

資料

PWR 燃料集合体の最大熱負荷実証試験

秋山 守*1, 井上 晃*2, 宮崎 慶次*3, 青木 利昌*4,
 杉山 維一*4, 大石 政夫*5, 井上 伸*5,*6, 祖父江 浩*5,*8,
 名倉 三郎*7, 川西 康平*7, 堀 慶一*7, 伊東 勝夫*7, 南部 清*8,
 牧原 義明*8, 星 雅也*8, 高安 正治*9, 六笠 富男*9, 横山 隆*9

(1992年 11月27日 受理), (1993年 5月14日 再受理)

Reliability Proving Test on Maximum Thermal Loading of PWR Fuel Assembly

By Mamoru AKIYAMA, Akira INOUE, Keiji MIYAZAKI, Toshimasa AOKI,
 Sigekazu SUGIYAMA, Masao OISHI, Shin INOUE, Hiroshi SOFUE,
 Saburoh NAKURA, Kohei KAWANISHI, Keiichi HORI, Katsuo ITOH,
 Kiyoshi NAMBU, Yoshiaki MAKIHARA, Masaya HOSHI,
 Masaharu TAKAYASU, Tomio MUKASA and Takashi YOKOYAMA

The thermal-hydraulic design technique of Japanese PWR fuel assembly was originally transferred from foreign PWR vendors. Since then, the design of the fuel assembly has been improved and modified based on a large amount of operational experiences in Japan. The proving test program on Japanese PWR fuel assemblies was conducted at the Takasago Engineering Laboratory of the Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC).

As part of this program, DNB (Departure from Nucleate Boiling) tests were performed with full length partial fuel assemblies simulating the 17×17 type PWR fuel assembly. The tests included steady state DNB tests and transient DNB tests. The test data were evaluated with several subchannel analysis codes and DNB correlations, and confirmed the reliability of the codes and the correlations.

Many valuable results have been obtained through the present DNB test program on the PWR fuel assembly which is the first attempt carried out systematically in Japan. It is expected that the results will contribute to the improvement of the design of PWR fuel assembly in the future.

KEYWORDS: *proving test, thermal hydraulics, PWR fuel assemblies, test data, sub-channel analysis code, departure from nucleate boiling, correlation, reliability, design*

I. 緒 言

(財)原子力発電技術機構では、国のプロジェクトとして行われている軽水型原子炉の燃料集合体信頼性実証試験の一つとして、燃料集合体の限界出力に関する最大熱負荷実証試験(以後、最大熱負荷試験)を実施してきた⁽¹⁾。加圧水型原子炉(PWR)では、炉心の安全性や燃料集合体の健全性維持の観点から、燃料集合体を構成する燃料棒の過度な温度上昇を避けるために、原子炉運転中には燃料棒から冷却材への熱流束は、限界熱流束を越えな

いことが設計上求められている⁽²⁾。

PWR の定格運転時には、燃料棒表面から冷却材への伝熱モードは強制対流かサブクール核沸騰

*1 東京大学 (Univ. of Tokyo)

*2 東京工業大学 (Tokyo Inst. of Technol.)

*3 大阪大学 (Osaka Univ.)

*4 (財)原子力発電技術機構 (Nucl. Power Eng. Corp.)

*5 (財)原子力工学試験センター (Nucl. Power Eng. Center; 現 原子力発電技術機構)

*6 関西電力(株) (Kansai Elec. Power Co., Inc.)

*7 三菱重工業(株) (Mitsubishi Heavy Ind., Ltd.)

*8 三菱原子力工業(株) (Mitsubishi At. Power Ind., Inc.)

*9 原子燃料工業(株) (Nucl. Fuel Ind., Ltd.)

熱伝達であるが、燃料棒の熱発生が異常に上昇したり、冷却材流量または圧力が異常に低下すると、核沸騰から離脱して熱伝達が悪くなり、燃料棒の表面温度が上昇する可能性がある。この温度上昇が開始する現象を DNB (Departure from Nucleate Boiling) と称し、PWR ではこの DNB に至らないように運転範囲が制限されている。

PWR 燃料集合体の最大熱負荷試験では、冷却材条件をパラメータとして限界熱流束を測定する定常時最大熱負荷試験と、炉心の異常過渡時における限界熱流束を測定する過渡時最大熱負荷試験、他 2 種の試験を実施した⁽³⁾。第 1 表に各試験の試験範囲と概要を示す(本稿では、試験を実施した 4 項目中、定常時最大熱負荷試験と過渡時最大熱負荷試験のみを記述する)。

試験体には、PWR 17×17 型燃料集合体を対象として、実機と同一外径と発熱長さを有する発熱管で構成する模擬燃料棒を、5 行 5 列(以後、5×5)または 6 行 6 列(6×6)に配列した部分模擬燃料集合体を用いた。最大熱負荷試験設備(PWR 燃料集合体熱試験ループ)は本実証試験のために製作し、高砂工学試験所に設置されている。本稿では、最大熱負荷試験で得られた実証データ、およびこれらのデータに基づいて行なった現行 PWR 熱水力設計用サブチャンネル解析コードと DNB 相関式の信頼性評価結果について紹介する。

II. 試験設備

1. 設備概要

試験設備は PWR 炉心の定格運転時の冷却材条

第 1 表 PWR 最大熱負荷試験の各試験の試験範囲と概要

試験項目	試験内容	試験体	冷却材条件	試験結果
定常時最大熱負荷試験	燃料集合体の DNB 発生時の出力を求める。	5×5 または 6×6 部分模擬燃料集合体 (17×17 型燃料集合体の燃料棒組合せ, 通常水路およびシンプル水路) 軸方向出力分布: 均一およびコサイン 径方向出力分布: $\frac{\text{外周燃料棒}}{\text{内側燃料棒}} = \frac{0.85}{1.00}$	圧力: 4.9~16.6 MPa 質量速度: 0.1~5×10 ³ kg/m ² ·s 入口サブクール度: 130~800 kJ/kg	618 点の測定データは DNB 相関式による予測値とよい一致を示した。
過渡時最大熱負荷試験	実炉の過渡事象時に DNB の発生する冷却材パラメータを調べる。	5×5 部分模擬燃料集合体 (17×17 型燃料集合体の燃料棒組合せ, 通常水路およびシンプル水路) 軸方向出力分布: コサイン 径方向出力分布: $\frac{\text{外周燃料棒}}{\text{内側燃料棒}} = \frac{0.85}{1.00}$	初期圧力: 15.3 MPa 初期質量速度: 1~5×10 ³ kg/m ² ·s 初期入口サブクール度: 330~390 kJ/kg	62 点の測定データから DNB の発生する測定点は、DNB 相関式による予測値とよい一致を示した。
冷却材混合効果試験	燃料集合体内サブチャンネル間の冷却材の混合による熱拡散係数: TDC を求める。	5×5 部分模擬燃料集合体 (17×17 型燃料集合体の燃料棒組合せ, 通常水路) 軸方向出力分布: 均一 径方向出力分布: $\frac{\text{低出力側}}{\text{高出力側}} = \frac{1}{4}$	圧力: 9.8~16.6 MPa 質量速度: 0.1~5×10 ³ kg/m ² ·s	設計で用いている TDC の値 0.059 を確認した。
燃料棒曲り効果試験	燃料棒曲りによるサブチャンネル閉塞割合が DNB 特性に与える影響を調べる。	5×5 部分模擬燃料集合体 (17×17 型燃料集合体の燃料棒組合せ, シンプル水路) 燃料棒曲り: 接触曲りおよび 85% 曲り 軸方向出力分布: コサイン 径方向出力分布: $\frac{\text{外周燃料棒}}{\text{内側燃料棒}} = \frac{0.85}{1.00}$	圧力: 9.8~16.6 MPa 質量速度: 0.1~5×10 ³ kg/m ² ·s 入口サブクール度: 130~800 kJ/kg	燃料棒曲りによる DNB 熱流束の低下は明確には認められなかった。

件および燃料集合体出力を広範囲に模擬できるのみならず、PWR 運転時の過渡事象を模擬した冷却材の流量、圧力、入口温度および燃料集合体の出力変化の各事象、並びにこれらの組合せ事象の過渡試験が実施可能である。第2表に本試験設備の基本仕様として、冷却材条件および試験体出力の

性能をPWR定格運転時設計条件と対比して示す。試験体模擬燃料棒の線出力密度は、PWR 4 ループプラント定格運転時の炉心平均線出力密度のおよそ7倍までの線出力密度の試験が可能となっている。

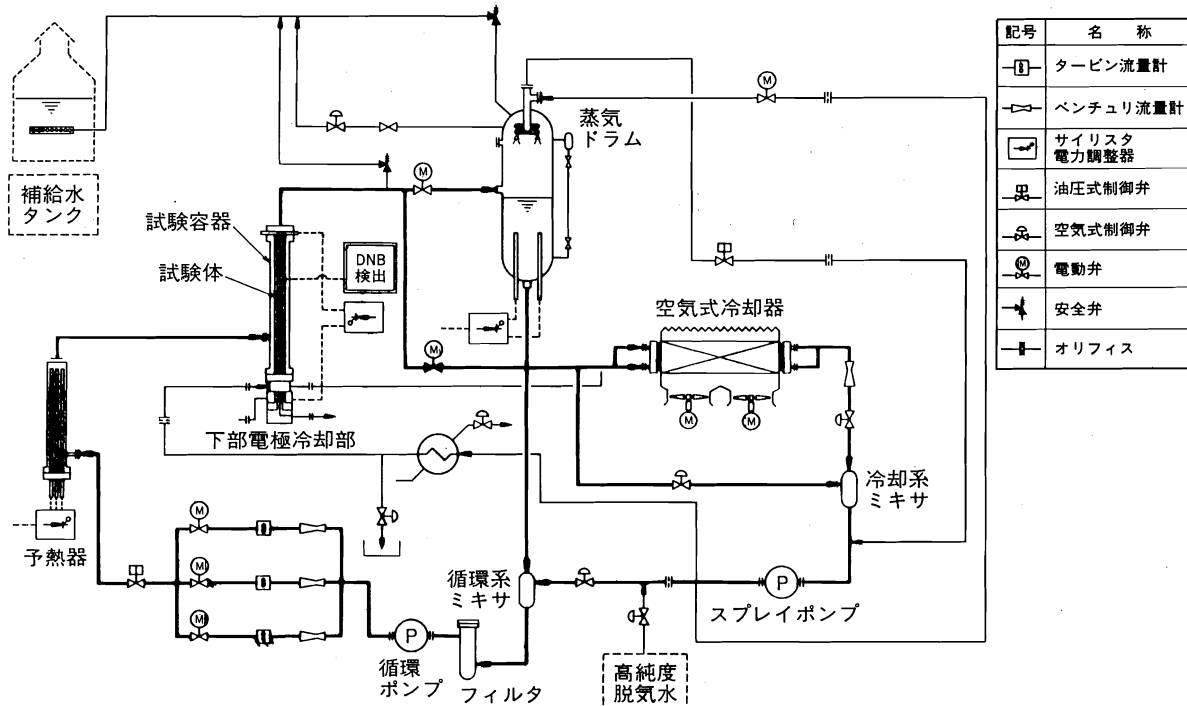
第2表 試験設備の主要仕様

項目	試験設備仕様	PWR 4 ループ・プラント 定格運転時設計条件
冷却材圧力	最高 16.6 MPa (最高 169 kg/cm ² ·a)	15.5 MPa (158 kg/cm ² ·a)
冷却材質量速度	5 × 5 通常水路： 最大 7.5 × 10 ³ kg/cm ² ·s (最大流速 60 t/h)	5 × 5 通常水路部分： 3.4 × 10 ³ kg/cm ² ·s
冷却材入口 サブクール度	最大 800 kJ/kg (最大 190 kcal/kg)	347 kJ/kg (83 kcal/kg)
模擬燃料棒 線出力密度	最大 121 kW/m (試験体出力 最大 10MW)	燃料集合体平均 17.8 kW/m

2. 設備の構成

第1図に試験設備の系統図を、写真1に試験設備の主要部外観を示す。試験設備の配管系は、試験体を装荷する試験部、試験部に冷却材の高温高压水を供給する循環系、試験部などで発生した熱を除去する冷却系と補助系から構成されている。

循環ポンプによって送り出された水(冷却材)は、大流量域、中流量域、小流量域をそれぞれ分担する3系統の流量測定部のうち、試験に最適な1つの系統を経て共通の流量制御弁で規定流量に制御される。さらに冷却材の水は予熱器に入って温度の微調整を行なった後に試験容器に流入する。冷却材は試験部を上昇する間に試験体により加熱



第1図 試験設備の系統図

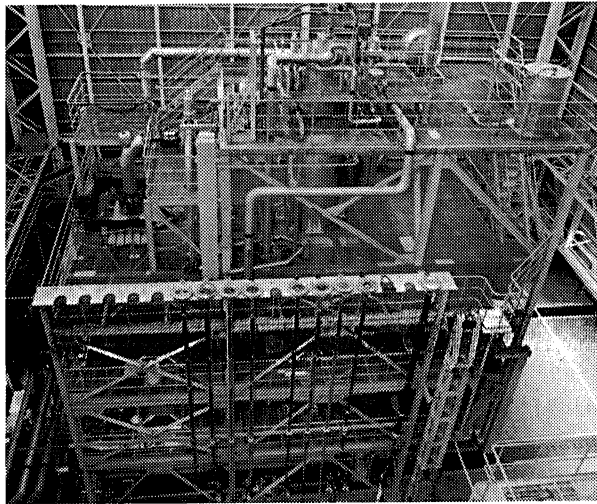


写真 1 試験設備主要部の外観

され、試験容器上部から流出する。試験容器出口では、冷却材の流量、圧力、入口温度条件や試験体の出力によって、流れが水単相流の場合と気液二相流になる場合とがある。二相流の場合、流れは試験容器出口から蒸気ドラムに入り蒸気と水に分離され、蒸気はサブクール水の噴射によって蒸気ドラム内で凝縮される。蒸気ドラムを出た水は、循環系ミキサで冷却系からのサブクール水と混合されて所定のサブクール度に調整され、フィルタを経て循環ポンプへ戻される。

一方、試験容器出口で水単相の場合は、試験容器から出た水は蒸気ドラムをバイパスし、冷却系で一部冷却された後、循環ポンプへ戻る。この時、蒸気ドラムは圧力制御用加圧器として作用する。

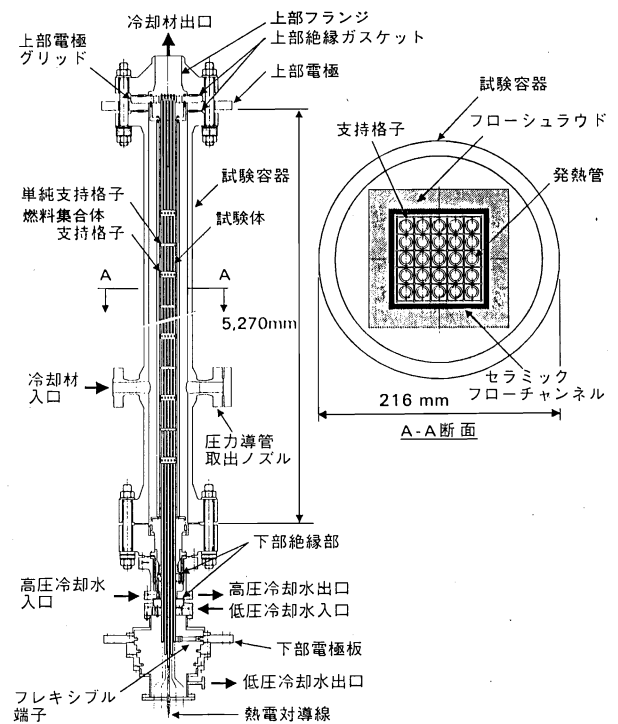
冷却系は循環系の一部の水が、蒸気ドラムと循環系ミキサ間の配管から分岐し、空冷式冷却器と空冷式冷却器バイパスへ流入して、冷却系ミキサにおいて混合され、所定のサブクールを有する水になる。冷却系ミキサを出たサブクール水は、スプレイポンプによって蒸気ドラムと循環系ミキサに送られる。循環系ミキサへ送られたサブクール水は蒸気ドラムからの循環系の水と混合され、試験容器入口温度より若干低い温度に調整される。また、蒸気ドラムへ送られるサブクール水は蒸気ドラムのリターン式スプレイノズルに供給され、一部は蒸気ドラムの蒸気相中に噴霧され、残りはスプレイポンプ入口側へ戻る。スプレイポンプに

よって送り出されるサブクール水の一部は、高圧電極の冷却にも用いられる。

試験体に供給する熱源としての電源設備は 6,600 V の交流変圧器から整流器を経て、250 V で最大 40,000 A の直流電流供給が可能である。また、予熱器や空冷式冷却器などを稼動する電源も備えている。

3. 試験部

試験容器は、第 2 図に示すように、PWR 燃料集合体の実機の発熱部寸法を模擬した 6×6 までの燃料棒配列の試験体が装荷可能である。試験体を構成する個々の模擬燃料棒は、上部フランジと上部電極に挟まれた上部電極グリッドに吊り下げられて固定されている。模擬燃料棒の下端はフレキシブル端子によって下部電極板に接続される。



第 2 図 試験部断面図

試験体は流路を構成するとともに、試験体と試験容器間を電氣的に絶縁することを目的とした正方形のフローチャンネルで囲まれている。フローチャンネルはアルミナ製の正方形流路(セラミックフローチャンネル)を 4 枚のステンレス鋼板(フローシュラウド)で囲んだ構造となっている。また、フローチャンネルには圧力測定用の圧力タップを取

り付けてある。

試験体が試験容器と直接接触する上部下部2箇所の部分では、高温高圧流体のシールと電気絶縁の両者を行う必要がある。上部電極は接地しているため、この絶縁シールは下部で重要である。第2図に示すように、下部の絶縁シールは下部電極冷却部で行なっている。絶縁シールを冷却された低温状態で行うことにより、絶縁材料には信頼性の高いFRPを用いることができ、電気絶縁と液体シールの信頼性向上が図られ、安定した試験の継続を可能としている。また、上部電極の接地ラインにはリーク電流の検出回路が組み込まれており、上部には絶縁ガasketを用いている。

4. 計測と制御

- (1) 試験部流量の制御用には動作の安定性が優れたベンチュリー流量計を用い、試験データ計測には計測精度の面で優れたタービン流量計を用いた。
- (2) 試験部入口の冷却材圧力の計測制御には高精度圧力計(デジタルクォーツマノメータ)を用いており、試験体軸方向各部の差圧計測にはダイヤフラム式差圧変換器を用いた。
- (3) 試験部入口の冷却材温度の計測制御は測温抵抗体を用いて行なった。また試験体の発熱管温度は後述する方法により、発熱管内に取り付けた1.0mm径のKタイプ熱電対により計測し、信号を温度監視装置に取り込んで全点連続自動監視を行なった。
- (4) 試験体出力の計測制御は、発熱管に流れる直流電流と電圧から電力値を計測しており、模擬燃料棒の物理的な焼損を防ぐために、電力値の増加により発熱管の温度上昇検知後の温度上昇が緩やかな場合は手動で、急激な場合には自動で限界熱流束に対応した出力よりも十分に低い値に出力を低減した。

以上の計測データはミニコンを用いて測定開始信号により、0.2sのサンプリング間隔で自動的に磁気テープに収録した。計測精度と設定精度は以下の通りである。

流量：±290/400/800 kg/h

(3系統の流量30/40/80t/hに対応して)

圧力：±0.196 MPa

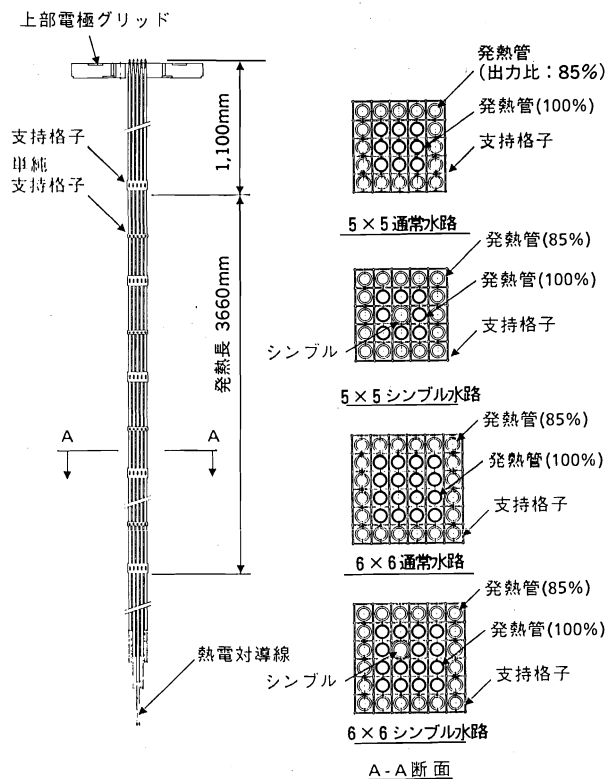
温度：±1℃

出力：±50 kW

III. 定常時最大熱負荷試験

1. 試験体

試験対象の標準燃料集合体は17×17型9支持格子燃料集合体であるが、試験体としては第3図に示す正方格子配列で、5×5または6×6の実機と同一発熱長さの部分模擬燃料集合体を用いた。本実証試験に部分模擬燃料集合体を用いることについては、あらかじめサブチャンネル解析により、部分模擬燃料集合体でも実規模燃料集合体の熱水力特性の評価が行えることを確認している。



第3図 試験体組立図

第3表に試験体の主要諸元を示す。試験体を構成する模擬燃料棒の被覆管部分(以後、発熱管)は強度が高く、温度による電気抵抗の変化が少ないインコネル材を使用した。発熱管の加熱は、電源設備から発熱管に直流電流を流す直接通電方式に

第 3 表 試験体の主要諸元

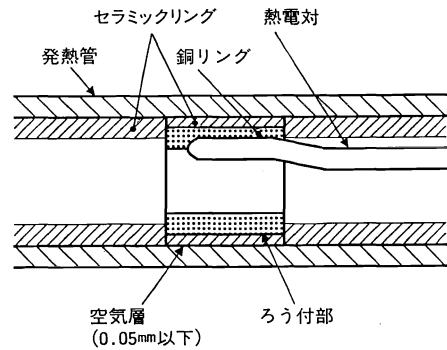
項 目	諸 元†
模擬燃料棒配列 (管群サイズ)	5 × 5 (6 × 6)
支持格子形状・寸法	実機と同一
模擬燃料棒発熱管外径	9.50mm
案内シンプル外径	12.24mm
模擬燃料棒ピッチ	12.60mm
模擬燃料棒発熱部長さ	3,660mm
発熱管本数	
通常水路試験体	25本 (36本)
シンプル水路試験体	24本 (35本)

† ()内の数値は模擬燃料棒配列が 6 × 6 の場合を示す。

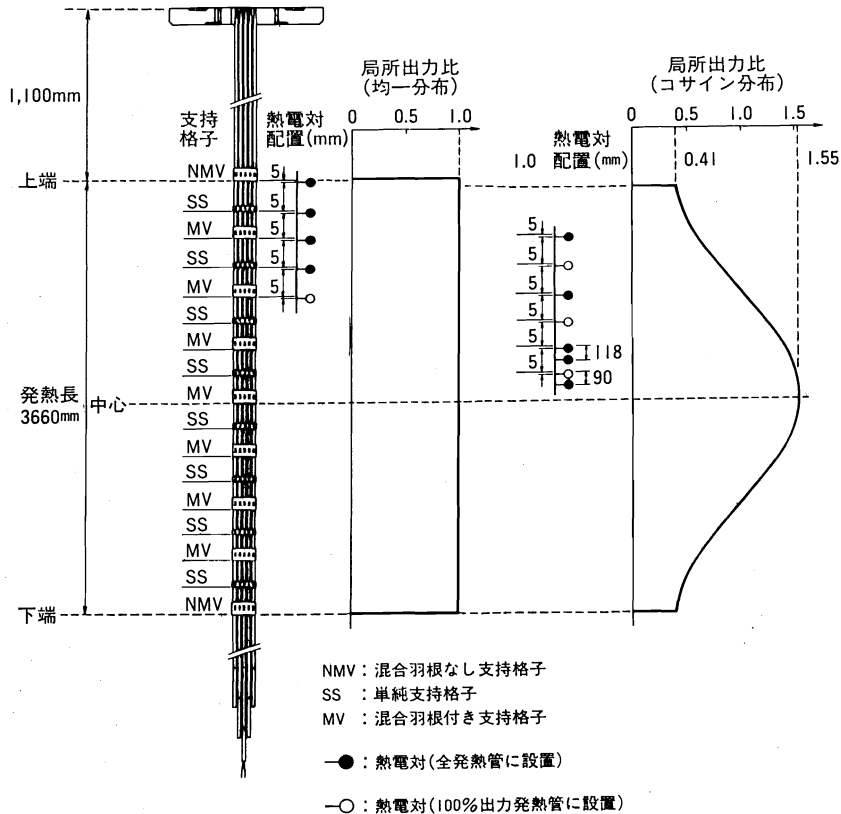
より行われる。発熱管の軸方向出力分布を第 4 図に示すコサイン分布とする場合には、外径が一定で内径(管肉厚)を軸方向に変化させた発熱管を使用した。発熱管の上部および下部に接続される非発熱部は高温高压に耐え、電気抵抗の小さい Ni 材を用いた。発熱管と非発熱部は銀ろう付けで接合され、非発熱部と上下部電極との接合部には、接触電気抵抗を小さくするために銀メッキを施した。

第 5 図に示すように、発熱管内部には DNB の

発生を検出するための熱電対を取り付けた。この熱電対は発熱管の円周方向のどの位置で温度上昇が生じても検知できるように、円筒型の銅リングに取り付けられ、熱電対と発熱管を絶縁するために銅リングの外周にはセラミックリングを挿入している。また、銅リングとセラミックリングの間をろう付けして熱伝導を良くし、熱電対の応答性を向上させている。この結果、過渡現象を含めて想定される DNB 事象を 0.5~1s の遅れで検知でき、発熱管温度も 700 °C を超えることはなかった。第 4 図に模擬燃料棒軸方向の熱電対取付位置



第 5 図 模擬燃料棒発熱管への熱電対取付け方法



第 4 図 試験体の軸方向出力分布と熱電対の配置

が示されている。熱電対は主に発熱管の温度が上昇すると予想される燃料集合体の上部側支持格子の上流側の位置に、1 試験体当たりおよそ150本が取り付けられている。

発熱管は通電により発生する電磁力で変形する恐れがあるため、第4図に示すように、試験体には実機燃料集合体と同一形状の支持格子以外に、その中間に単純支持格子を設けた。この単純支持格子は正方格子型のもので、流水試験結果から冷却材の質量速度分布や乱流密度分布などの変化が僅かで、試験体内の流れへの影響がほとんど無視できるものを用いている。

定常時最大熱負荷試験では、DNB 熱流束を把握する上で重要な因子である燃料集合体の水路形

状や軸方向出力分布などを変えた試験体を用いて試験を行なった。試験に用いた8体の試験体種類を第4表に示す。試験体1は標準の9支持格子よりも支持格子数の少ない7支持格子のものである。水路の区分については燃料集合体内の水路を代表させるために、燃料棒で囲まれた通常水路のみの試験体と制御棒案内シンプルを含むシンプル水路を含む試験体を製作した。試験体の軸方向出力分布は、PWR の設計、運転状態を考慮してコサイン分布を代表的出力分布としたが、軸方向出力分布の影響を確認するため均一分布の試験体も製作した。また、A型燃料集合体とB型燃料集合体は、原子炉施設の許認可上、支持格子構造の詳細が異なる2社の型式のものである。

第4表 定常時最大熱負荷試験の試験体種類と試験条件範囲

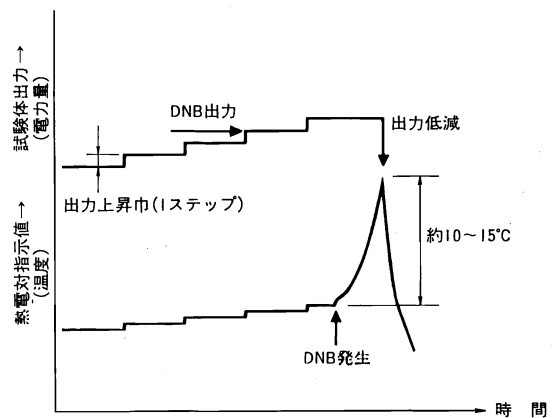
試験体 番号	試験体仕様					実証試験冷却材条件			試験条件 組合せ 点数
	集合体 型式	燃料棒 配列	支持 格子数	対象水路	軸方向 出力分布	圧力 (MPa)	質量速度 ($10^3 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$)	入口サブ クール度 (kJ/kg)	
No. 1	A型	5×5	7	通常	均一	4.9~16.6	0.1~5	125~800	77
No. 2	A型	5×5	9	通常	均一	4.9~16.6	0.1~5	125~800	77
No. 3	A型	6×6	9	通常	均一	9.8~16.6	1~5	125~800	51
No. 4	A型	5×5	9	通常	コサイン	4.9~16.6	0.6~5	125~800	77
No. 5	B型	5×5	9	通常	コサイン	4.9~16.6	0.6~5	125~800	77
No. 6	B型	6×6	9	シンプル	均一	4.9~16.6	0.6~5	125~800	96
No. 7	B型	5×5	9	シンプル	コサイン	4.9~16.6	0.6~5	125~800	77
No. 8	A型	5×5	9	シンプル	コサイン	4.9~16.6	0.6~5	125~800	86

2. 試験方法

定常時最大熱負荷試験では、冷却材流量、圧力および入口温度を試験パラメータとし、試験体出力(投入電力量)を徐々に上昇させて DNB が発生する出力を測定した。第6図に示すように、一定の冷却材流動条件下で試験体の出力を1ステップでおよそ30 kW程度、徐々に上昇させ、模擬燃料棒表面に取り付けたおよそ150本の熱電対のうち、いずれかの熱電対指示値が出力の上昇前後で約10~15°C上昇した時点で DNB 状態と判定した。したがって DNB 発生時の計測値は限界熱流束そのものの値とはならず、限界熱流束値よりはいくらか小さな値となっており、これは熱水力設計手法では安全側に配慮していることになる。

DNB の発生位置については、1回の試験で試験体模擬燃料棒の軸方向の複数箇所においてほぼ

同時に DNB 状態が検出されることがあり、試験条件によっては DNB が発生し易い軸方向範囲は模擬燃料棒発熱長全体の上部側およそ1/3~1/4にわたっていることが認められた。

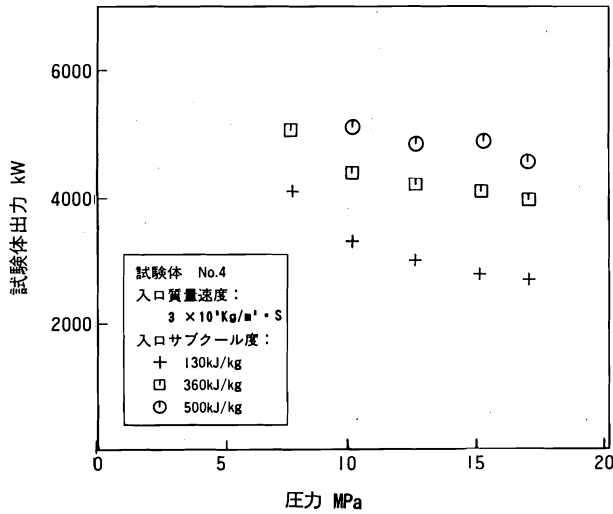


第6図 DNB発生時の判定方法

3. 試験結果

各試験体について、冷却材条件をパラメータとして試験を行なった冷却材条件範囲および試験点数を第4表に示した。定常時最大熱負荷試験のデータベースとしては、合計618点の試験条件で測定データを取得した。

試験体 No. 4 について得られた試験結果のうち、その代表例を以下に示す。第7図は DNB 発生時の試験体出力と冷却材圧力との関係を示す。冷却材圧力が高くなるに従って蒸発潜熱の減少効果などにより、蒸気相の形成に必要な熱量が減少するため、DNB 発生時の試験体出力が低下を示している。

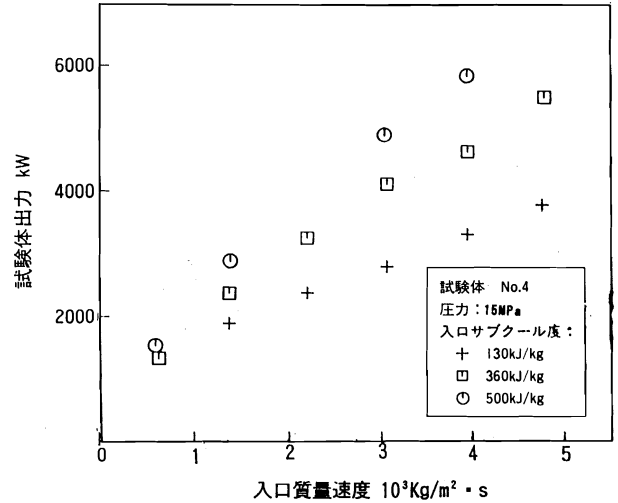


第7図 DNB 発生時の試験体出力と冷却材圧力との関係

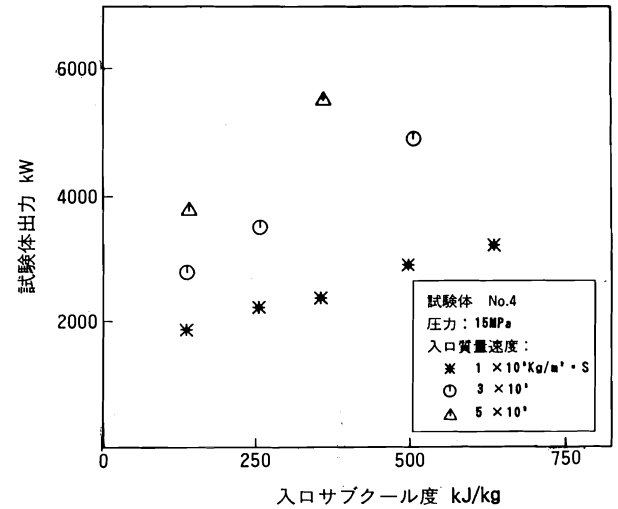
第8図は DNB 発生時の試験体出力と冷却材入口質量速度との関係を示す。冷却材質量速度が増加すると、流れ方向冷却材エンタルピーの上昇率が低下し、DNB 条件達成までにより多くの熱量を必要とするために、DNB が発生する出力は増加傾向を示す。

第9図は DNB 発生時の試験体出力と冷却材入口サブクール度との関係を示す。冷却材の入口サブクール度が増加するに従って、DNB に至る冷却材エンタルピーの熱量が多くなり、DNB 発生時の試験体出力は増加を示している。

次に8試験体について得られた試験体間のパラメータの影響について検討した結果は、以下の通



第8図 DNB 発生時の試験体出力と冷却材入口質量速度との関係



第9図 DNB 発生時の試験体出力と冷却材入口サブクール度との関係

りであった。

- (1) 支持格子段数： 試験体 No. 1 と No. 2 の試験結果からグリッド段数が増えると、DNB が発生する試験体出力は増加することが認められた。
- (2) 燃料棒配列サイズ： 通常水路とシンプル水路のそれぞれの試験体について、燃料棒配列の管群サイズの影響を比較すると、試験体外周の冷壁によるエンタルピーの低い領域の影響を受けて管群サイズの小さい 5 × 5 (試験体 No. 2, No. 7) の方が、管群サイズの大きい 6 × 6 (試験体 No. 3, No. 6) よりもホットチャンネルの局所のクオリティが低いため、

DNB が発生する熱流束が大きくなり、試験体模擬燃料棒出力としては僅かに大きくなることが認められた。

- (3) 軸方向の出力分布： 燃料棒軸方向の出力分布が均一な試験体 No. 2 とコサイン分布の試験体 No. 4 を比較すると、均一分布の試験体では発熱部分の上端において DNB が発生するのに対して、コサイン分布の試験体では上部から 3 番目の支持格子の上流側(発熱部下端からおよそ 77% の位置)において最も多く DNB が発生しており、その際の試験体出力は均一分布の試験体に比較してコサイン分布の試験体の方が僅かに小さくなっている。
- (4) 対象水路： 通常水路の試験体(No. 4, No. 5)とシンプル水路の試験体(No. 7, No. 8)の両者を比較すると、DNB を発生する試験体出力は通常水路の方が僅かに大きくなる傾向が認められた。
- (5) 燃料集合体型式： 設計の異なる A 型燃料試験体(No. 4, No. 8)と B 型燃料試験体(No. 5, No. 7)の両者の間には、DNB が発生する試験体出力に有意な差は認められなかった。

4. 相関式による評価

現行の PWR 炉心の熱水力設計では、定格運転時および運転時の過渡変化時における燃料の健全

性を確保する観点から、燃料棒の熱流束を設計限界熱流束(以後、DNB 熱流束)以下としている。そこで各試験条件に対して、燃料棒まわりの冷却材条件をサブチャンネル解析コードにより解析し、その冷却材条件によって DNB 相関式を用いて DNB 熱流束を評価し、各試験結果を比較検討した。第 10 図に DNB 熱流束の解析手法を示す⁽²⁾。

サブチャンネル解析コードでは、基本的には炉心を多数の垂直な平行水路によって構成されているものと見なして、各水路における熱水力的挙動を質量、エネルギー、運動量の 3 保存則を基礎式として求めている。本稿では現在、設計に用いているサブチャンネル解析コードとしては THINC-3 コード⁽⁴⁾と改良 COBRA-3C⁽⁵⁾コードを用いた。燃料集合体の形状寸法、出力分布、システムパラメータ(冷却材流量、圧力、入口温度および燃料棒出力レベル)およびサブチャンネル間の熱移動量を定める熱拡散係数を入力とし、局部冷却材流動条件が求められ、これを基に DNB 相関式を用いて DNB 熱流束を求めた。

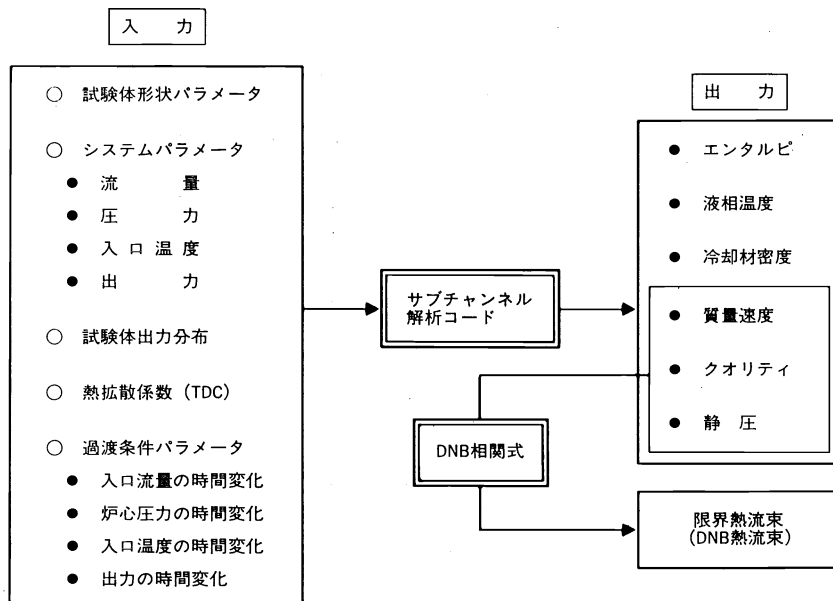
DNB 相関式は一般に次式の形で表わされる。

$$q_{DNB} = f(X_1, X_2, X_3, X_4)$$

ここで、 q_{DNB} : DNB 熱流束

X_1 : システムパラメータ(冷却材圧力)

X_2 : 局所パラメータ(冷却材局部質量速度、局所クオリティ)



第 10 図 DNB 熱流束の解析手法

X_3 : 燃料パラメータ(燃料棒発熱長, 外径等)

X_4 : 補正パラメータ(燃料棒軸方向の非一様発熱分布の補正等)

以下では, 上記解析法により求めた DNB 熱流束解析値と実測値を比較検討し, DNB 熱流束解析手法の妥当性を検討する。

(1) 設計相関式による評価

PWR 燃料集合体の DNB 熱流束を評価する設計相関式として用いられている, 単管試験データに基づいて作成された W-3 相関式⁽⁶⁾, A 型燃料に適用される MIRC-1 相関式⁽⁷⁾と B 型燃料に適

用される NFI-1 相関式⁽⁸⁾による DNB 熱流束計算値と実測値(DNB 状態予測位置に対応した熱流束)との比較を以下に記す。

DNB 熱流束相関式とサブチャンネル解析コードの組合せは次の通りである。

相関式	サブチャンネル解析コード	比較図
W-3 相関式	THINC-3	第11図(a)
MIRC-1 相関式	THINC-3	第11図(b)
NFI-1 相関式	改良 COBRA-III C	第11図(c)

なお, 相関式の試験条件適用範囲を第 5 表に示す。

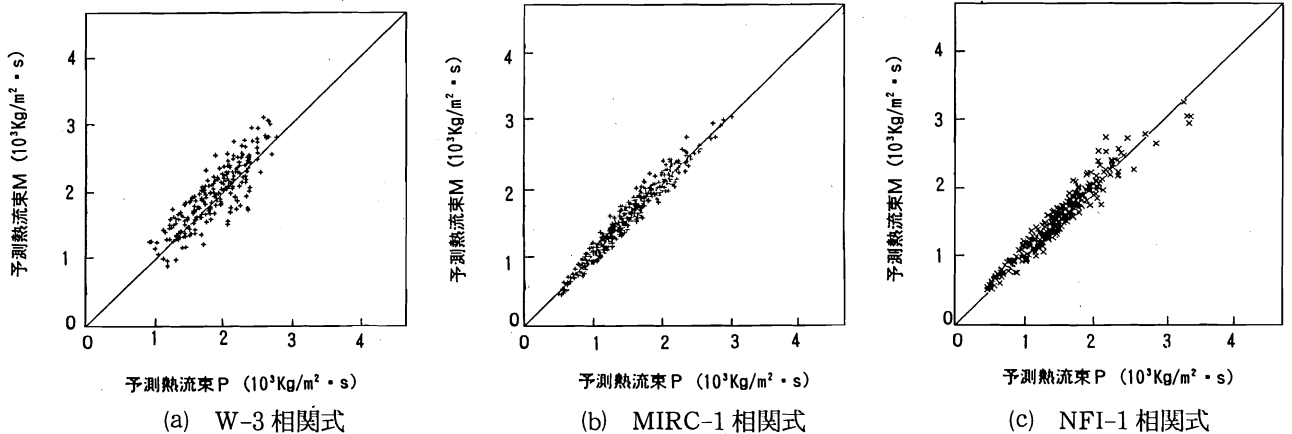
第 5 表 DNB 熱流束相関式の試験条件適用範囲

DNB 相関式	圧力 (MPa)	質量速度 ($10^3 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$)	入口クォリティ (%)	局所クォリティ (%)	相関式の開発機関
W-3	9.8~16.6	1.4~4.7	—	-15~+15	Westinghouse
MIRC-1	9.8~16.6	1.4~4.7	—	-20~+43	三菱原子力工業
NFI-1	9.8~16.6	1.4~4.7	—	-20~+30	原子燃料工業
EPRI-1	1.4~16.9	0.3~5.6	-110~0	-25~+75	米国コロンビア大学
修正 WSC-2	5.2~16.6	0.6~4.9	—	-20~+70	原子力発電技術機構†

† WSC-2 は英国 Winfrith 研究所で開発。

DNB 熱流束の解析値と実証試験で求めた実測値との比較を第11図(a)~(c)に示す。これらの図から解析値と実測値はよく一致していることがわかる。MIRC-1 相関式と NFI-1 相関式について, 実測値と解析値の比(M/P)を統計的に処理した結果, MIRC-1 相関式適用範囲の549点のデータ

については, M/P 平均値は1.015, 標準偏差は0.073となり, NFI-1 相関式適用範囲の362点のデータについては, M/P 平均値は1.039, 標準偏差は0.088となった。また, W-3 相関式については, その適用範囲の263点のデータについて, M/P 平均値は1.061, 標準偏差は0.126となる。

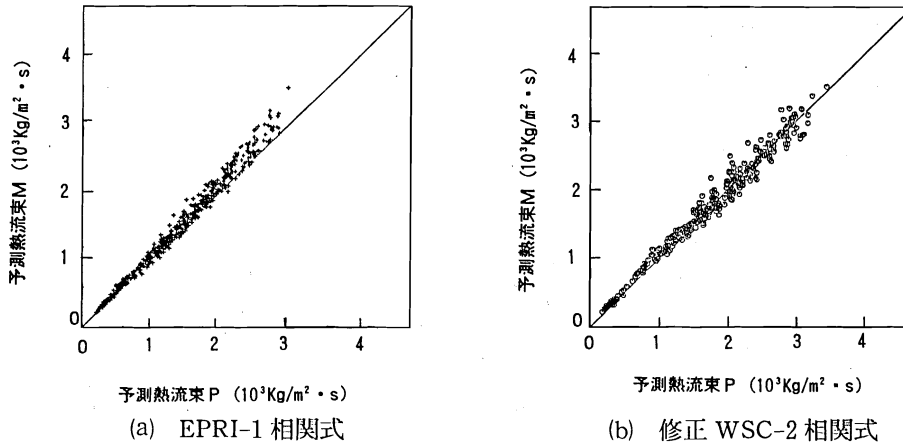


第 11 図 W-3, MIRC-1, NFI-1 相関式の適用性 (定常試験の場合)

(2) 他の相関式による評価

米国コロンビア大学で整備された EPRI-1 DNB 熱流束相関式⁽⁹⁾, および原子力発電技術機構で整備した修正 WSC-2 DNB 熱流束相関式に

よる解析値と実測値の比較を第12図(a), (b)に示す。相関式とサブチャンネル解析コードの組合せは次の通りである。



第 12 図 EPRI-1, 修正 WSC-2 相関式の適用性 (定常試験の場合)

相関式	サブチャンネル解析コード	比較図
EPRI-1 相関式	THINC-3	第12図(a)
修正 WSC-2 相関式	COBRA-IV-1/JINS	第12図(b)

前項と同様に M/P を統計的に処理すると、EPRI-1 相関式適用範囲の559点の M/P 平均値は 1.061, 標準偏差は0.062となる。また修正 WSC-2 相関式適用範囲の329点の M/P 平均値は1.034, 標準偏差は0.083であった。これらの結果から、EPRI-1 相関式や修正 WSC-2 相関式も設計で用いられている DNB 熱流束相関式と同様に実測値とよい一致を示していることが確認された。

IV. 過渡時最大熱負荷試験

1. 試験体

過渡時最大熱負荷試験に用いた試験体は、定常時最大熱負荷試験に用いた試験体と同一構造の部

分模擬燃料集合体であり、試験体 No.4 と同一仕様の試験体 No.9, および試験体 No.8 と同一仕様の試験体 No.10の 2 体の試験体を用いた。

2. 試験方法

原子炉運転時の異常な過渡変化時に、燃料集合体の DNB 熱流束が重要となる過渡事象を模擬して試験を行なった。原子炉の安全性解析で想定している事象の中で、DNB 熱流束に影響を持つ冷却材の流量, 圧力, 温度および燃料棒の出力が時間とともに変化する代表的な事象として、1次冷却材流量の部分喪失, 1次冷却系の異常な減圧および出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引抜き(遅い引抜き)のそれぞれの事象を試験対象事象とした。

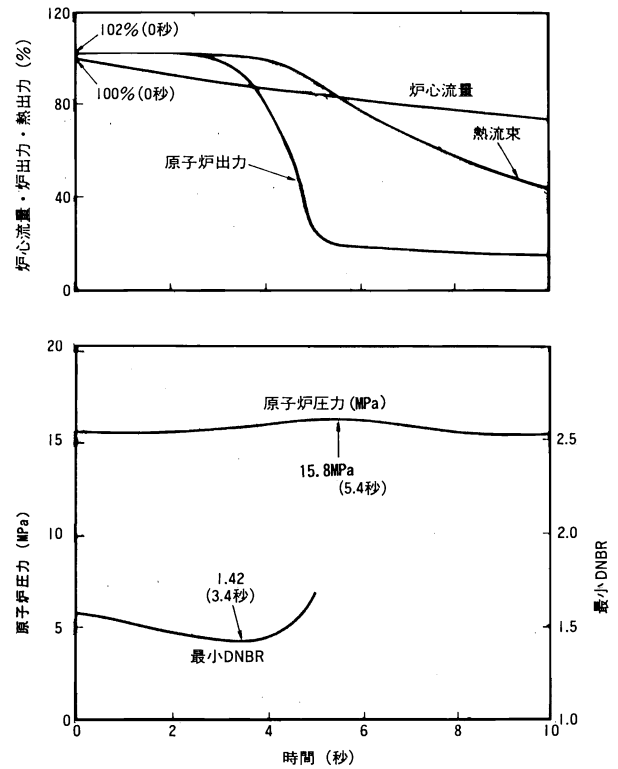
過渡時最大熱負荷試験では、これらの過渡事象を冷却材流量低下試験, 冷却材圧力低下/燃料棒出力上昇試験および冷却材温度上昇/燃料棒出力上

第 6 表 冷却材流量低下試験の過渡試験条件

ケース番号 (安全解析条件)	出力 (第14図に示す熱流束)	冷却材流量低下率 (第14図に示す炉心流量)	冷却材入口温度 (291.4℃)	冷却材圧力 (第14図)
No. 1-1	102% 一定	第14図の通り	291.4℃一定	15.3MPa一定
No. 1-2	"	第14図×0.75倍	"	"
No. 1-3	"	第14図×0.5倍	"	"
No. 2-1	No. 1-1 の 5%減	第14図の通り	"	"
No. 2-2	No. 1-1 の 5%増	"	"	"
No. 2-3	"	第14図×0.75倍	"	"
No. 2-4	"	第14図×0.5倍	"	"
No. 3-1	102% 一定	第14図の通り	285℃一定	"
No. 3-2	"	"	295℃一定	"
No. 3-3	"	第14図×0.75倍	"	"
No. 3-4	"	第14図×0.5倍	"	"

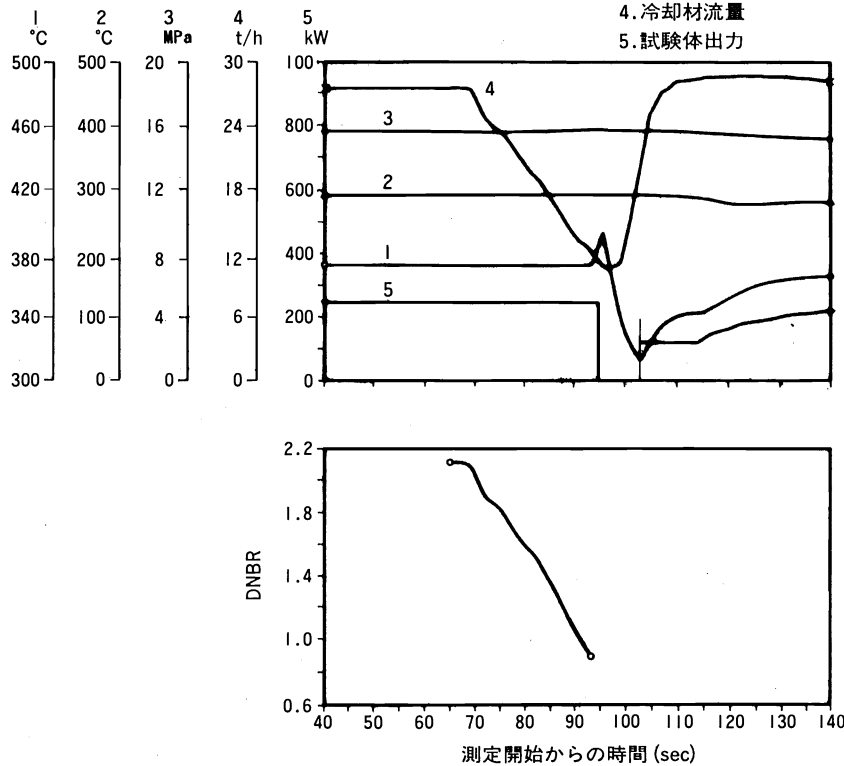
昇試験として実施した。しかし PWR の実機プラントにおいて想定されている範囲内の異常な過渡変化時には DNB が発生しないため、各試験ケースでは試験パラメータの変化率や初期条件をより厳しくすることによって DNB 状態を発生させた。

17×17型燃料集合体を使用している PWR 4 ループのプラントで想定している 1 次冷却材流量の部分喪失の場合を例にとると、その解析結果 (THINCコードと MIRC-1 相関式適用) は第13図に示す通りであり、限界熱流束比 (DNBR: 限界熱流束と実際の熱流束の比) の最小値は 1.42 までにしか低下しない。そこで冷却材の流量低下試験では、第 6 表に示すような条件で第13図の事象をさらに厳しくして試験を行なった。同様に冷却材圧力低下/燃料棒出力上昇試験および冷却材温度上昇/燃料棒出力上昇試験の場合にもパラメータ条件をより厳しく設定することによって、合計 31 ケース (2 試験体で 62 点の測定点) の過渡試験を行なった。なおパラメータ変化は予めマイコン内蔵の制御器に設定し、直接式デジタル制御方式によって行なった。



第13図 PWR 4 ループプラントの 1 次冷却材流量の部分喪失についての解析結果

- 1. DNB 発生燃料棒温度
- 2. 冷却材入口温度
- 3. 冷却材圧力
- 4. 冷却材流量
- 5. 試験体出力

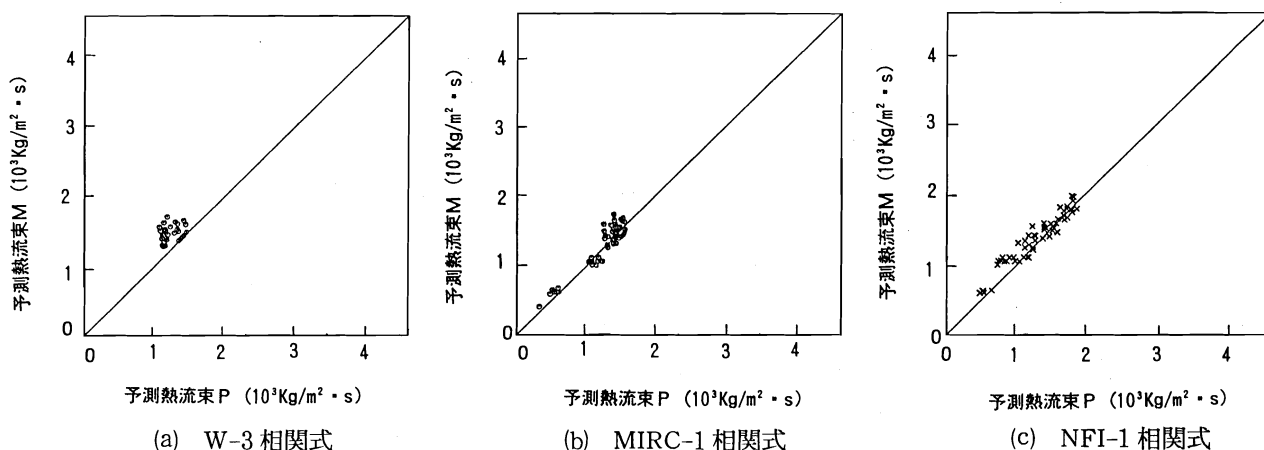


第 14 図 過渡試験結果の例

3. 試験結果と相関式による評価

冷却材流量低下試験の結果の一例(第5表のケース No. 1-1)を第14図に示す。このようにして求めた DNB の発生条件から、定常時最大熱負荷試験と同様に DNB 熱流束の実測値と解析値の比較を示したのが第15図(a)~(c)である。図には設計式で用いている相関式による解析値との比較の場合を示してあるが、いずれの場合も実測値との一致は良好といえる。したがって、運転時の異常な過渡変化時においても PWR 炉心熱水力設計手法は信

頼性を有するものであり、燃料集合体は許容設計限界を超えることはなく、その健全性が維持されることが確認できた。なお M/P の値の統計処理を行なった結果は、W-3 相関式適用範囲の32点について平均値は1.200、標準偏差は0.125、MIRC-1 相関式適用範囲の62点について平均値は1.036、標準偏差は0.098、NFI-1 相関式適用範囲の62点について平均値は1.097、標準偏差は0.134となった。なお、これらの値は定常試験で得られた値よりはやや高目の値となっており、バラッキもやや大き目の傾向を示していた。



第15図 W-3, MIRC-1, NFI-1 相関式の適用性(過渡試験の場合)

V. まとめ

PWR 燃料集合体最大熱負荷試験は1978年に基本計画を作成し、試験設備の製作を経て、実証試験データの取得は1988年4月から開始し、1990年3月に試験結果の評価を含めてすべての試験を終了した。このような PWR の実規模燃料集合体を用いた試験は国内で最初の経験であり、本実証試験により定常時最大熱負荷試験や過渡時最大熱負荷試験などの貴重なデータを得ることができた。またこれらのデータに基づいて解析・評価を行い、現行の PWR 炉心熱水力設計手法の信頼性を確認することができた。

本試験は、通商産業省のプロジェクトを(財)原子力発電技術機構が委託を受けて行なったものである。著者らは本試験に参加頂いた多数の関係各位の協力に感謝するとともに、本試験の成果が今後

の核燃料開発および原子力発電の安全性向上に大きく寄与することを期待したい。

—参考文献—

- (1) 秋山 守, 他: 原子力誌, 31(2), 280 (1989).
- (2) 原子力安全委員会安全審査指針集 “発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針”, 165 (1991), 大成出版社.
- (3) 杉山維一, 他: 原子力学会「1990秋の大会」予稿集, E1~E6.
- (4) 三菱原子力工業: 三菱 PWR の熱設計計算コード, MAPI-1006 改2, (昭55.7).
- (5) 原子燃料工業: PWR 熱水力設計手法, NFK-8024 改5, (昭59.6).
- (6) 三菱原子力工業: DNB 相関式, MAPI-1029 改1, (昭51.2).
- (7) 三菱原子力工業: 三菱新 DNB 相関式(MIRC-1), MAPI-1075, (昭61.1).
- (8) 原子燃料工業: 原燃工新 DNB 相関式(NFI-1), NFK-8087, (昭61.1).
- (9) REDDY, D.G., FIGHETTI, C.F.: Parametric study of CHF data, EPRI NP-2609, Vol. 2, (1982).