

シビアアクシデント時の炉心燃料の被覆管温度挙動

Fuel cladding temperature behavior in a reactor core during severe accident

西田 浩二 (Koji Nishida)*¹ 佐野 直樹 (Naoki Sano)*¹

楠木 貴世志 (Takayoshi Kusunoki)*² 村瀬 道雄 (Michio Murase)*¹

要約 本研究では、過酷事故を模擬した LOFT LP-FP-2 試験における炉心内の燃料被覆管温度に対する過酷事故解析コード MAAP5 の模擬性について検討した。LOFT LP-FP-2 試験設備の 1 次系および炉心を対象に MAAP5 解析モデルを作成し、1 次系の圧力、冷却材の保有水量の模擬性について検討した。MAAP5 の 1 次系の保有水量の計算値をシステム解析コード RELAP5 の文献値に合わせることで、1 次系の圧力、冷却材の保有水量の計算値が LOFT LP-FP-2 試験の測定値とほぼ一致することがわかった。次に、MAAP5 のダウンカマ気液二相流の層状化条件を検討した。層状化条件のボイド率閾値を 0.85 にすることで、炉心の沸騰遷移発生時刻から過酷事故初期の炉心水位の計算値が LOFT LP-FP-2 試験の測定値を再現することができた。更に、水位近くを除く炉心内の燃料被覆管温度の計算値が測定値をほぼ再現できることがわかった。今後、過酷事故時の炉心損傷、リロケーションに関わる評価モデルを検討できる見通しを得た。

キーワード 過酷事故, 炉心損傷, リロケーション, 燃料被覆管温度, MAAP5

Abstract The calculated fuel cladding temperatures of the severe accident analysis code MAAP5 were compared to the measured temperatures in the core of the LOFT LP-FP-2 Test, which simulates a severe accident. The calculated values of the primary water mass in MAAP5 were adjusted to the reported values of the RELAP5 analysis. The calculated pressure and water mass of the primary system in MAAP5 were found to be almost in agreement with the LOFT LP-FP-2 Test measured values. Next, the gas-liquid stratification condition of two-phase flow in the downcomer of the reactor pressure vessel were discussed. By setting the void fraction of the stratification condition to 0.85, the MAAP5 calculated core water levels from the onset of the boiling transition to the beginning of the severe accident reproduced the LOFT LP-FP-2 Test measured values. Furthermore, the calculated fuel cladding temperatures in the reactor core, except for the region near the core water level, almost reproduced the measured values. These results indicate a promising possibility to improve the analytical models for core degradation and relocation during severe accidents.

Keywords severe accident, core degradation, relocation, fuel cladding temperature, MAAP5

1. はじめに

原子力発電プラントでの過酷事故(SA)の防止、緩和策を検討するためには、確率論的リスク評価等でプラント特性を把握すると共に、SA 時の現象を理解することが重要である。福島第一原子力発電所事故の後、米国では炉心損傷に関わる研究の重要性が指摘されている⁽¹⁾。更に、SA 解析コード MAAP5⁽²⁾と MELCOR⁽³⁾の福島第一原子力発電所 1 号機の損傷炉心の流路閉塞の差異により、原子炉圧力容器の損傷挙動が異なる

ことが報告⁽⁴⁾されており、炉心損傷、リロケーションの評価モデルの検討が望まれる。

MAAP5 による SFD 試験 1-4⁽⁵⁾、Phebus FPT0 および FPT1 試験⁽⁶⁾の燃料被覆管温度、水素発生量の検証結果については報告⁽⁷⁾されているが、燃料体構成材料のリロケーション後の流路閉塞率については報告されていない。

著者らの研究グループでは SFD 試験 1-4 の試験結果を検討し、ジルカロイ-水蒸気酸化発熱時に生じる被覆管外表面の水素濃度境界層の酸化反応への影響を

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 元 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現 関西電力(株)

モデル化することで、MAAP5で燃料被覆管の温度と試験後の流路閉塞率を模擬できることを明らかにした⁽⁸⁾。

実機の炉心では、リロケーションにより燃料体の流路閉塞率が大きくなると冷却材の流動抵抗が増大し、その燃料体の冷却材流量が低下する可能性がある。SFD試験1-4は6×6配列燃料体で実施された小規模の試験体系であり、より実機サイズに近いSA試験で炉心損傷、リロケーションに関わる評価モデルを検討することが望まれる。

LOFT(Loss-of-Fluid Test) LP-FP-2試験⁽⁹⁾⁻⁽¹¹⁾は、燃料体数は実機の1/30程度であるが、原子炉圧力容器、蒸気発生器、加圧器等のPWRシステム・機器を模擬しており、炉心には1体の中央燃料体と8体の周囲燃料体が配置されている。中央燃料体の被覆管温度を高くして燃料損傷、リロケーションを促進させるため、中央燃料体の周囲を断熱材でおり、このような炉心構成でのMAAP5の検討結果についての報告は少ない。

本研究では、LOFT LP-FP-2試験設備および炉心を対象にMAAP5の解析モデルを作成し、1次系の圧力、冷却材の保有水量の模擬性について検討した。次に、MAAP5のダウンカマ気液二相流の層状化条件を検討し、炉心水位、燃料被覆管温度の模擬性を向上させた結果について報告する。

2. LOFT LP-FP-2試験

2.1 試験設備と炉心構成

経済協力開発機構 (OECD: Organization for Economic Co-operation and Development) のLOFT計画⁽¹²⁾では、原子炉圧力容器、加圧器、蒸気発生器、ポンプ等のPWRの機器・システム構成を模擬して計8回の試験が実施された。6回が事故および異常な過渡時の安全設備の有効性を確認するための試験、2回がSA時の核分裂生成物の移行挙動を明らかにするための試験であった。LOFT LP-FP-2試験は最後に実施された試験で、OECDのLOFT計画の中で最も炉心損傷の大きな試験である。

LOFT LP-FP-2試験設備の機器・システム構成を図1に示す。SAを模擬したLP-FP-2試験のためにLOFT設備の健全ループ側のコールドレグに新たに健全側コールドレグ (ILCL: Intact Loop Cold Leg) 破断ラインを設け、更に破断ループ側の低圧注水システム (LPIS: Low Pressure Injection System) ラインを設け、サプレッション容器に冷却材を流出させる様に改造した。試

験では、これらのラインから冷却材を流出させ、1次系の保有水量を低下させ、炉心を蒸気中に露出させて崩壊熱でSAに至らせた。

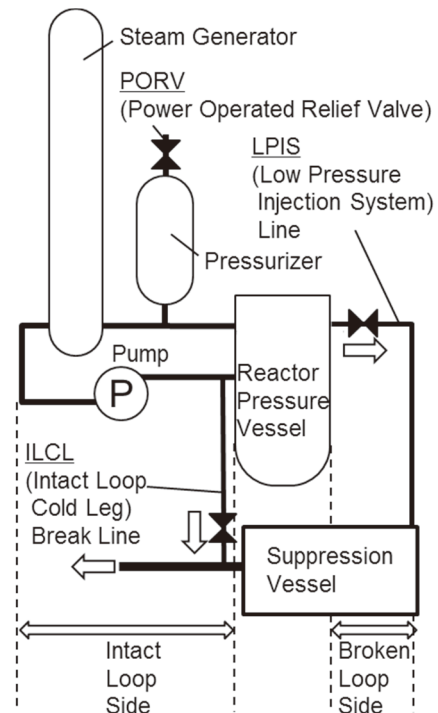


図1 LOFT LP-FP-2試験設備の機器・システム構成

LOFT LP-FP-2試験設備の炉心構成を図2に示す。炉心は中央燃料体と周囲燃料体から構成される。図3に示す中央燃料体は11×11正方配列であり、15×15配列燃料体の外周2層の燃料棒部分をジルカロイ内側ライナとジルカロイシュラウドに挟まれた酸化ジルコニウム (ZrO₂) 断熱材にしている。これにより、中央燃料体の燃料被覆管温度を周囲燃料体より高くして燃料損傷、リロケーションを促進させる。中央燃料体はUO₂燃料棒、制御棒案内管、制御棒、中性子検出管から構成されている。

周囲燃料体は4体の15×15正方配列燃料体と4体の12×12正方配列の三角型燃料体から構成されている。中央燃料体および周囲燃料体にはインコネル製のスペーサが軸方向に5個設けられている。燃料棒径は10.7mmであり、燃料発熱長は約1.67mである。燃料被覆管はジルカロイ-4製であり、厚さは0.62mmである。制御棒案内管はジルカロイ-4製であり、外径が13.84mm、内径が12.98mmである。Ag-In-Cd制御棒の外径は11.23mmでSUS304製被覆管の厚みは0.51mmである。

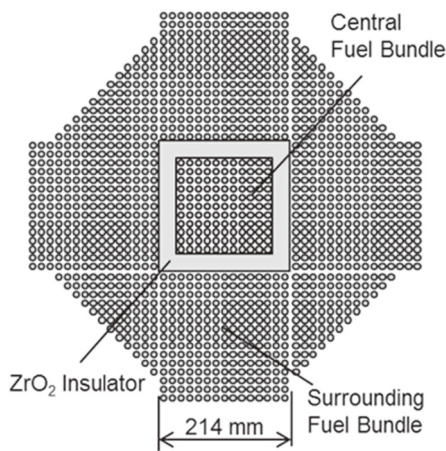


図2 炉心構成

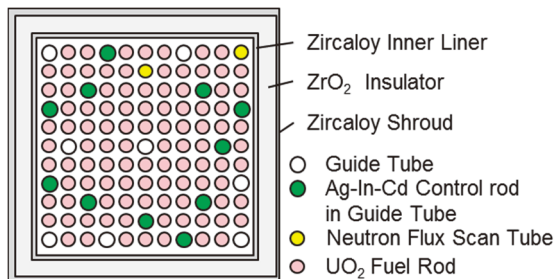


図3 中央燃料体の構成

2.2 試験の概要

試験時の1次系圧力の変化を図4に示す。スクラム(0s)後、周囲燃料体の制御棒、中央燃料体の制御棒が順次挿入されて、33sに健全側コールドレグILCL破断ラインが開口された。それに伴い1次系圧力は2次系圧力近くまで低下する。その後、2次系の安全弁を開き、低圧注水システムLPISラインが222sで開口されると圧力の低下速度が大きくなる。中央燃料体、周囲燃料体で燃料被覆管の温度上昇を検出した後、736sで一旦ILCLが閉じられるが、878sでILCLを再び開くと共に、882sで加圧器逃し弁(PORV)を開いて冷却材を1次系から流出させて燃料体の被覆管温度を上昇させる。被覆管温度が2100Kを超えた時点で非常用炉心冷却系を作動させて注水すると、1次系圧力は3MPa程度まで大きくなる。試験は注水により炉心を再冠水させてから終了する。

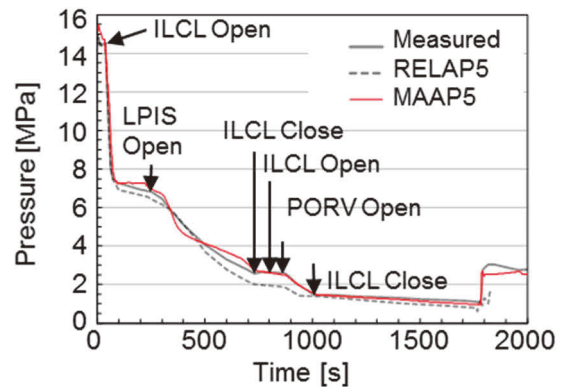


図4 試験時の1次系圧力の変化

3. MAAP5解析及び考察

3.1 解析モデル

MAAP5は軽水炉のSA時の炉心損傷、リロケーション、原子炉圧力容器破損、格納容器破損、水素の発生、核分裂生成物の発生、移行、環境への放出を評価できるSA解析コードである。燃料損傷は燃料体構成材料の温度に依存する。MAAP5では燃料体構成材料間の熱伝達、燃料体構成材料から水、水蒸気、ガスへの熱伝達を計算して燃料体構成材料の温度を計算できる。MAAP5は燃料被覆管のジルカロイ-水蒸気の酸化発熱反応、 UO_2 とジルカロイ中の熔融ジルコニウムによるU-Zr-O混合物の化学反応のモデルが組み込まれている。

MAAP5の計算で用いたLOFT LP-FP-2試験設備の1次系ノーディングを図5に示す。実機PWRのノーディングを参考に作成しており、LOFT LP-FP-2試験での原子炉圧力容器、蒸気発生器、加圧器等の1次系の機器・システムを模擬した。原子炉圧力容器内は炉心、上部プレナム、ダウンカム、下部プレナムのノードで構成している。

MAAP5では炉心を2次元軸対称にノード分割することができ、本研究での炉心の軸方向分割数は下部非加熱部1ノード、加熱部6ノード、上部非加熱部1ノードとした。炉心の径方向分割数は、中央の燃料体を断熱材で囲んでいるLOFT LP-FP-2試験特有の構成(図2参照)を模擬するため、中央燃料体と周囲燃料体領域

の2分割とした。燃料棒，制御棒を囲むZrO₂断熱材の周囲燃料体への放熱抑制効果は，BWRチャンネルボックスのモデルを用い，材料物性をZrO₂断熱材相当に置換えて模擬した。

本研究では以上の解析モデルを用いて，LOFT LP-FP-2試験の1次系の圧力，保有水量の模擬性について次節で検討する。

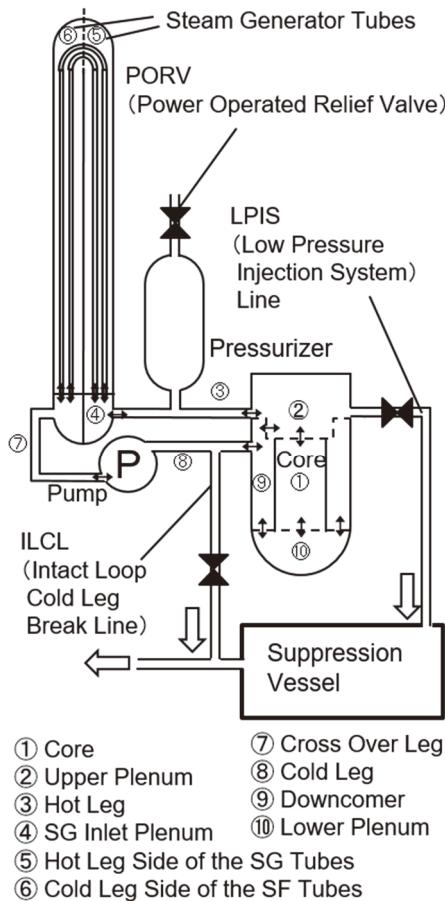


図5 1次系のノーディング

3.2 1次系の圧力，保有水量の模擬性

LOFT LP-FP-2試験の報告⁽⁹⁾⁻⁽¹¹⁾では，1次系の冷却材の流出流量が測定されていない。LOFT LP-FP-2試験の試験結果をRELAP5で解析した報告⁽¹¹⁾があることから，本研究ではMAAP5での1次系の保有水質量がRELAP5の計算値とほぼ一致する様に流出流量を設定した。1次系の保有水質量の測定値，RELAP5およびMAAP5の計算値の比較を図6に示す。RELAP5とMAAP5の保有水量の計算値は燃料体での沸騰遷移が発生する約700sから非常用炉心冷却系を起動させて1次系の保有

水量が急増するまでの時間帯ではほぼ一致している。

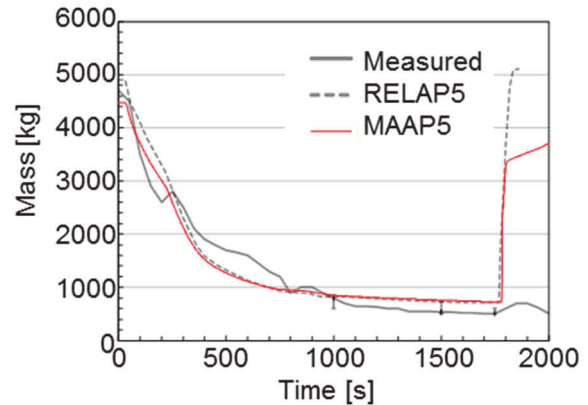


図6 1次系の保有水量の測定値と計算値の比較

この時の1次系圧力の測定値と計算値の比較を図7に示す。ILCL, LPIS, PORVのバルブの開閉で1次系の圧力は変化するが，沸騰遷移が発生する約700s以降のMAAP5の計算値はRELAP5と同レベルで測定値をよく模擬していることがわかる。

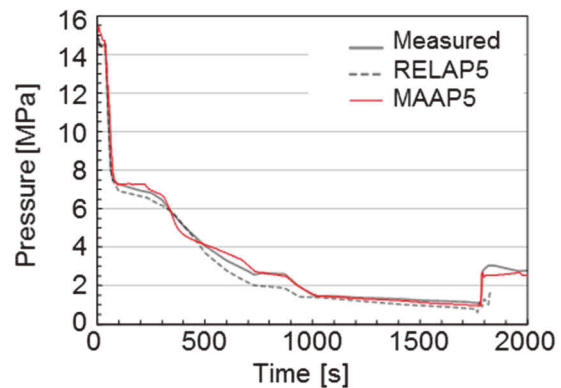


図7 1次系圧力の測定値と計算値の比較

この時の炉心水位の測定値と計算値の比較を図8に示す。中央燃料体および周囲燃料体の水位は差圧計で測定したコラプス水位である。図中にはコラプス水位と二相水位のMAAP5の計算値を示している。計算値は差圧計測定区間の約2m以下の水位についてプロットしており，コラプス水位と二相水位に大きな差がないことがわかる。図中には参考にRELAP5のコラプス水位の計算値も示している。

MAAP5の炉心のコラプス水位の計算値は，測定値がある約700sから750sまでの時間帯でRELAP5の計算値に近いが，測定値を過小評価している。

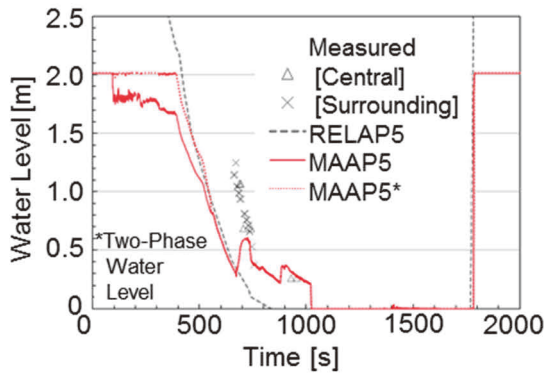


図8 炉心水位の測定値と計算値の比較

この時の中央燃料体の高さ1.07mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.95-1.23mのノード平均）の比較を図9に示す。熱電対で計測した被覆管温度の測定値は炉心水位の低下に伴って約700sで沸騰遷移が発生して、崩壊熱により被覆管温度が上昇している。約1500Kに達するとジルカロイ-水蒸気酸化発熱反応により急激に被覆管温度が上昇し、その後はリロケーションに起因する温度変動が見られる。MAAP5では1875K以上でBaker-Just式、1850K以下ではCathcart式、その間の温度では両式を内挿した酸化反応式を用いている⁽¹³⁾。再冠水時には最高温度が約3000Kに達しており、ジルカロイ-水酸化反応発熱により温度が上昇したと考える。MAAP5の沸騰遷移時刻の計算値は測定値より早く、2500K以上の高温の時間は長くなっている。一方、RELAP5の計算値⁽¹¹⁾は沸騰遷移発生時刻とその後の被覆管温度をMAAP5より再現している。

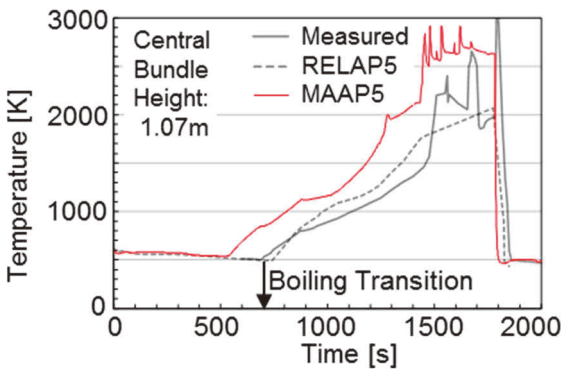


図9 被覆管温度の測定値と計算値の比較 (高さ1.07m)

炉心の水位が早く低下する原因として、ILCL破断口の二相流出状態が関与していると考えられる。ダウンカマが層状化することで、ダウンカマからコールドドラッグおよびILCLへの二相流出が蒸気リッチとなる。ILCLの二相流出が蒸気リッチになると、1次系の圧力は下がりやすくなり、ダウンカマの減圧沸騰量が増える。これにより、ダウンカマの差圧が大きくなり、炉心との水頭バランスから炉心水位の低下が抑制されるものと考えられる。

図8の計算では、ダウンカマ-下部プレナム間パスのボイド率が閾値0.90を超えること等の条件で層状化するものとして評価されている。このボイド率閾値0.90は不確かさを有し、例えば燃料体内の断面平均ボイド率の測定値と計算値（ドリフトフラックスモデル）の偏差は ± 0.10 である⁽¹⁴⁾。これを参考に、ボイド率による閾値0.90を ± 0.05 の範囲で振った感度解析を実施した。沸騰遷移時刻に及ぼすボイド率の影響を図10に示す。ボイド率が0.88から0.95までは沸騰遷移時刻に変化はない。ボイド率が0.88より小さくなると沸騰遷移時刻の計算値が測定値に近づき、ボイド率0.85と0.86では大きな差はない。

ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85にした時の炉心水位の計算値と測定値の比較を図11に示す。MAAP5の炉心水位の計算値は沸騰遷移発生初期の約750sまでの測定値をほぼ再現している。

以上の考察より、1次系の保有水量の計算値をRELAP5⁽¹¹⁾に合わせることで、MAAP5の1次系の圧力、保有水量の計算値が測定値とほぼ一致したことがわかった。更に、ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85とすることで、沸騰遷移初期の炉心水位の計算値が測定値をほぼ再現できることがわかった。

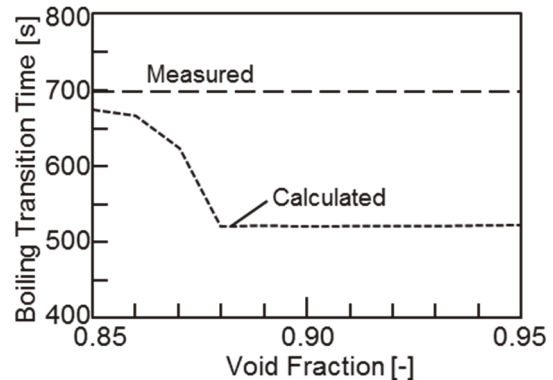


図10 沸騰遷移時刻に及ぼすボイド率の影響

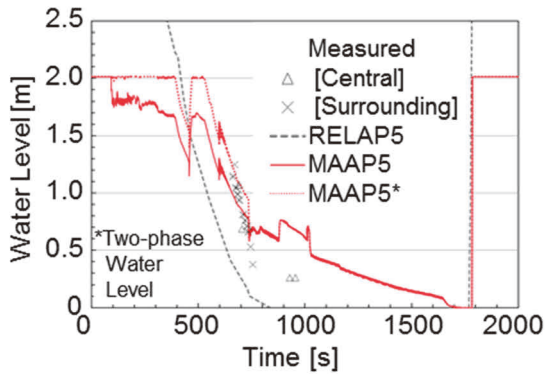


図11 炉心水位の測定値と計算値の比較
(層状化条件：ボイド率 85%)

3.3 燃料被覆管温度の再現性

本節では炉心で測定された中央燃料体，周囲燃料体の被覆管温度について検討する．中央燃料体の被覆管温度の測定値とMAAP5の計算値の比較を図12～14に示す．各図は熱電対で測定した高さが異なり，図中にはRELAP5の計算値⁽¹⁾も参考に示している．

中央燃料体の高さ1.07mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.95-1.23mのノード平均）の比較を図12に示す．MAAP5の被覆管温度の計算値は再冠水時の温度上昇量を再現していないが，沸騰遷移の発生時刻，その後の被覆管温度の挙動をRELAP5より良好に再現している．

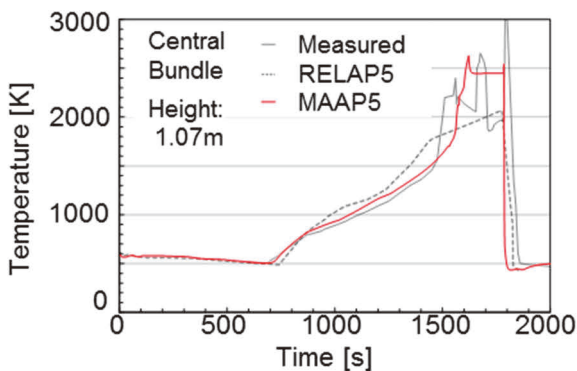


図12 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(中央燃料体，高さ1.07m)

中央燃料体の高さ0.69mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.67-0.95mのノード平均）の比較を図

13に示す．MAAP5の計算値は，沸騰遷移時刻，被覆管温度挙動をRELAP5よりも良好に再現している．

中央燃料体の最下方の高さ0.25mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.11-0.39mのノード平均）の比較を図14に示す．MAAP5の計算は，RELAP5と比較して沸騰遷移が明確でないが，燃料体の上方からの高温燃料体構成材料のリロケーションによる急激な温度上昇，最高被覆管温度を再現している．

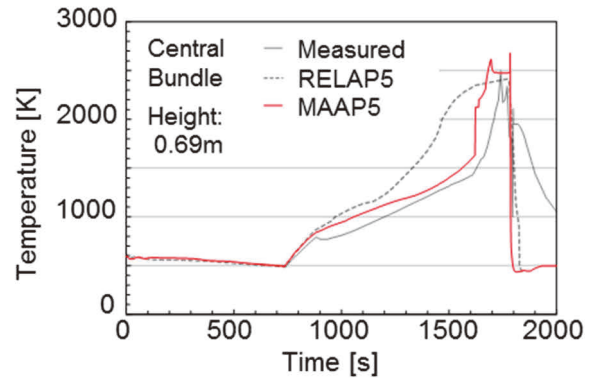


図13 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(中央燃料体，高さ0.69m)

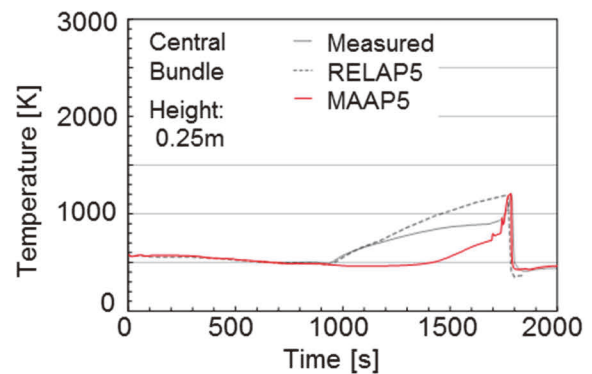


図14 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(中央燃料体，高さ0.25m)

次に周囲燃料体の被覆管温度の測定値とMAAP5の計算値の比較を図15～17に示す．各図は熱電対で測定した高さが異なり，図中にはRELAP5の計算値⁽¹⁾も参考に示している．

周囲燃料体の高さ1.07mでの被覆管温度の測定値と計算値（高さ0.95-1.23mのノード平均）の比較を図15に示す．周囲燃料体の被覆管温度は中央燃料体よりも低く，燃料被覆管のジルコイ-水蒸気酸化反応

発熱が顕著になる1500Kには至っていない。MAAP5の計算では、中央燃料体から周囲燃料体への放熱を抑制するZrO₂断熱材をBWRチャンネルボックスのモデルで模擬しており、周囲燃料体での沸騰遷移発生時刻はRELAP5と同レベルで予測している。被覆管最高温度は、RELAP5の計算値より若干低いが、沸騰遷移後の被覆管温度挙動をほぼ再現している。

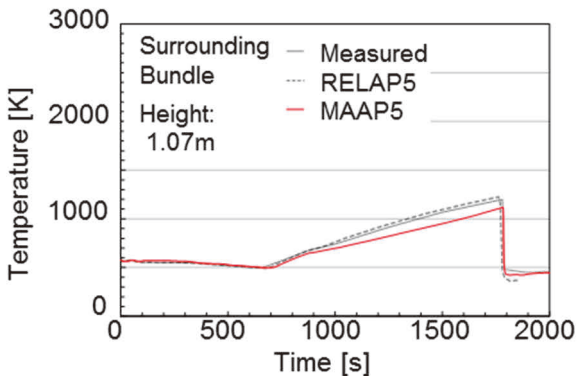


図15 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(周囲燃料体, 高さ1.07m)

周囲燃料体の高さ0.69mでの被覆管温度の測定値と計算値(高さ0.67-0.95mのノード平均)の比較を図16に示す。MAAP5の被覆管温度の計算は沸騰遷移発生時刻をRELAP5と同レベルで予測している。沸騰遷移後の被覆管温度挙動は、最高被覆管温度を除くと、RELAP5の計算値と同レベルで再現している。

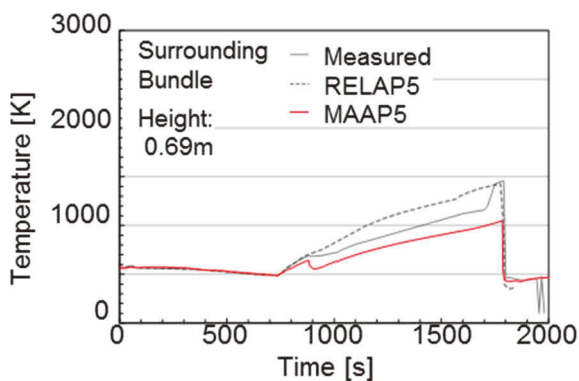


図16 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(周囲燃料体, 高さ0.69m)

周囲燃料体の最下方の高さ0.25mでの被覆管温度の測定値と計算値(高さ0.11-0.39mのノード平均)の比較を図17に示す。被覆管温度の測定値は注水直前に

急激に大きくなっている。MAAP5の被覆管温度の計算値は、測定値およびRELAP5の計算値よりも低くなっている。約1000sから注水するまでの時間帯の周囲燃料体の水位の測定値が示されていない(図11参照)が、燃料体の水位を若干高く評価している可能性がある。

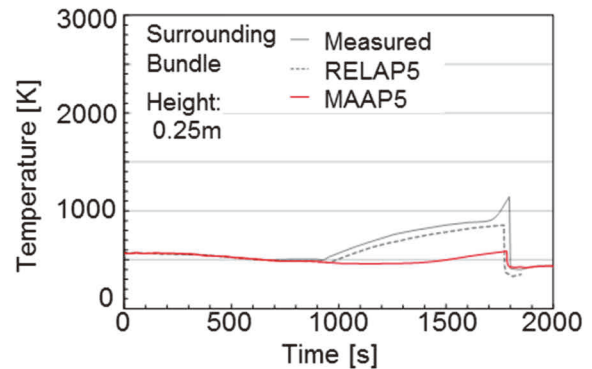


図17 被覆管温度の測定値と計算値の比較
(周囲燃料体, 高さ0.25m)

以上、LOFT LP-FP-2試験を対象にMAAP5のダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85とすることで、炉心水位近くを除く中央燃料体および周囲燃料体の被覆管温度の計算値が測定値をほぼ再現できることを明らかにした。以上の検討結果により、今後、SA時の炉心損傷、リロケーションに関わる評価モデルを検討できる見通しを得た。

4. まとめ

本研究では、LOFT LP-FP-2試験を対象にMAAP5の解析モデルを作成し、1次系の圧力、冷却材の保有水量の模擬性について検討した。次に、MAAP5のダウンカマ気液二相流の層状化条件を検討し、炉心水位、炉心内の燃料被覆管温度の模擬性を向上させた結果について報告した。LOFT LP-F-2試験の炉心では、中央燃料体の被覆管温度を高くして炉心損傷、リロケーションを促進させるため、中央燃料体の周囲を断熱材で囲んでおり、この断熱材による放熱を抑制する効果はBWRチャンネルボックスのモデルで模擬した。本研究で得られた主な結論を以下に示す。

(1) LOFT LP-FP-2試験では1次系からの冷却材流出量の測定値が示されておらず、本研究ではMAAP5

の1次系からの冷却材の流出量を計算するために、1次系の保有水量の計算値をRELAP5の文献値に合わせた。これにより、MAAP5の1次系の圧力、保有水量の計算値が測定値とほぼ一致した。

- (2) ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85にすることで、炉心の沸騰遷移発生時刻から過酷事故初期の炉心水位の計算値が測定値を再現した。
 - (3) ダウンカマ気液二相流の層状化条件のボイド率閾値を0.85とすることで、水位近くを除く炉心内の燃料被覆管温度の計算値が測定値をほぼ再現できることを明らかにした。
- ## 文献
- (1) Edited by Famer, M., Research Safety Gap Evaluation of Accident Tolerant Components and Severe Accident Analysis, ANL/NE-15/4 (2015).
 - (2) Electric Power Research Institute, Use of Modular Accident Analysis Program (MAAP) in Support of Post-Fukushima Applications, 3002001785.
 - (3) Gauntt, R., Kalinich, D., Cardoni, J., Phillips, J., MELCOR Simulations of the Severe Accident at the Fukushima Daiichi Unit 1 Reactor, 186, 161-178 (2014).
 - (4) Luxat, D. L., Kalanich, D. A., Hanophy, J. T., Gauntt, R. O., Wachowiak, R. M., MAAP-MELCOR crosswalk phase 1 study, Nuclear Technology, 196, 684-697 (2016).
 - (5) Petit, D. A., Martinson, Z. R., Hobbins, R. R., Allison, C. M., Carlson, E. R., Hagrman, D. L., Cheng, T. C., Hartwell, J. K., Vinjamuri, K., Seifken, L. J., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Test 1-4, Test Result Report, NUREG/CR-5163, EGG-2542 (1989).
 - (6) Jacquemain, D., Bourdon, S., de Bramaeker, A., FPT1 Final Report (Final Version), IPSN/DRS/SEA/PEPT report SEA1/00, IP/00/479 (2000).
 - (7) Paik, C. Y., McMinn, P., Henry C., Luangdilok, W., Validation Status of MAAP5 Core Melt Progression Model, ICONE22-30405, Prague, Czech Republic (2014).
 - (8) Nishida, K., Sano, N., Kusunoki, T., Murase, M., Evaluation of Temperature and Flow Area Variations through the Fuel Degradation and Relocation of the SFD Test 1-4, Nuclear Engineering and Design, 392 (2022).
 - (9) P. Adams, J. P., Birchley, J. C., Newman, N., Coryell, E. W., Carboneau, M. L., Guntay, S., Siefken, L. J., Quick-Look Report on OECD LOFT Experiment LP-FP-2, OECD LOFT-T-3804(1985).
 - (10) Pena, J. J., Enciso, S., Reventos, F., Thermal-Hydraulic Post-Test Analysis of OECD-LOFT LP-FP-2 Experiment, NUREG/IA-0049 ICSP-LP-FP-2 (1992).
 - (11) Coryell, E. W., Akers, D. W., Allison, C. M., Carboneau, M. L., Hobbins, R. R., Hohorst, J. K., Jensen, S. M., Modro, S. M., Summary of Important Results and SCDAP/RELAP5 Analysis for OECD LOFT Experiment LP-FP-2, NUREG/CR-6160 NEA-CSNI-R(94)3 EGG-2721 (1994).
 - (12) J. Fell and S. M. Modro, An Account of the OECD LOFT Project, OECD LOFT-T-3907 (1990).
 - (13) Electric Power Research Institute, Modular Accident Analysis Program (MAAP)-MELCOR Crosswalk Phase 1 Study, 3002004449.
 - (14) 原子力発電技術機構, 発電設備技術検査協会, 原子力発電設備 信頼性実証試験の現状 (1992).