10507 直管型蒸気発生器流動安定性評価手法の開発

Development of Evaluation method for Flow Stability Analysis of Once-Through Steam Generator

鍋島邦彦・日本原子力研究開発機構

Kunihiko Nabeshima, Japan Atomic Energy Agency

劉維・日本原子力研究開発機構

Wei Liu, Japan Atomic Energy Agency

高瀬和之・日本原子力研究開発機構

Kazuyuki Takase, Japan Atomic Energy Agency

玉井秀定・日本原子力研究開発機構

Hidesada Tamai, Japan Atomic Energy Agency

吉田啓之・日本原子力研究開発機構

Hiroyuki Yoshida, Japan Atomic Energy Agency

Key Words: FBR, 直管型蒸気発生器, 流動安定性, 二相流, TRAC-BF1, LAPUR, 伝達関数

Evaluation methods for flow stability analysis of Once-Through Steam Generator have been developed in JAEA. The heat transfer coefficient and correlation equations at high pressure and high temperature conditions were evaluated by the comparison between the experiments at SG test facility and the analysis of TRAC code. Then, flow stability analysis in the frequency domain was performed by LAPUR code.

1. はじめに

次世代 FBR 開発で検討されている直管型蒸気発生器(SG)の成立性評価には、沸騰による流動不安定性現象を解明し、その対策を検討することが不可欠である。本研究では、各種相関式の改良及び検証に資するため、原子力機構の大型再冠水実験棟にある水循環ループを用いて、SG 熱設計手法で用いられる高圧条件下での試験を実施し、圧力損失を含む詳細な二相流データの取得を行っている[1]。

ここでは、これらの試験を模擬した解析による高圧条件下での圧力損失に対する検証結果とともに、BWR 用動特性解析コード LAPUR[2]を改良して、伝達関数による周波数領域での安定性判別を行い、実験装置に対する流動安定性の予測評価を行った結果についても報告する。

2. 圧力損失相関式の評価

2-1 解析 直管型蒸気発生器(SG)の成立性評価には、運転条件の決定に不可欠な流動不安定発生限界を高精度で予測できる熱設計手法が必要である[3]。本研究では、TRAC-BF1 コードを用いて試験解析を行った。単相流と二相流の圧力損失の計算に、それぞれ Pfann 相関式[4]と Martinelli-Nelson 二相増倍係数[5]を用いた。また、ボイド率の評価にはドリフトフラックスモデルと均質流モデルを用いた。解析体系の概略及び実機との比較を表 1 及び図 1 に示す。伝熱管は、軸方向に三段に分けて輻射ヒーターにより加熱されており、解析では、伝熱管内の発熱密度を設定することで、これを模擬した。境界条件としては、入口流量、入口温度及び出口圧力を試験条件より設定した。

2-2 結果 解析結果の一例を図 2 に示す。実線は解析値、マーカーは実験値である。全体的に過大評価の傾向が見られるが、実機の質量流量(110g/s)以下においては、解析は実験結果を良く再現している。出口圧力などが異なる場合でも、この傾向は変化せず、+7%以内の誤差で圧力損失を予測できることが分かった。また、ドリフトフラックスモデルと均質流モデルを用いた場合の全圧力損失

の差異は、低流量の場合ほど大きく、高流量になるに従って小さくなることが分かった。

Table 1 Specification of test facility

	SG Test Facility	FBR plant
internal diameter	11.6 mm	12 mm
Length	13.5 m	29 m
Number of pipes	1	7100
Pressure	~18 MPa	19.2 MPa
Mass flow rate	40~200 g/s	110 g/s /1pipe

Fig. 1 Layout of test facility

Fig. 2 Results of pressure drop at high pressure condition

3. 周波数領域での流動安定性判別

3-1 解析手法 本来、BWR 安定性解析に利用され、数々の実績を有している LAPUR コードは、BWR の炉心内の熱水力特性を質量、運動量、エネルギーの 3 つの方程式を軸方向 1 次元二相流について解き、静特性分布（軸方向エンタルピー分布及び圧力分布等）を計算した後、ナイキスト線図による安定判別を行っている。今回の SG 伝熱管不安定性解析に利用するために、20MPa までの高圧条件で、かつ過熱蒸気まで対応できるような蒸気表や強制対流熱伝導係数などを追加するとともに、これまでの試験結果から得られた各種相関式もプログラムに反映させた。

3-2 解析結果 図 3 は、今年度までに行われた種々の実験データの中から、出口圧力 15MPa と 17MPa の実験の場合の LAPUR によるボイド率の静特性分布を TRAC の解析結果と比較したものである。誤差は 5%以下になっていることより、TRAC-BF1 よりも簡便な計算で必要な精度が得られることがわかる。次に、出口圧力 17MPa で質量流量が 40,70,110g/s の場合を比較した結果が、図 4 である。TRAC-BF1 と LAPUR の差は、Martinelli-Nelson の増倍係数を求める際 TRAC-BF1 で用いる表からの補間と、LAPUR で採用した Jones の近似式による違いに起因しているが、最大でも約 4%であるため安定性解析には影響を与えないと考えられる。以上の静特性解析結果を基に、ナイキスト線図による安定判別を行ったところ、いずれの場合も実軸上の(-1,0)より右側を通ることから、管内の熱流動系は安定であることが確認された（図 5 参照）。

Fig. 3 Void fraction by TRAC and LAPUR codes at mass flow rate 110g/s

4. まとめ

Pfann の摩擦係数（単層流）、Martinelli-Nelson 二相増倍係数、ドリフトフラクスマデルを組み合わせた TRAC の解析結果は、全試験条件で圧力損失を保守的に予測することが明らかになった。また、定常状態での LAPUR と TRAC の結果を比較し、解析に用いる相関式を改良することで、高圧条件での SG 伝熱管の安定性解析に適用することができた。今回行われた高圧試験においては、高クオリティの試験も含めて、全てのケースで安定であることがわかった。

今後は、より高出力のヒーターを用いて出口クオリティが 1 以上の実験条件における安定性判別を試みるとともに、一次側をナトリウムとする設計モデルでの不安定性解析も実施し、他の手法との比較検証を行う予定である。

Fig. 4 Comparison of pressure drop by TRAC and LAPUR codes

Fig.5 Instability analysis by Nyquist diagram

参考文献

- [1] 玉井,他, 日本原子力学会「2007 年秋の大会」, K58, (2007).
- [2] P. J. Otaduy-Bengoa, "Modeling of the Dynamic Behavior of Large Boiling Water Reactor Cores," Ph.D. dissertation, University of Florida (1979).
- [3] “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズII 技術検討書(1)原子炉プラントシステム-”, JAEAResearch2006-042 (2006).
- [4] J. Pfann, Nuclear Eng. and Design, 41, 149-163 (1975).
- [5] R. C. Martinelli, D. B. Nelson, Trans. ASME, 70, 695-702 (1948).