静的安全系における混相流* (相変化を利用した除熱)

Multiphase Flow in Passive Safety System with Natural Power (Heat Removal Using Phase Change)

栗 田 智 久**
KURITA Tomohisa

Abstract In order to mitigate severe accidents of nuclear power plants, a passive safety system is one of influential measures. As the passive safety system uses natural power such as gravity and/or phase changes instead of electrical power, multiphase flows appear in the system. In this paper, multiphase flows in the passive safety system are introduced from several developments. First, a PCCS uses condensation in heat transfer tubes to remove decay heat. Second, oscillated water-vapor multiphase flow can provide cooling water to the heated surface of core-catcher cooling channel. At last, three-phase flows comprising gases, solid aerosols and liquids in safety measures against severe accidents are mentioned.

Keywords: Passive safety, Severe accident, PCCS, Core-Catcher, Aerosol

1. 緒 言

原子力発電プラントでは“止める”、“冷やす”と“閉じ込める”が安全の基本となっている。この中で特に“冷やす”が伝熱流動と強くかかわるフェーズであり、“閉じ込める”の機能にも関連している。

安全系に関して大きな契機となったスリーマイルアイランド事故 (1979) やチェルノブイリ事故 (1986) でシビアアクシデント (過酷事故) が発生し、以降にシビアアクシデントに関する研究開発が行われた。

当時の次世代炉開発ではシビアアクシデント対策を取り込む方向となり、例えば Fig.1 に示す静的安全系を採用した簡素化 BWR (SBWR : Simplified BWR) の開発が 1990 年頃から行われた[1]。

静的安全系は重力や相変化といった自然力を利用することで、電源やポンプ等を用いなくて動

作することを特徴とする。SBWR の安全系では凝縮による除熱あるいは沸騰による熱の放出が行われている。また、AP1000_{TM} では鋼製格納容器外面を水膜や空気の自然循環で冷却する受動安全設備が採用されている[2]。

これら“冷やす”機能に加えて、シビアアクシデント時に高温の溶融炉心を“閉じ込める”＝安定に保持する必要がある。EU-ABWR では格納容器下部にコアキャッチャを設置し、AP1000_{TM} では IVR (In-Vessel Retention) が溶融炉心保持を担う。どちらの場合でも冷却水の供給は単相の水領域と水-蒸気の二相領域の密度差によって自然循環で行われる。

本稿ではシビアアクシデント対策として重要な冷却機能と溶融炉心保持機能を中心に、前述のように静的安全系で現れる混相流について紹介する。また、混相流と関連する安全系開発の最新動向についても述べる。

* 2015.2.20 受付

** (株) 東芝 電力・社会システム技術開発センター 〒235-8523 神奈川県横浜市磯子区新杉田町 8
TEL: (045)770-2344 FAX: (045)770-2313 E-mail: tomohisa.kurita@toshiba.co.jp

2. 蒸気凝縮による格納容器冷却

2.1 静的格納容器冷却系 PCCS

シビアアクシデントでは事故後の崩壊熱を長期にわたり除熱する必要がある。そのために静的格納容器冷却系（PCCS：Passive Containment Cooling System）が用いられる。

SBWR では静的安全系として、Fig.1 に示すように重力落下式炉心冷却系（GDCCS：Gravity Driven Core Cooling System）と PCCS が設けられている[3]。事故初期には原子炉圧力容器を減圧した後に GDCCS から冷却水を炉心に注水する。また、PCCS は格納容器内に放出された蒸気を熱交換器の伝熱管管内で凝縮することで除熱する。一方で、熱交換器を収めた PCCS プールは格納容器外と連通しており、伝熱管外での沸騰により崩壊熱を外部に逃がす仕組みである。これにより格納容器の過圧破損を防ぐ。従って PCCS が“冷やす”機能と格納容器を健全に保つことで放射性物質を“閉じ込める”機能を担っている。

Fig. 1 Safety systems in a SBWR.

この PCCS は SBWR 開発初期段階では原子炉隔離時冷却系 (IC) をシビアアクシデントで使う方式であった。その後、独立して PCCS 専用熱交換器を設けることで弁動作を不要とする完全パッシブな PCCS となった。

PCCS の除熱性能に大きな影響を及ぼすのが、格納容器内に存在する窒素ガスなどの不凝縮性ガスによる伝熱劣化である。SBWR では冷却管が垂直になっている縦型熱交換器が採用されており、伝熱管内で冷却された蒸気の凝縮水を速やかに排出するとともに、不凝縮性ガスを随伴して伝熱管内から排出し除熱性能を保つ工夫がなされている。

巨視的な除熱性能として、PCCS が凝縮した蒸気量を流入した蒸気がすべて凝縮した値で正規化した凝縮伝熱劣化を Fig.2 に示す。縦型 PCCS は不凝縮性ガスによる除熱劣化がさほど大きくなく、良好な除熱性能を示している[4]。

Fig. 2 Degradation coefficient with nitrogen [5].

PCCS では凝縮水と不凝縮性ガスを分離し、不凝縮性ガスを圧力抑制室に排出する仕組みを設けている。PCCS が良好に働き、格納容器圧力が大きく低下すると不凝縮性ガスは圧力抑制室から格納容器に還流し、PCCS の除熱性能に影響を及ぼす。このように PCCS では格納容器全体の不凝縮性ガスの移行に影響されるため、格納容器内の各ボリュームを模擬したシステム試験を実施している。結果として伝熱管の長さを 2.4 m から 1.8 m に短くする合理化も行なった[5]。

一方、シビアアクシデントでは水蒸気より軽い水素の発生も考慮しなくてはならない。水素を模擬したヘリウムを用いて低密度不凝縮性ガスの効果を伝熱管単体[6]およびシステムで検証した。長期のシステム試験によるとヘリウムが伝熱管上部に滞留していることが確認されたが (Fig.3)、除熱性能は良好であった[7]。

Fig. 3 Temperature distribution in tube with light noncondensable gas [7].

さらに、ヘリウムと窒素の密度の異なる2種類の不凝縮性ガスを蒸気に混合して実施したシステム試験では、伝熱管内部で上下方向に3層の温度分布が生じた。上部に軽いヘリウム、下部に窒素が滞留し、伝熱管中央部が蒸気リッチとなって除熱に寄与していると考えられる。混合ガスは一般的に分離されにくい、垂直伝熱管で蒸気凝縮を伴うため、このような特異的な現象が現れたと推定される。

2.2 模型 PCCS

SBWR の熱交換器は凝縮液膜のスムーズな排出を鑑みて垂直伝熱管による縦型熱交換器を用いていたが、耐震性などが懸案であった。そこで、以降のPCCSでは水平伝熱管による横置き熱交換器を用いた横型 PCCS を採用している。これは、縦型に比べて耐震性に優れることと、伝熱管有効高さを低くできるため PCCS を収める PCCS プールの設置面積を同等とした場合に PCCS プール水を有効に使うことができるためである。

水平伝熱管では管入口の高クオリティ領域から蒸気凝縮の進展に伴い、Fig.4 に示すように管内流動様式が変化する。すなわち、伝熱管入口で液滴を伴う環状流であった流れが、下流側になるほど凝縮水が増えて、蒸気/不凝縮性ガスの気相部が上部に流れる波状流に遷移し、管出口付近では層状流となる。

Fig. 4 Flow patterns in a horizontal heat transfer tube.

各領域での熱伝達は流動様式に依存するので、実機形状のU字型伝熱管一本を用いた可視化試験が行われた[8]。管内局所凝縮熱伝達率でみると、伝熱管入口から下流側に若干高くなる領域が見られた。その領域の可視化画像を Fig.5 に示す。

液滴が高速で流れており、液膜側には擾乱波が生じている。近藤ら[9]はこの擾乱波の通過頻度に基づく熱伝達向上を評価することを試みている。

Fig. 5 Flow visualization in a heat transfer tube near PCCS inlet[9].

また、U字伝熱管は往路と復路を上下に配置している。そのため、U字部での流下で遠心力が働き、U字出口では気液界面に揺動がみられる。これにより、不凝縮性ガスと蒸気との混合が行われ、伝熱管下流域でも良好な熱伝達が保たれると考えられる。

これらの知見を踏まえて、新井らは実機熱交換器の設計を鑑みて、広範囲の入口流速や不凝縮性ガス濃度条件下での伝熱試験の結果に基づいた実験相関式として横型PCCSの熱伝達モデルを作成した[10]。このモデルを組み込んだ実機評価も行われ、170万kW級大型プラントに適用した場合のPCCS必要伝熱面積等を算出している[11]。

2011年度からは横型PCCSを大型次世代炉や既設炉に適用した場合のシステム評価が開始されている。プラント条件など広範な条件下での試験を東芝革新的安全研究試験設備の大型ループを用いて実施している[12]。

3. 高熱流束を効率的に除熱する溶融炉心保持

3.1 コアキャッチャ

PCCSが除熱することで過温や過圧による格納容器破損は防げても、高温の溶融炉心により格納容器構造物などが損傷し、バウンダリの維持機能を喪失する恐れがある。そのため欧州規制等では新設炉には溶融炉心対策を設けることを求めている。

欧州向けのEU-ABWR[13]ではコアキャッチャにより溶融炉心を保持冷却し、崩壊熱により発生した蒸気をPCCSで凝縮し、系外へ崩壊熱を逃がす(Fig.6)。後述するようにコアキャッチャは自然循環により溶融炉心を効率的に冷却する仕組みであるが、さらに大きな循環がPCCSとコアキャッチャの間で行われる。

Fig. 6 Passive safety system in an EU-ABWR[13].

EU-ABWR のコアキャッチャは冷却面を最大化するために、扇形の傾斜流路を放射状に配置している (Fig.7)。また、Fig.8 に示すようにその流路断面が矩形であることを特徴とする。

Fig. 7 A schematic of core-catcher[14].

Fig. 8 Inclined cooling channel with rectangular cross section[14].

この傾斜した扇形冷却チャンネルでは、①加熱により流れ方向に蒸気クオリティが増大し、②冷却流路が広がることで流速が減少する流れ場を持つ。また、③加熱面が上面のみであり、かつ④傾斜することによって水-蒸気二相の複雑な流動様式を現わす。

また、流れの駆動力は冷却チャンネルでの冷却水沸騰によって発生した蒸気が流れる冷却チャンネルおよびライザー部の水-蒸気混合密度と、冷却水が供給されるダウンカマー部の密度差によって生じる自然循環である。伝熱と自然循環、伝熱と流動様式、そして自然循環すなわち冷却水流量と流動様式が相互に影響し、フィードバックが掛かる体系である。そのため、Fig.9 に示す実機長かつ形状を模擬した冷却チャンネルを有する試験装置を作製し、実機の自然循環流動と除熱性能を評価した[14]。

Fig. 9 Actual channel test facility[14].

実機で想定されている標準的な条件は、圧力 0.5 MPa で、熱流束は 350 kW/m^2 である。大気圧下の自然循環試験では、発生蒸気による冷却チャンネル内のボイド率を合わせることで実機を模擬した。標準ケースでの冷却チャンネル内流動様式を Fig.10、Fig.11 に示す。

冷却チャンネル入口付近では加熱面＝上面近傍に蒸気＋水のスラグ様が発生し、スラグ層と液層の界面が振動している (Fig.10)。流れ方向に沿って振動は大きくなり、冷却チャンネル中央辺りではスラグ層と液層の界面に大きな乱れが生じている (Fig.11)。また、冷却チャンネル出口になると、スラグ流の流出に伴う大きな乱れに起因すると思われる周期的な変動が生じている。

Fig. 10 Flow pattern near the channel inlet[14].

Fig. 11 Flow pattern in the middle of the channel[14].

Taitel-Dukler の流動様式線図[15]など既存の流動様式線図と比較した (Fig.12)。冷却チャンネルの流動は加熱により蒸気が発生し、下流側に蒸気クオリティが増えることと、下流側は流路面積が増えて流速が下がることから、流れ方向に蒸気および水のみかけ流速は変化するが、Taitel-Dukler の流動様式線図では全域でスラグ流域と判断される。他の流動様式線図を用いた場合でも同様であり、スラグ流が発生していることが流動様式線図からも確認できた。

Fig. 12 Flow regime map of the core-catcher cooling channel.

この条件での自然循環流量は 15 kg/s となった。総流量としての変動は数%と少なく、安定して冷

却水が供給されていることが分かった。

伝熱性能を評価するために、最もボイド率が大きく除熱が厳しいと考えられる冷却チャンネル出口近傍に高出力ヒータを設置し、沸騰曲線を取得した (Fig.13)。実機想定熱流束 350 kW/m^2 を超える 440 kW/m^2 においても壁面過熱度は 15K 程度であり、限界熱流束 (CHF) には達していない。周期的な変動に起因する大きな乱れが冷却水を冷却チャンネル上面に周期的に供給することで、加熱面への冷却水の供給が保たれ、核沸騰による良好な伝熱が維持できていると考えられる。

Fig. 13 Boiling curve at the end of the channel[14].

また、実機の模擬性や解析による検証を行うため、基礎式から自然循環に関する無次元数を導き出した[16]。ズーパー数 (Zu)、フルード数 (Fr)、サブクーリング数 (Sc) とオイラー数 (Eu) が相似則として重要な無次元数であることが確認できたため、試験パラメータをこれらの無次元数に基づき設定した。その結果、自然循環量は総除熱量でほぼ評価できることが分かった。自然循環流量の解析結果も良い一致を見た (Fig.14)。

Fig. 14 Natural circulation flow rate[16].

3.2 薄型コアキャッチャ

既設プラントで溶融炉心対策を行おうとした場合には設置スペースや施工の観点から、新設炉向けのコアキャッチャ導入は難しい。そこで、既設プラント向けの薄型コアキャッチャの開発も行っている。

薄型コアキャッチャでは既設炉に設置できるように小型のブロック形状を組み合わせる構成としている。また、プラント熱出力とコアキャッチャを設置するペデスタル面積の関係から高熱流束を最低限の冷却水で除熱するために伝熱フィンを設置した (Fig.15)。このフィンにより冷却チャンネル上面に冷却水が届かなくても、除熱が可能となる (Fig.16)。

既設炉では高さ方向のスペースが厳しいため、傾斜角度が大きくとれないこと、伝熱フィンを設置しているため冷却チャンネル内の圧損が増加することなどから自然循環流量が十分に確保できない可能性がある。そこで、水-空気試験装置により基本的な流動特性を確認した。本試験装置の冷却チャンネル模擬部は実機薄型コアキャッチャ冷却チャンネルに対して流路断面積を 1:2 としているが、供給される空気による気泡サイズよりも十分大きくなっている。また、模擬冷却チャンネルは傾斜角度が 0 (水平) から 5 度までのものを用意した[17]。

Fig. 15 Flat and high thermal conductivity core-catcher[17].

Fig. 16 Fin's effect with two-phase flow.

傾斜角度 5 度の場合について試験結果を Fig.17 に示す[18]。この条件では周期的に下流に進行する波により冷却流路上面に冷却水が供給される流動が観測できた。

Fig. 17 Flow visualization test result[18].

流動可視化試験の結果によると傾斜角度が 5 度であれば、流動様式はスラグ流となると上面までの冷却水到達が期待できると考えられる。

この流れは気液界面の揺動を伴うため解析的な評価が難しい。流動解析では VOF 法を用いることで試験結果と同様なスラグ流の発生が再現できつつある (Fig.18)。

Fig. 18 Two-phase flow simulation[17].

これらの結果を踏まえて、実機圧力 (0.5 MPa 等) で実熱流束 (1 MW/m^2) の試験や、フィン付冷却チャンネルの自然循環試験などを順次実施していく計画である。

3.3 PWR における IVR

AP1000TM や次世代大型 PWR では原子炉容器の外を冷却することで原子炉容器内に溶融炉心を閉じ込める IVR をシビアアクシデント対策としている[19]。

Fig. 19 Flow visualization test result.

Fig.19 に示すように冷却水は原子炉容器の局面に沿って上昇し、熔融炉心からの熱によって沸騰することで蒸気クオリティを増していく。円弧等の形状依存をしないで、角度を変更できる試験体を作成し、幅広いプラント条件に適用可能な限界熱流束 (CHF) データの取得を始めている[20]。

4. その他の混相流（固気液三相流など）

前章までは静的安全系で重要な相変化を想定した除熱に関わる混相流について、気液二相流を対象として述べてきた。その他に原子炉のシビアアクシデントでは固体を扱う場合がある。例えばエアロゾルの挙動に関わる混相流である。

シビアアクシデント時に発生する核分裂生成物 (FP) のうち水溶しないエアロゾルは μm オーダの固体粒子として蒸気などに随伴されて移行していく。事故時のアクシデントマネジメントではエアロゾルを圧力抑制プールで水中をくぐらせることでプール水中に閉じ込める（プールスクラビング）や、より積極的にベンチュリノズルなどを用いて水中に捕獲するフィルタードベントなどが想定されている。

フィルタードベントでは、蒸気および不凝縮性ガスとともに固体のエアロゾルが水中に流入し、水中を出た後には金属フィルターを通る構造なので、さらにエアロゾルを濾し落とすことが行われる。すなわち、固気二相流（ミスト流などが想定される固気液三相もありうる）から始まり、固気液三相流となり、また固液二相流となる。

ベンチュリ＋金属フィルター（MMF）によるエアロゾル除去効果の一例を Fig.20 に示す。この使用条件では流入したエアロゾルを流出したエアロゾルで除した除染係数（DF）は最低でも 50 万程度となり、良好な結果を示した[21]。

Fig.20 Decontamination factor[21].

プールスクラビングではさらに複雑な事象が想定されている。原子炉压力容器から圧力抑制室にエアロゾルが流入している状況で格納容器の過圧防止のためにベントが行われると、状況によっては圧力抑制室内のプール水が減圧沸騰する。これによりエアロゾルを含む固気二相流が水－蒸気の相変化を伴う領域に流入するため、相変化を伴う固気液三相流が評価の対象となる。この減圧沸騰下でのプールスクラビングによるエアロゾル除去効果を検証するために、大規模試験が実施されている[22]。

また、シビアアクシデントでは高温の熔融炉心を保持、冷却しなくてはならない。2000℃を超える高温域では耐熱材ですら熔融してしまうため、化学反応を含む固液二相状態を取り扱うことになる[23]。

5. 結 言

本稿では原子力プラントの安全に関連し、シビアアクシデント対策において発現する混相流について取り上げた。混相流であるためもともと複雑な事象を取り扱うのであるが、安全系として考えた場合は除熱などによる凝縮あるいは沸騰と言った相変化を考慮しなくてはならない。解析的な評価も難しく、試験においても複雑に絡み合う因子により実機の模擬性がいつも問題になるような領域である。それが故に技術的には面白いともいえる。

筆者らは静的安全系開発の端緒である PCCS の熱交換器性能評価からシステム応答特性まで一貫して関わってきた。また、コアキャッチャにおいてもコンセプトから始まり、実長試験での検証まで進めている。これらの除熱冷却と熔融炉心保持により格納容器の健全性維持ができる見込みが得られつつある。その上で、混相流を含む難しい技術にチャレンジしてさらなる安全を目指していきたいと考えている。

参考文献

- [1] Nagasaka, H., Yamada, K., Katoh, M. and Yokobori, S., Heat Removal Tests of Isolation Condenser Applied as a Passive Containment Cooling System, Proceedings of ICONE1, b-1, 257(1991).
- [2] Vereb, F., Winters, J., Schulz, T., Cummins E., and Oriani, L., The AP1000® Nuclear Plant

- Innovative Features for Extended Station Blackout Mitigation, Corporation, Proceedings of ICAPP12, 12063(2012).
- [3] Yokobori, S., Tobimatsu, T., Kurita T. and Oikawa, H., System Response Tests of Passive Containment Cooling System(PCCS) Heat Removal Performance against Major Three Break Scenarios, Proceedings of ICONE3, S217-3(1995).
 - [4] Yokobori, S., Tobimatsu, T., Ohta, M., Yamada, K., and Nagasaka, H., Study on the Isolation Condenser Cooling Performance as PCCS(1) -Condensation Degradation Characteristics in the Presence of Noncondensables-, Fall meeting of AESJ, (1991).
 - [5] Tobimatsu, T., Ohta, M., Yokobori, S. and Oikawa, H., System Response Tests of PCCS Using Shorter Tubes, 1995 Annual meeting of AESJ, H43(1994).
 - [6] Kurita, T., Tobimatsu, T., Ohta, M., Yokobori, S. and Oikawa, H., PCCS Heat Removal Performance Test Confining Light Density Noncondensable Gas, 1994 Annual meeting of AESJ, H42(1994).
 - [7] Kurita, T., Yokobori, S., Tobimatsu, T. and Oikawa, H., PCCS System Response Test Considering Light Noncondensable Gases during Severe Accident Condition, 1995 Annual Meeting of AESJ, A8(1995).
 - [8] Yamamoto, K., Shimada, R., Nakamura, H., Kondo, M., Arai, K., Kurita, T. and Yamaguchi, K., Development of Heat Transfer Models for Horizontal Heat Exchanger of Passive Containment Cooling System (PCCS), JSME Annual Meeting 2002, 239-240(2002).
 - [9] Kondo, M., Nakamura, H., Anoda, Y., Sadanori, S., Obata, H., Shimada, R., and Kawamura, S., Roll Wave Effects on Annular Condensing Heat Transfer in Horizontal PCCS Condenser Tube, Proceedings of ICONE10, 22403(2002).
 - [10] Arai, K., Kurita, T., Nakamaru, M., Fujiki, Y., Nakamura, H., Kondo, Obata, H., Shimada, R., and Yamaguchi, K., Multi-dimensional Thermal Hydraulic Analysis for Horizontal Tube Type PCCS, Proceedings of ICONE10, 22442(2002).
 - [11] Kurita, T., Arai, K., Nakamura, H., Anoda, Y., Saishu, S., Obata, H., Shimada, R. and Kawamura, S., Single U-Tube Condensation Heat Removal Performance for Horizontal PCCS(9) -PCCS Heat Transfer Model-, 2001 Fall meeting of AESJ, J30(2001).
 - [12] Yamada, M., Tahara, M., Kurita, T., Matsumoto, K., Nishida, K., and Nakatsuji, M., System Response Test with the Horizontal PCCS (3) Evaluation of System Behavior, 2014 Fall meeting of AESJ, J24(2014).
 - [13] Kamei, K., Yamazaki, H. and Shimizu, T., Advanced Mitigative Strategies of EU-ABWR Based on the Fukushima Accident, Proceedings of ICONE20, 54994(2012).
 - [14] Kurita, T., Tobimatsu, T., Tahara, M., Yamada, M. and Kojima, Y., Flow Characterization and Heat Transfer of Core-Catcher in Passive Safety System, Proceedings of ICONE20, 55129(2012).
 - [15] Taitel, Y. and Dukler, A. E., A Model for Predicting Flow Regime Transitions in Horizontal and Near Horizontal Gas-liquid Flow. AIChE J., 22(1976).
 - [16] Kurita, T., Tobimatsu, T., Tahara, M., Aoki, K. and Kojima, Y., Heat Removal Capability of Core-catcher with Natural Circulation, Proceedings of ICONE21, 16635(2013).
 - [17] Aoki, K., Kurita, T., Komuro, M., Kamei, N. and Murase, A., Development of Flat and High Thermal Conductivity Core-catcher -Estimation of Flow Pattern in Cooling Channel-, Proceedings of NTHAS9, N9A0012(2014).
 - [18] Kurita, T., Aoki, K., Komuro, M., Nakamaru, M. and Kuroda, M., Development on Flat and High Thermal Conductivity Core-catcher (1)Conceptual Consideration of Flat and High Thermal Conductivity Core-catcher, 2014 Fall meeting of AESJ, J41(2014).
 - [19] Aoki, K., Sato, H., Mizuguchi, K., Okonogi, K. and Nishi, H., Development of Calculation Method for Heat Flux from Molten Debris during In-Vessel Retention, Proceedings of ICAPP2014, 14078(2014).
 - [20] Aoki, K., Iwaki, C., Sato, H., Mimura, S., and Nishi, H., Study on In-Vessel Retention(5), 2014 Fall Meeting of AESJ, J39(2014).
 - [21] Kurita, T., Oosato, T. and Murakami, K., Summary of Performance Test for Filtered Vent, The 18th National Symposium on Power and Energy Systems, E111(2013).
 - [22] Nakamura, K., Hoshi, H., Hotta, A. and Kurita, T., Pool Scrubbing Experiment for a BWR Severe Accident(1), 2013 Fall meeting of AESJ, H53(2013).
 - [23] Kurita, T., Sakaki, I., Sasaki, F., Takahashi, Y., Fujii, T. and Satoh, Y., Evaluation Plan for Passive Debris Cooling System and Refractory Layer, Proceedings of ICAPP2014, 14179(2014).