

科学研究費助成事業 研究成果報告書

平成 28 年 6 月 8 日現在

機関番号：10101

研究種目：若手研究(B)

研究期間：2014～2015

課題番号：26870005

研究課題名(和文)原子炉過酷事故時の炉心溶融回避のための安全系の確実な作動保証に関する研究

研究課題名(英文) Investigation of the countermeasure improvement of nuclear reactor safety components

研究代表者

三輪 修一郎 (MIWA, Shuichiro)

北海道大学・工学(系)研究科(研究院)・助教

研究者番号：00705288

交付決定額(研究期間全体)：(直接経費) 2,900,000円

研究成果の概要(和文)：本研究案において提案した非常用復水器や静的炉心注水系に見られるU字配管系の曲がり部を対象とした気液二相流実験装置を構築した。1インチ径配管内にて生じる全気液二相流動様式の可視化ならびに励振力測定を可能とした。また、管内液膜厚さとの関連のあるボイド率変動を計測するためのインピーダンスセンサと圧力センサも設置し、非常用注水系配管部にて生じる管内気液二相流の様々な流動様式におけるデータベースを構築した。本実験装置により取得したデータベースから、二流体モデルを基に、1インチ配管系における入り口境界条件から気液二相流体励振力スペクトルを予測するモデルを開発した。

研究成果の概要(英文)：In this research project, experimental study was carried out to investigate the integrity of the passive safety piping components under gas-liquid two-phase flow condition. In order to simulate the internal two-phase flow phenomena observed in U-tube bend, 1 inch two-phase flow loop with elbow section was newly constructed. The loop consists of two elbow sections so that all of flow regimes can be obtained, from bubbly to annular flow. For the instrumentation, tri-axial force transducers, impedance void meter, and pressure transducers were installed to measure the dynamic force signal, void fraction fluctuation, and pressure fluctuation, respectively. Based on the newly developed database, force spectrum predictive model, applicable to 1" pipe diameter, was developed from local two fluid model, which can be applied to various engineering systems that involve gas-liquid two-phase flow.

研究分野：熱流体工学

キーワード：気液二相流 流体振動 スラッグ流

1. 研究開始当初の背景

東京電力福島第一原子力発電所炉心溶融事故後の調査において、全電源喪失時の原子炉冷却機能を期待された非常用復水器 (IC) の作動状況が着目された。米国においては現在福島第一原子力発電所と同じ MARK-1 型沸騰水型炉が 23 基運転中であるが、IC 系が炉心過酷事故を防ぐ役割を担う重要なシステムであると認識されている。さらに、重大事故時には圧力上昇に伴う格納容器の健全性維持を目的として最新型、及び、次世代の原子炉には IC 系と類似した静的格納容器冷却系 (PCCS) が装備され、全電源喪失時においても格納容器ベントを作動させることなく格納容器内を減圧できる安全系が備えられている (参考: [日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社 ESBWR 開発](#))。すなわち、沸騰水型軽水炉において原子炉過酷事故への進展を防ぐためには、IC 系や PCCS 系による安全システムの作動による崩壊熱除去が大きな決め手となる。しかしながら、不安定流動や流体励起振動等の熱流動現象により、伝熱管、また、安全系配管に損傷を及ぼす可能性がある。しかしながら、このような過酷な状態での高圧蒸気の短時間での凝縮に伴う気液二相流動挙動に関する実験及び解析的研究は、国内外を問わず極めて乏しいのが現状である。

2. 研究の目的

軽水冷却沸騰型原子炉の全電源喪失事故時に原子炉圧力容器、及び、格納容器を効果的に減圧させる手段として、非常用復水器 (IC: Isolation Condenser) と静的格納容器冷却系 (PCCS: Passive Containment Cooling System) といった冷却系を適用する方法がある。IC や PCCS についてはこれまで非常時に原子炉から

発生する高圧蒸気を凝縮する際の熱的検討はなされてきたが、伝熱管損傷、あるいは不規則な閉塞により除熱運転を阻害する恐れがある不安定流動、流体振動、又、水撃といった流体现象に関する検証はなされていない。本研究においては、配管系における流体振動現象に着目し、原子炉過酷事故時の炉心溶融回避のための安全系の確実な作動保証に関する研究を目的とする。

3. 研究の方法

IC、PCCS 両安全系ともに U 字型熱交換器構造であるが、熱交換を伴うプロセスにおいて生じる流体関連振動 (FIV: Flow Induced Vibration) により配管振動が生じることが知られており、高速度で流入する非凝縮性ガス・高圧蒸気の急な圧力変化、及び、急な凝縮の過程で正常な作動を阻害する可能性がある。特に、原子力プラントにおける配管系においては気液二相流が生成され、複雑な流体関連振動特性が生じることで知られている。また、凝縮時に生成される気泡スラグの挙動によって生じる水撃 (Water-hammer) といった熱流動挙動や、管内圧力変動に伴う不安定流動 (Flow Instability) は、蒸気発生器管や凝縮系において頻繁に見られる現象である。高圧蒸気と非凝縮性ガスが、高い流速で流路を通過する IC 系や PCCS 系においては、流体振動現象や水撃がより厳しい条件で生じると考えられる。従って、広範囲に渡る気液二相流データベースを取得し、流体関連振動の予想ツール構築を図る。

4. 研究の成果

以上の知見に基づき、平成 26 年度は、実験装置の設計、作成、計測機器の準備を行った。北海道大学原子力安全工学実験室における耐震工事のため、実験装置

製作は平成 27 年度に行い、水 - 窒素系の励振力評価試験装置を製作した。流動様式遷移が 流況が可視化可能なバンド管励振力評価試験装置とした。本実験での測定パラメータを以下に記す。

1. ボイド率測定： ボイド率とは、流体中に存在する気相の割合を示す値であり、作動保証を検証する上で、系内の気液二相流動特性の解明が最も重要になる。本研究提案においては、瞬時断面平均ボイド率の計測を可能とするインピーダンス式ボイド計測系として電子回路と配管壁面に設置する電極を製作した。
2. 管内圧力計測： 本実験装置においては、流れ方向に複数の圧力センサーを設置し、局所圧力計測と圧損特性の検証を行った。
3. 力覚センサー： 励振力測定試験、及び、実証試験ループにおいて、流体励振力を計測するため 3 軸力覚センサーを配管曲がり部に複数設置した。共振を防ぎ、U 字管部に働く励振力のみを確実に計測するため、実験装置の固有振動数を高く設計した。

垂直上昇流ならびに水平流において見られる流動様式を得るため、様々な入り口条件における励振力評価試験を行い、広範囲にわたるデータベースを構築した

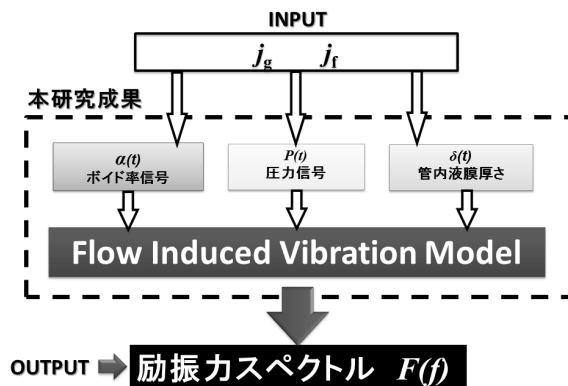


図 1 励振力予測ツール概要

実験にて取得したデータベースを用い、二流体モデルをベースとした励振力 (Flow Induced Vibration) 予測モデル式から配管曲がり部における励振力予測ツールを配管 25A の体系にて構築した。

図 1 に配管径 50A 体系において助成者が構築した励振力予測ツールの概略図を示す。本研究提案においては配管系 25A の適用が可能なよう、データベースとの比較を行った。本研究提案にて新たに改良を試みた結果、入口条件 (気相みかけ流速、液相みかけ流速) と境界条件 (温度) を、配管曲がり部において入力パラメータとして与えた際、流動様式に伴ったボイド率と圧力時刻歴が "人工信号" (Artificial Signal) として形成される。これら 3 つの信号を二流体モデルに与え、U 字管系に加わる動的力 (Dynamic Force) を算出する仕組みとなる。モデル式をフーリエ変換することで、振動工学において重要なパラメータである "励振力スペクトル" としてのアウトプットを得ることも可能である。つまり、このツールを用いることで、入口と境界面における熱流体条件のみで、U 字管における励振力スペクトルの算出が可能となる。

本研究提案においては、安全系配管に頻繁に使用される配管径 25A における流体励振力挙動を明らかにし、安全系の障害が懸念されるスラグ流領域において、30% 以内の精度で卓越周波数ならびに最大振幅の予測を可能とした。本研究提案により構築された励振力予測ツールを安全系の配管系設計に適用することにより、非常用復水器等における安全系の確実な作動保証に大きく寄与するものと期待される。

5. 主な発表論文等
(研究代表者、研究分担者及び連携研究者には下線)

[雑誌論文](計 3 件)

S. Miwa, T. Hibiki, M. Mori,
“Analysis of Flow Induced
Vibration due to Stratified Wavy
Two-phase flow” Journal of Fluids
Engineering, 査読有、(印刷中)
DOI: 10.1115/1.4033371

S. Miwa, T. Hibiki, M. Mori,
“Two-phase Flow Induced
Vibration in Piping systems”
Progress in Nuclear energy (2015)、
査読有、78、270-284

三輪修一郎、日引俊詞、森治嗣、気
液二相流による配管技術、配管技術
(2015)、57(1) 査読無、32-37

[学会発表](計 2 件)

S. Miwa, T. Hibiki, M. Mori,
“Prediction of Two-phase Flow
Induced Vibration using
Artificial Void Signal”
International Conference on
Nuclear Engineering (ICONE23)、
May 17-21st, 2015, Makuhari,
Chiba, Japan

S. Miwa, T. Hibiki, M. Mori,
“Development of Internal
Two-phase Flow Induced
Fluctuations Model” Japan-US
Seminar on Two-phase Flow Dynamics,
May 10-15th, 2015, Purdue
University, West Lafayette, IN,
USA

[図書](計 0 件)

[産業財産権]

出願状況(計 0 件)

名称：
発明者：
権利者：
種類：
番号：
出願年月日：
国内外の別：

取得状況(計 0 件)

名称：
発明者：
権利者：
種類：
番号：
取得年月日：

国内外の別：

[その他]
ホームページ等
<http://nuclearsafety.eng.hokudai.ac.jp/>

6. 研究組織

(1)研究代表者

三輪 修一郎 (MIWA, Shuichiro)

北海道大学工学研究院・助教

研究者番号：00705288