

## 特集

## 冷やす

我々の身の回りには「冷やす」ためのシステムや機器が数多く存在する。福島第一原発事故では「冷やす」ということが特にクローズアップされ、その後の原子力発電所の停止により省エネ志向が急激に高まっている。本特集では原子炉事故時に無動力で炉心を冷却する技術から省エネルギーに繋がる「冷やす」技術、さらには身の回りの冷却技術まで、広い範囲にわたって「冷やす」技術について紹介する。

(編集担当：森 昌司)†

## コアキャッチャ；溶融した炉心の安定冷却

栗田 智久

## 1. はじめに

原子力発電プラントにおいて、炉心の全ての冷却機能が喪失した場合、炉心の温度が上昇し、融点を超えて溶融に至る。炉心の溶融が始まった後、さらに炉心の冷却機能が回復しない場合、溶融した炉心が原子炉压力容器下部を貫いて、原子炉格納容器床面に落下する可能性がある。この場合、高温の溶融炉心により、原子炉格納容器床面が熱的に侵食し、原子炉格納容器が破損に至る可能性がある。コアキャッチャは、このような苛酷な事故時に原子炉压力容器の直下において、溶融落下した炉心を受け止め、安定して冷却し、原子炉格納容器の破損を防ぐためのものである。

本報では実規模長試験により得られた、コアキャッチャの冷却水流路における流動様式と除熱性能について報告する。

## 2. コアキャッチャの概要

図1に示すようにコアキャッチャは、原子炉格納容器下部に設置されている。コアキャッチャの詳細構造を図2に示す<sup>1)</sup>。底部に設けたヘッダを中心として、扇形の傾斜流

路が放射状に配置されている。傾斜流路の流路断面は矩形であり、流れ方向に伝熱面積及び流路面積が増加していく扇形流路となっている。傾斜流路の外周にはライザ(上昇流路)が、さらに外側にダウンカマ(下降流路)が設けられている。また、傾斜流路上面には耐熱材を張り、溶融炉心との接触により傾斜流路が溶融破損することを防止している。

コアキャッチャに溶融炉心が落下すると、その溶融炉心からの熱で傾斜流路内に蒸気が発生し、蒸気はライザから排出される。ライザでの気液二相とダウンカマでの冷却水単相との密度差によって自然循環力が発生し、冷却水がダ

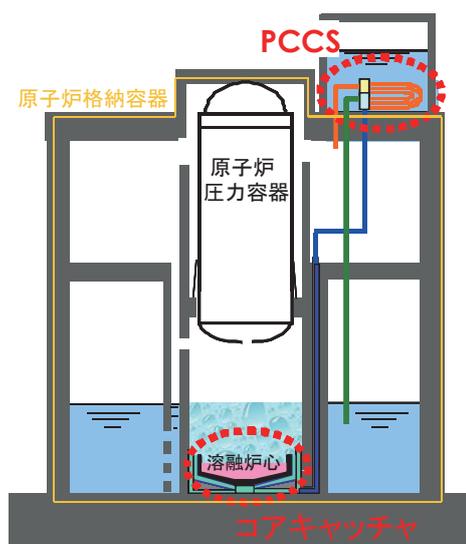


図1 コアキャッチャとPCCSの作動時の概要図



Core Catcher ; Stable Cooling of Molten Core  
Tomohisa KURITA  
1990年 東京都立大学修士課程修了  
現在 (株)東芝 電力・社会システム技術  
開発センター原子炉システム開発部  
プラント安全系技術開発担当 グ  
ループ長  
連絡先：〒235-8523 神奈川県横浜市磯子区  
新杉田町8  
E-mail tomohisa.kurita@toshiba.co.jp

2012年6月5日受理

† Mori, S. 平成23, 24年度化工誌編集委員(9号特集主査)  
横浜国立大学大学院工学研究院機能の創生部門

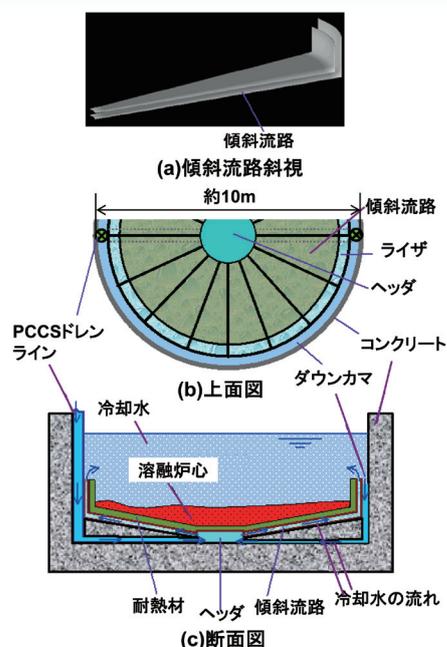


図2 コアキャッチャの詳細構造

表1 ベースケースの条件

系統圧力	0.1 MPa
出口タンク温度	373 K
ヒーター熱流束	105 kW/m <sup>2</sup>

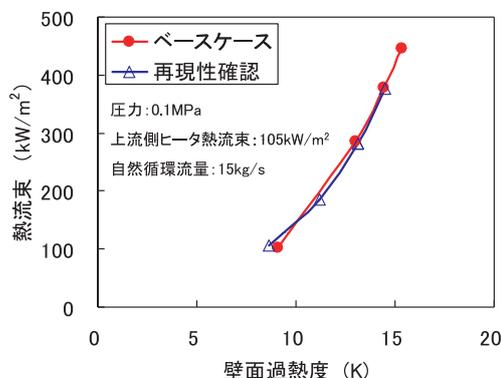


図4 ベースケースにおける沸騰曲線

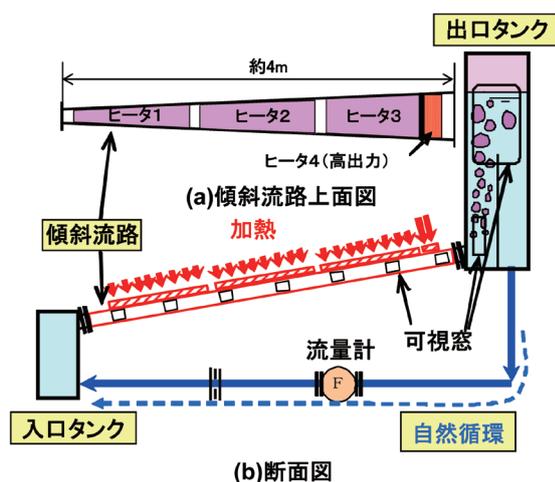


図3 試験ループ概要図

ウンカマから傾斜流路に供給される。ライザから排出された蒸気は、原子炉格納容器上部に設けられた静的格納容器冷却系 (PCCS: Passive Containment Cooling System)<sup>2,4)</sup>により復水され、PCCSドレンラインを介しコアキャッチャに戻される。このPCCSは電源と運転員操作を必要とせず、水・蒸気の自然循環により原子炉格納容器内を冷却する熱交換器を中心としたシステムである。

このように、コアキャッチャはポンプなどの動的機器を用いず溶融炉心を冷却可能な構成になっている。

### 3. 試験装置

コアキャッチャの傾斜流路における水と蒸気の基礎的な流動挙動と冷却性能は、これまでに流路長さが1mの小規模

な試験装置を用いた強制流動試験で評価されている<sup>5)</sup>。今回、実機の自然循環流動とその時の冷却性能を評価するために、傾斜流路を実機の1/64のセクターモデルで模擬した試験装置を用いて試験をおこなった。試験装置の概要を図3に示す。傾斜流路の長さは約4m、傾斜角度は10°である。溶融炉心から傾斜流路に伝わる熱流束は、傾斜流路上面に取り付けたヒーターからの熱流束で模擬している。このヒーターは4セクションに分かれており、セクションごとに異なる熱流束を設定することが可能である。本報告では傾斜流路の最も下流側に位置するヒーターの出力を変化させることで、沸騰曲線のデータを得た。

本報告での試験は全て大気圧条件で実施したが、実機でコアキャッチャが使用される条件では、圧力が0.5 MPaと想定されている。試験では、この圧力の違いによる密度および蒸発潜熱の変化を考慮してヒーターの熱流束を調整することで、発生する蒸気の体積を調整し、傾斜流路出口での流路面積中で気相が占める面積割合であるボイド率を実機と合わせている。実機で想定される熱流束は350 kW/m<sup>2</sup>であり、大気圧条件の試験装置で傾斜流路のボイド率を0.5 MPaの実機と等しくするためには、ヒーターからの熱流束を105 kW/m<sup>2</sup>に設定すれば良い。この圧力が大気圧、熱流束が105 kW/m<sup>2</sup>の条件をベースケースとする。表1にこのベースケースの条件を示す。

また、試験装置の傾斜流路側面には可視化窓が設けられており、傾斜流路内の水と蒸気の流動挙動を可視化観測することが可能となっている。

## 4. 試験結果

上流側3台のヒータの熱流束を  $105 \text{ kW/m}^2$  とし、最もポイド率が高く厳しい条件となる最下流に位置するヒータの出力を上昇させて得られた沸騰曲線を図4に示す。この時の自然循環の流量は  $15 \text{ kg/s}$  であった。また、この図には再現性を確認するためにおこなった試験の結果についてもプロットしてある。この図から実機で想定される  $350 \text{ kW/m}^2$  を上回る  $440 \text{ kW/m}^2$  の熱流束の条件においても壁面過熱度は約  $15\text{K}$  であり、壁面過熱度が急激に上昇するCHF (Critical Heat Flux) に達しておらず、核沸騰による良好な冷却が維持されていることがわかる。

傾斜流路上面のヒータの熱流束を全て  $105 \text{ kW/m}^2$  に設定した時の可視化画像を図5に示す。加熱面近傍である流路上部に冷却水と蒸気による二相流が流れ、下部に冷却水が流れている。傾斜流路下流側ほど蒸気の割合が増えて流動の様式は変化するものの、加熱面への冷却水の供給は保たれ、核沸騰による良好な冷却が維持されるため、加熱面の急激な温度上昇は生じない。

さらに蒸気量が増えて、ポイド率が約30%になる傾斜流路の出口近傍では、二相流と冷却水の界面は振動しており、冷却水が周期的に加熱面に接触することで、冷却水が加熱面に供給されている様子が観察された。

## 5. おわりに

コアキャッチャを実長で模擬した試験装置を用いて、実機の自然循環の条件における冷却性能を評価する試験をおこなった。

試験から得られた沸騰曲線により、実機で想定される  $350 \text{ kW/m}^2$  を上回る  $440 \text{ kW/m}^2$  の熱流束の条件においても壁面過熱度は約  $15 \text{ K}$  となり、核沸騰による良好な冷却状態が維持されることがわかった。また、可視化観測の結果から、周期的に変化する冷却水と蒸気の流動により、加熱

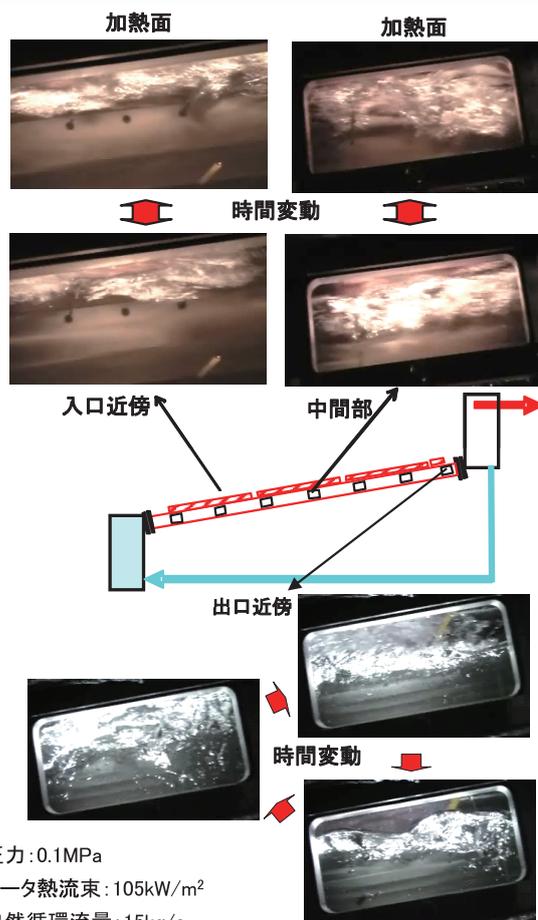


図5 傾斜流路の流動様式可視化観察結果

面である傾斜流路の上面に冷却水が供給されることがわかった。

これらの結果により、コアキャッチャは実機において溶融した炉心を安定に冷却可能な冷却性能を有することがわかった。

### 参考文献

- 1) 濱崎亮一ら：日本原子力学会春の年会, C28(2007)
- 2) 山本一彦ら：日本機械学会年次大会, pp.239 (2002)
- 3) Kondo, M. *et al.* : Proceedings of ICONE 10, ICONE10-22403 (2002)
- 4) Arai, K. *et al.* : Proceedings of ICONE 10, ICONE10-22442 (2002)
- 5) 栗田智久ら：日本原子力学会春の年会, C29(2007)