



| | |
|------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| Title | Improvement of Accuracy and Reliability on BWR Thermal-Hydraulic Analysis Code by Newly Modified Interfacial Drag Force Models [an abstract of dissertation and a summary of dissertation review] |
| Author(s) | 尾崎, 哲浩 |
| Citation | 北海道大学. 博士(工学) 甲第13343号 |
| Issue Date | 2018-09-25 |
| Doc URL | http://hdl.handle.net/2115/71807 |
| Rights(URL) | https://creativecommons.org/licenses/by-nc-sa/4.0/ |
| Type | theses (doctoral - abstract and summary of review) |
| Additional Information | There are other files related to this item in HUSCAP. Check the above URL. |
| File Information | Tetsuhiro_Ozaki_review.pdf (審査の要旨) |



[Instructions for use](#)

学位論文審査の要旨

博士の専攻分野の名称 博士 (工学) 氏名 尾崎 哲浩

審査担当者 主 査 特任教授 森 治嗣
副 査 教授 村井 祐一
副 査 教授 渡部 正夫
副 査 准教授 田坂 裕司

学位論文題名

Improvement of Accuracy and Reliability on BWR Thermal-Hydraulic Analysis Code by Newly Modified Interfacial Drag Force Models

(最先端の知見に基づく界面せん断力モデルを用いた BWR 熱水力解析コードの精度と信頼性向上に関する研究)

本学位論文は、原子力発電施設を対象とした熱水力解析コードにおいて、複雑な熱流動を示す沸騰水型原子炉 (BWR) の二相流熱水力解析に係わる、解析精度と解析モデルの信頼性向上に関する研究である。原子炉プラント熱水力解析コードは、原子炉運転時の異常な過渡変化、および事故時におけるプラントの動的挙動を評価し、評価すべき設計基準事象に対する原子炉プラントの安全裕度を解析評価する目的で開発され、現象を包括し決定論的に安全裕度を評価する保守的解析に適用されてきた。一方で保守的解析の補完と多重防護の維持を目的として、近年、系統・設備機器の重要度と検査・保全優先度の選択に適用される確率論的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Assessment) が米国を始めとする諸外国で導入され、我が国でも導入に向けて研究が行われている。そこでは、現実的な入力データと計算結果の不確かさ評価において、最適評価解析コードによる最適値が適用されることから、このような要求を受けて構築する解析コードは、可能な限り現象を忠実に再現できるような数学的な厳密さを取り入れ、かつ解析コードに内在する構成式を適切に選定し、解析体系として内閉性を示すことが必要である。

本学位論文における研究は、原子炉プラント熱水力解析コードにおける共通の課題である上記のような課題に取り組んだものである。従来のドリフトフラックスモデルと呼ばれる熱水力解析モデルでは、流路の断面平均化の考え方を適用して、1次元二流体解析コードに適用できる気液界面せん断項を定式化している。一方で、近年の研究では、断面平均相対速度は、厳密にはボイド率空間分布の影響を受けることが指摘されており、Covariance による修正が必要であることを示している。しかしながら、現状の1次元二流体解析コードの運動量方程式は、壁面摩擦項をボイド率が一様と仮定して導出するモデルを用いており、ボイド率空間分布を考慮した Covariance モデルを適用するための運動量保存式を適切に与えるべき有用な知見がない。すなわち、現状の1次元二流体解析コードはボイド率分布を一様と仮定した近似を用いており、現行解析コードの近似方法における気液界面せん断項モデルが、厳密な定式化と比較して妥当であるかは解析コードの信頼性を確保する上で、必須な検討課題と言える。

本研究ではこのような課題に対して、第3章および4章において、運動量方程式に Covariance 項を考慮した、最新の知見に基づく1次元二流体解析モデルの開発とその適用を行った。すなわち円

管及びバンドルを対象として、ボイド率分布の Covariance を 1 次元二流体解析コードに適用した場合の影響を考察し、Covariance を適用したモデルを導入した場合の運動量保存式の適切な定式化をおこなった。

また、気液界面せん断モデルに関する課題として、界面せん断項は二相流の界面構造の相違に依存して変化するため、流動様式に応じて構成式を切り替える場合、計算結果に不連続が生じ、数値的不安定を誘発する可能性がある。この課題解決のため、二相流の気液界面構造を界面積濃度輸送方程式によって表現する方法が提案されているが、解決すべき課題を有し、最近の研究では気液界面せん断力の特徴的な相違から、気泡流中の球形気泡を 1 群気泡、スラグ流中の Taylor 気泡等を 2 群気泡に分類した 2 群の界面積濃度を予測する構成式が提案されている。これらの構成式を 1 次元二流体解析コードに組み込んだ場合の構成式の適切性、不確かさの影響などについては、これまでの研究では有用な知見がなかった。

本研究ではこの課題に対して、第 5 章において 2 群界面積濃度構成式の 1 次元二流体解析コードへの適用をおこなった。2 群の界面積濃度モデルをベースとして、1 次元二流体解析コードの界面せん断項を定式化し、界面積濃度及び抗力係数の不確かさが計算結果に及ぼす影響について検討した。さらに実機プラントを想定した過渡解析を実施し、過渡計算に及ぼす影響について検討した。

本研究により、Covariance を厳密に考慮する場合の運動量方程式が明確に定式化され、厳密な熱水力解析コードモデルを構築することができた。一方、2 群界面積濃度構成式の 1 次元二流体解析コードへの適用をおこなうことにより、この厳密化による影響は限定的であることを示した。また、気液界面積濃度のシミュレーション結果に及ぼす影響は限定的であることを示した。

以上、これを要するに、著者は、原子炉プラント熱水力解析コードに、可能な限り現象を忠実に再現できるように数学的な厳密さを取り入れ、Covariance 項を考慮した最新の知見に基づく 1 次元二流体解析モデルの開発とその適用を行い、さらに解析コードに内在する気液界面抗力モデルに関する構成式を適切化し、従来は不明であった 1 次元二流体解析コードの内閉性に関して、初めて解析体系として限定的に閉じることを示したものである。また、2 群界面積濃度構成式の 1 次元二流体解析コードへの適用をおこない、その影響を初めて明らかにしたものである。

これらの功績は、原子炉プラントに適用される 1 次元二流体熱水力解析において、原子力の安全性に関わる解析精度と信頼性の向上に貢献するところ大きく、すなわち原子力工学の発展に貢献するところ大なるものがある。よって著者は、北海道大学博士(工学)の学位を授与される資格があるものと認める。