1/

Required if INOPT2=0

ZINV(1,1) Nuclide density of the first nuclide in the first node

ZINV(2,1) Nuclide density of the second nuclide in the first node

...

ZINV(NTNUC,1) Nuclide density of the last nuclide in the first node

...

ZINV(1,NRK1) Nuclide density of the first nuclide in the last node

ZINV(2,NRK1) Nuclide density of the second nuclide in the last node

...

ZINV(NTNUC,NRK1) Nuclide density of the last nuclide in the last node

If in 1-D, 2-D geometry, assume NRK1=1. When the specification of the nuclide density has been set by BLOCK 2-3-3, all entries in this item must be filled by null value.

BLOCK 4-3-4 Historical moderator void fraction by node.

/NRK1/

Required if INOPT3=0

ZUAF Historical moderator void fraction of each node. These values successively correspond from the top to the bottom of the core. If this fuel element is fresh, then all data must be 0.

BLOCK 4-3-5 Current moderator void fraction by node.

/NRK1/

Required if INOPT4=0

ZUF Current moderator density of each node. These values successively correspond from the top to the bottom of the core. These values are used for initial guess

Repeat BLOCKs 4-3-1 through 4-3-5 until a blank IDENT is encountered in BLOCK 4-3-1.

Following BLOCK 4-4 group is required if IOPT=2 is entered

BLOCK 4-4-1 Specification of fuel element to be corrected

/A8,6,0/

IDENT Identification of fuel element which you want to change

ICOR(1) Indicator to correct the element ID.

=0 no cahnge

>0 change

ICOR(2) Indicator to correct the elemnt type

=0 no cahnge

>0 change

ICOR(3) Indicator to correct the degree of burn-up

=0 no cahnge

>0 change

ICOR(4) Indicator to correct the nuclide density

=0 no cahnge

>0 change

ICOR(5) Indicator to correct the historical moderator void fraction

=0 no cahnge

>0 change

ICOR(6) Indicator to correct the current moderator void fraction

=0 no cahnge

>0 change

Note: The non-zero value for items ICOR(1), ICOR(2) and ICOR(4) is accepted only for fresh fuel element. IDENT must be appeared in the registered order.

BLOCK 4-4-2 Element ID correction, required if ICOR(1)>0

/A8/

IDENT1 Fuel element identification

BLOCK 4-4-3 Element type correction, required if ICOR(2)>0

/A8/

NFTYP1 Fuel element type ideintification

BLOCK 4-4-4 Degree of burn-up, required if ICOR(3)>0

/2/

BURNUI(1) Degree of burn-up of the bundle (MWd/bundle)

BURNUI(2) Degree of burn-up of the bundle (fraction of U-235 burnt)

If null value is entered, no correction will be made.

BLOCK 4-4-5 Degree of burn-up by node, required if ICOR(3)>0 /2*NRK1/

BURNUZ(1,1) Degree of burnup of the first node in MWd/node/bundle
 BURNUZ(2,2) Degree of burnup of the first node in burnt U235 fraction

 BURNUZ(1, NRK1) Degree of burnup of the last node in MWd/node/bundle
 BURNUZ(2, NRK1) Degree of burnup of the last node in burnt U235 fraction

BLOCK 4-4-6 Nuclide density by node (10^{24}cm^{-3}) /NTNUC*NRK1/

ZINV(1,1) Nuclide density of the first nuclide in the first node
 ZINV(2,1) Nuclide density of the second nuclide in the first node
 ...
 ZINV(NTNUC,1) Nuclide density of the last nuclide in the first node
 ...
 ZINV(1, NRK1) Nuclide density of the first nuclide in the last node
 ZINV(2, NRK1) Nuclide density of the second nuclide in the last node

If in 1-D, 2-D geometry, assume NRK1=1. If any null value is entered, no correction will be made.

BLOCK 4-4-7 Historical moderator void fraction by node. /NRK1/
 Required if ICOR(5)>0 and JCALVD=1

ZUAF(K), K=1, NRK1

Historical moderator void fraction by node. These values successively correspond from the top to the bottom of the core. If this fuel element is fresh, then all data must be 0.

BLOCK 4-4-8 Current moderator void fraction by node. Required if INOPT4=0 /NRK1/

ZUF(K), K=1, NRK1

Current moderator void fraction by node. These values successively correspond from the top to the bottom of the core. These values are used for initial guess.

Repeat BLOCK 4-4-1 through 4-4-8 until a blank IDENT is encountered in BLOCK 4-4-1.

BLOCK 4-5 Deletion of elements
 (required if IOPT=3 in BLOCK 4-2)

/A8,1,0/

IDENT1 Identification of fuel element

NSEQ Position of this element in the history file. Fuel element position is defined by registered order.

Repeat BLOCK 4-5 until blank IDENT1 and NSEQ=0 are encountered

(5) Deletioin of operation record

BLOCK 5-1 Function

/3/

IMOD Enter 5

NHIS1 Logical device number for the old history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06

NHIS2 Logical device number for the new history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06, or NHIS1

BLOCK 5-2 Batch numbers

/2/

NBACH1 First batch number to be deleted

NBACH2 Last batch number to be deleted

The operation records for the batches starting from NBACH1 to NBACH2 will be deleted from the history file. If the latest batch record is deleted, the degree of burn-up of individual elements is not replaced to the latest of the remaining ones, then correction is required.

(6) Print out of reactor geometry and nuclide table

BLOCK 6-1 Function

/3/

IMOD Enter 6

NHIS1 Logical device number for the history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06

NHIS2 Dummy entry

(7) Print-out of operation records

BLOCK 7-1 Function

/3/

IMOD Enter 7
 NHIS1 Logical device number for the history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06
 NHIS2 Dummy entry

BLOCK 7-2 Selection of items

IOPT Selection of items /2/
 =0 termination of BLOCK 7
 =1 List of all operation records
 =2 List of the record of a cycle
 =3 List of the record of a batch
 ICBNO Set 0 if IOPT=1
 Cycle number, if IOPT=2
 Batch number, if IOPT=3

Repeat BLOCK 7-2 as required

(8) Print-out of records for fuel element type

BLOCK 8-1 Function

/3/

IMOD Enter 8
 NHIS1 Logical device number for the history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06
 NHIS2 Dummy entry

(9) Print-out of records for non-fuel element

BLOCK 9-1 Function

/3/

IMOD Enter 9
 NHIS1 Logical device number for the history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06
 NHIS2 Dummy entry

(10) Print-out of records for individual element**BLOCK 10-1 Function**

IMOD Enter 10

NHIS1 Logical device number for the history file.
Enter any two digit number except 01,05,06

NHIS2 Dummy entry

BLOCK 10-2 Selection of element

/A8,1,0/

IDENTL Identification of an element to be printed

IOPT Selection of items

=0 Termination of BLOCK 10

=±1 List of all elements

=±2 List of the specified element

If a negative value is entered, the content of the fuel history will
not be printed

Repeat BLOCK 10-2 as required

(11) List of operation records**BLOCK 11-1 Function**

/3/-

IMOD Enter 11

NHIS1 Logical device number for the history file.
Enter any two digit number except 01,05,06

NHIS2 Dummy entry

(12) List of fuel elements**BLOCK 12-1 Function**

/3/-

IMOD Enter 12

NHIS1 Logical device number for the history file.
Enter any two digit number except 01,05,06

NHIS2 Dummy entry

(13) Print-out and plot file creation of nuclide densities

BLOCK 13-1

/3/

IMOD Enter 13
 NHIS1 Logical device number for the history file.
 Enter any two digit number except 01,05,06
 NHIS2 Logical device number for plotting file

Note: Plotting file is created for last member only and file format is dynamic file of the GPLP code.

BLOCK 13-2 Member name/

A8/

MEMBER Heading four character of the member name in MACRO file of PDS format.
 Since the member storing the nuclide densities has the fixed string 'NDEN' at the tail position. If this function is used, DD name of 'MACRO' is needed in the JCL statements

BLOCK 13 will be terminated by entering a blank MEMBER

(14) List of degree of burn-up in the reactor core

BLOCK 14-1 Function

/3/

IMOD Enter 14
 NHIS1 Logical device number for the history file storing the information before batch.
 NHIS2 Logical device number for the history file storing the information after batch

(15) List of Z-axis structure for fuel and non-fuel element type

BLOCK 15-1 Function

/3/

IMOD Enter 15
 NHIS1 Logical device number for the history file
 Enter any two digit number except 01,05,06
 NHIS2 Dummy entry

(99) Convert from PDS file of MACRO to PS-file for COREBN-BWR

BLOCK 99-1 Function

/3/

IMOD Enter 99

NHIS1 Dummy number

NHIS2 Logical device number for PS file : ENter any two digit number except 01,05,06. When this function is used, DD name of 'USERPDS' is needed in the JCL statement.

4.3 ファイル指定

HIST-BWRコードでは、以下のファイルを使用する。

DD名	内 容	レコードフォーマット
FT01F001	スクラッチファイル(常時必要)	VBS
FT06F001	出力	FBA
FTmnF001		
:	ヒストリーファイルの編集結果	VBS
FTm'n'F001	(必要なものは、カタログすること)	
SYSIN	入力データ	FB

4.4 使用上の制限および注意事項

- (1) COREBN-BWRコードとHIST-BWRコードは可変配列を指定するパラメータを共有している。従って、同じパラメータ値をもつロードモジュールを使用すること。
- (2) BWR炉心に対するHaling燃焼計算の結果出力されるヒストリーファイルについては以下の様な注意が必要である。
 - (a) 運転サイクル期間を指定した固有値計算モードでは、平衡サイクルが実現されるまで、燃料交換を繰り返して計算を進める。従って各燃料の燃焼履歴は装荷サイクル数に応じた数だけ保存される。
 - (b) 平均取出し燃焼度を指定した固有値計算モードでは、一回の収束計算で平衡サイクルが実現される。従って、各燃料の燃焼履歴は一つしか保存されないが、保存された情報は、平衡サイクルにおける運転サイクル末期のものに対応する。

4.5 JCL

HIST-BWRコードのJCLの例を以下に示す。下の例は、編集途中の結果をFT10~FT12に保存し、最終結果をFT13に保存している。

```

T(3) W(6) C(4) I(4)
//*****T(3) W(6) C(4) I(4)*****
//HIST EXEC LMGO,LM='J4244.B.CRBNBWR3',PNM=HIST3
//FT06F001 DD DSN=J****.SAMPLE.HISTB.OUTLIST,UNIT=TSSWK,
//           DCB=(RECFM=FBA,BLKSIZE=19043,LRECL=137),SPACE=(TRK,(30,10)),
//           DISP=(NEW,CATLG)
//FT01F001 DD SPACE=(TRK,(10,1),RLSE),UNIT=WK10
//FT10F001 DD SPACE=(TRK,(10,1),RLSE),UNIT=WK10
//FT11F001 DD SPACE=(TRK,(10,1),RLSE),UNIT=WK10
//FT12F001 DD SPACE=(TRK,(10,1),RLSE),UNIT=WK10
//FT13F001 DD DSN=J****.SAMPLE.HISTB.DATA,DISP=(NEW,CATLG),
//           DCB=(RECFM=VBS,BLKSIZE=23476,LRECL=X),
//           UNIT=TDS,SPACE=(TRK,(5,2))
//SYSIN    DD DSN=J4244.SAMPLE.DATA(HIST3D),DISP=SHR,UNIT=

```

5. その他の補助コード

5.1 ポイドフィードバック効果による断面積変化内挿式作成コード

5.1.1 機能

3.1.2.2 で述べたように、COREBN-BWRコードではBWR炉心の各ゾーン毎のマクロ断面積を、燃焼度と燃焼平均減速材ポイド率のみに依存した項と、瞬時の減速材ポイド率に依存した補正項との和で与える。補正項は、燃焼度E、燃焼平均減速材ポイド率 \bar{U} および瞬時の減速材ポイド率Uに関する二次式、

$$\begin{aligned}\Delta \Sigma(E, U, \bar{U}) = & \{ (a_{11} + a_{12} \cdot E + a_{13} \cdot E^2) \\ & + (a_{12} + a_{22} \cdot E + a_{23} \cdot E^2) \cdot \bar{U} \\ & + (a_{13} + a_{32} \cdot E + a_{33} \cdot E^2) \cdot \bar{U}^2 \} \cdot (U - \bar{U}) \\ & + \{ (b_{11} + b_{12} \cdot E + b_{13} \cdot E^2) \\ & + (b_{12} + b_{22} \cdot E + b_{23} \cdot E^2) \cdot \bar{U} \\ & + (b_{13} + b_{32} \cdot E + b_{33} \cdot E^2) \cdot \bar{U}^2 \} \cdot (U - \bar{U})^2\end{aligned}$$

で表す。

本補助コードでは、燃焼平均減速材ポイド率を固定した燃焼計算に対応するマクロ断面積と、燃焼の進んだ時点での減速材ポイド率変化に対応したマクロ断面積を入力とし、上式の係数 a_{11} ～ b_{33} を求める。

内挿式の係数は、次の様に二段階に分けて求める。先ず燃焼度を固定し、異なる燃焼平均減速材ポイド率3点のマクロ断面積と、各点からポイド率を変化させた場合のマクロ断面積、それぞれ2ケースの計9点のマクロ断面積から内挿式の係数を求める。これらの係数は、異なる燃焼度3点について求めておく。次に、各係数を燃焼度に対してフィッティングすることにより上式の係数を決定する。係数の決定にはLegendre補間を用いている。

5.1.2 入力データ

(1) ポイド率変化に対する内挿

CARD 1

/72A, 72A/

HEAD Comments for the job

CARD 2-1

/3(8A, 2X)/

BASENM Member name of the base macroscopic cross section

INSTN1 Member name of the one macroscopic cross section for the instantaneous moderator density change

INSTN2 Member name of the other macroscopic cross section for the instantaneous moderator density change

CARD 2-2

/3E10.0/

VOIDH Historical average moderator density which corresponds to BASENM

VOID1 Instantaneous moderator density which corresponds to INSTN1

VOID2 Instantaneous moderator density which corresponds to INSTN2

Repeat CARD 2-1 through CARD 2-2 for three cases. Each case is for the same burn-up. And also repeat CARD 1 through three cases of CARD 2 for three different burn-up steps. The coefficients obtained from these three burn-up steps are used to give the final results.

(2) 燃焼度に対する内挿

CARD 1

/13/

IOPT Option to specify the execution mode

=0 Only interpolate the coefficients

#0 Interpolate coefficients and calculate relative errors between the cross section obtained from the interpolation scheme and that of the SRAC results at the different burn-up steps which are not used to interpolate the coefficients

CARD 2

/E10.0/

VOLFS Volume in cm³ which is used to convert the degree of burn-up given in MW into MW/cm³.

Following cards are required only for the case of IOPT#0.

CARD 3-1

/2(2X,A8)/

BASEN1 Member name of the base macroscopic cross section

INSTN1 Member name of the macroscopic cross section for the instantaneous moderator density change. This is the results of the SRAC calculation.

CARD 3-2

/2E10.0/

BASEN1 Historical average of the moderator density which corresponds to BASEN1.

INSTN1 Instantaneous moderator density which corresponds to INSTN1.

Repeat CARD 3-1 through 3-2 as many times as you want to evaluate the accuracy of the interpolation scheme.

5.1.3 出力形式

本補助コードでは、計算結果をFT06に書き出すほか、FT11にHIST-BWRの入力形式で結果が出力される。

5.1.4 ファイル指定

本補助コードでは、以下のファイルを使用する。

(1) ボイド率変化に対する内挿

DD名	内 容	レコードフォーマット
FT05F001	入力データ	FB
FT06F001	結果の出力	FB
FT10F001	ボイド率変化に対する内挿式の係数(燃焼度固定、3点) これは、次の燃焼度に対する内挿への入力となる	FB
MACRO	SRACコードによる断面積計算結果	U

(2) 燃焼度に対する内挿

DD名	内 容	レコードフォーマット
FT05F001	入力データ	FB
FT06F001	結果の出力	FB
FT10F001	ボイド率変化に対する内挿式の係数(燃焼度固定、3点)	FB
FT11F001	ボイド率変化に対する内挿式の係数(HIST-BWR入力形式)	FB
MACRO	SRACコードによる断面積計算結果	U

5.1.5 JCL

本補助コードを実行するための JCL の例を以下に示す。

```

T(03) W(04) I(02) MSGCLASS(X) NOTIFY(J9521) INSTFREE
// EXEC FORT77,SO='J4244.B.UTILITY',A='ELM(INSTFREV)',B='NOSOURCE' INSTFREE
// EXEC LKE077,A=NOMAP,B=LIST,GRLIB=NO,MODS='30,10,1', INSTFREE
//      PRVLIB='J1480.LAMPLH',PRVQ='LOAD',GGS='SYS9.GGS' INSTFREE
// EXEC GO INSTFREE
//FT05F001 DD DISP=SHR,DSN=J****.SAMPLE.DATA(INSTX58V),LABEL=(,,,IN) INSTFREE
//FT06F001 DD SYSOUT=** INSTFREE
//FT10F001 DD DSN=J****.INSTX58V.DATA,DISP=(NEW,CATLG),UNIT=TSSWK, INSTFREE
//      DCB=(RECFM=FB,BLKSIZE=3120,LRECL=80),SPACE=(TRK,(1,1)) INSTFREE
//MACRO   DD DSN=J****.X581.MACRO.DATA,DISP=OLD,LABEL=(,,,IN) INSTFREE
//      DD DSN=J****.X583.MACRO.DATA,DISP=OLD,LABEL=(,,,IN) INSTFREE
//      DD DSN=J****.X584.MACRO.DATA,DISP=OLD,LABEL=(,,,IN) INSTFREE
// EXEC FORT77,SO='J4244.B.UTILITY',A='ELM(INSTFREV)',B='NOSOURCE' INSTFREE
// EXEC LKE077,A=NOMAP,B=LIST,GRLIB=NO,MODS='30,10,1', INSTFREE
//      PRVLIB='J1480.LAMPLH',PRVQ='LOAD',GGS='SYS9.GGS' INSTFREE
// EXEC GO INSTFREE
//FT05F001 DD DISP=SHR,DSN=J****.SAMPLE.DATA(INSTX58B),LABEL=(,,,IN) INSTFREE
//FT06F001 DD SYSOUT=** INSTFREE
//FT10F001 DD DSN=J****.INSTX58V.DATA,DISP=OLD,LABEL=(,,,IN) INSTFREE
//FT11F001 DD DSN=J****.INSTX58B.DATA,DISP=(NEW,CATLG),UNIT=TSSWK, INSTFREE
//      DCB=(RECFM=FB,BLKSIZE=3120,LRECL=80),SPACE=(TRK,(1,1)) INSTFREE
//MACRO   DD DSN=J****.X581.MACRO.DATA,DISP=OLD,LABEL=(,,,IN) INSTFREE
//      DD DSN=J****.X583.MACRO.DATA,DISP=OLD,LABEL=(,,,IN) INSTFREE
//      DD DSN=J****.X584.MACRO.DATA,DISP=OLD,LABEL=(,,,IN) INSTFREE

```

5.2 COREBN-BWRコード所要記憶容量計算コード

5.2.1 機能

本補助コードは、COREBN-BWRコードの可変配列部分の使用サイズを計算するために用いる。

これにより、大規模体系の解析が既作成のロードモジュールで可能かどうかを判定し、また可変配列のサイズを予め計算体系に合せて指定することができる。

5.2.2 入力データ

If the character '*' is written on the first column of a line, the code treat the line as a comment.

CARD 1

/3/

MEMORB Array size of COREBN-BWR (specified in the main program of COREBN-BWR)
 MEMORY Array size of CITATION (specified in the main program of COREBN-BWR)
 NXDATA Array size of macroscopic cross sections used in the COREBN-BWR calculation.
 This value can be obtained from test run of HIST-BWR that converts PDS file
 to PS file.

CARD 2

/9/

NREGJ Number of horizontal regions

NREGI Number of vertical regions
 NREGKB Number of planes
 NTNNUC Number of nuclides
 NHVNUC Number of heavy nuclides for inventory calculation
 NMAT Number of materials
 NGR Number of energy groups of macroscopic cross section on MACRO file
 NGRT Number of thermal energy groups of macroscopic cross section on MACRO file
 JCALVD Option flag for macroscopic cross section interpolation by moderator
 tempreture or density

CARD 3

/6/

NFE Number of fuel element stored in the history file
 NFT Number of fuel element type
 NOT Number of non-fuel element type
 NRKFMX Maximum node number through whole fuel elements
 NRK1MX Maximum node number within active fuel part through whole fuel elements
 NRKOMX Maximum node number through whole non-fuel elements

CARD 4

/5/

MODRAT Number of points of moderator density table
 NOCCOR Number of control elements loaded in the core
 NOFCOR Number of fuel types loaded in the core
 NSBstp Number of sub burn-up steps in a batch
 NTEMPF Number of points of fuel tempreture table

CARD 5

/4/

ICAL Calculation option
 =0 Core burn-up calculation
 =1 Haling calculation (Incremental burn-up calculation mode)
 =2 Haling calculation (Eigen value calculation mode)
 ICALVD Option to execute thermal hydraulic calculation
 =0 No execution
 =1 Execution
 IDELAY Option to execute kinetics parameter calculation
 =0 No execution
 =1 Execution

IMCAL Option to specify interpolation scheme of macroscopic cross section
 =0 Linear interpolation
 =1 Quadratic interpolation

CARD 6 /2/

IXKI Option to select fission spectrum
 NZMAX Maximum number of interfaces between different materials of all fuel type

CARD 7 /3/

IRCCN3 =0
 IRCCN5 Option to select the fissile isotope to calculate power from fission
 =1 U-235
 =2 Pu-239
 =3 Select by material
 IRCCN6 Option to select diffusion coefficients
 =1 Use D1 for all materials
 =2 Use D2 for all materials
 =3 Select D1 or D2 by materials

CARD 8 /8/

JVX Number of meshes in y-direction
 IVX Number of meshes in x-direction
 KBVX Number of meshes in z-direction
 MVX Number of zones
 IX28 Number of down-scattering group
 IX29 Number of up-scattering group
 IEDG16 =0
 NGC23 =0

5.2.3 ファイル指定

本補助コードでは、以下のファイルを使用する。

DD名	内 容	レコードフォーマット
FT04F001	スクラッチファイル、常時必要	FB
FT05F001	入力データ	FB
FT06F001	出力（入力データおよびシステムメッセージ）	FBA

5.2.4 JCL

本補助コードを実行するための JCL の例を以下に示す。

```
T(0) I(1) W(0)
// EXEC FORT77,SO='J4244.B.CRBNNUM',A='ELM(*),DISP=MOD
//SYSPRINT DD DUMMY
//SYSINC DD DSN=J4244.B.CIT.INC,DISP=SHR
//SYSPRINT DD DUMMY
// EXEC LKED77
//LINK.SYSPRINT DD DUMMY
//GO EXEC GO
//FT06F001 DD SYSOUT=*,DCB=(RECFM=FBA,LRECL=137,BLKSIZE=19043)
//FT04F001 DD UNIT=WK10,DISP=(NEW,DELETE),SPACE=(TRK,(1,1)),
//           DCB=(RECFM=FB,LRECL=80,BLKSIZE=3120)
//SYSIN DD *
  400000      800000      230060
   3     3     50     79     7     4     9     1     1
   9     1     2     48     48     1
   5     0     1     1    11
   2     1     0     1
   0     3
   0     2     3
   3     3     62     50     8     1     0     0
/*
/*
```

5.3 燃料装荷パターン入力データ作成コード

5.3.1 機能

大規模炉心の三次元炉心核熱水力計算においては、燃料装荷パターンを指定する入力データの作成に多くの時間を要する。使用者の労力を軽減するため、燃料装荷パターン入力データ作成のための補助コードを用意した。

COREBN-BWRコードでは、幾つかの燃料集合体を核的にも熱水力的にも等価なものとして取り扱うことが可能である。

本補助コードでは、等価なものとして取り扱う燃料集合体のタイプと、炉心内に滞在した年数(運転サイクル数)を組としてマトリックス形式で指定した入力データを、COREBN-BWRコードの入力形式に変換する。

5.3.2 入力データ

CARD 1 /\$NI(1X,A2)/
 TP(I,J), I=1,\$NI Input data to specify the fuel bundle loaded in the position (I,J).
 The data consists of two characters. The first specifies number of cycles the fuel bundle loaded in the core(1,2,...,9,A,B,...,Z).
 The second specifies the group name to which the bundle belongs(A,B,...Z). The bundles, which are specified with the same cycle number and group name, are assumed to have a same neutronics and thermal-hydraulics characters. If the black absorber is loaded in the position, input "ZZ". If the reflector is loaded in the position, input "RF".

Repeat CARD 1 \$NJ times. Here, \$NI and NJ are determined from the core geometry you want to analyze. According to the core geometry, please modify the parameter \$NI and \$NJ in the source program.

5.3.3 実行方法

本補助コードは、TSSコマンド RUNを用いて実行可能である。実行手順を以下に述べる。

- (1) 入力データの格納されたファイルをFT01に、COREBN-BWR用の装荷パターンデータの出力先データセットをFT02(RECFM=FB、LRECL=80)に割り当てる。
- (2) 本補助コードを実行する。実行コマンドは、
 RUN "J4244.B.PATTERN.FORT77(PATNMAKE)"
 である。

謝　　辞

本コードシステムは、日本原子力研究所と(株)日立製作所との共同研究「軸方向非均質HCB WRとプルトニウム増倍型BWRの炉心概念設計」の一貫として作成、整備したものである。コードの作成、テスト計算を通して御尽力いただいた、(株)アイ・エス・エルの井戸 勝氏、土井 英示氏に感謝いたします。また、共同研究のリーダーとして、有益な助言と励ましをいただいた石黒 幸雄氏(現 原子炉工学部次長)に感謝いたします。

参考文献

- 1) Tsuchihashi K. et al.: "Revised SRAC Code System," JAERI 1302 (1986).
- 2) Haling R.K. : "Power-Flattening Techniques Boost BWR Core Capabilities," Nucleonics, 23, No.5, (1965).
- 3) Graves H.W., Nuclear Fuel Management, John Wiley & Sons, New York (1979).
- 4) Wulff W. et al. : "A Description and Assessment of RAMONA-3B Mod.0 Cycle 4: A Computer Code with Three-Dimensional Neutron Kinetics for BWR System Transients," BNL-NUREG-51746 (1984).
- 5) Fowler T.B. et al.: "Nuclear Reactor Core Analysis Code; CITATION," ORNL-TM-2496 (1969).
- 6) Lahey R.T. et al., The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor, American Nuclear Society (1977).
- 7) Jones A. B., "Hydrodynamic Stability of a Boiling Channel," KAPL-2170, Knolls Atomic Power Laboratory (1961).
- 8) Waggener J. P., "Friction Factors for Pressure-Drop Calculations," Nucleonics, vol.19, pp145-147 (1961).
- 9) Saha, P. et al. : "Point of Net Vapor Generation and Vapor Void Fraction in Subcooled Boiling," Proc. of the 5th Int. Heat Transfer Conf., vol.4, 175, Tokyo, Japan (1974).
- 10) Levy S. "Forced Convection Subcooled Boiling—Prediction of a Vapor Volumetric Fraction," GEAP-5157, General Electric Company (1966).
- 11) Banerjee, S. et al. : "On the Development of the Methods for Analyzing Transient Two-Phase Flow," Proc. of the 4th Water Reactor Safety Research Mtg. Gaithersburg, Maryland (1976).
- 12) Zuber n. et al. : "Average Volumetric Concentration in Two-Phase Flow Systems," Trans. ASME, Journal of Heat Transfer, vol.87, Series C, 453 (1965).
- 13) 秋山 守:原子力熱工学, 東京大学出版会 (1978).
- 14) Kao S. et al. : "Critical Heat Flux Predictions in Rod Bundles," Nuclear Technology, vol.60, pp7-13 (1983).
- 15) Phillips R.E. et al. : "Improvements to the Prediction of Boiling Transition During Boiling Water Reactor Transients," Proc. 20th ASME/AichE Natl. Heat Transfer Conf., (1981).
- 16) 松本 知行 他:日本原子力学会「昭和62年年会」要旨集, E40 (1987).
- 17) Matsumoto T. : private communication (1989).

付 錄

ここでは、BWR炉心のHaling燃焼計算を例に取り、ヒストリーファイルの作成、ボイド率変化に伴う断面積変化に対する内挿式の作成から、炉心燃焼計算の実行にいたる手順を入力例を示しながら解説する。まず、解析手順の概略を示した後、一次元炉心モデルによる計算例、次に三次元炉心による計算例を示す。入力データとJCLの例は、最後にまとめて示すこととする。

A. 解析手順

BWR炉心に対する解析手順は、次の様になる。

- (1) SRACコードを用いた格子燃焼計算による、断面積テーブルの作成。
- (2) 補助コードを用いたボイド率変化に伴う断面積変化に対する内挿式の作成
- (3) ヒストリーファイルの作成
- (4) 燃料装荷パターン指定用入力データの作成(必要な場合、補助コード使用のこと)
- (5) COREBN-BWR用入力(運転条件、熱水力条件)の作成
- (6) COREBN-BWRコードの実行(三次元計算では通常リストアート計算を繰り返す)

上の各手順のうち、(1)～(2)は、一次元炉心モデルによる解析と三次元炉心の解析とで共通である。(3)以降は、一次元炉心モデルによる解析と三次元炉心の解析とは異なる。以下では、上記(1),(2)を、付録B. 断面積データの準備で解説し、(3)～(6)を一次元炉心モデルに対しては付録Cで、三次元炉心の解析に対しては付録Dで解説する。

B. 断面積データの準備

B. 1 SRACコードを用いた格子燃焼計算による断面積テーブルの作成例

断面積テーブルは、次の様に準備する。

- (1) 幾つかの(通常3～5点)平均減速材ボイド率を固定した格子燃焼計算から得られる断面積テーブル
- (2) (1)の結果出力されるメンバcaseNDEN(caseは、格子燃焼計算で指定したケース名)を用い、瞬時ボイド率のみを変化させてリストアート計算した結果得られる断面積テーブル。これは、平均ボイド率を固定した燃焼計算3点に対するcaseNDENをもとに、瞬時ボイド率を各平均ボイド率とそれぞれ異なる2点に変化させた、計6点に対して用意する。

これらのうち、(1)は、HIST-BWRコードを用いて順編制ファイルに変換してCOREBN-BWRコード内で用いる。(2)は(1)と合せて、次の節で説明するボイド率変化に伴う断面積変化に対する内挿式の作成に用いる。

ここでは、(1),(2)それぞれに対するSRACコードのJCLと入力データの例を示しておく。(1)に対しては、平均減速材ボイド率60%に対する格子燃焼計算の例(X583)を示した。(2)に対しては、(1)に示した例題の結果をもとに、各燃焼度において平均減速材ボイド率60%から瞬時減速材ボイド率70%に変化した場合の断面積テーブルを作成する例(X5837)である。

B. 2 補助コードを用いたボイド率変化に伴う断面積変化に対する内挿式の作成例

ここでは、説明のため以下の様なデータセットが既に用意されているとする。

Data set	member ^{*)}	Contents ^{#)}
X581.MACRO.DATA	X581Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=0\%$
	X501Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=0\% \Rightarrow U=10\%$
	X502Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=0\% \Rightarrow U=20\%$
X583.MACRO.DATA	X583Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=60\%$
	X565Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=60\% \Rightarrow U=50\%$
	X567Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=60\% \Rightarrow U=70\%$
X584.MACRO.DATA	X584Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=80\%$
	X587Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=80\% \Rightarrow U=70\%$
	X589Ab10	Macroscopic cross section for $\bar{U}=80\% \Rightarrow U=90\%$

*) Burn-up step number ($0, 1, 2, \dots, 9, A, B, \dots$)

#) \bar{U} :Historical average void percent, U :Instantaneous void percent

このようにデータセットが与えられている時に内挿式の係数を求めるためのジョブのJCLと入力データ(INSTFRE, INSTX58B, INSTX58V)を示しておく。この例では、内挿式の作成に用いなかつた燃焼度に対するSRACコードの計算結果と、内挿式を用いた場合の計算との間の差を求めている。

C. 一次元炉心モデルに対する計算例

ここでは、Fig.C.1に示す軸方向一次元炉心計算体系を例題として説明する。

C. 1 ヒストリーファイルの作成

ヒストリーファイル作成のための入力データ(HIST1D)を示しておく。この例に示すように一次元炉心モデルの解析の際には、各軸方向ノードには異なる燃料タイプを指定する。

C. 2 燃料装荷パターンの入力データ作成

燃料装荷パターンの入力データ(LDPATN1D)を示しておく。

C. 3 COREBN-BWR用入力データ作成

COREBN-BWR用入力データ(CRBN1D, FLOW1D)を示しておく。

C. 4 COREBN-BWRの実行

COREBN-BWRの実行用のJCLの例(CRBN1D)を示しておく。

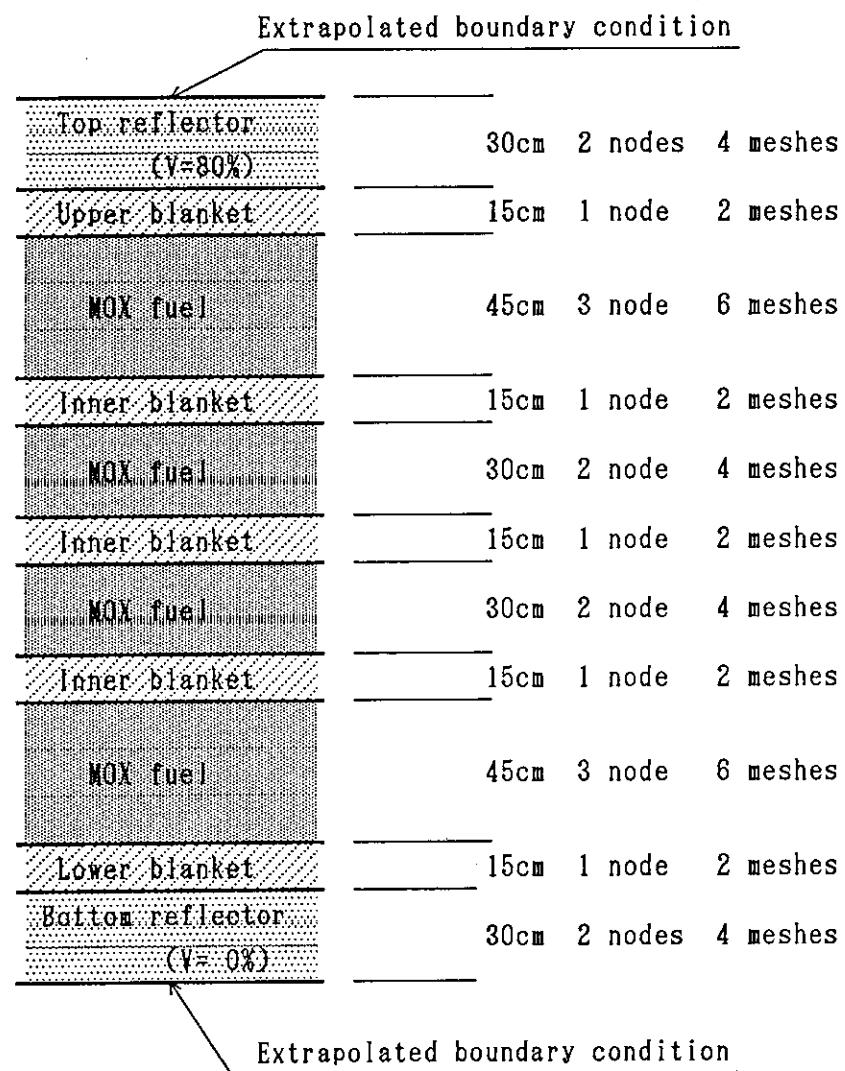


Fig. C.1 Example of 1 dimensional core model caculation

D. 三次元炉心に対する計算例

ここでは、Fig.D.1、Fig. D.2に示す三次元炉心計算体系を例題として説明する。Fig.D.2は、炉心の軸方向の構成を示したものである。Fig. D.2は、炉心の径方向の構成を示したものである。数字は、核燃料集合体が炉心内に滞在した運転サイクル数を示している。

本炉心は、六角燃料集合体 601体からなる高転換BWR炉心の例である。核計算では、炉心の径方向一層と炉心上下に軽水からなる反射体を設けて解析する。ここでは、炉心内の燃料集合体のうち、炉心内に滞在した運転サイクル数の等しいものを幾つかのグループにわけ、核熱水力的に等価なものとして取りあつかっている例を示す。

D. 1 ヒストリーファイルの作成

ヒストリーファイル作成のための入力データ(HIST3D)を示しておく。この例に示すように一次元炉心モデルとは異なり、軸方向に幾つかの燃料エレメントを組合させて一つの燃料タイプを構成する。

一つの燃料タイプは、一つの燃料集合体タイプ(核熱水力的に等価なものとして取り扱うグループ)に対応する。ここでは、実際に炉心に装荷される 601体の燃料集合体を41種類の燃料タイプにより模擬している。

D. 2 燃料装荷パターンの入力データ作成

ここでは、補助コードを用いて燃料装荷パターンの入力データを作成する。図 D.2には明示しなかったが、幾つかの同一滞在年数の燃料を核熱水力的に等価なものとし、まとめて取り扱う。この場合の、補助コードの入力データの例(LDPATN3D)を示しておく。入力データのうち、第一文字目の数字は炉心内に滞在した運転サイクル数を表し、第二文字目はグループ分けを表す。

D. 3 COREBN-BWR用入力データ作成

COREBN-BWR用入力データの例(CRBN3D, FLOW3D)を示しておく。ここでは、平均取出し燃焼度を指定した固有値計算モードに対する入力例を示した。

D. 4 COREBN-BWRの実行

COREBN-BWRの実行用の JCLの例を示しておく。ここでは、リスタートファイルの新規作成を含むジョブの実行用JCL(JCLCBN3F)と、リスタートファイルから情報を読み込む場合のジョブの実行用JCL(JCLCBN3R)の例を示した。後者の例では、まず初めのジョブステップで、二つのリスタートファイルのバックアップを作成している。

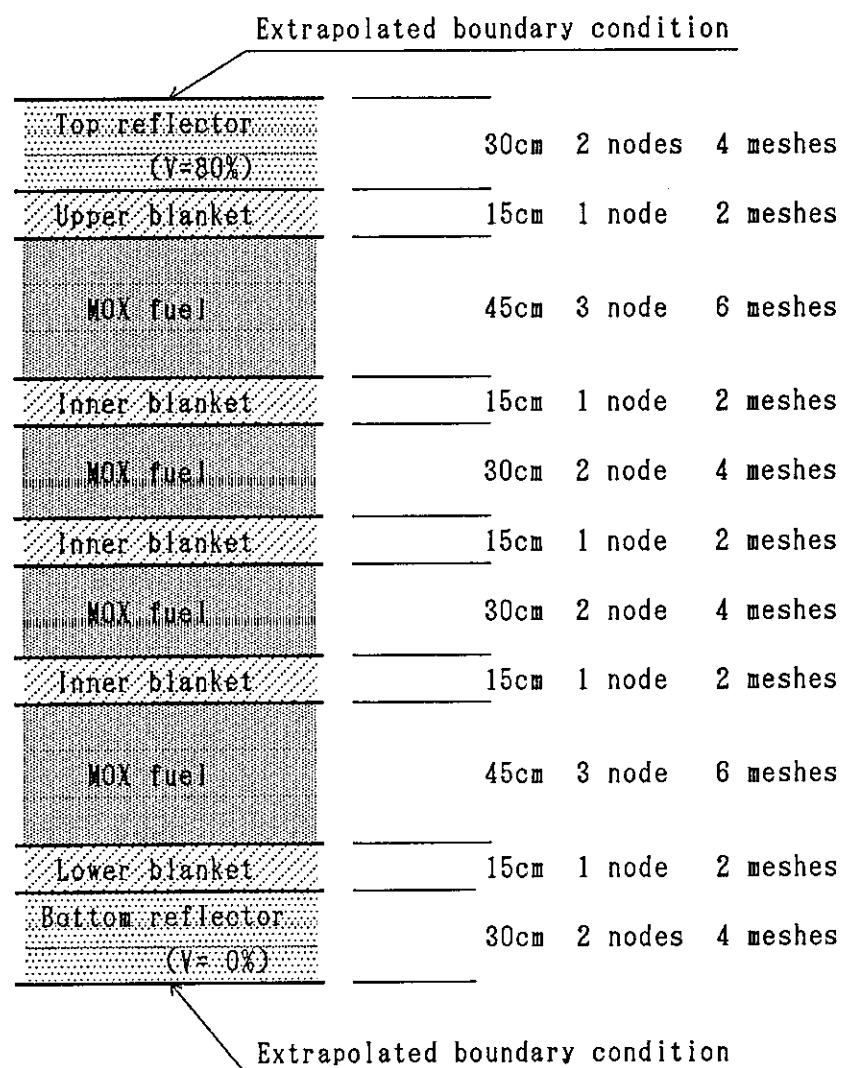


Fig. D.1 Example of 3 dimensional core caculation
(Axial configuratiuon)

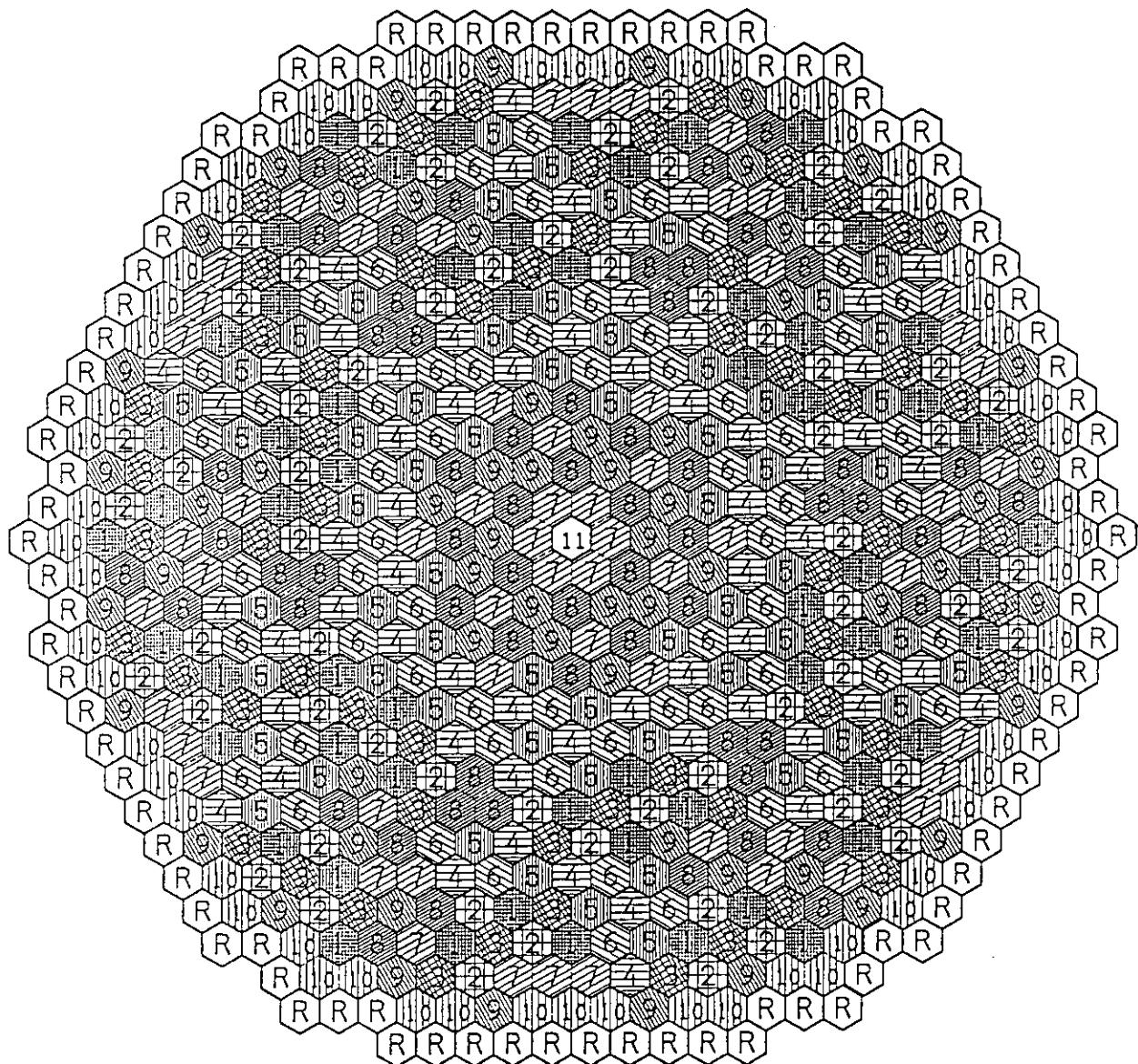


Fig.D.2 Example of 3 dimensional core calculation
(Fuel loading pattern)

E. 入力データと JCLの例

次ページ以降に示す入力データならびに JCLの一覧表をまとめておく。

Member name	Contents
CRBN1D	Sample input for 1 dimensional core model calculation
CRBN3D	Sample input for Haling calculation (eigen value calculation mode) of 3 dimensional core
FLOW1D	Sample input for thermal hydraulics calculation of the COREBN-BWR (1 dimensional core model)
FLOW3D	Sample input for thermal hydraulics calculation of the COREBN-BWR (3 dimensional core)
HIST1D	Sample input and JCL for HIST-BWR (1 dimensional core model)
HIST3D	Sample input and JCL for HIST-BWR (3 dimensional core)
INSTFRE	Sample JCL for macroscopic cross section interpolation
INSTX58B	Sample input for interpolation of macroscopic cross section vs burn-up
INSTX58V	Sample input for interpolation of macroscopic cross section vs moderator void fraction
JCLCBN3F	Sample JCL for COREBN-BWR (3 dimensional core, initial case)
JCLCBN3R	Sample JCL for COREBN-BWR (3 dimensional core, restart case)
JCLCRBN1	Sample JCL for COREBN-BWR (1 dimensional core model)
LDPATN1D	Sample data for fuel loading pattern of 1 dimensional core model
LDPATN3D	Sample input for the auxiliary code to generate input data of fuel loading pattern of 3 dimensional core
X583	Sample input for cell burn-up calculation of the SRAC code
X5837	Sample input for cell dummy burn-up calculation of the SRAC code

JAERI-M 92-068

CASE SAMPLE 3-D		
FUEL INPUT	0/C/N/H	
CRBN1D	1 1 41 0 1 0	
CRBN1U	3 1 200 1 1 11	
CRBN1D	1 1 1 1 1 1	
CRBN1D	300. 325. 350. 4	
CRBN1D	0.0 .30 0.60 0.	
CRBN1D	45	
CRBN1D	1 1 1 5 5	
CRBN1D	4.7500E+03	
CRBN1D	2.6000E+03	
BRDLA001	-22	
CRBN1D	-25	
CRBN1D	-12	
CRBN1D	-29	
CRBN1D	-9	
CRBN1D	-29	
CRBN1D	-3	
CRBN1D	-23	
CRBN1D	-3	
CRBN1D	-20	
CRBN1D	-7	
CRBN1D	10	
CRBN1D	2(600.0) 3(723.0)	
CRBN1D	BRDLA002 -20	
CRBN1D	-23	
CRBN1D	-26	
CRBN1D	-14	
CRBN1D	-28	
CRBN1D	-11	
CRBN1D	-28	
CRBN1D	-8	
CRBN1D	-28	
CRBN1D	-4	
CRBN1D	-24	
CRBN1D	-4	
CRBN1D	-21	
CRBN1D	-4	
CRBN1D	-18	
CRBN1D	-6	
CRBN1D	-9	
CRBN1D	12	
CRBN1D	2(600.0) 3(723.0)	
CRBN1D	BRDLA003 -21	
CRBN1D	-24	
CRBN1D	-13	

HIST10	-2.83971737E-02 3.48516703E-02 -8.80794525E-02
HIST10	-7.9680812E-02 -7.9370198E-02 2.3240948E-01
HIST10	-4.81110066E-03 -1.03062354E-02 4.60231900E-02
HIST10	1.74554651E-02 -7.39649771E-01
HIST10	-3.54535818E-01 -2.74883720E-01 1.61191845E+00
HIST10	-7.23687932E-04 6.64289109E-05 1.28066303E-04
HIST10	-2.67067653E-04 2.96183862E-05 -3.8545611E-05
HIST10	-5.32260863E-04 5.21687235E-05 -7.53773239E-05
HIST10	-2.2824514E-04 1.82195799E-04 8.215779248E-04
HIST10	-2.012318163E-04 2.185722851E-03 3.54731455E-03
HIST10	-3.08715050E-04 7.19210466E-03 5.57342177E-03
HIST10	-6.83983594E-05 3.26066720E-05 3.07050381E-05
HIST10	8.400209097E-05 8.9383826E-05 4.39435244E-05
HIST10	-4.07415254E-04 6.677097983E-04 1.84591860E-04
HIST10	-4.7721963E-04 3.52186034E-05 5.22555451E-05
HIST10	2.61541689E-04 2.93724705E-04 1.54522061E-03
HIST10	-6.3902102E-04 7.3294789E-04 1.28831738E-03
HIST10	-1.19193487E-05 7.63480784E-05 1.92378087E-05
HIST10	1.3929059E-04 6.1316485E-05 5.19044697E-05
HIST10	-3.1372652E-04 1.35220122E-04 -1.51267666E-04
HIST10	-6.03394788E-06 1.37666875E-05 -1.02576334E-04
HIST10	5.8186552E-04 1.04930257E-04 9.26285982E-04
HIST10	-1.14276899E-03 2.4989029E-05 1.29562616E-03
HIST10	-2.16337548E-03 6.9750429E-04 3.01957139E-04
HIST10	1.30007900E-02 7.0638711E-03 2.19275567E-03
HIST10	-3.61738601E-02 7.42125511E-03 -6.18936631E-03
HIST10	-2.20978330E-03 6.4029209E-04 1.23646591E-04
HIST10	5.50734885E-02 1.3229653E-02 1.94301605E-02
HIST10	-1.14116190E-01 4.14811969E-02 -3.472035294E-02
HIST10	-7.283734E-02 -5.5693520E-03 1.03262919E-03
HIST10	7.54036754E-03 2.64228843E-02 3.25935747E-02
HIST10	-4.05575223E-02 6.75208589E-02 0.55898456E-02
HIST10	-6.09270524E-02 -5.59176682E-03 1.17989779E-02
HIST10	5.26053874E-02 6.44170046E-02 6.552542114E-02
HIST10	-1.12365301E-01 1.33943558E-01 -1.452474749E-01
HIST10	-7.6363734E-02 -5.5693520E-03 1.03262919E-03
HIST10	7.54036754E-03 2.64228843E-02 3.25935747E-02
HIST10	-4.05575223E-02 6.75208589E-02 0.55898456E-02
HIST10	-6.09270524E-02 -5.59176682E-03 1.17989779E-02
HIST10	5.26053874E-02 6.44170046E-02 6.552542114E-02
HIST10	-1.12365301E-01 1.33943558E-01 -1.452474749E-01
HIST10	-7.6363734E-02 -5.5693520E-03 1.03262919E-03
HIST10	4.99131158E-04 1.03156074E-04 1.98956471E-03
HIST10	-1.761010805E-03 4.45056707E-04 5.63102616E-03
HIST10	9.54966909E-03 1.188635526E-04 3.26381554E-03
HIST10	-3.9147034E-04 2.73181945E-02 1.29049301E-01
HIST10	-2.5037850E-03 2.0087900E-02 1.2668893E-01
HIST10	-8.4097742E-03 8.18179548E-03 6.96551800E-03
HIST10	2.81794954E-02 3.88759375E-02 1.61209056E-02
HIST10	-8.05768171E-02 1.01467013E-01 1.6064639E-01
HIST10	-5.59397144E-03 3.09642963E-02 1.19583964E-01
HIST10	1.55566307E-01 -1.20361501E-01 7.85622597E-01
HIST10	-2.97941387E-01 2.70473957E-03 2.19183826E+00
HIST10	-8.99874704E-02 2.19463706E-02 1.61209056E-02
HIST10	6.7326710E-02 -1.151515861E-02 5.24293210E-01
HIST10	-3.0095893E-01 3.42979431E-02 6.80189133E-01
HIST10	-3.458466336E-02 1.29776662E-02 1.02021217E-01
HIST10	5.20099223E-01 -1.833543205E-01 6.48348399E+00

