

TMI-2 事故早期の炉心損傷，リロケーションの MAAP5 解析

MAAP5 Analysis on TMI-2 Core Damage and Relocation in the Early Stages of the Accident

西田 浩二 (Koji Nishida) *¹櫻井 征太郎 (Seitaro Sakurai) *¹村瀬 道雄 (Michio Murase) *¹

要約 シビアアクシデント解析コード MAAP5 を用い、TMI-2 の健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期（100-174 分）における炉心損傷，リロケーションについて検討した。本研究で用いた TMI-2 炉心の解析体系，解析条件により，MAAP5 の炉心水位，水素発生量の計算値が測定値に近い値を示した。また，炉心中央チャンネル頂部ノードの被覆管温度が，他解析コードの計算値と類似の挙動を示した。よって本計算で用いた解析条件は妥当であると考え，これをベースケースとして事故時の炉心損傷，リロケーションに及ぼす冷却材の炉心入口流量の影響を評価した。炉心入口流量がベースケースより小さい時に水素発生量が小さくなった。炉心のヒートアップ開始が早くなることで，炉心上部領域のジルカロイのリロケーションが早くなり，リロケーションした水位近くの領域の温度が比較的低いことから，ジルコニウム-水反応が抑制されたためと考えられる。

キーワード TMI-2, シビアアクシデント, 炉心燃料損傷, リロケーション, ジルコニウム-水反応

Abstract We used the severe accident analysis code, MAAP5, to study the core damage and relocation in the TMI-2 accident for the early stages of the accident (100-174 min) when the debris bed formed from the intact core geometry. For the analytical nodes and conditions used in this study, the computed values of the MAAP5 core water level and hydrogen generation rate were close to the measured values. In addition, the computed cladding temperature at the central upper node showed the similar behavior to that computed by other analysis codes. Therefore, we thought that the analytical conditions used in this computation were reasonable and the effects of core inlet flow rate on core damage and relocation during an accident could be examined using these as the base case. The hydrogen generation rate was smaller when the core inlet flow rate was smaller than the base case. We believed that to be due to the earlier onset of core heat-up, which led to earlier relocation of zircaloy in the upper core region, and the relatively low temperature of the relocated region near the water level, which consequently suppressed the zirconium-water reaction.

Keywords TMI-2, severe accident, core fuel damage, relocation, zirconium-water reaction

1. はじめに

シビアアクシデント (SA: Severe Accident) の防止策，緩和策を検討するには，原子力プラントの特性を把握すると共に，SA 時の事象を理解することが重要である。

SA 事故は 1979 年に米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機 (TMI-2: Three Mile Island Unit 2)，1986 年に旧ソ連のチェルノブイリ原子力発電所，2011 年に福島第一原子力発電所で発生した。

TMI-2 事故当時，原子力プラントのシステム全体を SA 解析した例は少なく，TMI-2 のシステム全体を解析コードで評価する試みが行われた。経済協力開発機構/原子力機関 (OECD: Organisation for Economic Cooperation and

Development/NEA: Nuclear Energy Agency) は，米国エネルギー省 (DOE: Department of Energy) と協力して TMI-2 事故解析のタスクグループを上げた。タスクグループに参加した米国，欧州，日本の研究機関が保有する解析コードでの解析結果が比較された⁽¹⁾。

福島第一原子力発電所事故に関しても，米国，欧州，日本等の研究機関が保有する解析コードでベンチマーク解析が実施された⁽²⁾。米国では，福島第一原子力発電所 1 号機を対象とした SA 解析コード MAAP⁽³⁾と MELCOR⁽⁴⁾の解析結果が比較され，炉心損傷，リロケーションの解析モデルの差によって，原子炉圧力容器内の炉心損傷形態，ガス温度，水素発生量が大きく異なることが報告⁽⁵⁾されている。また米国では，福島第一原子力発電所事故の後，原子

* 1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

炉圧力容器内での炉心損傷、リロケーションに関する知見が不足していると報告⁶⁾されている。

SA の社会的影響を考えると、原子炉圧力容器内で事象を収束させるために、炉心損傷、リロケーションの緩和策の検討が望まれる。そのためには、炉心損傷、リロケーションの解析モデルの高度化が必要と考えられる。

著者らは TMI-2 事故以降に実施された小規模の総合効果試験である SFD1-4⁷⁾、LOFT LP-FP-2⁸⁾、Phebus FPT0⁹⁾の試験結果を MAAP5 で検討し、解析モデルについて検討してきた¹⁰⁾¹²⁾。これらの試験では、TMI-2 等の実炉心と比較して燃料棒本数が少なく、軸方向、径方向サイズが小さい試験体が用いられた。よって SA 解析コードの炉心損傷、リロケーションの解析モデルを高度化するためには、これらの試験だけでなく、TMI-2 等の実プラントの炉心で検討することが望まれる。

今までに TMI-2 のシステム全体を SA 解析コードで解析した結果は多く報告されている。小規模の総合効果試験で検討した炉心損傷、リロケーション等の解析モデルが実機プラントでの解析結果に及ぼす影響を検討するためには、蒸気発生器、加圧器等の機器、システムの影響を分離して評価できる、炉心のみ解析体系での検討が望まれる。

本報告では、TMI-2 炉心のみ解析体系を作成し、SA 解析コード MAAP5 を用いて健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期（100-174 分）を対象に、炉心損傷、リロケーションについて検討する。更に、事故時の炉心損傷、リロケーションに及ぼす冷却材の炉心入口流量の影響を評価した結果について報告する。

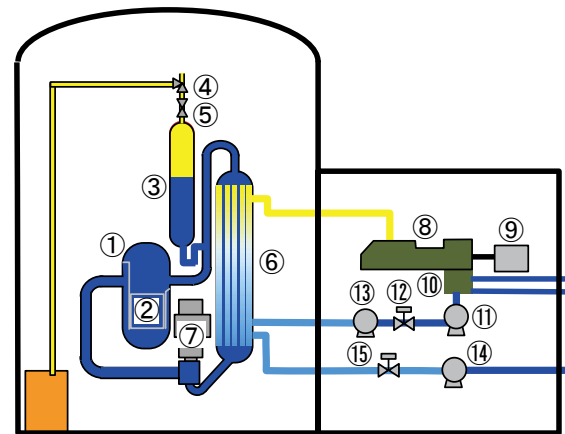
2. TMI-2事故の概要

2.1 TMI-2事故の経過と検討する時間帯

TMI-2 のシステム構成の概略を図 1 に示す。1979 年 3 月 28 日、定格出力で運転中、復水ポンプ⑪、主給水ポンプ⑬が停止した。補助給水ポンプ⑭が自動的に起動したが、補助給水ポンプの弁⑮が閉じられていたために蒸気発生器⑥に給水できなかった。蒸気発生器への給水がないことにより、蒸気発生器による 1 次冷却材の除熱が悪化して 1 次系圧力は上昇し、加圧器逃がし弁④が自動的に開いて原子炉はスクラムした。加圧器逃がし弁は自動的に開いたものの、故障により自動閉止しなかったために 1 次系圧力の低下、冷却材の流出が継続した。1 次系圧力の低下により高圧注入系が作動したが、加圧器逃がし弁が開のままの状態であることに気付かず、加圧器③水位計が水位高を示して

いたことから満水になったと判断したため、運転員は高圧注入を手動停止した。測定域外となっていた加圧器水位計の指示が回復し、11 分から 12 分にかけて再び高圧注入系 2 台を起動させた。但し、加圧器の水位が高いことから注入流量が少ない充てんモードで作動させ、小流量であるが注水を継続した。その後、事故の進展については以下の様な考察¹³⁾¹⁵⁾がある。

75 分後に 1 次系圧力の低下により局所的に蒸気泡が発生し、原子炉冷却材ポンプ (RCP) ⑦ (A ループ、B ループに各 2 台、計 4 台設置) の振動による損傷を恐れて、B ループの RCP2 台を手動停止した。加圧器逃がし弁開状態の継続により 1 次冷却材は減少したが、A ループの RCP2 台は稼働しており、炉心の冷却は確保されていた。



- | | |
|-------------------------------|----------------------------|
| ① Reactor Pressure Vessel | ⑧ Turbine |
| ② Reactor Core | ⑨ Generator |
| ③ Pressurizer | ⑩ Condenser |
| ④ Pilot-Operated Relief Valve | ⑪ Condensate Pump |
| ⑤ Block Valve | ⑫ Block Valve |
| ⑥ Steam Generator | ⑬ Main Feedwater Pump |
| ⑦ Reactor Coolant Pump | ⑭ Auxiliary Feedwater Pump |
| | ⑮ Block Valve |

図 1 TMI-2 のシステム構成の概略¹³⁾

100 分後に A ループの RCP2 台を手動停止したことで、RCP は全て停止状態となった。小流量での注水はあったが、崩壊熱による 1 次冷却材の蒸発量を補えず、炉心水位が低下し、燃料棒が蒸気に露出してヒートアップに至った。

約 138 分後に加圧器逃がし弁が閉じていないことに気付く、逃がし元弁⑤を閉じたことで、1 次系圧力の低下お

よび1次冷却材の放出が止まった。加圧器逃がし弁への蒸気流れによる炉心の蒸気冷却が止まり、時間の経過とともに圧力が上昇し、炉心の二相水位が低下した。炉心上部の被覆管酸化が進み、燃料のリロケーションによりデブリベッドが形成されるとともに、大量の水素が発生したと考えられている。

174分にRCPを一部再起動したことで、炉心水位が回復し始めたが、1次系圧力の上昇により加圧器逃がし元弁を開けたことで、1次系圧力は再び低下した。1次冷却材の蒸発が進み、デブリベッド下部はさらに温度上昇し、炉心中心部に熔融プールが形成されたと考えられている。

200分に高圧注入系を作動することで、炉心の再冠水が進み、炉心上部のデブリベッドは冷却されたが、224分まで炉心内部の熔融部分は温度上昇し続けたと考えられている。

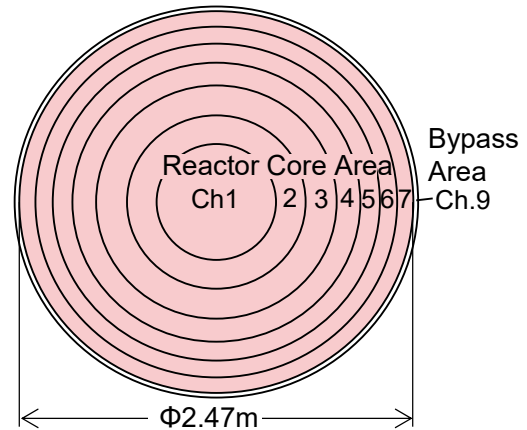
224～235分において、熔融部分の周囲のクラストが一部破損し、内部の熔融物が下部ヘッドに流下し、235～300分において、下部ヘッドに流れ落ちた熔融炉心により、下部ヘッド壁の温度が約1100℃まで上昇したと考えられている。

以上のTMI-2の事故進展の中で、健全な形状の炉心が、炉心損傷、リロケーションによりデブリベッドが形成されるまでの時間帯、具体的にはRCPの全てが停止された100分から一部再起動までの174分までの時間帯を本研究の対象とする。

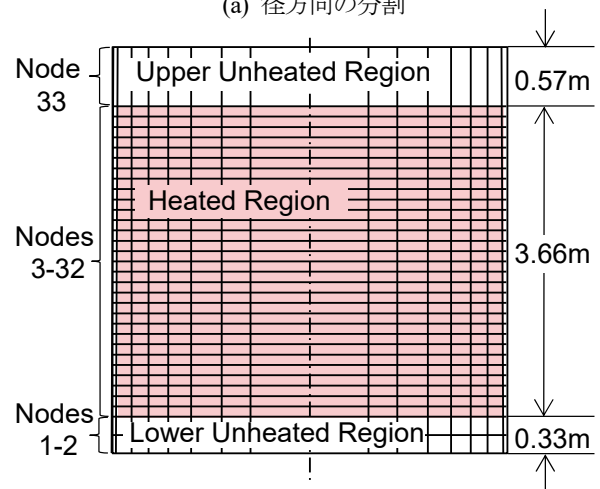
2.2 TMI-2炉心の解析体系と解析条件

TMI-2システム全体を対象としたSA解析コードでは、システム全体の解析体系を作成し、1次系、2次系の熱水力挙動と関連付けて原子炉圧力容器内の炉心損傷、リロケーションの解析が行われてきた。本研究では、TMI-2の炉心部のみを解析体系を作成し、炉心以外の1次系の熱流動を初期条件、境界条件として用いた。これにより、MAAP5の解析モデルが炉心損傷、リロケーションに及ぼす影響評価、SA時炉心を模擬した総合効果試験との比較が容易となる。

TMI-2炉心のノーディングを図2に示す。炉心のノード分割数およびノード分割位置は、MAAP5インストールメディアに付属のTMIプラントパラメータを一式定義した入力ファイルと同一とした。径方向は炉心内7ch(ch1～7)、炉心外周部のバイパス領域(ch9)とした。高さ方向は下部非発熱部2ノード、発熱部30ノード、上部非発熱部1ノードの33分割とした。



(a) 径方向の分割



(b) 軸方向の分割

図2 炉心のノード分割

全RCPが停止された100分から一部再起動までの174分までの解析に用いた初期条件、境界条件を以下に示す。測定値があるパラメータは測定値を、測定値が無いパラメータは、解析結果等を参照して設定した。

初期条件である100分時点の炉心水位(コラプス水位)は、Andersen⁽⁶⁾の考察を参考に、炉心上部非発熱部上端に設定した。ペレット、被覆管、制御棒の温度は、TMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾を参考に、100分時点の圧力の飽和温度程度に設定した。炉心槽の温度は、100分時点の圧力の飽和温度程度に設定した。

境界条件である1次系圧力は測定値を参照し、図3に示す値に設定した。崩壊熱及び出力分布は、TMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾を参考に設定した。注水流量は、炉心のみを解析体系化している本研究では炉心入口流量と等しい。冷却材の炉心入口流量の設定値を図4に示す。炉心入口流量は、圧力逃がし弁が閉じられる138分までは

Andersen⁽¹⁶⁾の考察を参考に 8 kg/s に設定した。138 分から 174 分までの炉心入口流量は、多くの解析コードの水位の計算値⁽¹⁾が約 1 m を示していることから、水位 1m の崩壊熱による蒸発分に相当する 3 kg/s に設定した。入口温度は、100 分時点での飽和温度に設定した。

以上の初期条件、境界条件の中で、炉心入口流量は測定されておらず、不確かさがある。本研究では冷却材の炉心入口流量が炉心損傷、リロケーションに及ぼす影響を検討する。

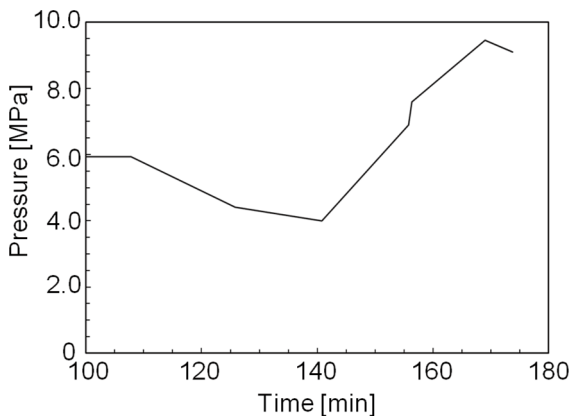


図3 1次系圧力

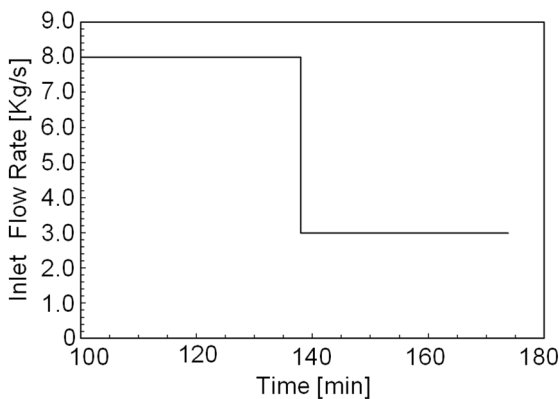


図4 冷却材の炉心入口流量

2.3 MAAP5の概要

MAAP5 は米国 EPRI (Electric Power Research Institute) が所有する SA 解析コードで、軽水炉の SA 時の炉心損傷、リロケーション、原子炉压力容器の破損、格納容器の破損、水素発生、核分裂生成物の発生、移行、環境への放出を評価できる。本報告では、原子炉压力容器内での炉心損傷、リロケーションを対象としており、関連する主な解析モデル⁽³⁾⁽¹⁷⁾を以下に示す。

炉心損傷、リロケーションに関わる重要な化学反応の一つにジルコニウム (Zr) -水反応がある。この反応は被覆管温度が約 1500 K 以上になると顕著になり、発熱を伴いながら高融点の ZrO_2 と水素が発生する。もう一つは、熔融 Zr と UO_2 が反応し、 UO_2 よりも低融点で流動する U-Zr-O 混合物を生成する反応である。MAAP5 にはこれらの化学反応モデルが組み込まれている。

MAAP5 では、重力による溶融物の下方向へのリロケーションを、液膜モデルと管内流モデルで計算される。MAAP5 で用いられている主な材料の融点を表 1 に示す。液膜モデルでは、計算ノード内の燃料棒等の外表面の溶融物のリロケーションを計算する。管内流モデルでは、ノード内を占める燃料の割合が大きい時、その隙間を通過する溶融物のリロケーションを計算する時に用いられる。更に、燃料棒がコラプスするまでの時間が温度と Larson-Miller パラメータの関数で与えられている。SA 時には融点の低い Ag-In-Cd 制御材から溶融するが、MAAP5 では溶融した制御材がステンレス被覆管、ジルカロイ案内管の温度が約 1500 K までは管内に留まると仮定⁽¹⁷⁾されている。

表1 主な材料の融点

Material	Melting Temperature [K]
UO_2	3113
ZrO_2	2911
Zircaloy-4	2125
Stainless Steel	1700
Ag-In-Cd	1050-1100

3. MAAP5の解析結果および考察

3.1 初期条件、境界条件の検討

2.2 節で設定した初期条件、境界条件を用いて、RCP を全基停止した 100 分から一部 RCP の運転を再開した 174 分までの炉心水位の MAAP5 の計算値を図 5 に示す。赤色の実線はコラプス水位、破線は二相水位である。また、図中には、174 分付近で測定された炉心のコラプス水位の測定値と、ASTEC コードの炉心のコラプス水位の計算値⁽¹⁸⁾を示している。

炉心水位の計算値は崩壊熱分の蒸発量を補えないために時間と共に低下し、138 分からは境界条件で与えた炉心入口流量が 8 kg/s から 3 kg/s に減少するために、更に低下した。MAAP5 の炉心のコラプス水位の計算値は、174 分付近の測定値に近い値を示している。また、RCP が全台停

止した初期(100分)の時間帯を除くと、MAAP5とASTECの174分までの炉心のコラプス水位の計算値は比較的近い値を示している。

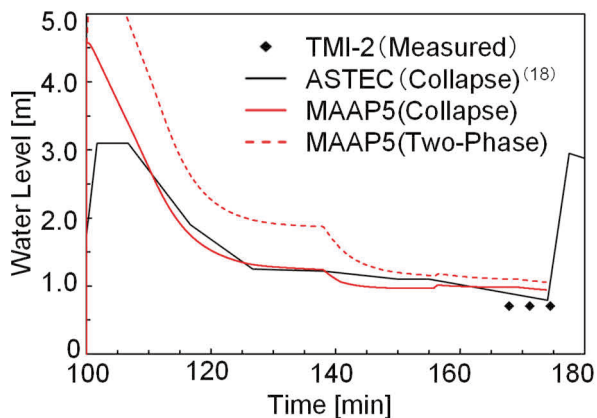


図5 炉心水位

この時の炉心中央チャンネル(図2(a)のch1)頂部ノードの被覆管温度の計算値を図6に示す。炉心中央チャンネル頂部の被覆管温度の計算値は、炉心水位の低下により蒸気に露出することでヒートアップに至った。約146分からジルコニウム-水反応による発熱も相まってヒートアップが急激に進んだ。その後、約152分に中央チャンネル頂部の被覆管がリロケーションし、被覆管が該当計算ノードに存在しなくなることで、被覆管温度の計算は終了となった。

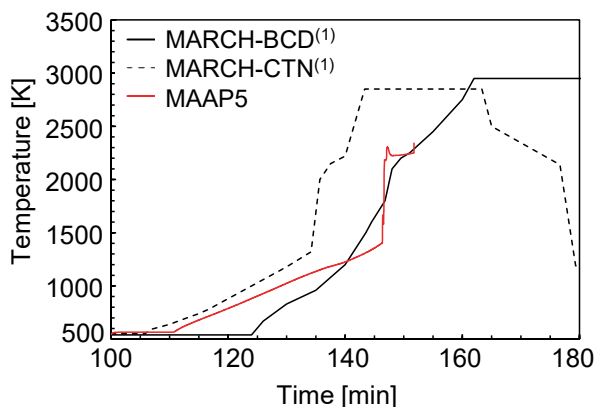


図6 炉心中央部頂部の被覆管温度

図中にはTMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾中で、スペインのCTN (Catedra De Tecnologia Nuclear)がMARCHで計算したMARCH-CTN、米国 Nuclear Regulatory Commission 下でBCD (Battelle Laboratories, Columbus Division)がMARCHで計算したMARCH-BCDの計算結果を示す。TMI-2 Analysis Exercise Final Report⁽¹⁾中で、

MARCH-CTNは最も被覆管のヒートアップが早く、MARCH-BCDは最も遅い。本計算のヒートアップ開始時刻は、両解析コードのヒートアップ開始時刻の間にあり、被覆管温度の挙動も類似であった。

本計算で求めた水素発生量の時間変化を図7に示す。図中には水素発生量の測定値とASTECの計算値⁽¹⁸⁾も示している。被覆管温度の上昇により、約146分からジルコニウム-水反応が顕著となることで水素発生量は急激に増えた。そして約157分からの水素発生量は一定となり、174分でのMAAP5の水素発生量の計算値は測定値とほぼ一致している。

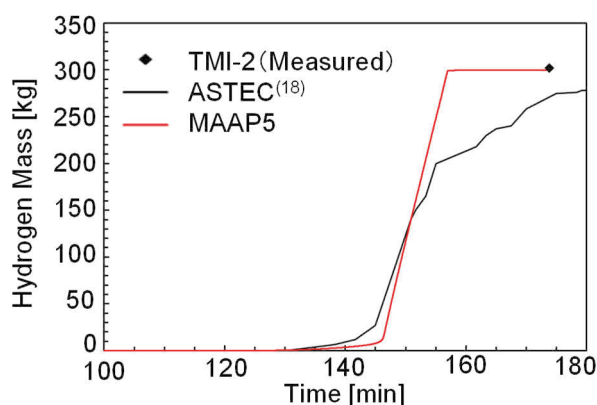


図7 水素発生量

炉心領域(図2(a)のch1~ch7)およびバイパス領域(図2(a)のch9)の炉心出口の蒸気流量を図8に示す。炉心出口の蒸気流量の計算値は、約146分から157分までほぼ0kg/sであった。これは炉心領域の蒸気がジルコニウム-水反応に蒸気のほぼ全量消費されたためである。約157分での炉心領域の流路閉塞により蒸気がバイパス領域に迂回することで、それまではほぼ0kg/sであったバイパス領域の炉心出口の蒸気流量は急激に増加した。

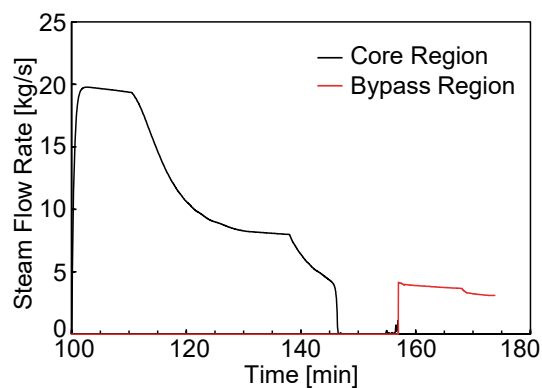


図8 炉心出口の蒸気流量

図 7 に示した水素発生量の MAAP5 の計算値で約 157 分から水素発生量が一定となっているのは、炉心領域の管路閉塞によりバイパス領域に蒸気が流れるためである。図 7 中の ASTEC の計算⁽¹⁸⁾では 174 分まで水素発生量が増加していることから、ASTEC では炉心領域で完全な管路閉塞が起きていないと仮定していると考えられる。

100 分と 174 分における高さ方向の炉心材料の MAAP5 による質量分布を比較して図 9 に示す。100 分では炉心が健全な形状を保っており、高さ方向に一様な質量分布である。時間とともに炉心損傷が進み、炉心上部領域の質量は炉心中央領域へリロケーションする結果となり、発熱長上端近くでの質量は 0 kg になった。また、174 分時点で炉心水位が約 1 m である影響で、1 m 以下には炉心材料がリロケーションしていないことがわかる。

以上の検討から、本計算で設定した初期条件、境界条件で 174 分付近における炉心コラプス水位、水素発生量の MAAP5 の計算値と測定値がほぼ一致していること、更に、他の SA 解析コードの被覆管温度の計算値と同様な挙動を示すことから、本解析条件をベースケースとして、炉心入口流量の影響について検討する。

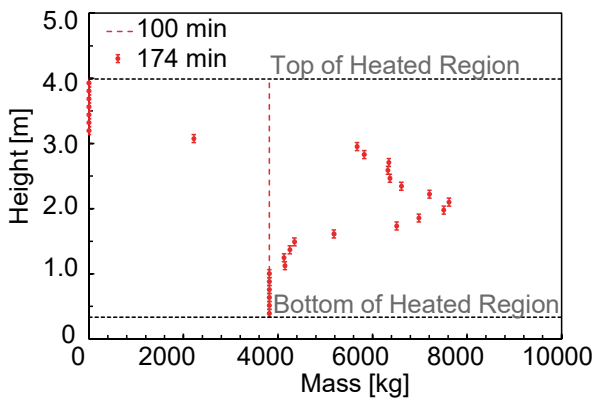


図 9 質量分布

3.2 炉心入口流量の影響評価

炉心入口流量は、炉心水位、燃料棒の蒸気露出によるヒートアップ開始のタイミング、炉心損傷、リロケーションに与える影響が大きいと考えられる。3.1 節で考察した初期条件、境界条件での計算結果をベースケースとし、炉心入口流量を変化させて被覆管温度、炉心損傷、リロケーションについて検討する。本研究のベースケースでは、TMI-2 事故時の注水流量について考察した Anderson⁽¹⁶⁾の考察に基づいて、100~138 分までの炉心入口流量を 8 kg/s と

し、加圧器逃がし弁を閉じる 138 分以降は、水位 1 m までの崩壊熱による蒸発量に相当する 3 kg/s とした。

Anderson⁽¹⁶⁾によると、100 分からの炉心入口流量の最小は 3 kg/s、最大は 10 kg/s と考察されている。よって 100~138 分までの最小の炉心入口流量を 3 kg/s、最大の炉心入口流量を 10 kg/s の 2 ケースを Min ケース、Max ケースとし、138 分以降は両ケース共にベースケースと同一の 3 g/s として影響を評価する。

炉心のコラプス水位及び二相水位に及ぼす炉心入口流量の影響を図 10、図 11 に示す。MAAP5 の炉心のコラプス、二相水位の計算値は、炉心入口流量の大小の影響を受けて変化している。138 分以降の炉心入口流量を同一に設定していることから、174 分近くの炉心水位の計算値は 3 kg/s での定常値に近づく。

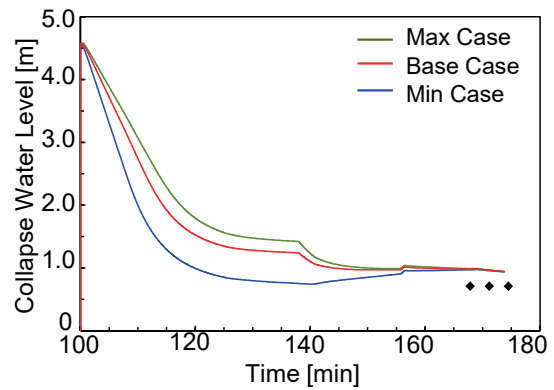


図 10 コラプス水位に及ぼす炉心入口流量の影響

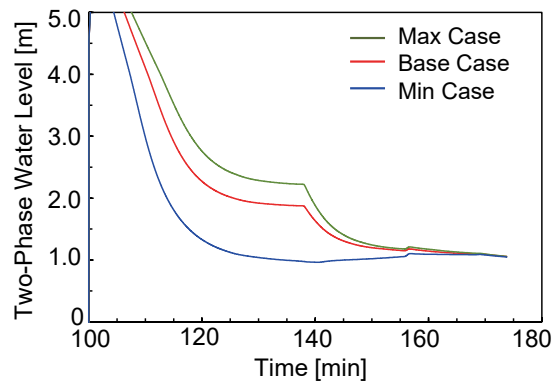


図 11 二相水位に及ぼす炉心入口流量の影響

炉心中央 ch 頂部ノードの被覆管温度に及ぼす炉心入口流量の影響を図 12 に示す。最小の炉心入口流量の Min ケースでは、ヒートアップ開始、昇温が早くなり、約 1700 K で被覆管が当該計算ノードからリロケーションするために被覆管温度の計算が終了した。最大の炉心入口流量の

Max ケースでは、ヒートアップ開始、昇温が遅くなり、ジルコニウム-水反応により被覆管温度が急激に上昇した。当該ノードの被覆管がリロケーションするために、被覆管温度の計算が約 2250 K で終了した。

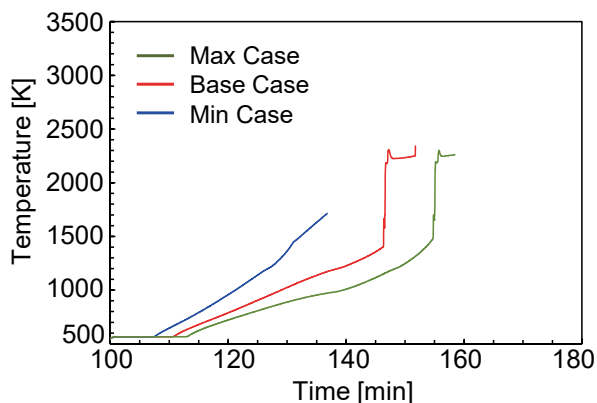


図 12 炉心中央頂部ノードの被覆管温度に及ぼす炉心入口流量の影響

水素発生量に及ぼす炉心入口流量の影響を図 13 に示す。最大の炉心入口流量の Max ケースでは、水素発生量はベースケースより減少した。これは、ヒートアップ、被覆管温度の上昇が遅くなったためと考えられる。また、最小の炉心入口流量の Min ケースでも水素発生量はベースケースより減少した。これは、ヒートアップ開始が早くなることで、炉心上部領域のジルカロイのリロケーションが早くなり、リロケーションした水面に近い領域の蒸気温度が比較的低いことから、結果的にジルコニウム-水反応が抑制されたためと考えられる。

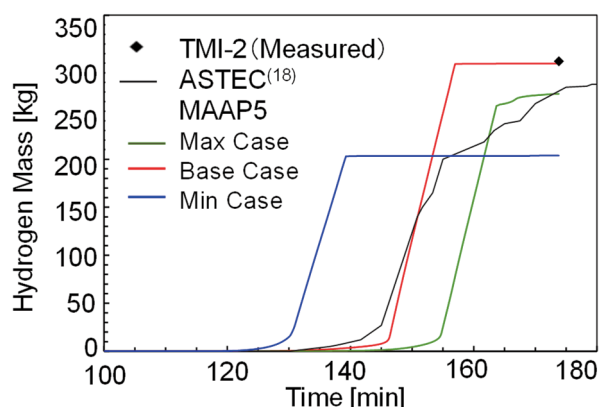


図 13 水素発生量に及ぼす冷却材流量の影響

最大と最小の炉心入口流量である Max ケース、Min ケースにおける炉心質量分布 (174 分) に及ぼす炉心入口流

量の影響を図 14、図 15 に示す。両図中には計算開始時 (100 分) の炉心質量の高さ方向分布を比較のために破線で示している。

両ケース共に発熱部下端近くでは水位があることにより、174 分と 100 分の質量は同一であった。一方、発熱部上端近くでは炉心材料がリロケーションするために、174 分の質量は 0 kg になった。

両ケースを比較すると、最小の炉心入口流量の Min ケースの方が 1.5~2.0 m での質量が大きい。また、Min ケースは、図 9 に示すベースケースと比べると、発熱領域下端に近い高さまでリロケーションしている。このことが図 13 に示す水素発生量がベースケースより小さくなる計算結果になった原因と考えられる。

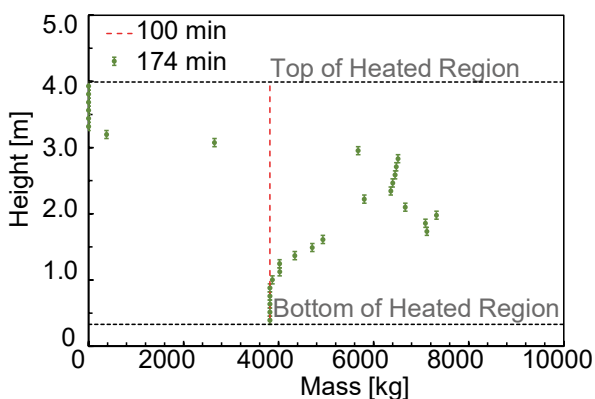


図 14 質量分布 (炉心入口流量: Max ケース)

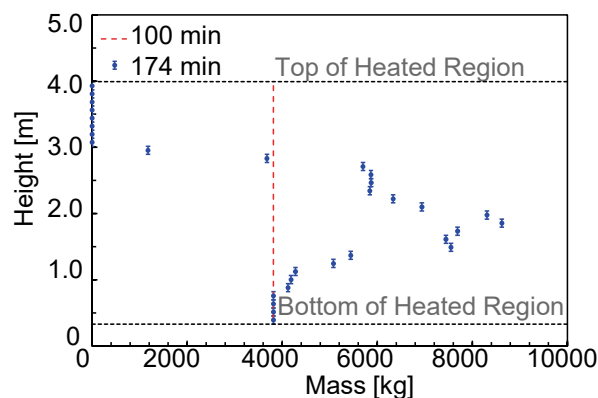


図 15 質量分布 (炉心入口流量: Min ケース)

以上、炉心水位、炉心中央チャンネル頂部ノードの被覆管温度、水素発生量、炉心質量分布 (174 分) に及ぼす炉心入口流量の影響を評価した。最小の炉心入口流量の Min ケースでは、174 分の水素発生量の計算値がベースケースより小さくなった。Min ケースでは、ヒートアップ開始が

早くなることで、炉心上部領域のジルカロイのリロケーションが早まった。リロケーションした炉心中央領域の温度が比較的低いことから、結果的にジルコニウム-水反応が抑制されたためと考えられる。

4. おわりに

本報告では、TMI-2 炉心の MAAP5 用の解析体系を作成し、健全な炉心形状からデブリベッドが形成される事故早期の 100-174 分を対象に、TMI-2 事故時の炉心損傷、リロケーションについて検討した。更に、事故時の炉心損傷、リロケーションに及ぼす冷却材の炉心入口流量の影響を評価した。以下に、結論を示す。

- (1) 本研究で用いた TMI-2 炉心の解析体系、解析条件により、MAAP5 の炉心水位、水素発生量の計算値が測定値に近い値を示した。また、中央チャンネル頂部ノードの被覆管温度が他解析コードの計算値と類似の挙動を示した。よって本計算で用いた TMI-2 炉心の解析条件は妥当であると考えられる。
- (2) 炉心入口流量が炉心損傷、リロケーションに及ぼす影響を検討した。炉心入口流量がベースケースより小さい時に水素発生量が小さくなった。炉心のヒートアップ開始が早くなることで、炉心上部領域のジルカロイのリロケーションが早くなり、リロケーションした領域の温度が比較的低いことから、結果的にジルコニウム-水反応が抑制されたためと考えられる。

引用文献

- (1) TMI-2 Analysis Exercise Task Group, TMI-2 Analysis Exercise Final Report, OECD Report, NEA/CSNIR/R(91)8 (1992).
- (2) Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project), NEA/CSNI/R(2015)18.
- (3) MAAP5-Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants, 100001243, Electric Power Research Institute (2013).
- (4) R. O. Gauntt, R. K. Cole, C. M. Erickson, et al., MELCOR Computer Code Manuals - Demonstration Problems Version 1.8.5, NUREG/CR-6119, Volume 3 (2001).
- (5) D. L. Luxat, et al., MAAP-MELCOR Crosswalk Phase 1, Nuclear Technology, Vol. 196, 684-697 (2016).
- (6) Edited by M. Farmer, Reactor Safety Gap Evaluation of Accident Tolerant Components and Severe Accident Analysis, ANL/NE-15/4 (2015).
- (7) D. A. Petti, Z. R. Martinson, R. R. Hobbins, et al., Power Burst Facility (PBF) Severe Fuel Damage Test 1-4, Test Results Report, NUREG/CR-5163, EGG-2542 (1989).
- (8) E. W. Coryell, 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).
- (9) B. Clément, N. Hanniet-Girault, G. Repetto, et al., LWR severe accident simulation: synthesis of the results and interpretation of the first Phebus FP experiment FPT0, Nuclear Engineering and Design 226 (2003) 5-82.
- (10) K. Nishida, N. Sano, T. Kusunoki, M. Murase, 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).
- (11) 西田 浩二, 佐野 直樹, 楠木 貴世志, 村瀬 道雄, シビアアクシデント時の炉心燃料の被覆管温度挙動, INSS JOURNAL Vol.29 2022.
- (12) K. Nishida, N. Sano, T. Kusunoki, M. Murase, Evaluation of temperatures and flow areas of the Phebus Test FPT0, Nuclear Engineering and Technology 56 (2024) 886-892.
- (13) Analysis of Three Mile Island-Unit 2 Accident, NSAC-80-1, EPRI-NSAC-80-1 (1980).
- (14) 佐藤 一男, TMI-2 事故例にみる原子炉安全性に対する計測制御の役割, 計測と制御 Vol.8 No.12 (1977).
- (15) TMI-2 事故の技術的検討・評価報告書, JAERI-M 8373, 日本原子力研究所 (1979).
- (16) J. L. Anderson, Recommended HPI Rates for the TMI-2 Analysis Exercise (0-300 Minutes), EGG-TMI-7833, EG&G Idaho, Inc. (1987).
- (17) C. Y. Paik, P. McMinn, C. Henry, W. Luangdilok, Validation Status of MAAP5 Core Melt Progression Model, ICONE22-30405, Prague, Czech Republic (2014).
- (18) G. Bandini, F. D. Rosa, ASTEC validation on TMI-2 and LOFT LP-FP-2, Nuclear Engineering and Design 272 (2014) 163-172.