研究論文

972. RETRAN コードによる不安定境界同定手法の開発

新谷 文将*, 平野 雅司*, 吉田 一雄*,
松本 潔*, 横林 正雄*, 鴻坂 厚夫*

(1991 年 5 月 7 日 受理)

*Development of Method to Determine Instability
Threshold with RETRAN Code*

By Fumimasa ARAYA, Masashi HIRANO,
Kazuo YOSHIDA, Kiyoshi MATSUMOTO,
Masao YOKOBAYASHI and Atsuo KOHSAKA

Neutron flux oscillation event occurred at LaSalle-2 (BWR5) on March 9, 1988 which arised issues such as why the event occurred and what major differences between LaSalle-2 and other BWRs were in view of the BWR stability. In order to resolve the issues, a method to determine instability threshold was developed at Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) by using the transient thermal-hydraulic analysis code RETRAN which was developed at Electric Power Research Institute (EPRI). The validity of the method was confirmed by parametric studies and thermal-hydraulic experiment analyses.

Using the method, the instability boundary for in-phase oscillation was obtained. For out-of-phase oscillation, however, it was found that the instability boundary could not be determined in nature due to the limitation from the point reactor kinetics model.

KEYWORDS : *BWR type reactors, instability, transient thermal-hydraulics, computer codes, RETRAN, oscillation modes, in-phase oscillation, out-of-phase oscillation, point reactor kinetics*

I. はじめに

1988 年 3 月 9 日, 米国イリノイ州セネカにあるコモン・ウェルス・エジソン社所有の沸騰水型炉 (BWR5) ラサール 2 号炉で, 計装系の誤操作から再循環ポンプ 2 台が同時に停止し, その後移行した自然循環状態において, 中性子束振動の振幅が原子炉スクラムの設定値まで増大したため, 自動原子炉スクラムに至った⁽¹⁾⁽²⁾. この事象は燃料の健全性や放射性物質の放出といった環境への影響はなかったが, BWR の安定性に係わる多くの核熱水力的研究がなされる契機になった⁽³⁾.

これまで核熱水力不安定現象の解析には周波数領域での線形解析手法が用いられ, 多くの成果が得ら

れている^{(4)~(8)}. 従来用いられてきたこの種の解析コードは 1 点近似核動特性モデルを用いていたため, 基本的には炉心内の中性子束が同一位相で振動するイン・フェーズ振動が解析の対象であった. しかし, 空間依存の核動特性モデルを組み込んだ解析コードが開発され, 炉心内の中性子束が領域ごとに異なった位相で振動するアウト・オブ・フェーズ振動への適用も可能になった⁽⁹⁾.

一方, 時間領域の解析コードは数値的安定性問題を内包しているため, BWR の安定性の解析への適用に際しては解の存在および数値的ダンピングの影響に注意しなければならないが, 最近では時間領域

* 日本原子力研究所 (Japan At. Energy Res. Inst.)

コードによる安定性解析が報告されている⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾。空間依存の核動特性モデルを備えた解析コードも開発され、アウト・オブ・フェーズ振動の解析が報告されている^{(12)~(15)}。

1点近似核動特性モデルを採用した過渡熱水力解析コードを用いて安定性の判定手法を提案したものに Sorensen らの解析⁽¹⁶⁾がある。そこでは、電力研究所(EPRI)で開発された過渡熱水力解析コード RETRAN⁽¹⁷⁾が用いられた。その手法は、チャンネル水力学的安定性に対して、炉心1チャンネルと上下プレナム部を模擬し、ある定常状態の安定性を判定するのに、上部プレナムの圧力に変動を加え、その減衰する様子を求めるというものである。彼らの解析の結果、RETRAN コードはチャンネル水力学的安定性および炉心安定性解析に対して適用可能であること、および外乱の与え方が重要であることが結論された。

一方、原研では同じ RETRAN コードを用いたが彼らとは異なった手法を開発し、ラサール事象の発生原因を究明するための一連の解析を実施した^{(18)~(22)}。本報は、この核熱水力不安定境界同定手法の開発および検証と、この手法を用いて行なったイン・フェーズ振動とアウト・オブ・フェーズ振動の不安定境界の包含関係を検討した結果を述べる。

II. 不安定境界同定手法の開発

不安定境界の同定手法として、流動振動の不安定領域を示すために Ishii-Zuber により提唱された不安定領域図⁽⁷⁾を基本に検討することにした。この不安定領域図は、横軸を相変化数、縦軸を無次元サブクール数とするものである。この相変化数は同一圧力の下では出力の流量に対する比に比例する。Lahey ら⁽⁸⁾が BWR の不安定領域を示すのに用いた平面は、横軸を無次元化出力対流量比、縦軸を無次元化炉心入口サブクール度とするものである。したがって、両者に基本的な相違はない。本報の解析は同一圧力の下で実施したので、Lahey らの用いた平面を用いた。

上記の不安定領域図に関する研究等から、出力対流量比が大きければ大きい(高出力・低流量)ほど不安定性が増すということが知られている。このため、サブクール度を一定に保ったまま出力対流量比を増加させると、いずれ安定状態から不安定状態へ移行し、安定/不安定の境界(以後、不安定境界)を見つけ

ることができる。また、出力対流量比を一定に保ったまま炉心入口サブクール度を増加させることによっても、不安定境界を見つけることができる。

一方、通常行われる安定性解析は、ある定常状態が安定かどうかを判定するものであるため、不安定マップ上に不安定境界線を精度よく描こうとすると、かなりの多数点に関する計算を実行する必要がある。こうした解析は周波数領域コードには適しているが、過渡解析コードには適していない。過渡解析コードを用いて不安定領域を求める利点は、ラサール事象の過渡変化を同一コードで解析して、得られた結果を不安定領域図上に描き、不安定領域との比較により振動発生の原因を検討する際に解析モデルの違いの影響を排除できることにある。

本研究では、プラントの過渡解析に広く用いられている RETRAN コードを用いた。本コードの流動を扱う基本モデルは、混合相および蒸気相に対する質量保存式、混合相に対する運動方程式とエネルギー保存式の4個の方程式、気液2相間の速度差に対する動的スリップモデル式1個の合計5個の方程式で構成され、半陰解法により解かれる。

従来から行われている RETRAN コードによる不安定境界の同定法は、定常状態を設定後、圧力等にステップ状の外乱を与え、これに対する応答を求める過渡計算の結果から、安定性を判定するものであり、不安定図上の1点に関する安定性を評価するものであった。これに対し、本研究では、安定な状態から炉心入口サブクール度を一定に保ちながら炉心出力を緩やかに上昇させ、不安定な状態に移行させる過渡解析を行なうものとした。すなわち、不安定領域図上で、炉心入口サブクール度一定の直線上を安定領域から出力対流量比が増大する方向へ移行する計算を実施する。不安定境界は振動の開始した点をもって与えるものとした。このような解析を行うことにより、1回の過渡解析で不安定境界点をひとつ決定することができる。具体的な解析手順は以下の通りである。

- (1) 出力対流量比が十分小さい安定な状態で定常設定を行う。
- (2) 続いて、炉心安定性の解析では、正の反応度を緩やかに挿入することにより、炉出力を十分緩やかに上昇させる過渡解析を実施する。チャンネル安定性の解析では、加熱量を時間依存の入力データでゆるやかに上昇する

ように与える過渡解析を実施する。この時、給水系のエンタルピーを制御することにより炉心入口サブクール度を一定に保つ。

- (3) 炉心入口流量あるいは炉心出力に振動が発生した時点をもって不安定境界とする。
- (4) 上記(1)~(3)の手順を種々の炉心入口サブクール度について繰り返し実施することにより、不安定領域図中に不安定境界を描く。

以上の手順を用いて計算した例を Fig. 1 に示す。この図は核的効果を含んだ場合のもので、正の反応度を一定割合で挿入すると、それにつれて炉出力がゆるやかに増加し、炉出力と流量が振動に至った様子が示されている。反応度挿入速度あるいは出力上昇速度に対する振動発生点、すなわち不安定境界の解析結果の依存性に関しては、出力上昇速度を小さくすると結果がひとつの値に漸近することが確かめられており⁽²¹⁾、本解析では 0.0025 \$/s の反応度挿入速度で解析を行うことにした。

Fig. 1 Example of application of method to determine instability threshold (core stability)

本報では、炉出力を変化させることにより振動を誘起させたが、サブクール度を増加させる過渡解析を実施することによっても振動を発生させることができる。しかも、この方法で得られた解析結果は炉出力を増加させて得られた結果とほぼ同一の値を与えることが確認されている⁽²¹⁾。このため、必要に応じて両者を組み合わせて不安定境界を求めた。

III. 同定手法の検証

1. 安定性に関する感度解析

本節では、周波数領域解析⁽⁷⁾⁽⁸⁾等ですでに検討され定性的傾向が明らかになっている物理量の安定性への影響を再現できるかどうかを、簡単なモデルを用いて調べた結果について述べる。実施した解析は、

チャンネル出口の圧損係数、ボイド反応度フィードバック係数および気液相対速度を考慮するか否かの安定性への影響を調べるものである。

(1) 解析モデルおよび解析条件

解析は、Fig. 2 に示すように、BWR の燃料集合体 1 体を想定した単一の沸騰流路を模擬するチャンネルと、これの入口と出口の境界条件を設定するためのボリュームからなるモデルを用いて実施した。沸騰チャンネルは下部 2.44 m (8 ft) を 40 等分割し、上部 1.22 m (4 ft) を 4 等分割し、合計 44 ボリュームで模擬した。これは沸騰の開始する位置の模擬を精度良くするためと、RETRAN の解析で粗いノーディングの時に、沸騰境界がノードの境界をよぎる時に振動し、沸騰境界がノード中心に近づくとき安定化して振動が消えるという非物理的な不安定が解析結果に影響しないようにするためである。解析では、チャンネルの圧損を一定に保つために上部と下部のボリュームに圧力一定の条件を課した。タイム・ステップ幅は 0.5 ms とした。上記のボリューム分割幅とタイム・ステップ幅は感度解析を行い、これらの値をこれ以上小さくしても解析結果に大きく影響しないものとして設定した。

Fig. 2 Noding diagram used in parameter study

BWR の通常の運転状態を念頭において、ベースケースとして下部ボリュームの圧力を 1,000 psi とし、上部ボリュームの圧力はチャンネルの入口と出口の圧損係数をそれぞれ 0.6 と 0.5 になるように設定した。定常状態は十分安定と思われる出力対流量比の小さいところに設定した。過渡解析では、出力を 100 s で初期値の 10 % を直線的に増加させた。

(2) 解析結果および検討

(1) ベースケースとチャンネル出口圧損係数

ベースケースの結果とチャンネル出口圧損係数に関する感度解析の結果を Fig. 3 に示す。解析結果は出力対流量比が大きい領域で振動が発生し、サブクール度に関しては、最も不安定となるサブクール度があることを示している。この傾向は Ishii-Zuber⁽⁷⁾の研究結果と一致しており、本解析手法でこうした傾向を再現できることを示している。

Fig. 3 Effects of channel outlet pressure loss coefficient on channel stability

チャンネル出口圧損係数の安定性への影響を調べるために、出口圧損係数が 0.5 のベースケースに加えて、3.15 と 6.3 の解析を行なった。解析結果を Fig. 3 に示す。出口圧損係数が大きいほど、不安定領域が図の左側へ拡大していることが示されている。すなわち、出口圧損が大きいほどチャンネルはより不安定になることが示されている。この傾向は、Ishii-Zuber の結果⁽⁷⁾と一致している。

一方、解析で得られたチャンネル入口と出口の流量を Fig. 4 に示す。チャンネル入口と出口では、流

Fig. 4 Mass flow rate behaviors at channel inlet and outlet during oscillation

量振動の位相がほぼ 180° ずれていることが示されている。これは密度波振動の特徴として知られている挙動に一致している。

(2) ボイド反応度フィードバック係数

核動特性パラメータのうち、安定性に最も大きな影響のあるボイド反応度フィードバック係数の影響を検討した。解析では、ボイド反応度フィードバック係数としてラッセル 2 号炉の燃料初装荷時 (BOL) とサイクル末期 (EOC) の値⁽²³⁾を用いて行なった。解析結果を Fig. 5 に示す。

Fig. 5 Effects of void feedback reactivity and two-phase relative velocity on stability

図中の with slip (BOL) と with slip (EOC) の線がそれぞれ BOL と EOC の不安定境界である。EOC のボイド反応度フィードバック係数は BOL のそれよりも約 30 % 大きいので、この図は、ボイド反応度フィードバック係数が大きいほどチャンネルが不安定になることを示している。この結果は、従来からいわれているボイドフィードバック反応度の効果と一致している。また、不安定境界の形状は Lahey らの結果⁽⁸⁾に類似している。

一方、Fig. 5 には、ボイド反応度フィードバックを含まず、しかも気液相対速度の効果も無視したケース (w/o kinetics, w/o slip) と気液相対速度は無視しているが核的效果を含むケース (w/o slip (BOL)) も示されている。両者の差は、ボイド反応度フィードバックは純粋な熱水力的不安定よりもチャンネルを大きく不安定にすることを示している。

ボイド反応度フィードバックを含んだ場合の、チャンネル入口および出口の流量挙動の解析結果を Fig. 6 に示す。この図から、チャンネル入口流量が増大し、出口流量が減少する時点で出力が増加することがわかる。出力は急激に増大し、急激に減少する

という特徴的な挙動を示している。

Fig. 6 Behaviors flow rate at channel inlet and outlet and core power during oscillation

(3) 気液相対速度

気液相対速度の影響は、Fig.5の気液相対速度を含む場合(with slip(BOL))と含まぬ場合(w/o slip(BOL))の比較からわかる。この図には、気液相対速度を含んだ方がより安定になることが示されており、Ishii-Zuberの研究の結果⁽⁷⁾に一致している。

2. 流動安定性に関する実験解析

強制循環型と自然循環型のいずれも核的効果のない流動安定性の実験の解析を実施した⁽²¹⁾。

(1) 強制循環型安定性実験の解析

榎本ら⁽²⁴⁾は、BWRの運転中に遭遇する種々の熱水力状態における定常および過渡特性を研究することを目的に、強制循環型の流動安定性実験を行なった。実験装置のテスト部をFig. 7に示す。テスト部はBWRの高出力バンドルを模擬するテスト・チャンネルと平均出力バンドルを模擬するバイパス・チャンネルから構成されている。このバイパス・チャンネル、テスト・チャンネルはおおの4×4、2×2の模擬燃料棒で構成されている。また、バイパス・チャンネルの流路面積はテスト・チャンネルの約4倍大である。このため、バイパス・チャンネルの流量を一定に保つことにより、テスト・チャンネルの出入口の圧力差をほぼ一定に保つことができる。

実験手順の概要は次の通りである。まず、両チャンネルに流れる流量を所定の値に設定し、バイパス・バンドルの出力(加熱量)を増加させる。バイパス・バンドルの出口のクオリティーが0.1になったら出力を一定にする。この後、テスト・チャンネルの出力を徐々に増加させてテスト・チャンネルの流量に振動

Fig. 7 Test section of forced convection thermal-hydraulic stability experiment⁽²⁴⁾

が発生しだした出力(限界出力)を求める。以上の手法を用いて、限界出力の流量、チャンネル入口圧損係数、チャンネル入口流体のサブクール度等への依存性を調べた。実験結果は、流量、チャンネル入口圧損係数、サブクール度が大きいほど限界出力が大きくなることを示した。

(1) 解析モデルおよび解析条件

解析で用いたボリューム分割をFig. 8に示す。解析では下部プレナム、上部プレナムおよびテスト・チャンネルのみを模擬した。バイパス・チャンネルはテスト・チャンネルの入口と出口の圧力差を一定に保つ働きをしており、この効果は上部プレナムと下部プレナムの圧力差を一定に保つことにより模擬したためである。上部および下部プレナムでは境界条件として、圧力およびエンタルピーを一定として与えた。伝熱量を直接流体に加えることにより、テスト・チャンネルでの加熱を模擬した。この解析では、均質流モデルを用いた。ここで、上部プレナムおよび下部プレナムの形状が不明なため、加熱部と同一の配管が使用されているものと仮定した。

解析は以下の2段階の手順で実施した。文献(24)には実験装置各部の圧損係数が示されていないため、沸騰境界の移動距離の小さいことを考慮して、まず各部の圧損係数を加熱部入口と出口で代表させ、これらの値を実験値に合うように調整した。調整の結果、加熱部入口圧損係数を入口圧損の小さい場合に対して12、大きい場合に対して20、出口圧損係数を6とした。これらの圧損係数を用い、前節で述べた手法により解析して、限界出力のチャンネル入口圧損係数と流量による依存性を検討した。

Fig. 8 Noding diagram used in calculation of forced convection stability experiment

(2) 解析結果

Fig. 9 に、限界加熱量の流量依存性および入口圧損依存性に関する実験結果と解析結果を示す。本解析は、入口圧損が小さい場合 (ΔP_{in} : small) と大きい場合 (ΔP_{in} : large) について実施した。実験値と解析結果の定量的一致は必ずしも十分でないのは、実験装置各部での圧損の分布が不明であるためと考えら

Fig. 9 Comparison of dependency of threshold power on mass flow rate between experiment and calculation

れる。

しかし、流量の増加に伴い限界加熱量が増加し、しかも両者は比例関係にあるという定性的傾向は一致している。この関係は出力対流量比と入口サブクール度で不安定領域がよく記述できるとした Ishii-Zuber の主張⁽⁷⁾とも整合しており、この意味で解析は実験を再現できるということが出来る。

入口圧損の依存性については、実験装置各部の圧損係数が不明であるため定量的な議論はできないが、入口圧損が増大すると限界出力も増大するという定性的傾向は一致している。

(2) 自然循環型安定性実験の解析

古寺ら⁽²⁵⁾は、船用の自然循環ボイラの限界熱負荷を明らかにする目的で、自然循環沸騰二相流の不安定流動について実験を行なった。用いた実験装置の概要を Fig. 10 に示す。装置のテスト部は、単管の加熱蒸発管を含む一巡のループから構成されている。実験では、加熱蒸発管の加熱量を徐々に増加させて、流量に振動が発生する時の加熱量即ち限界加熱量が計測された。実験パラメータは、圧力、蒸発管入口および出口の抵抗係数等である。実験の結果から、圧力が高く、入口抵抗係数が大きいほど、また出口抵抗係数が小さいほど、限界加熱量が増大することが示された。

MODEL OF NATURAL CIRCULATION-BOILER

Fig. 10 Test facility of natural circulation thermal-hydraulic stability experiment⁽²⁵⁾

(1) 解析モデルおよび解析条件

解析に用いたボリューム分割を Fig. 11 に示す。解析では、自然循環ループを形成する一巡の流路をすべて模擬した。ループは大きく分けて、蒸発管、汽水ドラム、凝縮器および上部/下部連絡管から構成されている。蒸発管での加熱および凝縮器での除熱は流体に直接加えられるものとした。

Fig. 11 Noding diagram used in calculation of forced convection stability experiment

気水分離器は水位モデルを適用し、さらに定常状態でのループ巡の熱バランスをとるため、流体から直接除熱するものとした。解析では、各部の圧損係数が不明であるので、一巡のループの圧損を、単相部については加熱部入口部で、二相部については加熱部出口部で代表させ、これらをひとつの実験結果に合うように調整した。その結果、加熱部入口の圧損係数を2とした。

解析では、まず定常状態を設定した後、蒸発管の出力を徐々に増加させる過渡解析を実施した。加熱部出口の圧損係数を変更することにより限界出力の出口圧損係数への依存性に関する解析を実施した。

(2) 解析結果

解析結果と実験結果の比較を Fig. 12 に示す。実験と解析の定量的な一致は良くないが、出口圧損係数が大きくなると限界加熱量が減少する傾向が一致している。

Fig. 12 Comparison of dependency of threshold power on channel outlet pressure loss coefficient between experiment and calculation

IV. イン・フェーズ振動とアウト・オブ・フェーズ振動の不安定領域の検討

ラサール2号炉で発生した中性子束振動は、プラント記録から、炉心内各部の中性子束が同一位相で振動するイン・フェーズ振動であったことが知られている。しかしながら、なぜ炉心内各部での中性子束振動の位相が異なるアウト・オブ・フェーズ振動が発生しなかったのか、いいかえると、イン・フェーズ振動とアウト・オブ・フェーズ振動の不安定領域の包含関係がどのようになっているのか、といった疑問は残っている。そこで、イン・フェーズ振動とアウト・オブ・フェーズ振動を模擬できるようなボリューム分割モデルを用いて、前節までに述べた不安定領域の解析手法を適用することにより、両振動モードの不安定領域を求めた。本解析では、中性子束の挙動は1点近似核動特性モデルを用いて模擬しているので、原理的にはアウト・オブ・フェーズ振動を模擬することはできない。そこで、アウト・オブ・フェーズ振動については、1点近似モデルの範囲内で模擬できる極端に不安定な場合と極端に安定化された場合について不安定領域を求めた。

1. 解析モデル

解析に用いたボリューム分割図を Fig. 13 に示す。以下の3つのモデルを用いた。

(1) 単チャンネル・ループなし

このモデルは、アウト・オブ・フェーズ振動を模擬するためのもので、炉心全体の半分を模擬する沸騰チャンネルと上部プレナムと下部プレナムの境界条件を模擬する2つのボリュームから構成されてい

Fig. 13 Noding diagram used in study on unstable regions for in-phase and out-of-phase oscillations

る。压力容器内の循環ループを形成する蒸気ドーム、ダウンカマ、ジェットポンプ等は模擬しない。このモデルは炉心全体が中心軸を対象軸として2つの領域に分かれて、それぞれが互いに無関係に振動する事を想定しており、それぞれの領域は熱水力的にも核的にも完全に独立であり、全く自由に振動できる状態にある場合を模擬している。すなわち、それぞれの領域があたかもそれぞれ独立した原子炉で構成されているような原子炉の一方の領域を模擬している。しかし、現実にはアウト・オブ・フェーズ振動している各領域は全く独立ではなく、核的には互いに相手の振動を押え込むように影響しあっている。このことから、本モデルは極端に不安定な側に寄った不安定境界を与える。

(2) 単チャンネル・ループ付き

このモデルは、イン・フェーズ振動を模擬するためのもので、炉心部を単一の沸騰チャンネルで模擬し压力容器内の循環ループを形成する蒸気ドーム、ダウンカマ等から構成されている。ただし、ジェットポンプは体積要素としては模擬せず、流動抵抗として模擬した。再循環ループは振動への影響は小さいと考えられるため無視した。

(3) 2チャンネル・ループ付き

このモデルは、イン・フェーズ振動もアウト・オブ・フェーズ振動もどちらも模擬できるものであり、単チャンネル・ループ付きの炉心部を2チャンネルに変えたものである。炉心部を模擬する2つのチャンネルは全く同一の形状のものとした。このため、2つのチャンネルでアウト・オブ・フェーズ振動が計算された時、2つのチャンネルの反応度印加が互いに打ち消し合う。したがって、本モデルは、アウト・オブ・フェーズ振動に関しては振動が極端に発生しにくい場合を模擬している。アウト・オブ・フェーズ振動が2つのチャンネルの数値的な誤差に基づいて計算されるのではなく物理的な理由により計算されるように、2つのチャンネルの出力をわずかに違えた。2つのチャンネルのピーキング係数はそれぞれ1.005と0.995とした。

2. 解析結果および考察

解析結果を Fig. 14 に示す。前述の3つのモデルを用いて得られた不安定境界が示されている。イン・フェーズ振動の不安定境界は単チャンネル・ループ付き、アウト・オブ・フェーズ振動の極端に不安定な場合の境界は単チャンネル・ループなし、極端に安定

Fig. 14 Calculated unstable regions for in-phase and out-of-phase oscillations

な場合は2チャンネル・ループ付きによって示されている。

イン・フェーズ振動に関しては、解析した範囲内(実線で示したところ)では、不安定境界の変化は無次元化出力対流量比の変化に対して鈍感であることが示されている。すなわち、この領域ではイン・フェーズ振動に関しては、炉心入口サブクール度が非常に重要であることが示されている。不安定境界を点線で示した範囲では定常設定が困難なため解析できなかったが、Laheyらの研究⁽⁶⁾を基に、チャンネル出口オリフィアの一定の線に漸近すると予想される。BWRの通常運転領域は出力対流量比が0.3より小さい領域であるため、BWRの炉心安定性は出力対流量比およびサブクール度ともに敏感になると予想される。

アウト・オブ・フェーズ振動に関しては、極端に安定な場合の不安定境界は極端に不安定な場合に包含されており、しかも両者の差はかなり大きなものになっている。現実のアウト・オブ・フェーズ振動は、この両者の中間に位置するものと考えられるが、得られた2つの境界には大きな開きがあるため、1点近似モデルではアウト・オブ・フェーズ振動の境界を同定することができないことがわかる。

V. 結 論

ラサール2号炉で発生した中性子束振動事象に関する一連の解析を実施した。本報では、RETRANコードを用いた不安定境界の同定手法の開発および感度解析と実験解析による検証、この開発した手法を用いてイン・フェーズ振動とアウト・オブ・フェーズ振動の不安定領域について検討し、以下の成果を得

た。

- (1) 不安定境界の同定においては、炉心入口サブクール度を一定に保ったまま出力を緩やかに上昇させる過渡解析を実施することにより不安定境界を描くことができる。
- (2) 本手法により、これまでに知られている種々の物理量の安定性への影響および密度波振動の特徴的挙動を再現できることを確認した。
- (3) 流動不安定性実験の解析では、定量的な比較は必ずしも十分ではないが、定性的には実験結果の傾向を再現できることを確認した。また、解析に十分な情報を含んだ実験データを入手できた際には、不安定境界同定手法の定量的検討を行う必要がある。
- (4) イン・フェーズ振動とアウト・オブ・フェーズ振動の不安定領域の包含関係に関しては、イン・フェーズ振動の不安定境界を同定できることが確認できたが、1点近似核動特性モデルでは、現実的なアウト・オブ・フェーズ振動の不安定境界を推定することができないことがわかった。

— 参 考 文 献 —

- (1) Commonwealth Edison Co.: Reactor scram on high average power range monitor flux level due to the personnel valving error, LER 88-003-00, (1988).
- (2) U.S.NRC: Augmented inspection team report, NRC Rep. 50-373/88008, 50-374/88008.
- (3) MURPHY, G. A.: Selected safety-related events, Summary of AEOD Special Report S803: Power oscillation at LaSalle 2, Nucl. Safety, 29(3), (1988).
- (4) BOURE, J. A., et al.: Review of two-phase instability, Nucl. Eng. Des., 25, (1973).
- (5) BLAKEMAN, E. D., MARCH-LEUBA, J.: A parametric analysis of decay ratio calculations in a boiling water reactor model, CONF-890555-4, (1989).
- (6) PENG, S. J., et al.: BWR linear stability analysis, Nucl. Eng. Des., 93, 25 (1986).
- (7) ISHII, M., ZUBER, N.: Thermally induced flow instabilities in two phase mixtures, Proc. 4th Int. Heat Transfer Conf., B5. 11 (1970).
- (8) LAHEY, R. T., YADIGAROGU, G.: NUFREQ, A computer program to investigate Thermo-hydraulic stability, NEDO-13344, (1973).
- (9) PENG, S. J., et al.: NUFREQ-NP; A digital computer code for the linear stability analysis of boiling water nuclear reactors, NUREG/CR-4116, (1985).
- (10) HORNYIK, K.: BWR stability analysis with RETRAN, Proc. 2nd Int. RETRAN Conf., EPRI-NP-2494-SR, (1982).
- (11) CHENG, H. S., et al.: Simulation of the recent LaSalle

- 2 incident with BNL plant analyzer, *ANS Trans.*, 1988 Winter Annu. Mtg., 385 (1988).
- (12) MOBERG, L., TANGEN, K.: Time domain BWR stability analysis using the 3-D code RAMONA-3B, *Trans. ENC*, 3(1986).
- (13) TAKIGAWA, Y., *et al.*: A study of regional oscillation with TOSDYN-2, Presented at 1989 Stability Symp. Idaho Falls, USA, Aug. 10~11, 1989.
- (14) YOSHIMOTO, Y., *et al.*: Space-dependent stability analysis of core wide and regional modes in BWR, *Proc. Int. Workshop on Boiling Water Reactor Stability*, CSNI Rep. 178, (1990).
- (15) VALTONEN, K.: BWR stability analysis, *STUK-A88*, (1990).
- (16) SORENSEN, J. M., HEALZER, J. M., NASER, J. A.: BWR stability calculation with RETRAN, *Proc. 3rd Int. RETRAN Conf.*, EPRI NP-3803-SR, (1985).
- (17) McFADDEN, J. H., *et al.*: RETRAN-02-A program for transient thermo-hydraulic analysis of complex fluid systems, *EPRI NP-1850-CCMA*, (1981).
- (18) ARAYA, F., *et al.*: Parametric study on neutron flux oscillation event at LaSalle 2 with RETRAN code, *ANS Proc. 1989 Natl. Heat Transfer Conf., Philadelphia, USA, Aug. 6~9, 1989, HTC-Vol.4*.
- (19) YOSHIDA, Y., *et al.*: Analysis of neutron flux oscillation event at LaSalle 2, *Proc. 6th Int. RETRAN Mtg.*, Washington, D.C., USA, Sep. 18~20, 1989, EPRI NP-6949.
- (20) ARAYA, F., *et al.*: Analytical study on effects of power distribution with RETRAN code, To be published in *Proc. IAEA Semin. on Use of Unusual Event Reports for Improving Nuclear Power Plant Safety*, Vienna, Austria, May 14~18, 1990.
- (21) ARAYA, F., *et al.*: Analysis of a neutron flux oscillation event at LaSalle-2, *Nucl. Technol.*, 93(1), (1991).
- (22) ARAYA, F., *et al.*: Summary of RETRAN calculations on LaSalle-2 neutron flux oscillation event performed at JAERI, *Proc. OECD/NEA Int. Workshop on Boiling Water Reactor Stability*, Holtsville, NY, CSNI Rep. 178 (1990).
- (23) LaSalle County Station, Unit 1 and 2 license application, Amendment 21: Final safety analysis report, *DOCKET-50373-175*. Commonwealth Edison Co.
- (24) ENOMOTO, T., *et al.*: Thermal hydraulic stability experiments in rod bundle, *Proc. 3rd Int. Topical Mtg. on Reactor Thermal Hydraulics*, Newport, USA, Oct. 15~18, 1985, 9B.
- (25) 古寺雅晴, 他: 自然循環沸騰二相流の不安定流動, (I), 機械論文集(B編), 40(407), (1980).

☆微小試験片材料評価技術の進歩☆

「微小試験片材料評価技術」研究専門委員会成果報告書

1992年3月末発行(限定出版) 発売中

A4判オフセット印刷, 430頁, 会員6,000円(定価8,000円), 〒510円

◎ご希望の方は学会事務局へ。(10部以上まとめれば送料サービス)

「微小試験片材料評価技術」研究専門委員会では、1988年10月~91年9月の3年間にわたり、材料の照射挙動(強度特性)評価への微小試験片材料評価技術の適用を目指し、試験法の検討、試験技術開発、標準化の試行等に関する研究・開発活動を行ってきた。

本報告書は、この3年間の活動を集大成し、新たな報告も付け加えて、下記の目次で書き下ろしたものである。この分野における最新の成果が盛り込まれており、今後、核融合炉材料開発、軽水炉長寿命化等における材料強度評価を行う場合に有用と思われる。

目次(概要)

1. はじめに	7. 疲労試験
2. 照射材評価技術の基礎	8. その他の試験法
3. 硬さ試験	9. ホットラボ周辺技術
4. 引張試験	10. 規格試験法との相関
5. 衝撃試験	11. おわりに
6. 小型パンチ試験法による破壊特性評価法	