技術

94. 「ふげん」オンライン炉心性能計算 システムの開発

名取久秀*, 金戸邦和**, 大輝茂**

(1981年 6月3日 受理)

(1981年 11月30日 再受理)

Development of On-Line Core Performance Evaluation System for "FUGEN"

By Hisahide NATORI,
Kunikazu KANETO and Shigeru OTERU

An on-line core performance evaluation system ATROPOS has been developed in order to carry out safe and efficient reactor operation of "FUGEN" (a heavy water moderated, boiling light water cooled, pressure tube type reactor). This system offers detailed and useful information on such items of core performance as core thermal power, power distribution and thermal operation limits.

The power distribution is calculated first by using a three-dimensional nodal coupling model, employing such process data as control rod position and ^{10}B concentration in the D_2O moderator. Then the calculated power distribution is corrected by local power monitor readings.

An axial one-dimensional nodal coupling model, which considers radial power distribution, and a localized three-dimensional nodal coupling model are used to predict the core thermal power and the power distribution for the region surrounding the control rods respectively, within a short time in advance of control rod operation.

The methods employed in this system are verified by comparison with start-up test data from the FUGEN initial core. The estimated power distribution and channel flow agree with values measured by the power calibration monitor and with channel flow converted from measured values of pressure drop, within 3 and 5% respectively, in their root mean square values. The difference in core thermal power between the predicted value and the value measured by the total power monitor is about 1% for control rod operation.

KEYWORDS: on-line core performance evaluation system, FUGEN(JATR reactor), core thermal power, power distribution, thermal operation limit, nodal coupling model, local power monitor reading, forecasting, accuracy

1. 緒 言

近年、原子炉の運転管理の分野においてもプロセス計算機の利用が積極的に進められている。プロセス計算機で現在の出力分布、熱的裕度を精度よく求めるオンライン炉心性能計算システムは、その代表的なものの一つである。オンライン炉心性能計算システムの目的は、①原子炉サイトに設置したプロセス計算機にプロセス・データを時々刻々取り込み、これらのデータをもとに炉心内の出力分布、熱的裕度を求めて炉の運

転が安全にかつ効率的に遂行されていることを確認すること、②制御棒操作などの運転操作に伴う炉心状態の変化を事前に予測して運転操作に対する判断資料を提供すること、③運転データを自動的に収集して省力化を図ること、および④運転実績データを運転計画あ

* 日立製作所エネルギー研究所(Energy Res. Lab., Hitachi, Ltd.)

** 日立製作所日立工場(Hitachi Works, Hitachi, Ltd.)

** 動力炉・核燃料開発事業団(Power Reactor & Nucl. Fuel Development Corp.)

るいは設計へフィードバックすること、にある。

われわれは1979年3月に本格運転を開始した新型転換炉原型炉「ふげん」に対し、オンライン炉心性能計算システム^①ATROPOSを開発し、「ふげん」の起動試験データから性能計算方法の精度を評価し、システムの有効性を確認したので報告する。

オンライン炉心性能計算システムにおいては、出力分布を短時間に精度よく求めること、運転操作に対する炉心状態の変化を事前に予測する機能を有することが特に重要になる。一般に出力分布の推定方法としては、インコア・モニタの実測値をベースとして求める方法と、詳細な出力分布計算モデルから求める方法とが考えられる。前者は出力分布が短時間に求められる点で優れているが、インコア・モニタの数が少ないと出力分布の推定精度が悪く、また予測機能をもたせることが難しい問題がある。

一方、後者は出力分布の推定精度は良くまた予測機能をもつ反面、計算時間が長く大容量の計算機メモリを必要とする欠点がある。したがって、「ふげん」炉心性能計算システムでは両者の長所を取り入れ、出力分布を計算時間の短い核熱水力特性計算モデルから計算し、それを炉内に設置した局所出力用検出器の実測値で補正する方法をとった。この方法は、①計算モデルを内蔵することから予測機能をもたせることが容易である、②局所出力用検出器の故障あるいは炉心が非対称であっても出力分布の推定精度が大きく低下しない、入力データの作成が容易である、③運転実績データの蓄積に伴って計算モデルを修正することが容易である、などの特徴をもつ。

必要なデータを提供するシステムの中核となるプログラムである。また周期データ収集プログラムは1日および1月ごとに起動され、周期監視プログラムの結果を要約編集して日報、月報を作成するプログラムである。

随時運転補佐プログラムは、制御棒操作、重水中の¹⁰B濃度変更など運転操作に伴う炉心状態の変化を事前に予測して運転操作の可否を判断するためのデータを提供するプログラムである。随時データ収集プログラムは、局所出力用検出器(LPM: Local Power Monitor)の感度劣化の計算、校正あるいは燃料集合体固有のデータを編集して燃料データファイルを作成するなど性能計算システムの保守運用を含めたプラントの運用管理に必要なデータを収集するプログラムである。これらの随時プログラムは必要に応じて運転員によってオペレータ・コンソールから起動される。以下、主なアプリケーション・プログラムの機能を示す。

(1) 出力分布(A-2プログラム)

ノード結合法を用いた核熱水力特性計算モデルから3次元出力分布を計算して、これをLPMの実測値で補正して炉心出力分布を得る。

(2) 熱的制限値(A-3プログラム)

出力分布、流量分布を用いて最大線出力密度MLHGR、最小限界熱流束比MCHFR、最大出力クォリティMXEなどを計算して、炉心の熱的裕度を明らかにする。

(3) 制御棒操作時出力分布予測(B-2プログラム)

制御棒操作前に、操作後の出力分布、熱的裕度を予測して、運転操作の安全を確認する。

II. システム構成

1. アプリケーション・プログラムの構成

「ふげん」オンライン炉心性能計算システムは、第1図に示す31個のアプリケーション・プログラムから構成される。これらのプログラムはその機能から炉心周期監視プログラム、周期データ収集プログラム、随時運転補佐プログラム、随時データ収集プログラムに分類される。炉心周期監視プログラムはプロセス計算機内のタイマーによって一定時間ごとに起動され、プロセス計算機に取り込んだプロセス・データをもとに炉心熱出力、出力分布、流量分布、熱的裕度などを求めるとともに、他のプログラムに

第1図 アプリケーション・プログラムの構成

(4) 制御棒現在値/炉停止余裕(B-4プログラム)

現在の制御棒位置を走査し編集する。またオプションにより、運転状態において任意の1本の制御棒がスタックしても炉停止が可能であることを確認するため、ワン・スタック・ロッド・マージンを計算する。

(5) ^{10}B 操作量予測(B-9プログラム)

重水減速材中の ^{10}B 濃度を燃料および ^{10}B の燃焼などにより調整する必要がある場合、操作すべき ^{10}B 量を予測する。

(6) 炉心熱出力予測(B-10プログラム)

制御棒操作および重水減速材中の ^{10}B の追加、除去操作に伴う炉心熱出力の変化を予測する。

(7) 出力エンベロープ(B-11プログラム)

現在の出力分布により最大出力包絡線(炉心内の各位置で過去に一定期間運転された最大出力の包絡線)を更新するとともに、制御棒あるいは ^{10}B 濃度操作時の出力分布変化を計算し、最大出力包絡線の逸脱の有無を予測する。

2. ハードウェアの構成

上記のアプリケーション・プログラムを実行するハードウェアの構成⁽²⁾を第2図に示す。プロセス計算機はHIDIC-500(記憶容量48K語)を使用し、外部記憶装置として磁気ドラム(記憶容量768K語)と磁気テープ1台を設置している。また入出力装置はカード・リーダー、紙テープ・リーダー、カラーCRT、ラインプリンタおよびタイプライタ4台から構成される。カラーCRT

はハード・コピーが可能で、炉心性能計算結果およびプロセス・データなどを図示する。オペレータコンソール、カラーCRT、タイプライタのようにプラント運転中に使用する頻度が高い機器は中央制御室に配置し、その他は計算機室に設置している。

Ⅲ. 炉心周期監視システム

炉心周期監視システムは、炉心出力分布、熱的裕度などを一定時間ごとに求めて炉心が安全に運転されていることを確認するとともに、燃料燃焼度、LPM中性子照射量などの積算量を求めるシステムである。以下、このシステムで求める主要項目の計算法を示す。

1. 炉心熱出力の推定法

炉心熱出力は主蒸気系、再循環系、給水系、重水系などの各循環系統に設置した流量計、温度計、圧力計の読みをもとに炉心の熱バランスを解いて求める(A-1プログラム)。「ふげん」は冷却材喪失時の投入反応度を小さくするため冷却系を2ループから構成しているの、炉心の熱バランスも各冷却系ごとに解いて、最終的に各ループの和として炉心熱出力を得る。この際、熱出力計算において支配的なパラメータである各ループの蒸気流量、給水流量は、測定誤差の影響を少なくするため測定値を補正した値を用いる。補正係数は蒸気流量に対しては、全蒸気流量TGTBと全給水流量TGFWの平均値TAVTとTGTBの比、給水流量についてはTAVTとTGFWとの比とする。これは定常運転時およびゆっくりとした出力変更時では、全蒸気流量と全給水流量は等しいとみなすことができることによる。各

系統の各場所における流体のエンタルピーは、圧力あるいは温度の測定値から計算機に内蔵した蒸気表を内挿して得る。

炉心熱出力は走査したプラント・データをもとに求めるので、センサーの故障によりデータが得られない場合、あるいはプロセス計算機に取り込んだデータがあらかじめ設定した上下限值から外れた場合は、その代用値から求める。代用値は炉心熱出力への影響が大きい蒸気流量、給水流量、給水温度、重水系および遮蔽冷却系の流量、温度に対してはそれぞれのデータに

第2図 ハードウェア構成

定めた代用値の計算法から求め、他のプラント・データについては前回走査した正常値を用いる。

2. 出力分布の推定法

「ふげん」の炉心構成を第3図に示す。出力分布を監視する局所出力用検出器 LPM は、径方向には16燃料集合体に1ストリング、軸方向には1ストリング当り4個の割合で減速材中に設置されている。本性能計算システムの出力分布推定法は第4図に示すように、計算時間の短い核熱水力特性計算モデルによって3次元出力分布を求め、この出力分布をもとに LPM 指示値を推定する。そして LPM 実測値と推定値の差を求めてこの差により出力分布の計算値を補正する方法をとる(A-2プログラム)。以下これらの方法を示す。

○	酸化燃料	124
●	混合酸化燃料	94
●	特殊燃料	4
+	制御棒	45
+	出力調整用制御棒	4
●	局所出力用検出器	16×4

第3図 「ふげん」炉心構成

第4図 出力分布推定法の概略フロー

(1) 核熱水力特性計算モデルによる出力分布計算
核熱水力特性計算モデルとしては、ノード結合法を

用いた LAYMON モデル⁽⁹⁾を用いる。LAYMON モデルは、BWR用に開発された FLARE モデル⁽¹⁰⁾をベースとして、チャンネル流量、ボイド率などの熱水力計算法と、中性子無限増倍率、中性子移動面積、境界条件アルベドなどのフィット式およびフィット・パラメータとを新型転換炉用に修正したものである。出力分布は燃料集合体を軸方向に16分割した燃料セグメントに対して求める。

(2) LPM 指示値の推定と規格化

核熱水力特性計算モデルで計算した出力分布から LPM 指示値を推定する。LPM は第5図に示すように軸方向には燃料セグメントの分割点に位置するので、その推定値は LPM を囲む燃料集合体の上下2セグメントそれぞれのセグメント出力から、LPMの位置の熱中性子束を求めて、その平均値として得る。燃料セグメント出力と LPM 位置の熱中性子束の関係は次式を用いる。

第5図 LPMの軸方向位置

$$R_i = \frac{\sum_{\text{第 } l \text{ 番目の LPM を囲む燃料セグメント } (i,j,k)} P_{i,j,k} \cdot f_1(IT, V_{i,j,k}, E_{i,j,k})}{NL_i} \quad (1)$$

ここに、 R_i : 第 l 番目の LPM の位置の熱中性子束

$P_{i,j,k}$: 燃料セグメントの座標 (i, j, k) における出力

$f_1(IT, V_{i,j,k}, E_{i,j,k})$: 燃料タイプ IT のボイド率 $V_{i,j,k}$ 、燃焼度 $E_{i,j,k}$ に関するフィット式

NL_i : 第 l 番目の LPM を囲む燃料セグメントの個数

であり、フィット式は燃料集合体定数計算コードから求める。(1)式においては、減速材中の ^{10}B 濃度は炉心内で一様と考え、また ^{10}B 濃度に対するフィット式 f_1 の値は燃料タイプが異なっても 0.3% 以下で一致することから、 ^{10}B 濃度の影響を無視している。

(3) LPM 実測値と推定値の差の軸方向フィット
LPM の実在する軸方向4点で、規格化された LPM 実測値とその推定値の差(以下、推定値のズレ)を求める。さらに炉心上下部の2点(外挿距離を考えた位置で、推定値のズレはゼロ)を加えて、第6図に示すようにこれを軸方向に5次式でフィットする。このフィット曲線から軸方向各燃料セグメント位置での推定値

のズレを求める。

第6図 LPM実測値と推定値の差の軸方向フィット

(4) 擬似ストリングでの推定値のズレ

LPM ストリングは第3図に示したように対称性を考えると、4燃料集合体に1ストリングが割り当てられるように配置されている。この対称性を利用して割り当てられたストリングを擬似ストリングと呼ぶ。擬似ストリングでの推定値のズレは、炉心が対称である場合は実在のLPM ストリングでのズレから求められる。しかし「ふげん」は起動用検出器および出力上昇用検出器の案内管が非対称に配置され、出力分布は対称にならない。そこで擬似ストリング上の推定値のズレは次のような直線内挿計算から求める。この内挿法では第7図に示すように、まず実在するLPM ストリングの対角線上にある擬似ストリングでの推定値のズレを、実在する4個のLPM ストリングでのズレの平均値として求める。次に、実在するLPM ストリングの直交線上にある擬似ストリングでの推定値のズレを、実在するLPM ストリングでのズレと1回目のステップで求めた擬似ストリングでのズレから、その平均値として求める。上記2ステップにより、すべての擬似ストリングでの推定値のズレが求められる。

第7図 擬似ストリングでの推定値のズレの内挿法

(5) 推定値のズレの振分け

擬似ストリングも含めたLPM ストリング上の推定値のズレを、計算で求めた各燃料セグメントの出力に振り分けて、実測値で補正した燃料セグメントの出力を求める。このズレの振り分け法は第8図に示すように、燃料集合体を囲む4個の各LPM ストリングでの推定値のズレに重みをつけて燃料集合体の出力に加える方法をとる。すなわち、実測値で補正した燃料セグメント出力を次式から求める。

$$P_{i,j,k}^M = P_{i,j,k} + \sum_{m=1}^4 W_{i,j,m} \cdot RD_{m,k} \quad (2)$$

$$\left. \begin{aligned} W_{i,j,m} &\propto 1/r_{i,j,m}^2 \\ \sum_{m=1}^4 W_{i,j,m} &= 1 \end{aligned} \right\} \quad (3)$$

ここに、 $P_{i,j,k}^M$: 実測値で補正した燃料セグメントの座標 (i, j, k) における出力

$RD_{m,k}$: 燃料セグメントの座標 (i, j, k) を囲む4個のLPM ストリングのうち第 m 番目($m=1\sim 4$)のLPM ストリングの軸方向セグメント k における推定値のズレ

$r_{i,j,m}$: 燃料セグメントの中心からLPM ストリングまでの距離

ここで、推定値のズレをLPM を囲む4燃料集合体に振り分けずに上記の方法によったのは、LPM 実測値をLPM を囲む16燃料集合体の範囲まで反映させるためである。このようにして求めた出力分布をもとに再びLPM 指示値を推定し、上記第(2)～(5)項を出力分布が収束するまで繰り返して、最終的な出力分布を得る。

第8図 推定値のズレの振分け法

上記第(2)～(5)項の出力分布補正方法の精度上の問題は、LPM 指示値をいかに精度よく推定するか、またLPM 実測値と推定値の差をどのように燃料セグメント出力に配分するかにある。前者については(1)式

が集合体定数計算の結果を用いていることから、隣りに異種の燃料がある場合および制御棒が挿入された場合に問題になる。しかし、異種の燃料集合体を 2×2 の正方格子に配置した体系および 2×2 の正方格子の隅に制御棒を配置した体系に対して、燃料集合体の中を非均質とした2次元3群拡散計等により(1)式の f_1 の値を求めると、同一燃料と同様に配置した体系での値と約5%以下で一致する。したがって本性能計算では、フィット式に対する燃料配置および制御棒の影響を無視して集合体定数計算の結果を用いた。また、後者についてはLPMは4燃料集合体の間の減速材中にあり、LPM実測値と推定値の差がどの燃料セグメントの出力計算誤差に起因しているかを求めることは困難である。ここではLPMを囲む8燃料セグメントの出力計算誤差は同程度で、LPMから離れた燃料セグメントの出力計算誤差の影響は小さいと仮定して上記の方法を採用した。

3. 熱水力計算法

前節で述べた核熱水力特性計算モデルにおいては、核計算と熱水力計算を結合させた繰返し計算から出力分布を求めるが、ここでは熱水力計算法の概要を述べる。

(1) チャンネル流量

「ふげん」は出力運転時のボイド反応度係数がほぼゼロであるため、チャンネル流量の計算誤差が出力分布へ与える影響は小さい。LAYMONモデルによると、チャンネル流量分布を10%変えても出力分布の変動は約0.5%程度である。しかし、炉心の熱的裕度を監視する一つの指標である最小限界熱流束比MCHFRの計算においては、チャンネル流量の誤差が大きく影響する。したがって、本性能計算システムではチャンネル流量を2段階に分けて求める。すなわち、チャンネル出力とチャンネル流量との繰返し計算では、チャンネル流量を短時間で求めるためにチャンネル出力-チャンネル流量相関線を用い、MCHFRを求めるためのチャンネル流量は、上記の結果に各チャンネルの配管形状による補正などを加えた値を用いる。チャンネル出力-チャンネル流量相関線は、チャンネル流量をチャンネル相対出力のフィット式で表わし、その係数を炉心出力レベルおよびチャンネル入口配管部のオリフィス・タイプ依存としたものである。フィット係数はチャンネル間の圧力バランスを考えた詳細熱水力計算コードCOTHY^④から与える。「ふげん」では各チャンネルで配管形状が異なるため、この相関線は厳密には各チャンネルで異なるが、ここでは入口管オリフィス・

タイプにより3種類に分け、それぞれのタイプに属する平均値で代表させる。そして配管形状の平均値からの差はMCHFRを求めるためのチャンネル流量の補正因子として考慮する。補正因子としてはこのほかに燃料の炉内滞在時間(クラッド係数)を考慮する。軸方向の出力分布形の違いによる補正は、軸方向出力ピーキング係数を1.35と1.0にした場合のチャンネル流量の違いが0.3%と小さいので無視する。

(2) ボイド率分布

ボイド率分布を求めるクオリティとボイド率の相関式はJones^⑤の式を用いる。サブクール・ボイドについては、出力分布への影響が小さいので無視する。ボイド率の計算に必要となる炉心圧力は、下部ヘッダから蒸気ドラムまでの圧損値を炉心熱出力と炉心流量のフィット式とし、この圧損値の $1/2$ を蒸気ドラムから炉心までの平均圧損値とみなして求める。

(3) 熱的裕度

本性能計算システムでは、炉心が熱的に安全に運転されていることを確認する指標として、最大線出力密度MLHGRおよび最小限界熱流束比MCHFRなどを求める(A-3プログラム)。これらの指標は、さきに述べた出力分布、流量分布と局所出力ピーキング係数、限界熱流束から求めるが、局所出力ピーキング係数は燃料集合体定数計算の結果を燃料タイプごとに燃焼度、冷却材ボイド率、減速材中¹⁰B濃度でフィットした式を用いる。また限界熱流束は動燃HTL(流動伝熱試験室)の実験から得られた実験式^⑥を用いる。

IV. 炉心随時監視システム

炉心随時監視システム^⑦は、運転操作の可否を判断するために必要なデータを提供するプログラムと、性能計算システムを含めたプラントの運転管理に必要なデータを収集するプログラムとからなる。ここではこれらのプログラムのうち代表的な制御棒操作時出力分布予測プログラム(B-2プログラム)について述べる。

このプログラムは制御棒操作に先立って制御棒操作後の出力分布、熱的裕度を短時間に予測するプログラムで、現在の出力分布を推定する現状推定の部分と、これをもとに制御棒操作後の炉心熱出力、出力分布、熱的裕度予測とから構成される。

1. 現状出力分布の推定法

この方法は、基本的には計算モデルの結果をLPMの実測値で補正する第Ⅲ章の方法と同じであるが、計算時間の短縮をはかるため、核熱水力特性計算モデルによる3次元出力分布計算でボイド・イタレーションを

無視する。すなわち、前回の炉心周期監視プログラムの起動時点からの出力分布の変動は制御棒位置、 ^{10}B 濃度の変化によるものが主であると考え、ボイド率分布、ドブラー効果、Xe および Sm 効果などのフィードバック量は、前回の炉心周期監視プログラムの出力分布形を現在の炉心熱出力で規格化した出力分布から求める方法をとる。この現状出力分布の推定法は、オペレータ・コンソールから指定した制御棒付近あるいは炉心全体の熱的裕度を短時間に調べる制御棒付近熱的データ(B-1 プログラム)、および炉心熱的データ(B-3 プログラム)のプログラムにも共通に用いられる。

2. 炉心熱出力の予測法

炉心熱出力の予測計算では、制御棒操作後の炉心に対して炉心熱出力を変えて臨界探索計算をする。ここでは計算時間を短縮するため、臨界探索計算に制御棒の移動方向である軸方向の1次元LAYMONモデルを用いた。この軸方向1次元LAYMONモデルは径方向の影響を考慮するため、3次元計算による径方向の中性子源分布を重みとして得られた軸方向の中性子無限増倍率分布、中性子輸送核を用い、次式で表わされる。

$$\frac{\lambda \bar{S}_k}{\bar{K}_{\infty,k}} = \bar{W}_{k+1}^T \bar{S}_{k+1} + \bar{W}_{k-1}^T \bar{S}_{k-1} + \bar{W}_k^S \bar{S}_k \quad (4)$$

$$\bar{K}_{\infty,k} = \sum_{i,j} S_{i,j,k} / \sum_{i,j} K_{\infty,i,j,k} S_{i,j,k} \quad (5)$$

$$\bar{W}_k^H = \sum_{i,j} W_{i,j,k}^H S_{i,j,k} / \sum_{i,j} S_{i,j,k} \quad (6)$$

$$\bar{W}_k^V = \sum_{i,j} W_{i,j,k}^V S_{i,j,k} / \sum_{i,j} S_{i,j,k} \quad (7)$$

$$\bar{W}_k^S = 1 - 2\bar{W}_k^V + \alpha_k^V \bar{W}_k^V + \alpha_k^H \bar{W}_k^H \quad (8)$$

ここで、 $S_{i,j,k}$: 3次元計算による燃料セグメントの座標 (i,j,k) における中性子源

$K_{\infty,i,j,k}$: 中性子無限増倍率

$W_{i,j,k}^H, W_{i,j,k}^V$: 燃料セグメント (i,j,k) で発生した中性子が、径方向あるいは軸方向の隣接した燃料セグメントで吸収される確率(中性子輸送核)

$\bar{S}_k, \bar{K}_{\infty,k}, \bar{W}_k^H, \bar{W}_k^V$: 軸方向1次元モデルのそれらに対応した値

$\bar{W}_k^S$: 燃料セグメント k で発生した中性子がそのセグメントで吸収される確率

α_k^H, α_k^V : 径方向あるいは軸方向のアルベド
 λ : 固有値

この1次元モデルによる炉心熱出力の予測の手順は次のようになる。

(1) $S_{i,j,k}$ の計算

$K_{\infty,i,j,k}, W_{i,j,k}^H, W_{i,j,k}^V$ の重みづけに用いる $S_{i,j,k}$

は、制御棒操作後の炉心に対してボイド・イタレーションを無視した簡略3次元計算から求める。これは $S_{i,j,k}$ として制御棒操作前の値(現状推定値)を用いると、制御棒操作量が大きく、出力分布の変化が大きい場合には、 $\bar{K}_{\infty,k}$ などの計算誤差が大きくなることによる。この $S_{i,j,k}$ は1次元モデルの計算に先立って1回のみ計算する。

(2) $K_{\infty,i,j,k}, W_{i,j,k}^H, W_{i,j,k}^V$ および $\bar{K}_{\infty,k}, \bar{W}_k^H, \bar{W}_k^V$ の計算

$K_{\infty,i,j,k}, W_{i,j,k}^H, W_{i,j,k}^V$ の計算では、燃料タイプの違いは2次元で、制御棒挿入位置の違いは3次元で扱うが、ボイド、ドブラー、Xe などのフィードバック量は、1次元モデルの(4)式で得られた出力分布から計算し、軸方向のみで変える。 $\bar{K}_{\infty,k}, \bar{W}_k^H, \bar{W}_k^V$ は、第(1)項で求めた $S_{i,j,k}$ を重みとして(5)~(7)式で計算する。

(3) α_k^H の計算

軸方向のアルベド α_k^V は炉心周期監視プログラムと同一の値を用いるが、水平方向のアルベド α_k^H は1次元モデルの結果が3次元計算の結果に一致するように調整するパラメータとする。すなわち、簡略3次元計算の出力分布から第(2)項により $\bar{K}_{\infty,k}, \bar{W}_k^H, \bar{W}_k^V$ を求め、これと簡略3次元計算から得た軸方向出力分布 $\bar{S}_k$ と実効増倍率 λ を用いて(4)および(8)式から α_k^H を逆算する。そして以後の1次元モデルによる臨界探索計算ではこの α_k^H を用いる。このような方法により臨界探索計算に入る前の1次元計算の実効増倍率と軸方向出力分布は、制御棒操作後の簡略3次元計算の結果と一致させることができる。

(4) $\bar{S}_k, \lambda$ の計算

(4)式の繰返し計算(ソース・イタレーション)から $\bar{S}_k, \lambda$ を求める。そしてこのイタレーションが収束した段階でボイド率を計算し、第(2)、(4)項を繰返し計算(ボイド・イタレーション)して $\bar{S}_k, \lambda$ を求める

(5) 炉心熱出力計算

$\bar{S}_k, \lambda$ が求まった段階で炉心熱出力を変えて第(2)、(4)項を繰返して臨界固有値 λ_c となる炉心熱出力を求める。この場合、臨界固有値としては現状出力分布の推定時に求めた実効増倍率を用いる。

上記の方法は減速材中の ^{10}B 濃度を変えた場合の炉心熱出力の予測にも用いる。ただし、 ^{10}B 濃度の変更に伴う出力分布形の変化は小さいので、重みとして用いる $S_{i,j,k}$ は ^{10}B 濃度変更前、すなわち現状推定した出力分布を用いる。 ^{10}B 濃度の変更による臨界探索計算は1点近似モデルでよいと考えられるが、システム

全体のプログラム容量を減らす点から(4)式を用いる。また、この炉心熱出力の予測プログラムは B-10 プログラムとして独立に使用できる。

3. 出力分布の予測法

次に、制御棒操作後の出力分布、熱的裕度の予測法について述べる。一般に熱中性子炉では制御棒操作に伴って出力分布が大きく変化するのは、移動制御棒近傍の狭い領域だけである。したがって本予測法では、移動制御棒から離れた場所では出力分布は変わらないと近似し、その変化が大きい制御棒まわりの領域(36燃料集合体)に対してのみ LAYMON モデルを適用する局所領域計算法¹⁰⁾を用いる。この場合、局所領域計算での境界条件(計算領域を囲む燃料集合体の中性子源、中性子輸送核)は出力分布の現状推定の計算結果を用い、炉心熱出力は1次元モデルの結果あるいはオペレータ・コンソールから入力した値を用いる。また局所計算領域内の熱的裕度は、上記の出力分布をもとに炉心周期監視プログラムと同一の方法で求める。この局所領域計算は燃料集合体を出力運転中に1本あるいは複数本交換した場合の出力分布を予測する燃料交換時出力分布予測(B-6プログラム)にも用いる。

Ⅶ. 起動試験データに基づく精度評価

「ふげん」は1978年3月の燃料装荷開始以後、約1年間の起動試験を経て1979年3月20日から本格的な運転に入っている。これら起動試験を通じて得られたデータ¹⁰⁾をもとに ATROPOS で採用している性能計算方法の精度を検証し¹⁰⁾、計画通りの結果が得られることを確認した。以下、本システムによる結果と実測値との主な比較を示す。

1. 出力分布推定法の精度評価

起動試験中の各炉心出力レベル(15, 25, 35, 50, 75, 100%電気出力)で得られた出力校正用検出器(PCM: Power Calibration Monitor)の実測値と、本システムの出力分布から求めた PCM の推定値とを比較した。径方向 15 LPM ストリング、軸方向 16 点の合計 240 点における実測値と推定値との差の自乗平均値(RMS)を第1表に示す。

また、25%出力と定格出力における PCM 実測値との比較を第9図(a), (b)に示す。この図においては LPM 実測値で補正する前の出力分布、すなわち核熱水力特性計算モデル LAYMON の出力分布から求めた PCM

(a) 25%炉心出力

(b) 定格出力

第9図(a),(b) PCM 実測値と本システムによる推定値との比較

指示値(計算値)も示す。第1表の結果から、すべての炉心出力レベルに対してPCM実測値と本システムによる推定値とはRMSで3%以内でよく一致する。また第9図(a),(b)の結果から、核熱水力特性計算モデルの出力分布をLPM実測値を用いて補正した結果は実測値とよく一致し、本システムの出力分布推定法が妥当であると判断できる。

第1表 PCM指示値およびチャンネル流量の推定誤差†

電気出力 (%)	再循環 ポンプ 速度	PCM指示 値の推定 誤差(%)	チャンネル 流量の推定 誤差(%)
15	低速	2.7	3.2
25	低速	2.9	2.6
35	低速	2.4	4.1
35	高速	2.4	3.2
50	高速	1.9	3.1
75	高速	1.9	3.6
100	高速	2.4	3.4

† 平均自乗誤差

2. チャンネル流量推定法の精度評価

起動試験中の各炉心出力レベルにおいて、18チャンネルの入口配管部で差圧測定が実施された。この差圧を動燃大洗工学センターでのモックアップ流動試験で得られた実験式により流量に変換し、これをチャンネル流量の実測値として本システムの推定値と比較した。第1表に、各炉心出力レベルにおける実測値と推定値との差のRMSを、第10図に35%出力、定格出力における各チャンネル流量の比較を示す。これらの結

果から、チャンネル流量の推定値はRMSで±5%以内で実測値と一致する。これは上記差圧から流量へ換算する実験式の精度とほぼ同程度であり、この結果から本システムのチャンネル流量の推定法は妥当であるといえる。

3. 出力分布予測法の精度評価

35%出力以上の起動試験において、炉心の $\frac{1}{4}$ 象限のほぼ中央に位置する出力調整用制御棒1Eあるいは炉心周辺部の制御棒1Cを挿入し、そのときの炉心熱出力、出力分布の予測値と実測値とを比較した。

(1) 炉心熱出力予測法の精度評価

制御棒挿入時の炉心熱出力は、出力の変化に伴うXe濃度の過渡変化の影響を避けるため、制御棒挿入後2~3min以内に全出力検出器(TPM: Total Power Monitor)により測定された。実測値と予測値との比較を第11図に示す。この図において炉心熱出力変化量は、制御棒操作前と操作後の炉心熱出力(定格出力を100%出力として表わす)の差である。この結果から、炉心熱出力の予測値は炉心出力レベルによらず実測値と1%以内で一致する。

(2) 出力分布予測法の精度評価

制御棒挿入後の出力分布の実測値と予測値との比較を第2表に示す。また、定格出力運転状態において出力調整用制御棒1Eの位置を3.89から1.83まで挿入した場合の出力調整用制御棒1Eに隣接した燃料集合体の軸方向出力分布を第12図に示す(制御棒位置は、炉心有効長を16とし、制御棒が炉底まで挿入されている場合は0、炉頂まで抜けている場合は16とする)。第

2表および第12図においては、制御棒挿入後の炉心に対してPCMによる出力分布の測定がされなかったため、制御棒挿入後の出力分布実測値として本システムによる出力分布の推定結果を用いた。この予測プログラムの主目的は、操作した制御棒の近傍の熱的裕度を予測することにある。その観点から制御棒を囲む6×6燃料集合体の領域内にある燃料集合体の最大出力に注目すると、いずれの場合も予測結果は約4%以下で制御棒操作後の出力分布の実測結果と一致する。なお、局所領域外で制御棒操作による出力分布の変動が小さいという本予測方法の前提条件は、実測値により確認され、その変動が2%であることから妥当といえる。

第10図 チャンネル流量実測値と推定値との比較

第11図 制御棒操作による炉心熱出力変化量の実測値と予測値との比較

第2表 制御棒操作時の出力分布予測誤差

電気出力 (%)	制御棒名称	制御棒位置†		出力分布予測誤差(%)	
		操作前	操作後	予測領域内††	最大出力位置
35	1E	3.89	→ 1.83	7.8	-0.5
35	1C	15.88	→ 11.46	4.5	1.1
35	1C	8.06	→ 5.08	4.3	1.9
50	1C	13.92	→ 7.59	7.3	3.8
75	1E	3.93	→ 0.74	6.0	0.0
75	1C	14.17	→ 9.97	5.6	1.4
100	1E	3.89	→ 1.83	6.3	1.9
100	1C	14.81	→ 12.22	5.0	0.8

† 軸方向炉心有効長を16とし、0は制御棒全挿入、16は制御棒全引抜きを表わす。

†† 操作した制御棒を囲む6×6燃料集合体の領域内にある燃料集合体の出力分布予測誤差(平均自乗誤差)。

Ⅶ. 結 言

新型転換炉原型炉「ふげん」のオンライン炉心性能計算システムを開発した。本システムはプロセスデータをもとに現状の出力分布、熱的裕度を求めるとともに、制御棒操作あるいは減速材中の¹⁰B濃度操作に先立って操作後の炉心熱出力、出力分布を予測する機能をもつ。

本システムでは、短時間にかつ精度よく出力分布を計算するため、以下に示す方法を用いた。

- (1) 現状の出力分布推定では、ノード結合法を用いた核熱水力特性計算モデルLAYMONにより3次元出力分布を計算し、この出力分布から推定した

第12図 制御棒操作後の出力分布実測値と予測値との比較

局所出力用検出器LPMの指示値とし、LPM実測値との差により、出力分布の計算値を補正する方法をとった。

- (2) 制御棒操作後および減速材中の¹⁰B濃度変更後の炉心熱出力の予測には、径方向の影響を考慮した軸方向1次元LAYMONモデルによる臨界探索法を用いた。
- (3) 制御棒操作後の出力分布の予測には、制御棒周囲の36燃料集合体に対してLAYMONモデルを適用する局所領域計算法を用いた。

「ふげん」の起動試験データをもとに、上記性能計算方法の精度評価を実施して本システムの有効性を確認した。初期炉心において実測値との比較により得られた結果をまとめて以下に示す。

- (1) 本システムの出力分布から求めた出力校正用検出器PCMの指示値推定結果は、各炉心出力レベルに対してPCM実測値と平均自乗誤差3%で一致する。
- (2) 本システムのチャンネル流量の推定結果は、チャンネル入口配管部での差圧測定から求めたチャンネル流量の実測値と平均自乗誤差5%で一致する。
- (3) 炉心の4象限のはぼ中央部に位置する出力調整

用制御棒および炉心周辺部の制御棒を挿入した時の炉心熱出力の予測結果は、炉心出力レベルによらず全出力検出器 TPM の実測値と約 1% で一致する。

最後に、本研究の遂行にあたりシステム構成、計算方法について有益なご助言を頂いた動力炉・核燃料開発事業団(動燃事業団)および日立製作所の関係各位に深く感謝いたします。また、本システムの検証にあたり起動試験データをご提供頂いた動燃事業団の関係各位に感謝いたします。

—参考文献—

- (1) 名取久秀, 金戸邦和: 原子力学会昭51年会要旨集, D21, (1977).
- (2) 大輝 茂: 動力炉技報, No.31, (1979).
- (3) 加藤英正: 同上, No.15, (1975).
- (4) DELP, D.L., FISHER, D.L., HARRIMAN, N.L., *et al.*: GEAP-4598, (1964).
- (5) JONES, A.B.: Hydrodynamic stability of boiling channel, KAPL-2170, (1961).
- (6) 小堀哲男: 動力炉技報, No.4, (1972).
- (7) 金戸邦和, 名取久秀: 原子力学会昭51年会要旨集, D22, (1977).
- (8) NISHIZAWA, Y., KIGUCHI, T., MOTODA, H.: *Nucl. Sci. Eng.*, 60, 189~192 (1976).
- (9) MIYAWAKI, Y., OHTERU, S., ASANO, Y.: ANS Winter Meeting San Francisco, California (Nov. 1979); PNC N341, 79-12, (1979).
- (10) KANETO, K., OHTERU, S., NATORI, H.: IAEA, IWG/NPPCI, *Specialists Meeting on Procedures and Systems for Assisting an Operator during Normal and Anomalous Nuclear Plant Operation Situation*, (1979).

原子核工学入門

ニューヨーク工科大学 J.R.ラマーシュ 著 末武 雅晴 訳

A 5 判 740頁 定価7,000円(送料350円)

原子力発電プラント技術者に必要な基礎的事項を平易かつ丁寧に説明しており、例題を卓上計算機で丹念にフォローすることにより、基本的事項を定量的に把握できるように構成されております。核工学入門書の決定版。

〔内 容〕 原子核工学の範囲・原子と原子核物理・放射線と物質の相互作用・原子炉と原子力発電・中性子の拡散と減速・原子炉理論・原子炉の時間依存性・原子炉熱除去・放射線防護・放射線遮蔽・原子炉許認可、安全性およびその環境 附録(別冊)問題解答例

原子炉の計測

放射線の工業利用

原子力・放射線の安全性

100問100答

新潟大学教授 川口千代二 著 A 5 判 8700円
日本原子力研究所 荒 克 之 著 送料 300円

日本原子力研究所 小林 昌敏 著 A 5 判 3200円
送料 300円

石原 豊秀・田村 鉄男 著 B 6 判 980円
送料 250円

東京都千代田区外神田1丁目5番2号
電話 03(253)1991 振替 東京1-51894

さいわい

幸 書 房

(内容見本送呈)
(図書目録)