

企画セッション | 合同セッション：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）

■ 2019年9月12日(木) 13:00 ~ 14:30 | 会場 共通教育棟 2F C21

[2F_PL] 原子炉における限界熱流束評価の現状とこれから

座長:大川 富雄(電通大)

[2F_PL01] 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要

*吉田 啓之¹ (1. JAEA)

[2F_PL02] 軽水炉設計におけるCHF評価手法の現状

CHF関連式

*淀 忠勝¹ (1. MHI)

[2F_PL03] 軽水炉設計におけるCHF評価手法の現状

サブチャンネル解析

*成島 勇氣¹ (1. 日立)

[2F_PL04] 限界熱流束の機構論的評価に向けた研究

DNB

*小野 綾子¹ (1. JAEA)

[2F_PL05] 限界熱流束の機構論的評価に向けた研究

液膜ドライアウト

*上遠野 健一¹ (1. 日立)

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

「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要

Outline of Research Committee for Mechanistic Evaluation of Critical Heat Flux for Nuclear Reactors

*吉田 啓之¹

¹原子力機構

1. はじめに

原子炉設計における燃料の限界熱流束評価は、炉心の熱的余裕ひいては安全を確保する上で最も重要な項目の一つである。燃料の限界熱流束は燃料集合体構造等に大きく依存するため、実際の燃料形状及び使用環境条件を模擬した大規模試験により関連データを取得している。しかしながら、そのような試験は多大な費用と期間を必要とし、試験実施可能な国内外の主要施設が限定的で活用が容易でないことなどから、大規模試験に依存しない限界熱流束評価のための技術開発が望まれている。

近年、計算機性能の飛躍的向上及び数値解析技術の進展により、沸騰二相流現象に対する詳細な数値シミュレーションが実現され始めている。また、新しい熱流動計測技術の開発が進められており、限界熱流束条件下での詳細な二相流動計測によりその現象が把握されつつある。このような数値シミュレーション技術及び計測技術の体系的統合を段階的に進めることで、将来的には限界熱流束評価に適用できる数値シミュレーション技術の開発が期待される。このような技術が開発できれば、最終的には大規模試験への依存度が軽減されるほか、事故時のような過渡事象時の評価が可能となることが想定される。

このような状況を受け、熱流動部会及び計算科学技術部会の御協力の下、平成30年12月に研究専門委員会が設置された。本報告では、本研究専門委員会の概要を示すとともに、これまでの活動内容について紹介する。

2. 「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要

本研究専門委員会は、国内の原子炉メーカー、燃料メーカーからの参加者を含む22名の委員で構成される。限界熱流束の評価に関しては、これまでに多くの研究がなされている。そこで本研究専門委員会の活動では、これまでの膨大な研究から既存の評価方法やデータベースなどに関する調査を行うとともに、限界熱流束に関連する重要パラメータの抽出、数値解析と実験計測の観点からの現状技術や潜在的に実用可能な技術の整理を行い、将来的な限界熱流束評価技術の構築に向けて必要な知見の整理を行うこととし、これまでに3回（平成31年2月、平成31年4月、令和元年8月）の会合を実施した。これらの議論の一部については、本合同セッションにおいて講演が行われる予定である。このような議論を通して、原子炉における機構論的限界熱流束評価技術に必要な研究課題を提示することを本研究専門委員会の最終的な目標としている。

3. まとめ

平成30年12月に発足した「原子炉における機構論的限界熱流束評価手法」研究専門委員会の概要について紹介した。発足後、3回の会合を実施しており、電気通信大学の大川主査のもと、限界熱流束評価について活発な議論が行われている。本研究専門委員会は、産官学の連携のもと活動が行われており、多くの若手研究者が活動の中心となっていることにも特徴があると考えている。会員各位のサポートと、御興味のある研究者の方々の積極的な参加をお願いする。

*Hiroyuki Yoshida¹

¹JAEA

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

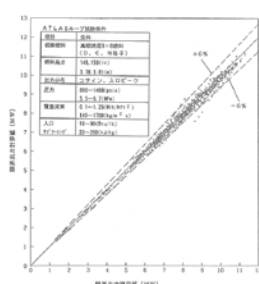
BWR では、ドライアウトの予測のために、沸騰遷移が生じる限界出力に達した場合の限界クオリティと沸騰開始点からの距離である沸騰長で整理する方法が採用されている。現在の BWR ではドライアウト予測に用いられている GEXL 相関式^{[1][2]}及び沸騰遷移相関式^[3]は、限界熱流束を適切に予測することが可能である。図 1(a)に代表として、GEXL 相関式の予測図を示す。

3. PWR の DNB 予測手法

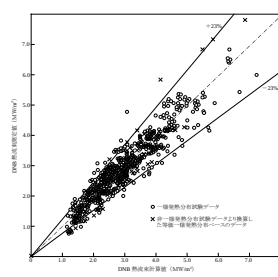
PWR では、圧力条件に応じて DNB 予測のための CHF 相関式を使い分けている。主蒸気管破断事故などの一部の低圧事象の安全解析に用いる W-3 相関式^[4]は、単管 DNB 試験データに基づいて開発され、その後、管群補正などを考慮して実機に適用されている。通常運転を含む高圧条件に適用可能な NFI-1 相関式^[5]と MIRC-1 相関式^[6]は、W-3 相関式よりも高精度な DNB 予測を目的に管群 DNB 試験データに基づいて開発された相関式である。図 1(b)~(d)に示す通り、PWR の CHF 相関式は試験測定値を適切に予測可能である。

参考文献

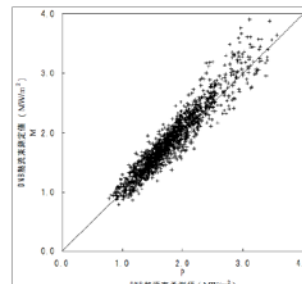
- [1] 日立製作所, 「沸騰水型原子力発電所 原子炉の熱特性評価法 (GETAB) について」, HLR-007 訂 4, 平成 9 年。
- [2] 東芝, 「沸騰水型原子力発電所 GETAB の概要」, TLR-009 改訂 4, 平成 10 年。
- [3] 原子燃料工業, 「BWR の熱的余裕評価手法について」, NLR-04 改訂 2, 平成 10 年。
- [4] 三菱重工業, 「DNB 相関式について」, MAPI-1029 改 3, 平成 16 年。
- [5] 原子燃料工業, 「原燃工新 DNB 相関式 (NFI-1) について」, NFK-8087 改 2, 平成 19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



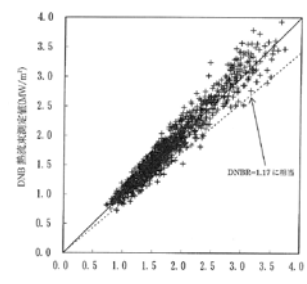
(a) GEXL 相関式^{[1][2]}



(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.

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 (2) サブチャンネル解析

Current Evaluation Method of CHF in Light Water Reactors (2) Subchannel analysis

*成島 勇気¹

¹日立製作所

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」、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。軽水炉の熱水力設計で重要な CHF 評価は、炉心内の個々の燃料棒を対象に実施する必要がある、このためにはこれらの燃料棒を取り囲む局所的な冷却材条件が必要とされる。軽水炉ではこの冷却材条件をサブチャンネル解析によって評価する^[1]。

2. サブチャンネル解析

サブチャンネル解析は、水路(チャンネル)を複数の小水路(サブチャンネル)に分割して、サブチャンネル間の横流れを考慮しながら、冷却材の質量、運動量、エネルギーに関する保存則を解くことで、炉心、及び燃料集合体内の 3 次元的な冷却材挙動を評価する手法である。

3. BWR のドライアウト予測手法

BWR のサブチャンネル解析では、図 1 の通り燃料集合体内において燃料棒 4 本で囲まれた小水路をサブチャンネルとして、水・蒸気の二流体、もしくは液滴・液膜・蒸気の三流体について保存則を解き、ドライアウトを評価する。ドライアウトの判定には、各サブチャンネルに対して CHF 相関式を用いる手法、及び三流体モデルでは液膜の消失をもって、解析的にドライアウトを評価する手法が用いられる。

4. PWR の DNB 予測手法

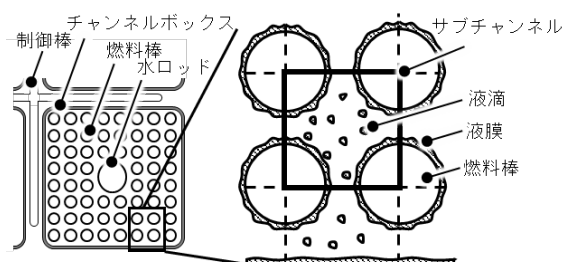
PWR のサブチャンネル解析では、図 2 の通り炉心全体を燃料集合体単位で計算する第 1 段階、高温集合体内を 1/4 に分割して計算する第 2 段階、高温 1/4 集合体内をサブチャンネル単位で計算する第 3 段階の 3 つの段階に分けて計算を行う。DNB の判定には、各サブチャンネルに対して CHF 相関式を用いる。サブチャンネル解析コードは、PWR の典型的な集合体出力分布を模擬した 5x5 管群試験に対して、出口温度測定値と解析が良く一致することが確認されている。

参考文献

[1]秋山守, 有富正憲, 「新しい気液二相流数値解析 - 多次元流動解析 -」, コロナ社, 2002 年.

[2]日本原子力学会熱流動部会編, 「気液二相流の数値解析」, 朝倉書店, 1998 年.

[3]三菱重工業, 「改良統計的熱設計手法について」, MHI-NES-1009 改 2, 平成 21 年.



(a) 燃料集合体断面 (b) サブチャンネル内流動
図 1. BWR のサブチャンネル解析^[2]

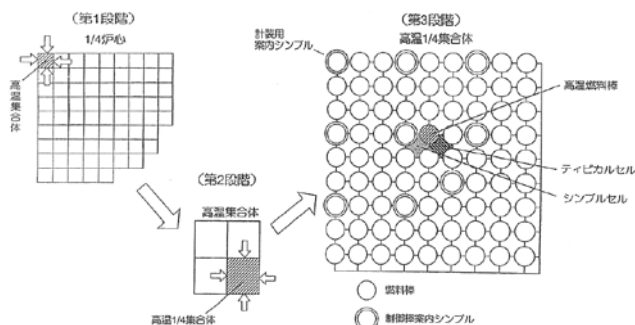


図 2. PWR のサブチャンネル解析^[3]

*Yuki Narushima¹

¹Hitachi, Ltd.

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

限界熱流束の機構論的評価に向けた研究

(1) DNB

Review of Studies on the Mechanism of Critical Heat Flux

(1) DNB

*小野 綾子¹

¹原子力機構

1. はじめに

沸騰冷却は、非常に高い除熱特性を有するため、軽水炉をはじめとする各種高熱流束機器の冷却に用いられており、汎用性の高い冷却技術であるが、最大の問題は除熱限界が存在するという点である。1934年、拔山は大気圧の飽和プール沸騰において金属細線を伝熱体とした実験^[1]により、熱流束に対する細線の表面過熱度の関係を調べ、沸騰過程の全貌を明らかにするとともに、沸騰伝熱に除熱の限界（限界熱流束、Critical Heat Flux: CHF）が存在することを示した。CHFを超えると核沸騰から遷移沸騰へと瞬時に移行し（Departure from Nucleate Boiling: DNB）、発熱体の温度はその融点を超え、溶融・破損（バーンアウト）に至る。本発表では、DNB型のCHFについて、そのメカニズムに関する過去の研究を俯瞰し、今後取り組むべき課題について触れる。

2. 困難な現象解明

図1は、直径8mmの上向き伝熱面における飽和沸騰の様相である。DNBに至る直前まで、表面を覆う伝熱面と同程度の蒸気塊が形成と離脱を繰り返す。そして、何の前触れもなく、突然DNBに至る。そこで、多くの研究者が蒸気塊下の気液の挙動がDNBの発生に関与していると考え、伝熱面ごく近傍の気液挙動について調べるようになった。蒸気塊が離脱した後は、数 μm のキャビティ（伝熱面表面の微細な孔であり気泡生成の核となる）から最初の気泡（一次気泡）が発生し、これらが互いに接合することで、再び数cmの蒸気塊が伝熱面上に形成される。この蒸気塊の下には数十 μm の液に富んだ層があることが確認されている^[2]。蒸気塊下の気液挙動は一次気泡の発泡挙動に大きく影響されるため、この挙動を把握しDNBの発生原因を解明するためには、数ms以下および μm オーダーの高速かつ微細な気液挙動を捉える計測手法が必要とされる。また、これらの気液挙動には、流体の物性、伝熱面の物性、流体と伝熱面の組合せ（濡れ性）、伝熱面の幾何形状、方向および性状等、非常に数多くの物理量が関与する。これらの高速かつ微細な気液挙動をとらえることの困難さや関与する物理量の多さが、長年にわたりDNBを引き起こす現象の解明を阻んできた。

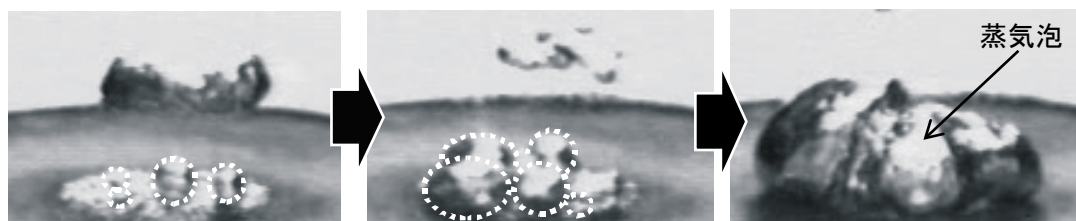


図1 直径8mmの上向き面における高熱流束飽和プール沸騰

3. 今までに提案された多種多様なモデル

(1) 飽和プール沸騰における DNB 熱流束予測に関する研究

DNB 熱流束を予測する初期の物理モデルとして Zuber^[3]によって提案されたモデルがある。このモデルでは、伝熱面上に数 cm オーダーの蒸気の柱が存在することを仮定し、伝熱面から流体側へ向かう蒸気と流体側から伝熱面に向かう液の相対速度がある臨界値を超えると DNB に至るというモデルであり、蒸気の限界量が DNB 熱流束を決めるという形になっている。このモデルは、DNB が伝熱面から離れた位置での気液挙動によって生じることから、“Far field model”と分類される。このモデルは、飽和のプール沸騰の DNB 熱流束をよく予測できるものの、図 1 で示されるような映像から、蒸気柱の存在が確認されていないことや、DNB 近傍において伝熱面に液供給するような機構を付加することで DNB 熱流束が向上させる実験事実^[4]から伝熱面で発生する蒸気量に限界がないことが示唆され、モデルの仮定自体に疑問が持たれる。

Zuber によるモデルの提案の後、伝熱面ごく近傍の数 μm の気液挙動に着目した研究が行われるようになり、甲藤ら^[5]は、伝熱面上に形成される蒸気塊の挙動を詳細に検討し、蒸気塊下に残された液体が蒸気塊の離脱前に乾くことで DNB に至るとするモデルを提案した。このモデルは「マクロ液膜蒸発モデル」と呼ばれ、伝熱面近傍の気液挙動が DNB のトリガになることから、“Near field model”と分類される。また、数 100~1000nm の厚さでコーティングした伝熱面上の沸騰様相を裏面から高速度放射温度計で観察し、一次気泡底部に形成される局所的に乾いた領域（ドライスポット）が DNB を引き起こす様相をとらえた研究^[6]や、伝熱面上に発生するドライスポットの温度が固液接触限界温度を超えることで DNB が引き起こされるというモデルが提案されている^[7]。しかし、伝熱面の裏面からの沸騰挙動観察では、金属箔やサファイヤガラスが発熱体として用いられることが多く、熱容量の大きな金属ブロック等を用いた沸騰現象との熱容量差による現象の違いが指摘されている。これらのモデルは、伝熱面表面上での気液挙動が DNB の引き金になることから“On surface model”と分類される。以上のモデルでは、DNB を引き起こす機構に違いはあるものの、何らかの現象が引き金となり、核沸騰域と DNB 以降の遷移沸騰域では伝熱面近傍の気液挙動に違いが現れることになる。一方で、核沸騰から DNB 熱流束点を経て遷移沸騰までを連続した事象ととらえ、過熱度の増大に伴う伝熱促進と伝熱面上の乾燥部拡大による伝熱劣化から生じる熱流束の極大値が DNB 熱流束であるとし、DNB のメカニズムを説明するモデルも提案されている^[8]。このように、DNB の発生に対して多数のモデルが提案されているものの、どのモデルが“正しい”のかについて、飽和のプール沸騰という考慮すべきパラメタの少ないシンプルな体系においてさえ、未だに結論が見いだされていない。

(2) PWR における DNB 予測への発展

PWR 条件における DNB を予測するためには、(1) で触れた飽和プール沸騰の条件に加えて、流体の流れ（強制対流条件）の影響、サブクールによる影響、系圧力、集合体形状（管群体系・グリッド等）の影響を盛り込まなくてはならない。

強制流動沸騰における DNB については、マクロ液膜蒸発モデルに基づいた予測法がいくつか提案されている^{[9][10][11]}。これは、(1)で紹介した甲藤らのマクロ液膜蒸発モデルにおいて、蒸気塊が強制対流によって移動する効果などを盛り込んだものである。これらのモデルによる DNB 熱流束の評価では、蒸気塊の下に存在する液膜の厚さ、蒸気塊の長さや速度が DNB 熱流束を決める重要な物理量となるが、各モデルの中で予測されたそれらの値には互いに大きなばらつきがある。これは、強制対流での沸騰体系において、伝熱面ごく近傍の気液挙動に関する計測データが皆無であり、よく理解されていないことに起因する。さらに、実機における管群体系やグリッド等を考慮すると、偏流や旋回流の効果も加わり、現状のモデルで解を得ることができないのは自明である。また、サブクール沸騰では、同体系における飽和沸騰よりも DNB 熱流束が向上するという実験的に示された事実について、(1)で紹介したような、現在提案されているほとんどのモデルでは説明することができていない。さらに、PWR 運転条件のような高圧沸騰においては、DNB のメカニズムに着目した基礎的な研究は非常に限られており^[12]、体系圧力が沸騰挙動に及ぼす影響はモデル化されていないなど、PWR 条件での DNB メカニズムの解明と予測モデルの構築へは多くの課題が残されている。

4. 最先端の計測技術、解析手法への期待

1934年にCHFが発見され85年が経過した。この間に多種多様な計測技術が提案されてきた^{[13][14]}。また、近年のコンピューターシミュレーション技術の向上は目覚ましく、発泡挙動や気泡生長などの複雑な現象を直接数値シミュレーションできるようになってきた^{[15][16]}。原子炉燃料における沸騰現象は、 μm オーダーから m オーダーのマルチスケール現象であり、現状では一次気泡の発泡から燃料集合体内の流れまでを直接シミュレーションすることは不可能に近いものの、検証された信頼性の高い解析手法は、実験では観察が難しい蒸気塊下の発泡挙動や気泡接合の過程を明らかとする可能性を秘めており、モデル構築の大きな助けになると考えられる。

このような最新の実験技術や解析技術を組み合わせることで、高圧、サブクール、強制流動が組合された複雑な沸騰体系において、DNB 機構解明とその予測手法構築へのブレークスルーが期待される。そのためには、詳細な機構を解明するための極めて基礎的な研究といくつかの要素を組み合わせることで相互作用を調べる総合試験が必要である。また、実際に”工学的に使える評価手法”を得るためには工学的な見地と判断が重要であり、大学、研究機関、メーカーの産官学の連携を欠くことはできない。

参考文献 [1] 抜山, 機論, **37**-206, p.367 (昭 9). [2] A.Ono et al., *Int. J. Heat Mass Transf.* Vol.**50**, Issues17-18, p.3481 (2007). [3] N. Zuber, *Trans. ASME*, **80**-3 (1968), p345. [4] S. Mori et al., *J. Nuc. Sci. and Tech.*, **53**-7, (2016). [5] 甲藤, 横谷, 機論, **34**-258 (昭 43), p345. [6] T. G. Theofanous, et al., *Exp. Thermal and Fluid Science*, **26**, (2002), p793. [7] C. Unal, et al., *Trans. ASME*, **114**, p972. [8] V. K. Dhir, et al., *Trans. ASME*, **111**, p.739. [9] C. Lee, et al., *Int. J. Multiphase Flow*, **14**, p.711 (1988). [10] G.P. Celata, *Int. J. Heat Mass Transf.*, **37**-237 [11] Y. Katto, *Int. J. Heat Mass Transf.*, **33**, p.611(1990). [12] H.Sakashita, *J. Thermo. Sci. Tech.*, **11**-2, (2016). [13] H. A. Hashimi et al., *J. Heat Transf.*, **140**-3, (2017). [14] E. Wagner et al., *J. Heat Transf.*, **131**-12, (2009). [15] Y. Ose et al., *J. Comp. Multiphase Flows*, **6**-4, p.419, (2014). [16] Y. Sato et al., *Int. J. Heat Mass Transf.*, **125**, p.876, (2018).

*Ayako Ono¹

¹JAEA

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

限界熱流束の機構論的評価に向けた研究（2）液膜ドライアウト

Review of Studies on the Mechanism of Critical Heat Flux (2) Liquid Film Dryout

*上遠野 健一¹

¹ 日立製作所

1. はじめに

沸騰冷却は非常に高い除熱特性を有するため，軽水炉をはじめとする各種高熱流束機器の冷却に用いられており，汎用性の高い冷却技術である。液相の流量及び加熱熱流束がともに比較的低い場合においては，流路内において，中心部に液滴を含む蒸気が流れる一方，壁面上に薄い液膜が形成される環状噴霧流となり，液膜流量が流れ方向に沿って次第に減少し，液膜流量がほぼ零に近い状態，すなわち液膜ドライアウトに至って壁温の急上昇を生じることが，実験的によく知られている^[1]。本発表では，液膜ドライアウト型の CHF について，そのメカニズムに関する過去・現在の研究を俯瞰し，今後取り組むべき課題について触れる。

2. 液膜流動モデルの概要

液膜ドライアウトの発生メカニズムは，気相から液膜への液滴の付着，液膜からの液滴の飛散，及び，加熱による液膜の蒸発が支配的であることが，1960年代の Hewitt らの試験^[2]によって明らかにされた。また，1970年代には，液滴付着・液滴飛散・液膜蒸発による質量輸送現象を考慮する液膜流動モデルが提案^[3]され，液膜ドライアウトが発生する CHF の機構論的な予測が行われてきた。液膜流動モデルでは，液膜の質量流束は以下のように与えられる。

$$\frac{dG_f}{dz} = \frac{p_q}{A} (m_d - m_e - m_v) \quad (1)$$

ここで， G_f は液膜の質量流束(kg/m²/s)， m_d ， m_e ， m_v はそれぞれ液滴付着，液滴飛散，液膜蒸発による質量流束(kg/m²/s)， z は軸方向位置(m)， p_q は加熱周長(m)， A は流路断面積(m²)である。液膜流動モデルでは，まず，環状噴霧流に遷移する気相・液相の割合を決める環状流遷移クオリティと，液相部の液滴・液膜割合から初期における液膜の質量流束を評価する必要がある。これらが決まれば，(1)式により管長に沿っての液膜流量の変化を求め， $G_f=0$ ，もしくは，最小液膜厚さモデルに基づき液膜ドライアウト点を機構論的に求めることが可能であるが，そのためには液滴の付着や飛散に関する知見が必要である。(a) 環状噴霧流の初期状態を算出するモデルも，(b) 液滴の付着や飛散を算出するモデルも，単管体系などの要素試験データを整理した相関式であり，評価対象としている体系や現象に応じて，適切なモデルセットを選定することが重要である。

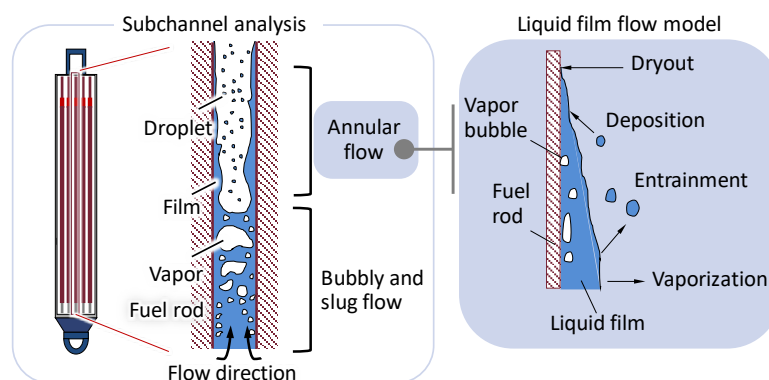


図1 サブチャンネル解析と液膜流動モデルによる液膜ドライアウト評価

3. BWR 燃料集合体を対象とした液膜流動モデルによる液膜ドライアウト予測

(a) 環状噴霧流の初期状態を算出するモデルの高度化に関する研究

数十本の燃料棒から構成される BWR 燃料集合体内における気液二相流挙動把握のためには、サブクール沸騰（沸騰開始位置近傍における気泡の発達）及びサブチャンネル間での流体移動（クロスフロー）挙動を適切に評価する必要がある^[4]、環状噴霧流の初期状態を算出するために重要である。クロスフローモデルとしては、「乱流混合」と「差圧混合」に加え、「ボイドドリフト」を考慮する Lahey ら^[5]が構築したモデルが主流であるが、この内、「ボイドドリフト」は、流量に対する発熱割合の最も高いコーナーサブチャンネルのクオリティが他のサブチャンネルのクオリティより低くなるという現象^[6]を予測するために導入された現象論的なモデルである。これに対し、サブチャンネル間差圧の変動成分に着目した機構論的なクロスフローモデルの開発も試みられている^{[7][8][9]}。

(b) 液滴の飛散・付着を評価するモデル高度化に関する研究

BWR 燃料の除熱性能は燃料棒を束ねるスペーサ形状により影響を受けることが知られている^[10]。スペーサ部では流路閉塞により蒸気速度が増すため液滴飛散が促進され、スペーサ下流側では乱れが増大するため液滴付着が促進される。このような特性については、一般的にはスペーサがない場合とある場合の液滴挙動の実験的な比較からモデル化がされている。また、最近の BWR 燃料では、液滴付着促進効果を狙ったミキシングベーン付スペーサが採用されており、その効果をモデル化するための要素試験も行われている^[11]。

4. 今後の研究開発への期待

液膜流動モデルによる液膜ドライアウト現象は、液滴挙動やスペーサ効果などのモデル群を適切に選ぶことで比較的精度良く、解析的に予測可能であることが示されている^[12]。現状の液膜流動モデルは、実験結果に基づき複雑な現象をマクロに取り扱うモデル化が一般的であるが、最近の計測技術の発達^{[13][14][15]}に伴い、CFD の検証にも活用できる空間分解能で、また、モデル化に際しスケールリングを考慮しなくてよい高温・高圧環境下における実験データベースが構築されつつある。このようなデータベースや検証された CFD を活用した、物理的なメカニズムに基づく機構論的なモデル開発も行われており、物理現象の説明性を向上することが可能となってきた。

また、異常過渡時や事故時においては、液膜ドライアウト後の伝熱面の温度上昇がどの程度になるかが問題であり、原子力学会では、燃料集合体内の一時的な沸騰遷移の発生を、被覆管の温度上昇とその持続時間を指標として許容する新しい基準を策定している^[16]。このような沸騰遷移後の伝熱過程としては、壁面温度が比較的低温であるために生じる液滴の壁への近接や衝突による冷却や、燃料棒が再び液膜に覆われるリウエット現象がドライアウト持続時間を決定する因子として評価上重要となる。壁面の温度が上がりきらない遷移沸騰近傍での挙動は十分な理解が得られておらず、現状のモデルはやや大きな不確かさが存在することから、引き続き、実験的研究の進展と物理モデルの更なる検証・高度化が重要である。

参考文献 [1] 植田, 養賢堂 (1981). [2] G. F. Hewitt et al., *Int. J. Heat Mass Transf.*, **8**(5), p.793 (1965). [3] P. B. Whalley, *Int. J. Multiph. Flow*, **3**(6), p.501 (1977). [4] 木藤他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 1E01. [5] R. T. Lahey and F. J. Moody, ANS Monograph (1975). [6] H. Herkenrath et al., EUR 7575EN (1981). [7] M. Sadatomi et al., *Multiph. Sci. Tech.*, **16**(4), p.309 (2004). [8] 隅田他, 機論, **61**-587 (1995). [9] 藤本他, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2B20. [10] T. Sakai and S. Sugawara, *Proc. of ICMF Conf.*, **1**, p.57 (1991). [11] A. Kawahara et al., *Nucl. Eng. Des.*, 310 (2016). [12] M. Naitoh et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **39**(1), p.40 (2002). [13] K. Katono et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **52**(3), p.388 (2015). [14] 新井他, 日本原子力学会 2016 年秋の大会, 1E14. [15] G. Aoyama et al., *J. Nucl. Sci. Tech.*, **53**(4), p.537 (2016). [16] 日本原子力学会, AESJ-SC-P002:203 (2003).

*Kenichi Katono¹

¹Hitachi, Ltd.