

Title	軽水炉シビアアクシデント時の原子炉容器の健全性に関する伝熱流動現象の研究
Author(s)	岡野, 行光
Citation	
Issue Date	
Text Version	ETD
URL	http://hdl.handle.net/11094/2473
DOI	
rights	
Note	

Osaka University Knowledge Archive : OUKA

<https://ir.library.osaka-u.ac.jp/>

Osaka University

氏名	岡野行光		
博士の専攻分野の名称	博士(工学)		
学位記番号	第 19060 号		
学位授与年月日	平成 16 年 11 月 11 日		
学位授与の要件	学位規則第 4 条第 2 項該当		
学位論文名	軽水炉シビアアクシデント時の原子炉容器の健全性に関する伝熱流動現象の研究		
論文審査委員	(主査) 教授 片岡 勲		
	(副査) 教授 香月 正司 教授 武石賢一郎 教授 梶島 岳夫 助教 大川 富雄		

論文内容の要旨

米国スリーマイル島原子炉 2 号機 (TMI-2) の事故では、高温の炉心溶融物 (デブリ) が原子炉容器 (RV) 下部に落下したが、デブリ凝固層 (クラスト) と RV 壁の間に形成されたギャップ (狭隘流路) に冷却水が流入し RV 壁を冷却したと推定されている。このシビアアクシデント (SA) の解析に、自然循環実験に基づく Monde らの限界熱流束 (CHF) 相関式などが使用されているが、下端が閉塞されている RV 下部への適用性は十分に検証されておらず、ギャップ伝熱モデルが確立されていない。

本研究の目的は、SA 解析に適用できるギャップ伝熱モデルを開発し、RV 健全性評価の信頼性向上を図るものであり、内容は、①ギャップ伝熱モデルの導出、②従来研究の実験データに基づくギャップでの沸騰熱流束の相関式と CCFL により制限される平均熱流束の相関式の導出、③下端が閉塞された狭隘垂直環状流路でのクエンチ実験による導出した相関式の検証、④大規模で高温・高圧の実機条件への適用性の検証、⑤導出した伝熱モデルを SA 解析コード MAAP に組み込み、TMI-2 事故時の RV 内壁温度の再現性評価である。

ギャップ伝熱モデルは、デブリを 1 領域、RV 壁を 1 領域としたモデルであり、デブリと RV 壁の熱平衡式を導出した。即ち、RV 壁への伝熱量を、下部クラスト放熱量と流入冷却水の蒸発潜熱の差で定義し、沸騰熱流束にも制限される伝熱モデルを導出した。

CCFL 計算と従来研究の実験データに基づき、ギャップでの沸騰熱流束と CCFL により制限される平均熱流束の相関式を導出し、クエンチ実験により検証した。本相関式は、Wallis の CCFL 相関式の代表長さにラプラス定数を使用し、従来研究の各種条件下での CHF 実験データを包括的に説明できることを明らかにした。また、クエンチ実験により、CCFL 定数は、準定常加熱実験とクエンチ実験、並びに片面加熱と両面加熱で顕著な相違がないことを明らかにした。

実機条件への適用性を明確にするため、模擬デブリを落下させた ALPHA 実験と LAVA 実験を対象に、導出した伝熱モデルと相関式を用いてデブリと容器壁の温度トレンドを解析するとともに、本伝熱モデルを SA 解析コード RELAP5/SCDAPSIM/MOD3.2 に組み込み、ALPHA 実験の解析を行った。容器壁のピーク温度の計算値は測定値とよく一致し、本伝熱モデルは狭隘流路におけるデブリ冷却と容器壁加熱の挙動解析に有効であることを確認した。

最後に、導出した伝熱モデルを MAAP コードに組み込み、TMI-2 事故時の RV 内壁温度の再現性評価を行った。1 次冷却材圧力変化、デブリの RV 下部への移行量、RV 下部壁の温度上昇過程と最高温度は従来モデルと顕著な相違

はなかった。RV 下部壁の冷却過程においては、局所沸騰伝熱を適用していることから温度低下率が大きくなるが、TMI-2 事故での推定値範囲内であった。その結果、本伝熱モデルは TMI-2 事故評価で推定された RV 内壁温度を十分再現でき、その妥当性を確認した。

論文審査の結果の要旨

本論文は、原子炉のシビアアクシデント（過酷事故）時の安全性評価に極めて重要となる狭い間隙における沸騰熱伝達の現象について、実験的、解析的研究を行い、その伝熱モデルの構築とそれに基づく予測手法を提案し、シビアアクシデントの評価手法を開発したもので、その主な成果は以下のようである

- (1) 狭い間隙における沸騰伝熱モデル（ギャップ伝熱モデル）は、高温の炉心溶融物（デブリ）を 1 領域、原子炉圧力容器壁（RPV 壁）を 1 領域としたモデルであり、デブリと RPV 壁の熱バランス式を導出した。即ち、RPV 壁への伝熱量が、下部クラスト放熱量と流入冷却水の蒸発潜熱の差と沸騰熱流束のいずれか小さい方で与えられるとする伝熱モデルを導出した。冷却水の流入量はギャップ上端での気液二相対向流の流量制限（CCFL）により制限され、RPV 壁の冷却過程ではギャップが広く冷却水流入量が多いと RPV 壁内面での熱流束は沸騰伝熱に制限されることを明らかにした。
- (2) CCFL 計算と従来研究による実験データに基づき、上記のギャップ伝熱モデルで必要となるギャップでの沸騰熱流束の相関式と CCFL により制限される平均熱流束の相関式を導出し、下端が閉塞された狭隘垂直環状流路でのクエンチ実験により検証した。導出した相関式では、Wallis の CCFL 相関式の代表長さにラプラス定数を使用し、CCFL 定数 $C_K=1.2$ （層状分離流）もしくは $C_K=2.1$ （液部分流入）とし、各種の流路形状（垂直環状流路、垂直長方形流路、半球状環状流路、原子炉の RPV 底部の縮小模擬）、圧力 0.1~15 MPa、ギャップ 0.32~5 mm、伝熱面積 0.0036~0.39 m² の広い条件の従来の CHF データを包括的に説明できることを明らかにした。また、クエンチ実験により、CCFL 定数は、準定常加熱実験とクエンチ実験で顕著な相違はなく、片面加熱と両面加熱でも顕著な相違がないことを明らかにした。また、ギャップでの膜沸騰熱流束には Bromley のプール膜沸騰熱流束の相関式を適用できることを示し、ギャップでの核沸騰熱流束はプール核沸騰より過熱度依存性が小さくなることを明らかにした。
- (3) 大規模で高温・高圧の実機条件への適用性を明確にするため、日本原子力研究所で行われた直径 0.5 m、圧力 1.3 MPa のプール水中に約 2700 K の模擬デブリ（Al₂O₃）を落下させた ALPHA 実験と韓国原子力研究所で行われた直径 0.5 m、圧力 1.7 Mpa のプール水中に約 2700 K の模擬デブリ（Al₂O₃）を落下させた LAVA 実験を対象として、開発した伝熱モデルと相関式を用いてデブリと容器壁の温度変化を解析した。この結果、クラスト形成後の表面熱流束はクラストの熱抵抗で制限され、ふく射伝熱の放射率は熱流束に大きな影響を及ぼさないことを示した。容器の加熱過程では容器温度の計算値は測定値とよく一致し、容器壁のピーク温度の計算値と測定値の差は 16~26 K で、容器壁の過熱度測定値の 5~8% 程度であり、高温・高圧条件に対する熱伝達モデルの妥当性を確認した。
- (4) 開発した伝熱モデルをシビアアクシデント解析コード RELAP/SCDAPSIM/MOD3.2 に組み込み、日本原子力研究所で実施された ALPHA 実験の解析を行った。解析では、局所沸騰熱流束をデブリ外表面と RPV 壁内表面に適用し、ギャップの各ジャンクションに CCFL 相関式を適用した。容器壁のピーク温度の計算値は 841 K であり、測定値 823 K とよく一致し、本伝熱モデルは狭隘流路におけるデブリ冷却と容器壁加熱の挙動解析に有効であることを確認した。本研究で開発したギャップ伝熱モデルは、RELAP/SCDAPSIM/MOD3.2 コードに組み込まれ、国際協力プログラム SDTP（SCDAP Development and Training Program）への参加機関に提供されている。
- (5) 開発した伝熱モデルをシビアアクシデント解析コード MAAP に適用して米国スリーマイルアイランド原子炉（TMI-2）の事故解析を行い、TMI-2 事故評価で推定された RPV 内壁温度の再現性について検討した。本伝熱

モデルでは、下部クラストと下部ヘッド壁との間のギャップに流入する冷却水の蒸発潜熱による限界伝熱量の計算式に CCFL 相関式を適用し、計算ノードごとの局所熱流束に沸騰熱流束の相関式を適用した。本伝熱モデルを用いて予測した 1 次冷却材圧力変化、炉心溶融物の下部ヘッドへの移行量、及び温度低下率はいずれもの TMI-2 事故での推定値を再現するとともに、特に温度低下率については従来モデルに比べてより現実的な値を予測することを確認した。

以上のように、本論文は、原子炉のシビアアクシデント時の安全評価に重要となる、狭い間隙における沸騰伝熱現象に関する、基礎的な知見とそれに基づいた現象の予測手法を提案するとともに、シビアアクシデントの信頼性のある安全評価手法を開発したものである。よって本論文は博士論文として価値あるものと認める。