

合同セッション 1 (「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会,
熱流動部会, 計算科学技術部会)

原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

Evaluation of Critical Heat Flux of Nuclear Reactor, Present and Future

軽水炉設計における CHF 評価手法の現状 (1) CHF 相関式

Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactors (1) CHF correlations

*淀 忠勝¹

¹三菱重工業

1. はじめに

軽水炉の熱水力設計は、通常運転時及び異常な過渡変化時における燃料被覆管の熱除去を安定に維持する事を目的としている。沸騰水型の BWR では、燃料被覆管周囲の流動が環状流から液膜消失状態に遷移する「ドライアウト」の防止を熱水力設計の判断基準の一つにしている。一方、加圧水型の PWR では、核沸騰状態から膜沸騰状態に遷移する「DNB (Departure from Nucleate Boiling)」の防止を判断基準の一つにしている。ドライアウト/DNB が生じると燃料被覆管表面の熱伝達が不十分となり燃料棒が過熱損傷に至る可能性があるため、ドライアウト/DNB を適切に予測することが重要となる。軽水炉ではこの予測のために種々の実験データに基づく CHF 相関式を用いる。本報告では、国内既設炉で適用している CHF 相関式について紹介する。

2. BWR のドライアウト予測手法

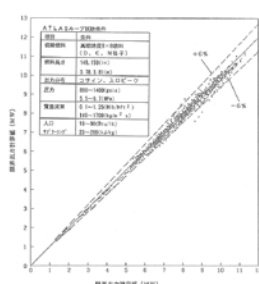
BWR では、ドライアウトの予測のために、沸騰遷移が生じる限界出力に達した場合の限界クオリティと沸騰開始点からの距離である沸騰長で整理する方法が採用されている。現在の BWR ではドライアウト予測に用いられている GEXL 相関式^{[1][2]}及び沸騰遷移相関式^[3]は、限界熱流束を適切に予測することが可能である。図 1(a)に代表として、GEXL 相関式の予測図を示す。

3. PWR の DNB 予測手法

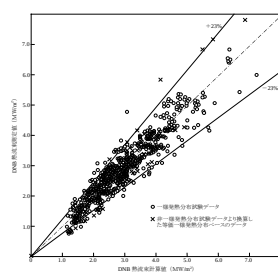
PWR では、圧力条件に応じて DNB 予測のための CHF 相関式を使い分けている。主蒸気管破断事故などの一部の低圧事象の安全解析に用いる W-3 相関式^[4]は、単管 DNB 試験データに基づいて開発され、その後、管群補正などを考慮して実機に適用されている。通常運転を含む高圧条件に適用可能な NFI-1 相関式^[5]と MIRC-1 相関式^[6]は、W-3 相関式よりも高精度な DNB 予測を目的に管群 DNB 試験データに基づいて開発された相関式である。図 1(b)~(d)に示す通り、PWR の CHF 相関式は試験測定値を適切に予測可能である。

参考文献

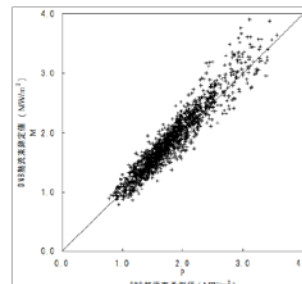
- [1] 日立製作所, 「沸騰水型原子力発電所 原子炉の熱特性評価法 (GETAB) について」, HLR-007 訂 4, 平成 9 年。
- [2] 東芝, 「沸騰水型原子力発電所 GETAB の概要」, TLR-009 改訂 4, 平成 10 年。
- [3] 原子燃料工業, 「BWR の熱的余裕評価手法について」, NLR-04 改訂 2, 平成 10 年。
- [4] 三菱重工業, 「DNB 相関式について」, MAPI-1029 改 3, 平成 16 年。
- [5] 原子燃料工業, 「原燃工新 DNB 相関式 (NFI-1) について」, NFK-8087 改 2, 平成 19 年。
- [6] 三菱重工業, 「三菱新 DNB 相関式 (MIRC-1) について」, MAPI-1075 改 4, 平成 18 年。



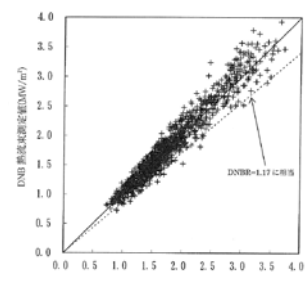
(a) GEXL 相関式^{[1][2]}



(b) W-3 相関式^[4]



(c) NFI-1 相関式^[5]



(d) MIRC-1 相関式^[6]

図 1. 各相関式の予測値と試験測定値の比較

*Tadakatsu Yodo¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.