

S u p e r - C O P Dのモデル及び妥当性確認について

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用する計算コードのうち、S u p e r - C O P Dについて、以下の項目に関してまとめたものである。

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・解析モデルに関する説明
- ・妥当性確認

2. 重要現象の特定

2.1 評価事故シーケンスと評価指標

S u p e r - C O P Dが適用される炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価における事象グループについて、具体的な事故シーケンス（評価事故シーケンス）及びその事象の推移と有効性評価の評価項目に関わる重要なパラメータ（添付1参照）に相当する評価指標について記述する。各評価事故シーケンスにおける定格運転状態から事故事象の発生、収束に至るまでの機器動作や物理現象を事象進展チャートとして第1図～第8図にまとめた。また、これらの事象進展チャートから、事象の推移と有効性評価の評価項目に関わる重要なパラメータである評価指標を抽出し、重要現象を特定した。なお、特定した重要現象に対して図中で付与している重要度ランク（H, M, L）については2.2節及び2.3節で説明する。

2.1.1 炉心損傷防止措置の有効性評価の評価事故シーケンスと評価指標

本項においてS u p e r - C O P Dを用いて解析を行う評価事故シーケンスは、以下の6つである。

(1) 外部電源喪失及び原子炉停止失敗（ULOF）

本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第1図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に何らかの原因により外部電源を喪失し、それによって1次主循環ポンプが全数（2台）停止するとともに、原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が動作しなかったことで、主炉停止系制御棒の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、定格出力に対して、1次主循環ポンプトリップにより炉心流量が減少することで十分な炉心冷却ができなくなり、

炉心昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、代替原子炉トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉が停止して、未臨界が確保される。その後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次冷却系の強制循環による崩壊熱除去運転を行い、事象を収束させる。

S u p e r-C O P Dによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、後備炉停止制御棒が挿入されるまでの間に炉心温度が上昇する可能性があるため、被覆管温度及び炉心冷却材温度を評価指標とする。

(2) 制御棒の異常な引抜き及び原子炉停止失敗 (UTOP)

本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第2図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で原子炉トリップ信号「中性子束高 (出力領域)」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、原子炉保護系 (スクラム) が動作しなかったことで、主炉停止系制御棒の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、原子炉出力上昇時に原子炉停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより制御棒の引抜きを停止するとともに、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉が停止して、未臨界が確保される。その後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次冷却系強制循環による崩壊熱除去運転を行い、事象を収束させる。

S u p e r-C O P Dによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、後備炉停止制御棒が挿入されるまでの間に、原子炉出力が上昇し、炉心温度が上昇する可能性があるため、燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度を評価指標とする。

(3) 2次冷却材流量減少及び原子炉停止失敗 (ULOHS)

本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第3図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、2次冷却系1ループにて何らかの原因で2次主循環ポンプがトリップして2次冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの原子炉保護系 (スクラム) が動作しなかったことで、主炉停止系制御棒の挿入に失敗する事象を想定する。この場合、2次冷却材流量の減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」の発信により、後備炉停止制御棒が挿入され、原子炉が停止して、未臨界が確保される。その後は、1次主循環ポンプのポニーモータ運転による1次冷却系強制循環による崩壊熱除去運転

を行い、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、後備炉停止制御棒が挿入されるまでの間に炉心温度及び系統温度が上昇する可能性があるため、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。

(4) 1次冷却材漏えい（2箇所）（LORL）

本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第4図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次冷却系の安全容器内配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象を想定する。この場合、主中間熱交換器（IHX）内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ、継続すると、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、補助冷却設備の運転による強制循環冷却により、炉心の崩壊熱除去運転を行い、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、原子炉容器内の冷却材減少及び流量減少により炉心温度が上昇する可能性があるため、また、補助冷却設備単独による崩壊熱除去運転を行うため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）を評価指標とする。

(5) 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗（PLOHS-1）

本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第5図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、2次冷却系1ループにて何らかの原因で2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに、補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象を想定する。この場合、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能を喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、健全な主冷却系1ループの自然循環による崩壊熱除去を継続することにより、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、原子炉停止後の崩壊熱及び、1次主循環ポンプの低速運転失敗による炉心流量減少によって、炉心温度が上昇する可能性があるため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。

(6) 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗 (PLOHS-2)

本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第 6 図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転による強制循環冷却に失敗するとともに、補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象を想定する。この場合、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心冷却機能を喪失することから、炉心露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

これを防止するために、主冷却系の自然循環による崩壊熱除去を継続することにより、事象を収束させる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から停止までを対象とし、原子炉停止後の崩壊熱及び、1 次主循環ポンプの低速運転失敗による炉心流量減少によって、炉心温度が上昇する可能性があるため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。

2.1.2 格納容器破損防止措置の有効性評価の評価事故シーケンスと評価指標

本項において Super-COPDを用いて解析を行う評価事故シーケンスは以下の 2 つである。

(1) 2 次冷却材流量減少及び原子炉停止失敗 (ULOHS)

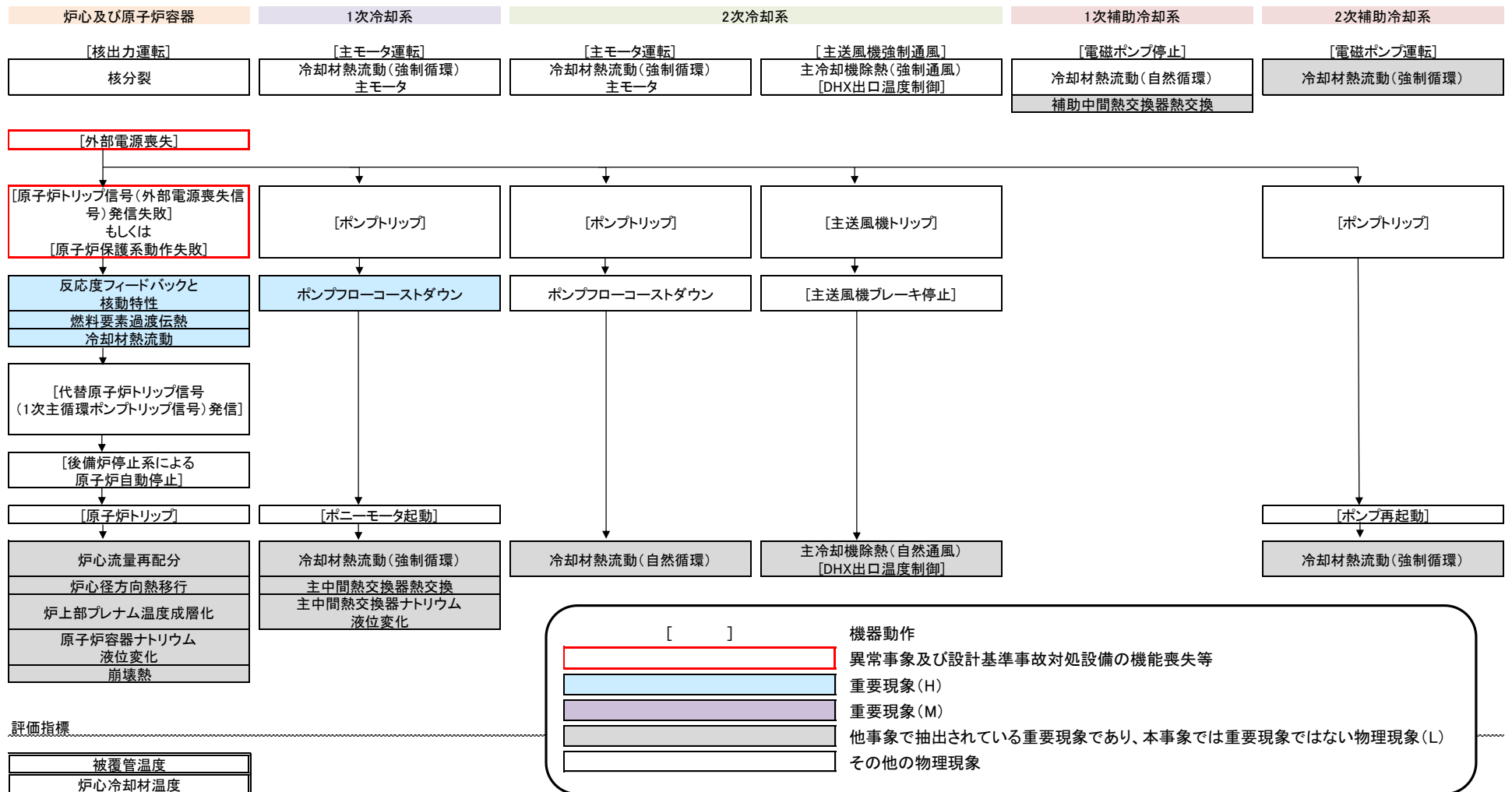
本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第 7 図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、2 次冷却系 1 ループにて何らかの原因で 2 次系主循環ポンプがトリップして、2 次冷却材流量が減少した後、原子炉トリップ信号「2 次冷却材流量低」の発信に失敗し、さらに、代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、後備炉停止系用論理回路が動作しなかったことで、主炉停止系制御棒及び後備炉停止制御棒ともに挿入に失敗する事象を想定する。この場合、2 次冷却材流量の減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性があるが、炉心の昇温による温度フィードバック反応度によって原子炉出力は低下し、1 次冷却材温度は定格運転時よりも上昇するが、1 次冷却系の強制循環と 2 次冷却系の自然循環が継続し、1 次冷却材温度の上昇は抑えられ、高温で静定する状態が保たれる。

Super-COPDによる解析は、事象発生から 1 次冷却材温度の挙動が静定するまでを対象とし、原子炉停止の失敗により炉心温度が上昇する可能性があるため、燃料温度、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度を評価指標とする。

(2) 外部電源喪失及び原子炉停止失敗 (ULOF)

本評価事故シーケンスの事象進展チャートを第 8 図に示す。本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力運転中に、何らかの原因により外部電源を喪失し、それによって 1 次主循環ポンプが全数 (2 台) 停止するとともに、原子炉トリップ信号「電源喪失」の発信に失敗し、さらに、代替原子炉トリップ信号「1 次循環ポンプトリップ」の発信に失敗、又は、発信に成功するものの、後備炉停止系用論理回路が動作しなかったことで、主炉停止系制御棒及び後備炉停止制御棒とともに挿入に失敗する事象を想定する。この場合、定格出力に対して、1 次主循環ポンプトリップにより炉心流量が減少することで十分な炉心冷却ができなくなり、炉心昇温によって炉心の著しい損傷に至る。1 次主循環ポンプトリップ後は、1 次冷却系における低速運転 (1 次主循環ポンプのポニーモータを使用) による強制循環冷却による崩壊熱除去が行われる。

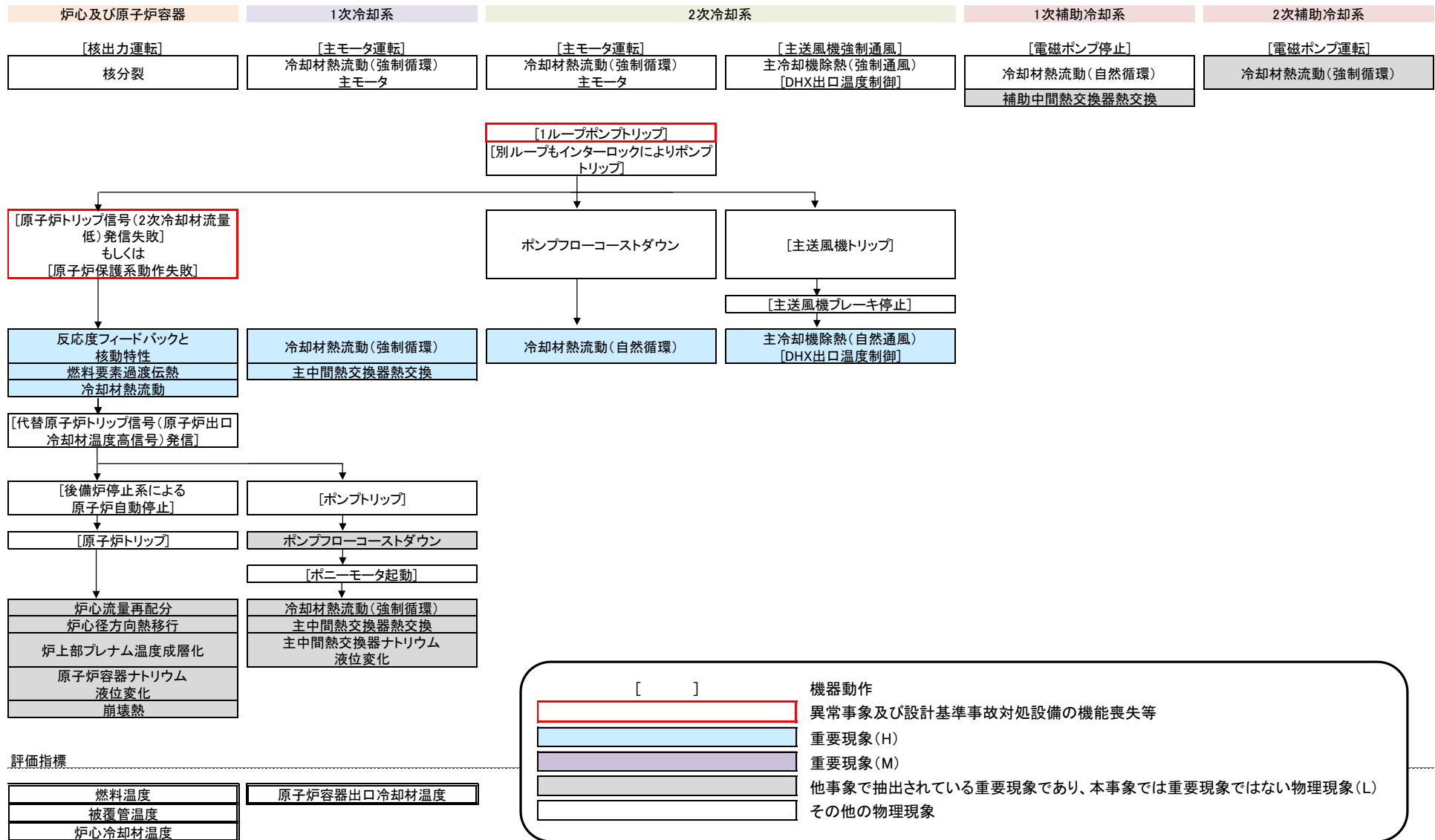
Super-COPDによる解析では、原子炉容器内のデブリの冷却性に係わる 1 次冷却系流量及び原子炉入口冷却材温度を計算する。なお、デブリ冷却性評価に係る解析は、1 次冷却系流量及び原子炉入口冷却材温度を境界条件とし、デブリベッド熱計算モデル単体で行う。この場合の評価指標はデブリベッド温度 (デブリベッド内の冷却材温度) である。



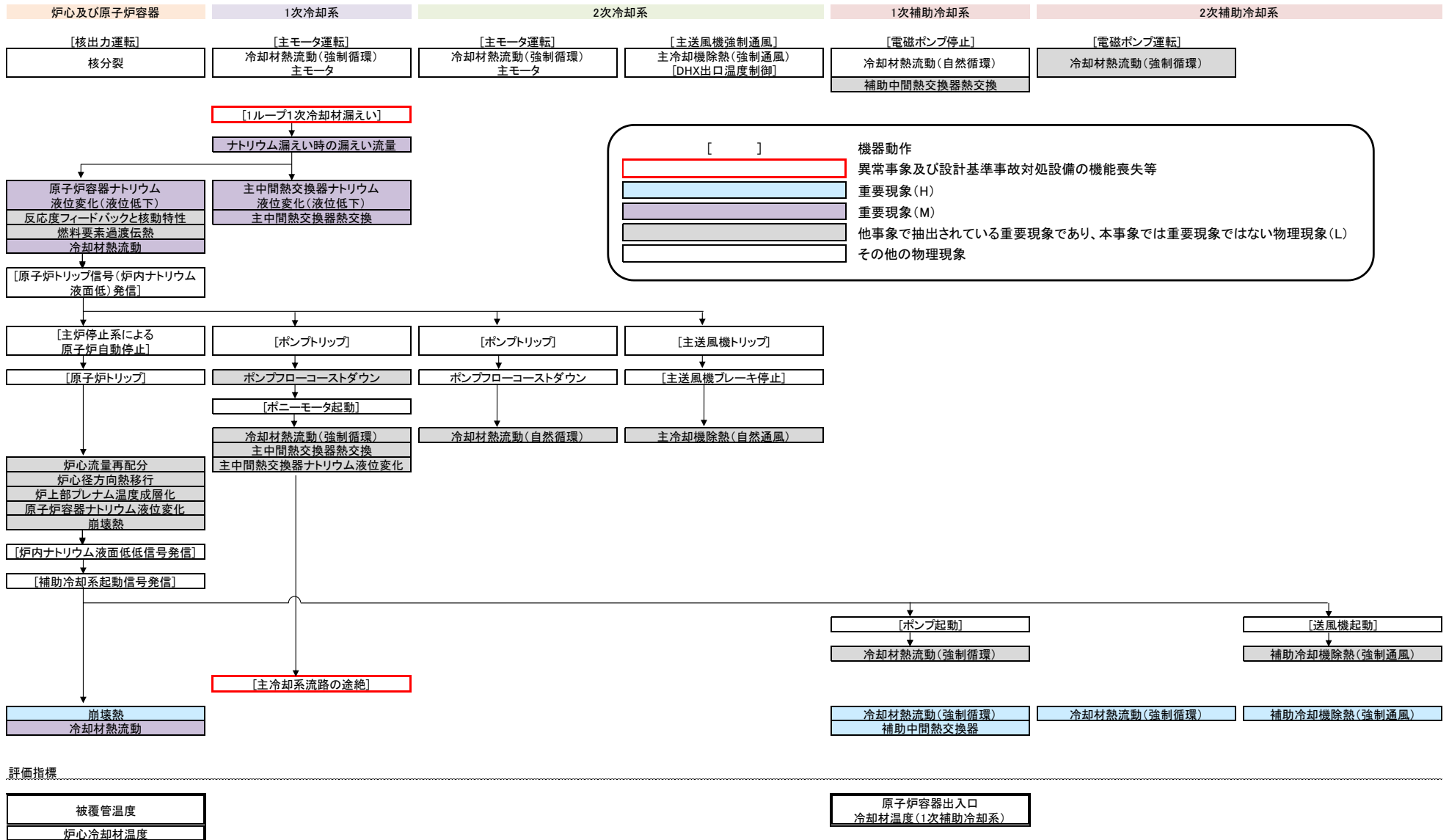
第1図 ULOFの炉心損傷防止措置時の事象進展チャート



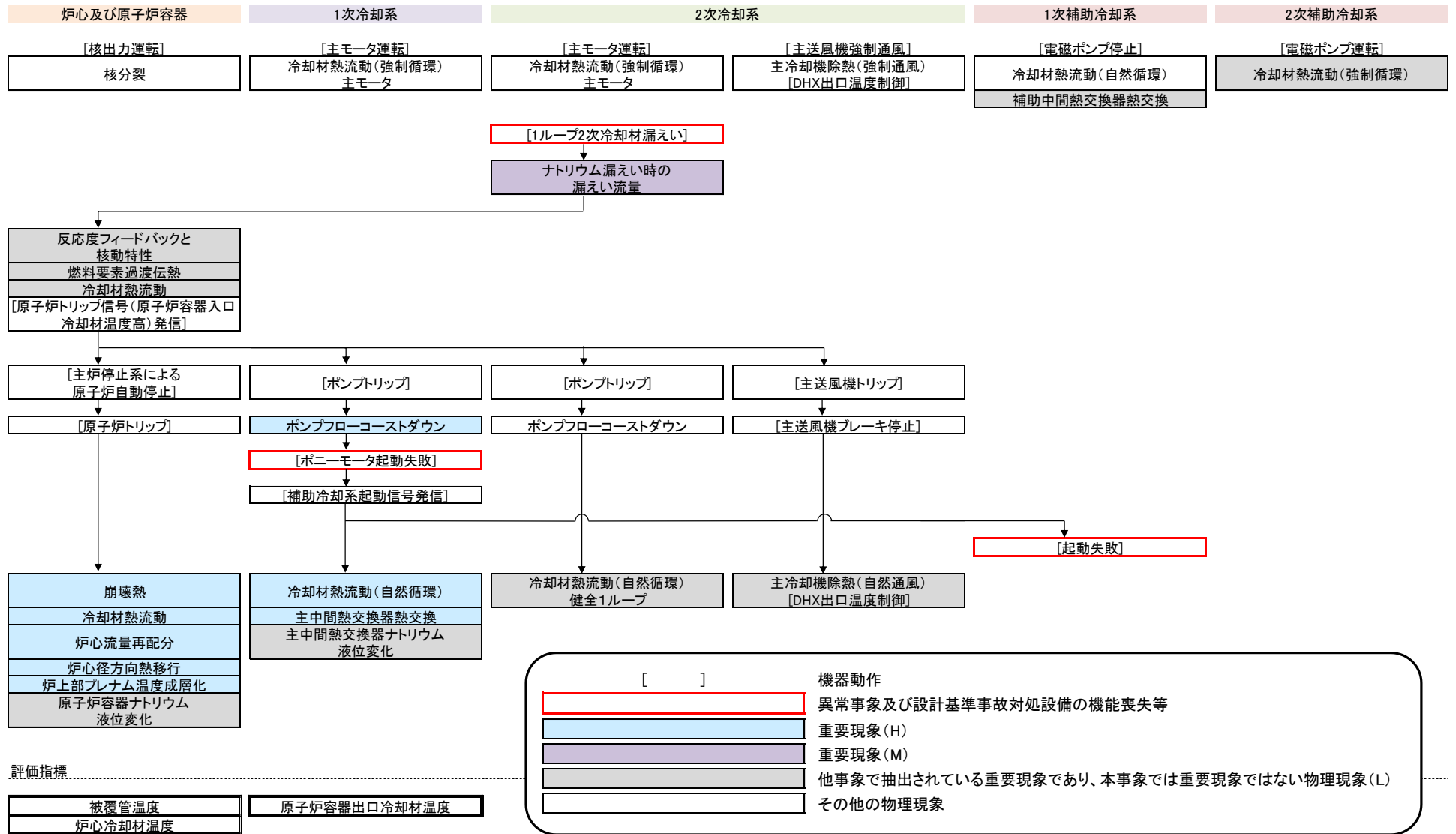
第2図 UTOP の炉心損傷防止措置時の事象進展チャート



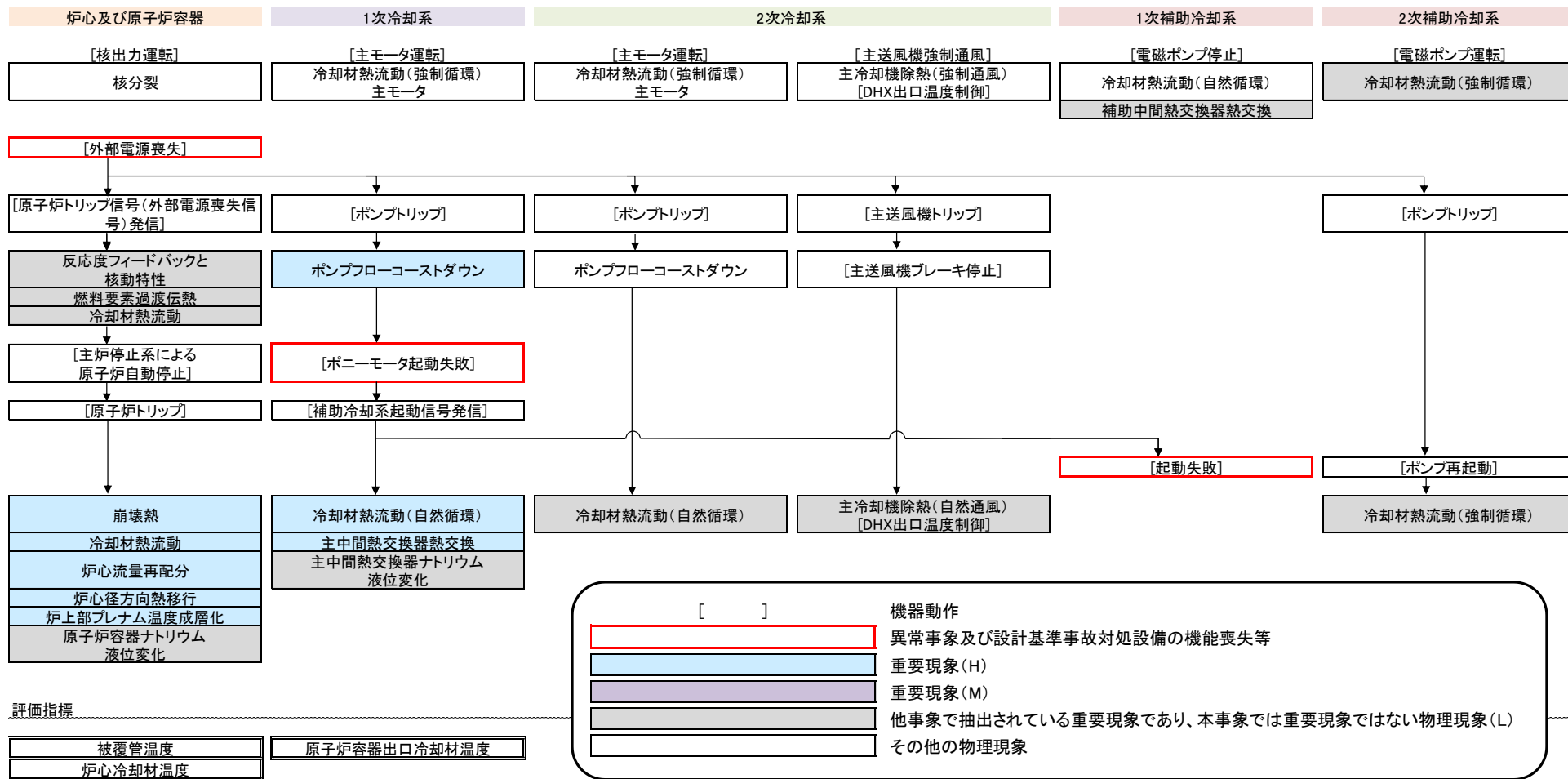
第3図 ULOHSの炉心損傷防止措置時の事象進展チャート



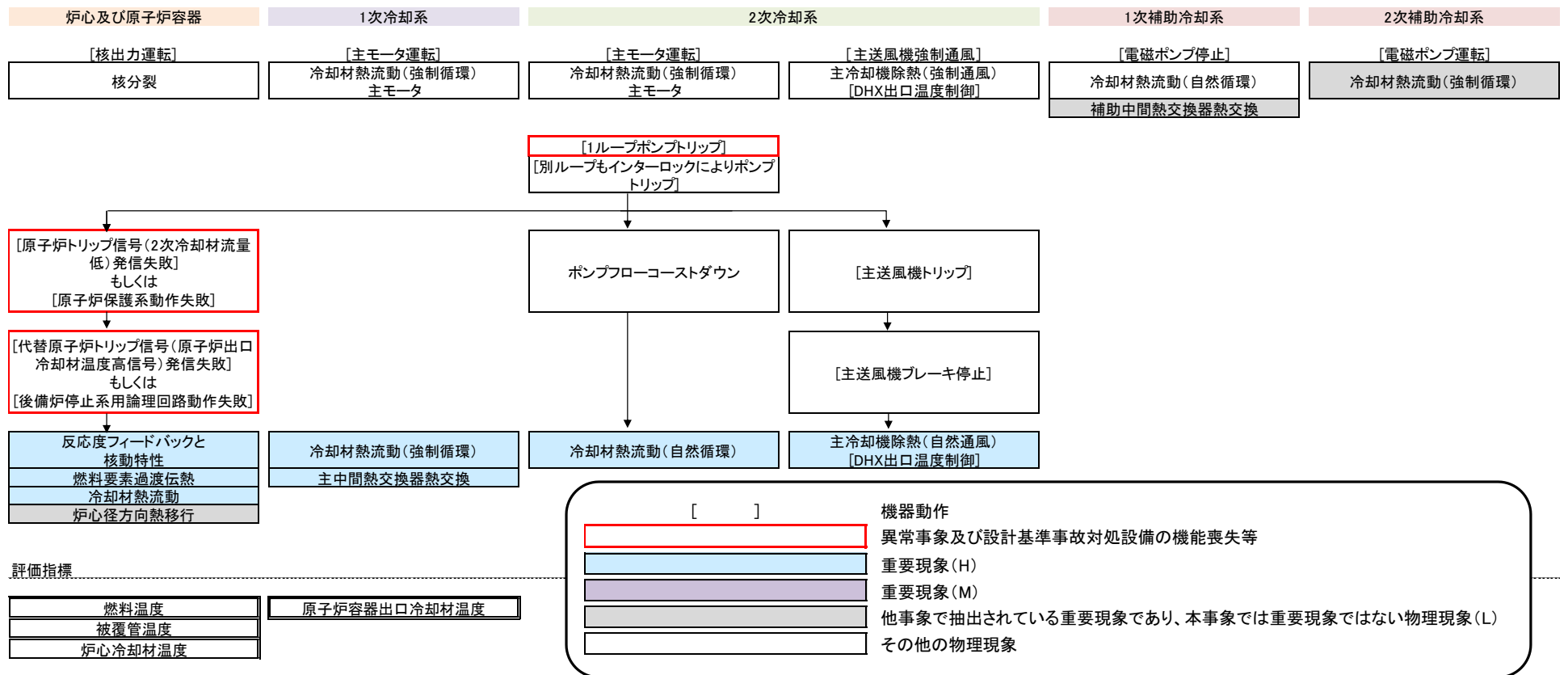
第4図 LORLの炉心損傷防止措置時の事象進展チャート



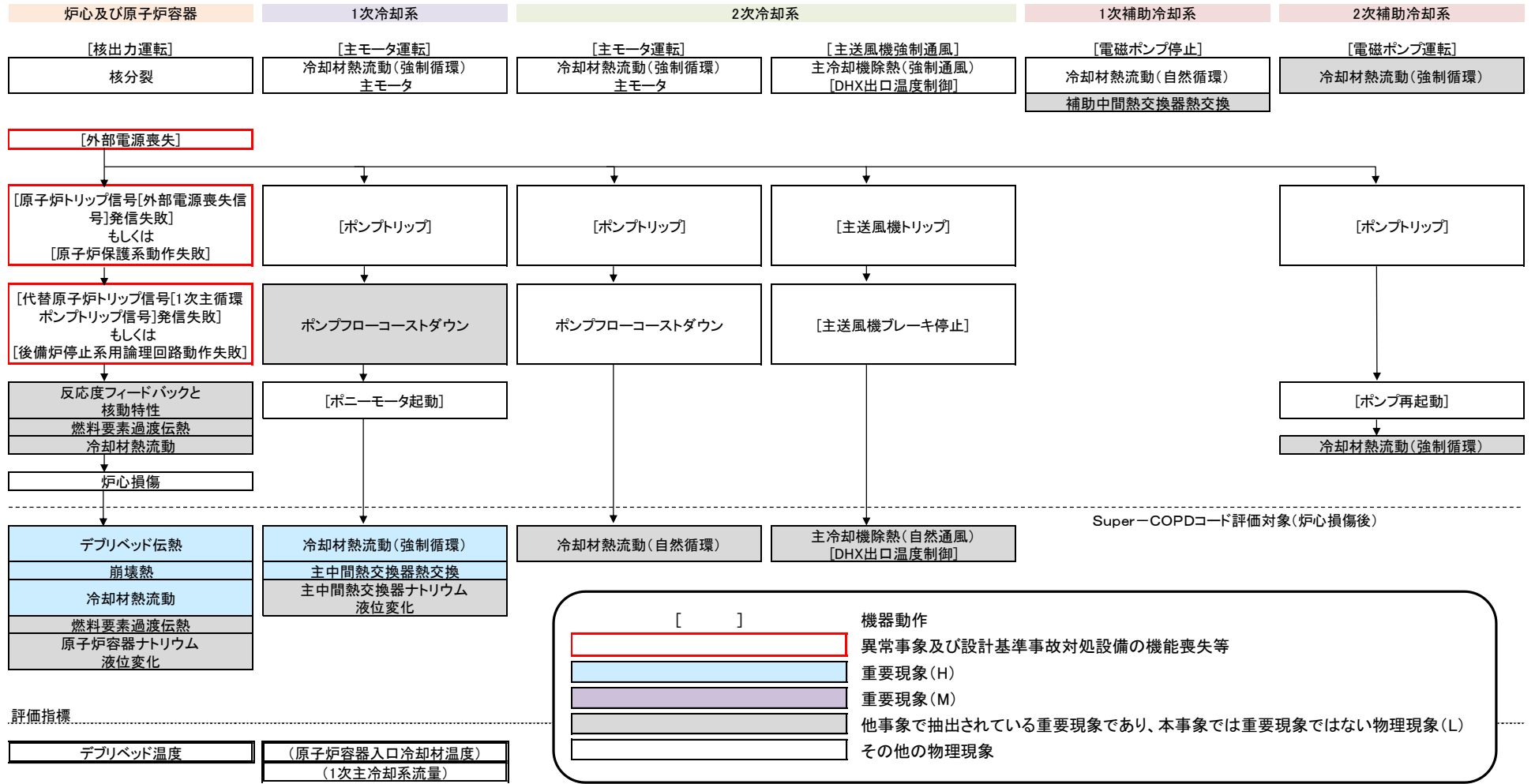
第5図 PLOHS-1の炉心損傷防止措置時の事象進展チャート



第6図 PLOHS-2の炉心損傷防止措置時の事象進展チャート



第7図 ULOHSの格納容器破損防止措置時の事象進展チャート



第 8 図 ULOF の格納容器破損防止措置時の事象進展チャート

2.2 ランクの定義

2.1 節で述べた評価事故シーケンス及び評価指標に影響を及ぼす可能性のある物理現象について、重要現象を抽出するためのランク付けの定義及び取扱いを第1表に示す。

第1表 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	事象推移に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標への影響を評価する。
M	事象推移に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。
L	事象推移に対する影響が小さいと考えられる現象	評価指標への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証/妥当性評価は記載しない。

2.3 物理現象に対するランク付け

2.1 節で述べた評価事故シーケンス及び評価指標に影響を及ぼす可能性のある物理現象について、第1表の定義に従って評価指標への影響に応じて第2表及び第3表の通りランク付けを行い、「H」及び「M」に分類される物理現象を重要現象として抽出した。

以下に、物理現象ごとに考え方を示す。

2.3.1 炉心損傷防止措置の有効性評価における重要現象

(1) 反応度フィードバックと核動特性

本物理現象は、制御棒による反応度変化や、炉心部の各部の温度変化に伴う反応度変化により、原子炉の出力が変化する現象である。制御棒による反応度、炉心部の各部の温度、動特性パラメータが影響する。本物理現象は、原子炉停止までの炉心温度に影響を及ぼす。また、原子炉停止までの時間が長い又は原子炉が停止しない場合は系統温度にも影響する。

ULOF では、原子炉停止までの燃料温度に影響を及ぼし、その結果、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

UTOP 及び ULOHS では、原子炉停止までの評価指標である燃料温度に影響を及ぼし、その結果、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

LORL 及び PLOHS では、評価指標を計算するのが原子炉停止後であるため、本物理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(2) 燃料要素過渡伝熱

本物理現象は、核分裂や放射性崩壊による発熱の変化、被覆管周りの冷却材温度及び流量変化に伴って燃料要素（燃料ピン）の温度が変化する現象である。核分裂や放射性崩壊による発熱量、燃料ペレットの熱伝導率及び熱容量、ギャップコンダクタンス、被覆管の熱伝導率及び熱容量、被覆管周りの冷却材温度及び流量が影響する。本物理現象は、原子炉停止までの燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響する。

ULOF では、原子炉停止までに生じる評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピーク（原子炉トリップ直後の流量と出力のバランスによって出現する温度の極大値）に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

UTOP では、原子炉停止までに生じる燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピークに影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

ULOHS でも、UTOP と同様、原子炉停止までに生じる燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピークに影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

LORL 及び PLOHS では、評価指標を計算する時間帯では崩壊熱が低いため影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(3) 冷却材熱流動

本物理現象は、被覆管外表面温度の変化及び被覆管の周りを通過する冷却材の流量の変化に伴って冷却材温度が変化する現象である。被覆管外表面温度、被覆管から冷却材までの熱伝達率、冷却材の熱容量が影響する。本物理現象は、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られない場合に被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響する。

ULOF、UTOP 及び PLOHS では、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られないため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に直接的に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

ULOHS でも、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材

流量が得られないため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に直接的に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、1次主冷却系が途絶した際の炉心流量の低下時に炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られない可能性があるが、他の事象に比べその程度は小さい。このため、重要度は「M」とする。

(4) 炉心流量再配分（自然循環状態での炉心流量再配分）

本物理現象は、強制循環状態から1次主循環ポンプを停止し、ポンプによる吐出圧力がない状態、すなわち自然循環状態において、浮力により各集合体への炉心流量の配分比が強制循環時の配分比から変化する現象である。各集合体の温度分布（浮力）と圧力損失が影響する。本物理現象は、1次主循環ポンプ停止後の自然循環時の低流量状態において炉心冷却材温度に対して影響を及ぼす。

ULOF、UTOP、ULOHS 及び LORL では、評価指標の計算は強制循環時（1次主循環ポンプ（主電動機又はポニーモータ）及び補助冷却系電磁ポンプ）が対象であり、本物理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、評価指標の計算は自然循環時であるため被覆管温度及び炉心冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(5) 炉心径方向熱移行

本物理現象は、発熱量が大きい集合体から小さい集合体へ熱が移行する現象であり、炉心の径方向の温度分布を平坦化する効果がある。ラップ管の熱伝導率及び熱容量、隣り合うラップ管の内側の冷却材温度及び流量、隣り合うラップ管に挟まれた領域の冷却材の温度及び流量が影響する。本物理現象は、1次主循環ポンプ停止後の自然循環時の低流量状態において流量再配分を左右する集合体内の温度分布、すなわち評価指標である炉心冷却材温度、また被覆管温度に影響を及ぼす。

ULOF、UTOP、LORL 及び ULOHS では、評価指標の計算は強制循環時（1次主循環ポンプ（主電動機又はポニーモータ）及び補助冷却系電磁ポンプ）が対象であり、本物理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、評価指標の計算は自然循環時であるため被覆管温度及び炉心冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(6) 炉上部プレナム温度成層化

本物理現象は、炉上部プレナム（炉心集合体出口から原子炉容器出口配管部までの領域）において、プレナム部に流れ込むナトリウム温度及び流量の過渡的な変化によって生じる温度成層化現象であり、原子炉停止後、低流量となる事象の原子炉容器出口冷却材温度に影響を及ぼす。

ULOF、UTOP 及び ULOHS では、評価指標の計算は原子炉停止までが対象であり、本物理現象の影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、評価指標の計算は補助冷却設備の単独運転に切り替わった時間帯であり、低流量となるが崩壊熱が低く冷却材温度も低い。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、自然循環による低流量であることから原子炉容器出口冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対しては、1次冷却系を一巡した後遅れて影響する。このため、重要度は「L」とする。

(7) 原子炉容器ナトリウム液位変化

本物理現象は、1次主循環ポンプのトリップ前後の圧力変化又は1次冷却系からのナトリウム漏えいにより、原子炉容器のナトリウム液位が変動する現象である。1次主循環ポンプの吐出圧力、炉心及び系統の圧力損失、漏えい流量が影響する。前者の圧力変化により生じる場合は、評価指標に影響は及ぼさないが、後者のナトリウム漏えいにより生じる場合は、原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミングに関係し、評価指標に影響を及ぼす。

LORL においては、ナトリウム漏えいによる液位変化が、原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミングに影響し、結果的に補助冷却設備の単独運転に切り替わるタイミングを左右する（切り替わるタイミングの崩壊熱量に影響）ため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度へ影響する可能性がある。このため、重要度は「M」とする。一方で、評価指標である原子炉容器出口冷却材温度（1次補助冷却系）に対しては、被覆管温度及び炉心冷却材温度と同様の理由で影響する可能性があるが、被覆管温度及び炉心冷却材温度に比べて感度が低い。このため、重要度は「L」とする。

その他の事象においては、ナトリウム漏えいによるナトリウム液位変化は生じない。

(8) 崩壊熱

本物理現象は、核分裂で生じた核分裂生成物などが放射性崩壊する際に発熱する現象である。燃料組成や燃焼度が影響する。崩壊熱は、原子炉停止後の炉心温度及び系統温度に影響を及ぼす。

ULOF、UTOP 及び ULOHS では、原子炉停止までの炉心温度の上昇（ULOHS においては、原子炉停止までの炉心温度の上昇が原子炉容器出口冷却材温度へ遅れて到達）が評価指標の計算の対象となる。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、原子炉出力の主要要素であること及び1次冷却系が自然循環となることから、被覆管温度及び炉心冷却材温度、原子炉容器出口冷却材温度に対して影響する。このため、重要度は「H」とする。

LORL では、原子炉出力の主要要素であり、補助冷却設備の単独運転による崩壊熱除去時に被覆管温度、炉心冷却材温度、原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）に影響する。このため、重要度は「H」とする。

(9) 1次冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

本物理現象は、原子炉で発生した熱を保有し、主電動機若しくはポニーモータの駆動力により1次冷却材が強制的に循環する現象又は1次冷却系内のナトリウム密度差によって生じる浮力によってナトリウムが自然循環する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、原子炉の熱を除熱し、IHXまで輸送するため、炉心部温度及び系統温度に影響を及ぼす。

ULOF 及び UTOP では、事象発生後、炉心で生じた過渡変化が一巡する前に評価指標（ULOF では被覆管温度及び炉心冷却材温度、UTOP では燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度）の1次ピークが出現する。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、1次冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため重要度は「L」とする。

LORL では、評価指標の計算の対象が補助冷却設備の単独運転後である。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、自然循環時において評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

(10) ポンプフローコーストダウン

本物理現象は、1次主循環ポンプの主電動機又はポニーモータが停止した際のポンプ軸の回転慣性と流体慣性のバランスから生じる流量の減少挙動である。

ULOF では、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度の1次ピークが、フローコーストダウン中における出力と流量に左右される。このため、重要度は「H」とする。

UTOP、ULOHS 及び LORL では、評価指標の計算はフローコーストダウン時ではない。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、ポニーモータの起動失敗により、フローコーストダウンカーブから自然循環に移行するタイミングに評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度の最高温度が出現する。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(11) 1次冷却系のナトリウム漏えい時の漏えい流量

本物理現象は、1次冷却系の冷却材バウンダリの破損により、ナトリウムが外部へ漏えいする現象である。本現象は、破損口の面積、系統の圧力及び漏えい先の圧力が影響する。冷却材バウンダリの破損により、原子炉容器ナトリウム液位変化（原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミング）、IHX ナトリウム液位変化（冷却系の途絶）に影響する。

本物理現象が発生するのは、1次冷却系での漏えいを想定している LORL のみである。上述の通り、原子炉容器ナトリウム液位変化（原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミング）、IHX ナトリウム液位変化（冷却系の途絶）に影響し、最終的に補助冷却設備の単独運転のタイミングに影響を与えるため、被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）に影響する可能性がある。このため、重要度は「M」とする。

(12) 主中間熱交換器熱交換

本物理現象は、IHX において、1次冷却材の熱エネルギーが伝熱管を介して2次冷却材に伝達される現象である。本現象は、IHX の伝熱特性が影響する。本物理現象は、除熱源が喪失する事象や評価指標の最高温度が出現するまでに1次冷却系を一巡するような事象に影響する。

ULOF 及び UTOP では、事象発生後、炉心で生じた過渡変化が一巡する前に評価指標（ULOF では被覆管温度及び炉心冷却材温度、UTOP では燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度）の1次ピークが出現する。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、1次冷却系のコールドレグ温度の上昇が、評価指標である被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、評価指標の計算が補助冷却設備の単独運転後であるものの、単独運転に切り替わる直前までの系統温度に影響を与える。このため、重要度は「M」とする。

PLOHS では、自然循環力に影響を及ぼすため、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。

(13) 主中間熱交換器ナトリウム液位変化

本物理現象は、1次主循環ポンプのトリップ前後の圧力変化又は1次冷却系からのナトリウム漏えいにより、IHX のナトリウム液位が変動する現象である。1次主循環ポンプの吐出圧力、炉心及び系統の圧力損失、漏えい流量が影響する。前者の圧力変化により生じる場合は、評価指標には影響を及ぼさないが、後者のナトリウム漏えいにより生じる場合は、原子炉停止及び補助冷却設備の起動のタイミングに関係し、評価指標に影響を及ぼす。

LORL においては、ナトリウム漏えいによる液位変化が、1次冷却系の途絶するタイミング（除熱能力が低下するタイミング）に影響するため、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度（1次補助冷却系）へ影響する可能性がある。このため、重要度は「M」とする。

その他の事象においては、ナトリウム漏えいによるナトリウム液位の変化は生じない。

(14) 2次冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

本物理現象は、IHX で伝達された熱を保有し、電動機の駆動力により2次冷却材が強制的に循環する現象又は2次冷却系内のナトリウム密度差によって生じる浮力によってナトリウムが自然循環する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、IHX の熱を除熱し、主冷却機まで輸送するため、1次冷却系のコールドレグ温度に影響を及ぼす。

ULOF 及び UTOP では、事象発生後、炉心で生じた過渡変化が一巡する前に評価指標（ULOF では被覆管温度及び炉心冷却材温度、UTOP では燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度）の1次ピークが出現する。このため、重要度は「L」とする。

ULOHS では、1次冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

LORL では、評価指標の計算は、補助冷却設備を単独で運転した後である。2次冷却系の冷却材熱流動は、単独運転に切り替わる直前までの系統温度に影響を与えるが主冷却機により十分除熱されており、単独運転後は評価指標に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

PLOHS では、評価指標を計算する時間帯において主冷却機により十分除熱されており、2次冷却系の冷却材熱流動は、評価指標に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

(15) 2次冷却系のナトリウム漏えい時の漏えい流量

本物理現象は、2次冷却材バウンダリの破損により、冷却材が外部へ漏えいする現象である。本現象は、破損口の面積、系統の圧力及び漏えい先の圧力が影響する。2次冷却材バウンダリの破損により、2次冷却系による除熱能力の低下又は喪失し、1次冷却系の冷却材温度及び自然循環力に影響する。

本物理現象が発生するのは、2次冷却系での漏えいを想定している PLOHS のみである。2次冷却系による除熱能力が低下又は喪失し、1次冷却系の冷却材温度及び自然循環力に間接的に影響することから、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度、原子炉容

器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「M」とする。

(16) 主冷却機除熱（強制通風、自然通風）

本物理現象は、主冷却機において、2次冷却材の熱エネルギーが伝熱管を介して空気に伝達される現象である。本現象は、主冷却機の伝熱特性が影響する。本物理現象は、主冷却機での除熱状態が IHX を介して1次冷却系に影響を与え、評価指標に影響を与える事象に影響する。

ULOHS では、主冷却機での除熱状態が評価指標（燃料温度は除く）に影響を与える。このため、重要度は「H」とする。

その他の事象については、評価指標の計算は主冷却機での除熱状態が影響しない。このため、重要度は「L」とする。

(17) 1次補助冷却系の冷却材熱流動（強制循環）

本物理現象は、原子炉で発生した熱を保有し、1次補助冷却系の電磁ポンプの駆動力により、1次補助冷却系の冷却材が強制的に循環する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、補助冷却系を起動した際に、原子炉の熱を除熱し、補助 IHX まで輸送するため、炉心部温度及び系統温度に影響を及ぼす。

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみである。原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）は、1次補助冷却系の強制循環流量、補助 IHX の1次側出口冷却材温度及び崩壊熱で決まる。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対する影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(18) 補助中間熱交換器熱交換

本物理現象は、補助 IHX において、1次補助冷却系のナトリウムの熱エネルギーが伝熱管を介して2次補助冷却系のナトリウムに伝達される現象である。本現象は、IHX の伝熱特性が影響する。本物理現象は、補助冷却系を起動した際に、2次冷却系の冷却状態が、評価指標に影響するような事象がある。

LORL において、原子炉容器出入口冷却材温度（1次補助冷却系）は、2次補助冷却系の状態が影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対しては、評価指標への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

その他の事象においては、補助冷却設備が待機状態において、1次補助冷却系の逆流により、補助 IHX で熱交換された1次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(19) 2次補助冷却系の冷却材熱流動（強制循環）

本物理現象は、補助 IHX で伝達された熱を保有し、電磁ポンプの駆動力により 2 次補助冷却系のナトリウムが強制的に循環する現象である。冷却材の熱容量、流量及び温度分布、構造物の熱容量及び熱伝導率、構造物と冷却材の熱伝達率、圧力損失、及びポンプの吐出圧力が影響する。本物理現象は、補助 IHX の熱を除熱し、補助冷却機まで輸送するため、1 次補助冷却系の系統温度に影響を及ぼす。

LORL において、原子炉容器出入口冷却材温度（補助冷却系）は、補助 IHX を介して、2 次補助冷却系の状態が影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対する影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

その他の事象においては、補助冷却設備が待機状態において、1 次補助冷却系の逆流により、補助 IHX で熱交換された 1 次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(20) 補助冷却機除熱（強制通風）

本物理現象は、補助冷却機において、2 次補助冷却系のナトリウムの熱エネルギーが伝熱管を介して空気に伝達される現象である。本現象は、補助冷却機の伝熱特性が影響する。本物理現象は、補助冷却機での除熱状態が補助 IHX を介して 1 次補助冷却系に影響を与え、評価指標に影響を与える事象がある。

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみである。原子炉容器出入口冷却材温度（1 次補助冷却系）は、1 次補助冷却系の強制循環流量及び補助 IHX 1 次側出口冷却材温度及び崩壊熱で決まる。このため、重要度は「H」とする。一方で、被覆管温度及び炉心冷却材温度に対する影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

2.3.2 格納容器破損防止措置の有効性評価における重要現象

(1) 反応度フィードバックと核動特性

ULOHS では、評価指標である燃料温度に影響を及ぼし、その結果、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。

ULOF では、中間熱交換器において熱交換（除熱）が行われ、事象発生前の 1 次冷却系コールドレグの温度が維持されるため、評価指標である原子炉容器入口冷却材温度及び 1 次冷却材流量への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(2) 燃料要素過渡伝熱

ULOHS では、評価指標である燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の 1 次ピークに直接に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

ULOF では、評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(3) 冷却材熱流動

ULOHS では、過渡時の炉心出力に対して、異常な温度上昇を抑制するのに十分な冷却材流量が得られないため、評価指標である被覆管温度及び炉心冷却材温度に直接的に影響を及ぼす。このため、重要度は「H」とする。一方で、原子炉容器出口冷却材温度に対しては、炉上部プレナムでの混合により影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

ULOF では、炉心損傷に伴う圧力損失の増加が評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。

(4) 炉心流量再配分

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、本物理現象は生じない。

ULOF では、炉上部プレナムでの混合により、評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(5) 炉心径方向熱移行

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、本物理現象は生じない。

ULOF では、炉上部プレナムでの混合により、評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(6) 炉上部プレナム温度成層化

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、本物理現象は生じない。

ULOF では、ポニーモータ駆動による強制循環であるため、評価指標である 1 次冷却材流量及び原子炉容器入口冷却材温度への影響は小さい。このため、重要度は「L」とする。

(7) 原子炉容器ナトリウム液位変化

ULOHS 及び ULOF では、評価指標に影響を及ぼす 1 次冷却系からのナトリウム漏えいに

よる液位変化は生じないことから、対象外とする。

(8) 崩壊熱

ULOHS では、原子炉が停止しないため、対象外とする。

ULOF では、評価指標である原子炉容器入口冷却材温度へ影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、1次冷却系流量には影響しないため、「L」とする。

(9) 1次冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

ULOHS では、1次冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

ULOF では、炉心損傷後の評価指標である1次冷却系流量及び原子炉容器入口冷却材温度に影響を与える。このため、重要度は「H」とする。

(10) ポンプフローコーストダウン

ULOHS では、原子炉が停止しない（主電動機駆動による強制循環）ため、対象外とする。

ULOF では、評価指標である1次冷却系流量及び原子炉容器入口冷却材温度を計算する対象は、原子炉トリップ直後のフローコーストダウン時ではない。このため、重要度は「L」とする。

(11) 1次冷却系のナトリウム漏えい時の漏えい流量

本物理現象が発生するのは、1次冷却系での漏えいを想定している LORL のみであるため、対象外とする。

(12) 主中間熱交換器熱交換

ULOHS では、1次冷却系のコールドレグ温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、炉心冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

ULOF では、2次冷却系の状態が IHX を介して評価指標である原子炉容器入口冷却材温度へ影響する。このため、重要度は「H」とする。一方で、1次冷却系流量には影響しない。このため、重要度は「L」とする。

(13) 主中間熱交換器ナトリウム液位変化

ULOHS 及び ULOF では、評価指標に影響を及ぼす1次冷却系からのナトリウム漏えいに

よる液位変化は生じないことから、対象外とする。

(14) 2次冷却系の冷却材熱流動（強制循環、自然循環）

ULOHS では、1次冷却系のコールドレグの冷却材温度の上昇によって、評価指標である被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度に影響する。このため、重要度は「H」とする。燃料温度に対しては、直接影響しない。このため、重要度は「L」とする。

ULOF では、主冷却機により十分除熱されており、1次冷却系のコールドレグの冷却材温度に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

(15) 2次冷却系のナトリウム漏えい時の漏えい流量

本物理現象が発生するのは、2次冷却系での漏えいを想定している PLOHS のみであるため、対象外とする。

(16) 主冷却機除熱（強制通風、自然通風）

ULOHS では、主冷却機での除熱状態が評価指標（燃料温度は除く）に影響を与える。このため、重要度は「H」とする。

ULOF では、主冷却機により十分な除熱が可能であり、1次冷却系のコールドレグの冷却材温度に影響を及ぼさない。このため、重要度は「L」とする。

(17) 1次補助冷却系の冷却材熱流動（強制循環）

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみであるため、対象外とする。

(18) 補助中間熱交換器熱交換

ULOHS 及び ULOF は、補助冷却設備が待機状態において、1次補助冷却系の逆流により、補助 IHX で熱交換された1次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(19) 2次補助冷却系の冷却材熱流動（強制循環）

ULOHS 及び ULOF は、補助冷却設備が待機状態において、1次補助冷却系の逆流により、補助 IHX で熱交換された1次補助冷却系のナトリウムが炉上部プレナムの温度に影響するが、逆流流量は少量であり、その影響は微小である。このため、重要度は「L」とする。

(20) 補助冷却機除熱（強制通風）

本物理現象が発生するのは、補助冷却設備の起動を想定している LORL のみであるため、対象外とする。

(21) デブリベット伝熱

ULOF において原子炉停止に失敗すると炉心燃料集合体の著しい損傷に至る可能性があり、損傷した場合に発生する燃料デブリベットの冷却にデブリベット伝熱が影響する。このため、重要度は「H」とする。

第2表 炉心損傷防止措置の有効性評価における物理現象ランクテーブル

分類	重要現象	評価事故シナリオ	制御棒の異常な引抜き及び原子炉停止失敗(2事象※ ²)			2次冷却材流量減少及び原子炉停止失敗(2事象※ ³)			1次冷却材漏えい(2箇所)		2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗		外部電源喪失及び強制循環冷却失敗	
		【ULOF】	【UTOP】		【ULOHS】			【LORL】		【PLOHS】		【SBO】		
評価項目に係るパラメータ		被覆管温度及び炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	燃料温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	1次冷却材温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	原子炉容器出口冷却材温度	
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性	H	H	H	H	H	H	L	L	L	L	L	L	
	燃料要素過渡伝熱	H	H	H	H	H	L	L	L	L	L	L	L	
	冷却材熱流動	H	H	H	H	H	L	M	L	H	L	H	L	
	炉心流量再配分	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L	
	炉心径方向熱移行	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L	
	炉上部プレナム温度成層化	L	L	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	
	原子炉容器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-	M	L	-	-	-	-	
	崩壊熱	L	L	L	L	L	L	H	H	H	H	H	H	
1次冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	L	L	L	H	H	L	L	H	H	H	H	
	ポンプフローコストダウン	H	L	L	L	L	L	L	L	H	L	H	L	
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	-	-	
	主中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	H	H	M	M	H	H	H	H	
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	-	-	
2次冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	L	L	L	H	H	L	L	L	L	L	L	
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量	-	-	-	-	-	-	-	-	M	M	-	-	
	主冷却機除熱(強制通風、自然通風)	L	L	L	L	H	H	L	L	L	L	L	L	
1次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	-	-	-	-	-	-	L	H	-	-	-	-	
	補助中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	L	L	L	H	L	L	L	L	
2次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	L	L	L	L	L	L	L	H	L	L	L	L	
	補助冷却機除熱(強制通風)	-	-	-	-	-	-	L	H	-	-	-	-	

-: 当該事故シナリオにおいて生じない物理現象
 ※1: 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故
 ※2: 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故
 ※3: 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故

第3表 格納容器破損防止措置の有効性評価における物理現象ランクテーブル

分類	重要現象	2次冷却材流量減少及び原子炉停止失敗(2事象※1) 【ULOHs】			外部電源喪失及び原子炉停止失敗(2事象※2) 【ULOF】		
		燃料温度	被覆管温度及び炉心冷却材温度	1次冷却材温度 原子炉容器出口冷却材温度	(1次主冷却系流 重)	(原子炉容器入口 冷却材温度)	デブリベッド温度
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性	H	H	H	L	L	-
	燃料要素過渡伝熱	H	H	L	L	L	-
	冷却材熱流動	H	H	L	H	H	-
	炉心流量再配分	-	-	-	L	L	-
	炉心径方向熱移行	-	-	-	L	L	-
	炉上部プレナム温度成層化	-	-	-	L	L	-
	原子炉容器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-
	崩壊熱	-	-	-	L	H	-
1次冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	H	H	H	H	-
	ポンプフローコストダウン	-	-	-	L	L	-
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量	-	-	-	-	-	-
	主中間熱交換器熱交換	L	H	H	L	H	-
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	-	-	-	-	-	-
2次冷却系	冷却材熱流動(強制循環、自然循環)	L	H	H	L	L	-
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量	-	-	-	-	-	-
	主冷却機除熱(強制通風、自然通風)	L	H	H	L	L	-
1次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	-	-	-	-	-	-
	補助中間熱交換器熱交換	L	L	L	L	L	-
2次補助冷却系	冷却材熱流動(強制循環)	L	L	L	L	L	-
	補助冷却機除熱(強制通風)	-	-	-	-	-	-
-	デブリベッド伝熱	-	-	-	-	-	H

-: 当該事故シナリオにおいて生じない物理現象
 ※1: 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故
 ※2: 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故

3. 解析モデルについて

3.1 コードの概要

Super-COPDは、日本原子力研究開発機構にて開発を進めてきたナトリウム冷却高速炉を対象としたプラント動特性解析コード^[1]であり、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」^{[2][3]}を、「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」^[3]の炉心部の計算に組み込むと共に、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また制御系のモデルを、モジュール構造として汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。

3.2 重要現象に対する解析モデル

第2章において重要現象として抽出された物理現象（評価指標）を計算するために必要となる解析モデルを第4表に示す。なお、ULOF事象の格納容器破損防止措置の有効性評価において実施したデブリベッドの冷却性の評価に用いた解析モデルは、2.1.2節(2)項で説明した通り、以下で説明する事象進展中の物理現象を対象としたプラント動特性に係る解析モデルとは別に、単独で使用するため、本文での説明は省く（添付2参照）。

3.2.1 原子炉核計算モデル

第9図に解析モデルの概要を示す。原子炉核計算モデルでは、原子炉炉心熱計算により得た燃料、被覆管、冷却材等の炉心各部の温度変化を基にドップラ反応度、並びに燃料、被覆管、冷却材及び炉心支持板のフィードバック反応度を計算し、遅発中性子を6群で近似した以下に示す一点炉近似核動特性式により原子炉出力を計算する。また、制御棒の挿入や引抜きに伴う外乱反応度の印加も考慮できる。

$$\frac{d}{dt}n(t) = \frac{\delta_k(t) - \beta}{L}n(t) + \sum_{m=1}^6 \lambda_m C_m(t)$$
$$\frac{d}{dt}C_m(t) = \frac{\beta_m}{L}n(t) - \lambda_m C_m(t)$$
$$\delta_k(t) = \rho_{rod}(t) + \rho_s(t) + \rho_d(t) + \rho_{dop}(t) + \sum_{i=1}^k \rho_i(t)$$

n	: 中性子束（出力）	[1/m ³]
δ_k	: 全反応度	[Δk/k]
β_m	: m種遅発中性子発生割合（ $\beta = \sum \beta_m$ ）	[-]
λ_m	: m種遅発中性子先行核崩壊定数	[1/s]
C_m	: m種遅発中性子先行核密度	[1/m ³]
L	: 遅発中性子生成時間	[s]

ρ : 反応度 [$\Delta k/k$]
 rod : 制御棒
 s : スクラム
 d : 外乱
 dop : ドップラ効果
 i : 物質 i (反応度を与えるもの)
 k : 物質 i の個数 k

3.2.2 原子炉炉心熱計算モデル

第10図に解析モデルの概要を示す。原子炉炉心熱計算モデルでは、炉心全体を複数のチャンネル(炉心平均チャンネル)で代表させ、各炉心平均チャンネルは径方向に燃料ペレット、被覆管、冷却材、ラップ管について領域化するとともに、各領域を軸方向に複数のノードで分割した各温度点について、各領域間や他の炉心平均チャンネルとの熱伝達を考慮したエネルギー保存式を解くことで、各炉心平均チャンネル内の温度を計算する。このとき、原子炉出力は原子炉核計算モデル(第3.2.1項)で計算される出力と、予め評価しておいた炉心特性に基づく崩壊熱モデル(原子炉トリップからの経過時間と減衰する崩壊熱の時系列データ)の崩壊熱が考慮される。また、温度フィードバック反応度の計算に使用する平均温度も計算される。さらに、温度変化による冷却材の密度変化から、自然循環力に用いる水頭圧を計算する。1次主循環ポンプによる強制循環が喪失した場合には、この自然循環力が冷却材流動の駆動源となる。なお、炉心平均チャンネルとは別にホットチャンネル(最大発熱ピン)を設定し、線出力等について厳しい条件を設定することで燃料集合体の過渡時の最高温度を計算することもできる。

燃料ペレット

$$\rho_f C_f \frac{\partial}{\partial t} T_f(r, z, t) = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(K_f r \frac{\partial}{\partial r} T_f(r, z, t) \right) + q(z, t)$$

被覆管

$$a_e \rho_e C_e \frac{\partial}{\partial t} T_e(z, t) = 2\pi r_{e1} U_b (T_f(r_{nf}, z, t) - T_e(z, t)) + A_c U_c(z, t) (T_c(z, t) - T_e(z, t))$$

冷却材

$$a_c \rho_c C_c \frac{\partial}{\partial t} T_c(z, t) + a_c G_c(t) C_c \frac{\partial}{\partial z} T_c(z, t) = A_c U_c(z, t) (T_e(z, t) - T_c(z, t)) + A_s U_s(z, t) (T_s(z, t) - T_c(z, t))$$

ラップ管

$$a_s \rho_s C_s \frac{\partial}{\partial t} T_s(z, t) = A_s U_s(z, t) (T_c(z, t) - T_s(z, t)) + \sum_j A_{sj} U_{sj}(z, t) (T_{sj}(z, t) - T_s(z, t))$$

T : 温 度	[°C]
G : 質量流束	[kg/(s・m ²)]
q : 発熱密度	[kcal/(s・m ³)]
U : 熱貫流率	[kcal/(m ² ・s・°C)]
a : 断面積	[m ²]
A : 伝熱面積密度	[m ² /m]
C : 比熱	[kcal/(kg・°C)]
ρ : 密度	[kg/m ³]
K : 熱伝導率	[kcal/(m・s・°C)]
r : 径方向距離	[m]
z : 軸方向距離	[m]
t : 時間	[s]
f : 燃料	
b : 燃料表面ークラッド	
e : 被覆管	
$e1$: 被覆管内径	
$e2$: 被覆管外径	
c : 冷却材	
s : ラッパ管	
sj : 隣接するチャンネルのラッパ管	

3.2.3 原子炉炉心流動計算モデル

第 11 図に解析モデルの概要を示す。原子炉炉心流動計算モデルは、原子炉容器プレナム部に接続する集合体出入口に圧力ノード、各炉心平均チャンネルに対応する集合体流路パスを設定して炉心流路網を構成し、1 次系流動計算モデルとして、質量保存則と運動量保存則から流量と圧力分布を計算する。炉心部の流路網（フローネットワーク）では、燃料集合体における圧力損失を燃料集合体流動試験等に基づき、レイノルズ数 (Re) 依存性を考慮して設定する。また、炉心熱計算により冷却材温度に伴う密度変化による自然循環力を考慮する。

3.2.4 炉上部プレナム熱流動計算モデル

第12図に解析モデルの概要を示す。炉上部プレナム熱計算モデルは、炉心集合体出口領域（A領域）及び炉心槽外側の完全混合領域（B領域）、並びにこれら2つの完全混合領域上面からディッププレート及び原子炉容器出口までの領域を熱輸送の遅れを考慮した複数のノードで分割した領域（C領域）の3つの領域に分割し、各領域についてエネルギー保存式を解くことで冷却材温度を計算する。複数のノードで分割した領域を鉛直方向1次元モデルで軸方向の温度分布を求めるとともに、温度成層化に寄与する軸方向熱伝導の効果および浮力効果を評価できる。また、定格運転からスクラム後自然循環又はポニーモータ運転への移行過程における、炉上部プレナム内流路パスの変化を考慮するために、浮力と慣性力の比であるリチャードソン数（ Ri ）により領域間の流路パスを切り替える計算モデルとした。

A領域

$$\begin{aligned} \frac{dT_A}{dt} = \frac{1}{C_p \rho V_A} & \left[\sum_j F_{cj} W_{cj} h_j + (F_{p1} - 1) W_{p1} h_{V_{C1}} + (F_{p2} - 1) W_{p2} h_{V_B} \right. \\ & - \left\{ F_{p1} W_{p1} + F_{p2} W_{p2} + \sum_j (F_{cj} - 1) W_{cj} \right\} h_{V_A} + K S_{b1} (T_{UCS} - T_{V_A}) \\ & \left. - \rho C_p \left(\frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} \right) a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_B}}{L_{AB}} - \rho C_p \left(\frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} \right) a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_{C1}}}{L_{AB}} \right] \end{aligned}$$

B領域

$$\begin{aligned} \frac{dT_B}{dt} = \frac{1}{C_p \rho V_B} & \left[\sum_l F_{cl} W_{cl} h_l + F_{p2} W_{p2} h_{V_A} + (F_{p3} - 1) W_{p3} h_{V_{C1}} + (F_{AX} - 1) W_{AX} h_{AX} \right. \\ & - \left\{ F_{p3} W_{p3} + F_{AX} W_{AX} + \sum_l (F_{cl} - 1) W_{cl} + (F_{p2} - 1) W_{p2} \right\} h_{V_B} \\ & \left. + \rho C_p A_{BC1} a_{mol} \frac{T_{V_{C1}} - T_{V_B}}{\frac{Z_{V_A}}{2}} + \rho C_p \frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_B}}{L_{AB}} \right] \end{aligned}$$

C 領域最下段ノード (i=1)

$$\begin{aligned} \frac{dT_{V_{C1}}}{dt} = & \frac{1}{\rho C_p A_{V_{BC1}} Z_1} \left[F_{p1} W_{p1} h_{V_A} + F_{p3} W_{p3} h_{V_B} + (F_{p4} - 1) W_{p4} h_{V_{C2}} \right. \\ & - \left\{ F_{p4} W_{p4} + (F_{p1} - 1) W_{p1} + (F_{p3} - 1) W_{p3} \right\} h_{V_{C1}} + K \cdot S_{b2} (T_{UCS} - T_{V_{C1}}) \\ & + \rho C_p A_{V_{BC1}} a_{mol} \frac{T_{V_{C2}} - T_{V_{C1}}}{\Delta Z_{1+\frac{1}{2}}} + \rho C_p \left(\frac{\pi D_C Z_{V_A}}{2} \right) a_{mol} \frac{T_{V_A} - T_{V_{C1}}}{L_{AB}} \\ & \left. - \rho C_p A_{V_{BC1}} a_{mol} \frac{T_{V_{C1}} - T_{V_B}}{\frac{Z_{V_A}}{2}} \right] \end{aligned}$$

C 領域中間ノード (i=2~n-1)

$$\begin{aligned} \frac{dT_{V_{Ci}}}{dt} = & \frac{1}{\rho C_p A_{V_C} Z_i} \left[F_{p4} W_{p4} h_{V_{Ci-1}} + (F_{p4} - 1) W_{p4} h_{V_{Ci+1}} - \left\{ F_{p4} W_{p4} + (F_{p4} - 1) W_{p4} \right\} h_{V_{Ci}} \right. \\ & \left. - K \cdot S_i (T_{UCS} - T_{V_{Ci}}) + \rho C_p A_{V_C} a_{mol} \frac{T_{V_{Ci+1}} - T_{V_{Ci}}}{\Delta Z_{i+\frac{1}{2}}} - \rho C_p A_{V_C} a_{mol} \frac{T_{V_{Ci}} - T_{V_{Ci-1}}}{\Delta Z_{i-\frac{1}{2}}} \right] \end{aligned}$$

C 領域中間ノード (i=n)

$$\begin{aligned} \frac{dT_{V_{Cn}}}{dt} = & \frac{1}{\rho C_p A_{V_C} Z_n} \left[F_{p4} W_{p4} h_{V_{Cn-1}} + \sum_{k=1}^2 (F_{HK} - 1) W_{HK} h_{HK} + (F_{p5} - 1) W_{p5} h_s \right. \\ & - \left\{ (F_{p4} - 1) W_{p4} + F_{p5} W_{p5} + \sum_{k=1}^2 F_{HK} W_{HK} \right\} h_{V_{Cn}} + K \cdot S_n (T_{UCS} - T_{V_{Cn}}) \\ & \left. - \rho C_p A_{V_C} a_{mol} \frac{T_{V_{Cn}} - T_{V_{Cn-1}}}{\Delta Z_{n-\frac{1}{2}}} \right] \end{aligned}$$

UCS

$$C_p M_{UCS} \frac{dT_{UCS}}{dt} = K \left\{ S_s (\bar{T}_{V_C} - T_{UCS}) + S_{b1} (T_{V_A} - T_{UCS}) + S_{b2} (T_{V_{C1}} - T_{UCS}) \right\}$$

W_{cj}	: V_A へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{cl}	: V_B へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{p1}	: V_A から V_{C1} へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{p2}	: V_A から V_B へ流入するパスの流量	[kg/s]

W_{p3}	: V_B から V_{C1} へ流入するパスの流量	[kg/s]
W_{p4}	: V_C 領域内炉容器出口に向かう流量	[kg/s]
W_{Hk}	: ホットレグ流量 $k=1, 2$	[kg/s]
W_{AX}	: 補助冷却系流量	[kg/s]
h_j	: 炉心燃料集合体などのエンタルピ	[kcal/kg]
h_A	: V_A のエンタルピ	[kcal/kg]
h_B	: V_B のエンタルピ	[kcal/kg]
h_{C1}	: V_{C1} のエンタルピ	[kcal/kg]
$h_{V_{ci}}$: V_{C1} ($i = 2 \sim n-1$) のエンタルピ	[kcal/kg]
$h_{V_{cn}}$: V_{cn} のエンタルピ	[kcal/kg]
h_{AX}	: 補助系から流入するナトリウムのエンタルピ	[kcal/kg]
T_{V_A}	: V_A 領域温度	[°C]
T_{V_B}	: V_B 領域温度	[°C]
$T_{V_{ci}}$: V_{ci} 領域温度	[°C]
$\overline{T_{V_C}}$: $V_{c2} \sim V_{cn}$ 領域平均温度	[°C]
T_S	: 液面温度 = $T_{V_{cn}}$ とする	[°C]
T_{UCS}	: UCS 温度	[°C]
V_A	: V_A 領域容積	[m ³]
V_B	: V_B 領域容積	[m ³]
V_{ci}	: V_C 領域 $i=n$ の容積	[m ³]
L_{AB}	: V_A と V_B 領域のノード間距離	[m]
A_C	: V_A 領域に含まれる集合体の出口流路断面積	[m ²]
A_{V_A}	: V_A 領域流路断面積	[m ²]
$A_{V_{Bc1}}$: V_B と V_{C1} 領域間の流路断面積	[m ²]
A_{V_C}	: V_C 領域内 $i=2 \sim n$ 各メッシュ間の流路断面積	[m ²]
Z_{V_A}	: V_A 領域垂直高さ	[m]
Z_i	: V_C 領域各メッシュの垂直高さ	[m]
$\Delta Z_{i \pm \frac{1}{2}}$: V_C 領域 $i=n$ と $i=n \pm 1$ の中点を結んだ距離	[m]
K	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ・s・°C)]
S_{b1}	: UCS 底面と V_A 領域間の伝熱面積	[m ²]
S_{b2}	: UCS 底面と V_B 領域間の伝熱面積	[m ²]
S_S	: UCS 側面伝熱面積	[m ²]
S_i	: UCS と V_C 領域内 $i=2 \sim n$ 各メッシュ間の伝熱面積	[m ²]
k	: ホットレグへの分岐数	[—]
j	: 炉心燃料集合体などからの流路パス	[—]

l	: 反射体、遮へい体、バイパスからの流路パス	[－]
n	: VC 領域最上端メッシュ番号	[－]
β	: 体積膨張率	[1/°C]
a_{mol}	: 分子温度拡散率	[m ² /s]
$a_{i\pm\frac{1}{2}}$: サーマルプルームを考慮した温度拡散率	[m ² /s]
ρ	: 密度	[kg/m ³]
C_p	: 比熱	[kcal/(kg・°C)]
D_c	: 炉心等価直径	[m]
v_c	: 炉心出口流速	[m/s]
j	: 炉心燃料集合体、材料照射用集合体、制御棒	[－]
l	: 反射体、遮へい体、バイパス	[－]
F	: 1 順流、0 逆流	[－]

3.2.5 中間熱交換器熱計算モデル

第 13 図に解析モデルの概要を示す。中間熱交換器熱計算モデルは、出入口プレナム部及び伝熱部で構成される。入口プレナム部は中間熱交換器入口から伝熱部入口へ至る領域、出口プレナム部は伝熱部出口から中間熱交換器出口へ至る領域であり、それぞれを完全混合領域として温度を計算する。伝熱部は、径方向にシェル（容器壁）、管外流体、伝熱管及び管内流体について領域化し、軸方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。また、冷却材の温度変化から冷却材の密度変化を計算し、その密度を用いて自然循環力の計算に必要な水頭圧を計算する。

管外流体

$$C_p M_p \frac{\partial}{\partial t} T_p(Z, t) = -C_p G_p(t) \frac{\partial}{\partial Z} T_p(Z, t) - U1A1(T_p(Z, t) - T_l(Z, t)) - U3A3(T_p(Z, t) - T_v(Z, t))$$

伝熱管

$$C_t M_t \frac{\partial}{\partial t} T_t(Z, t) = U1A1(T_p(Z, t) - T_l(Z, t)) - U2A2(T_t(Z, t) - T_s(Z, t))$$

管内流体

$$C_s M_s \frac{\partial}{\partial t} T_s(Z, t) = C_s G_s(t) \frac{\partial}{\partial Z} T_s(Z, t) + U2A2(T_t(Z, t) - T_s(Z, t))$$

容器壁

$$C_v M_v \frac{\partial}{\partial t} T_v(Z,t) = U3A3(T_p(Z,t) - T_v(Z,t)) \\ - U4A4(T_v(Z,t) - T_{air}) - U5A5(T_v(Z,t) - T_{ex})$$

T	: 温度	[°C]
G	: 流量	[kg/s]
C	: 比熱	[kcal/(kg·°C)]
M	: 重量密度	[kg/m]
U	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ·s·°C)]
A	: 伝熱面積	[m ² /m]
P	: 管外流体	
t	: 伝熱管	
S	: 管内流体	
V	: 容器壁	
air	: 空気雰囲気	
ex	: 他の外部流体	
1	: $P \leftrightarrow t$ (管外流体と伝熱管)	
2	: $t \leftrightarrow S$ (伝熱管と管内流体)	
3	: $P \leftrightarrow V$ (管外流体と容器壁)	
4	: $V \leftrightarrow air$ (容器壁と空気雰囲気)	
5	: $V \leftrightarrow ex$ (容器壁と他の外部流体)	

3.2.6 1次冷却系熱計算モデル

第14図に解析モデルの概要を示す。1次冷却系熱計算モデルは、熱源である炉心部と除熱源である中間熱交換器伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、前述の原子炉炉心熱計算モデル（第3.2.2項）及び炉上部プレナム熱計算モデル（第3.2.4項）、中間交換器熱計算モデル（第3.2.5項）に加えて、各構成機器を接続する配管要素熱計算モデルによって構成される。配管要素熱計算モデルは冷却材と構造物に領域化し、流体流れ方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。さらに、冷却材の温度変化から冷却材の密度変化を計算し、その密度を用いて自然循環力の計算に必要な水頭圧を計算する。

流体

$$C_f M_f \frac{\partial}{\partial t} T_f(z,t) = -C_f G_f(t) \frac{\partial}{\partial z} T_f(z,t) - U1A1(T_f(z,t) - T_v(z,t)) + Q(z,t)$$

構造物

$$C_v M_v \frac{\partial}{\partial t} T_v(z, t) = U1A1(T_f(z, t) - T_v(z, t)) - U2A2(T_v(z, t) - T_{air})$$

T	: 温度	[°C]
G	: 流量	[kg/s]
C	: 比熱	[kcal/(kg·°C)]
M	: 重量密度	[kg/m]
U	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ·s·°C)]
A	: 伝熱面積	[m ² /m]
Q	: 発熱密度	[kcal/(m·s)]
f	: 流体	
v	: 構造物	
air	: 雰囲気気体	
1	: 流体と構造物領域	
2	: 構造物と雰囲気気体	

3.2.7 1次冷却系流動計算モデル

第15図に解析モデルの概要を示す。1次冷却系流動計算モデルは、前述の原子炉炉心流動計算（第3.2.3項）を含む原子炉容器及び中間熱交換器、主循環ポンプと各機器を接続する配管を対象に、圧力ノードと流路パスから構成される流路網を構築し、各流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで各流路の流量を計算する。また、任意の圧力ノードに液面を設定し、冷却材密度変化や境界流量変化に伴う液位変動を計算できる。さらに、配管破損による漏えいは、流路網に流出流路と破損口を模擬するための仮想弁を追加することで考慮する。仮想弁の圧力損失係数は、破損部流動モデル^[4]による管内外差圧と流出流量から計算する。

$$\sum_{m=1}^N a_{j,m} G_m = S_j \quad (j=1, \dots, M_N)$$

$$\sum_{n=1}^M b_{i,n} P_n = F_i G_i^{\alpha_i} - \Delta H_i - e_i E_i + v_i V_i |G_i| G_i + \frac{L_i}{g} (dG_i / dt) \quad (i=1, \dots, N)$$

M_N	: 圧力バウンダリノードを除いた圧力ノード数	[-]
N	: 流路の数	[-]
$a_{j,i}$: 圧力ノード j の流路 i との結合係数 (0, ±1)	[-]
$b_{i,j}$: 流路 i の圧力ノード j との結合係数 (0, ±1)	[-]

G_i	: 流路 i の流量	[kg/s]
S_j	: 圧力ノード j に接続する境界流量	[kg/s]
P_j	: 圧力ノード j の圧力	[kg/m ²]
F_i	: 流路 i の圧力損失係数 (合計)	[s ² /(kg・m ²)]
ΔH_i	: 流路 i の自然循環力 (合計)	[kg/m ²]
E_i	: 流路 i の駆動源ヘッド (合計)	[kg/m ²]
e_i	: 流路 i の駆動源存在係数 (0, 1)	[-]
V_i	: 流路 i の弁の抵抗係数 (合計)	[s ² /(kg・m ²)]
v_i	: 流路 i の弁の存在係数 (0, 1)	[-]
L_i	: 流路 i の流体慣性	[1/m]
$\alpha_{i,k}$: 流路 i の圧損素子 k の圧損流量依存を示す指数	[-]
g	: 重力加速度	[m/s ²]

3.2.8 空気冷却器熱計算モデル

第 16 図に解析モデルの概要を示す。空気冷却器熱計算モデルは、出入口プレナム部及び伝熱部、出口ダクト部で構成される。出入口プレナムは完全混合領域としてエネルギー保存式を解くことで温度を計算する。伝熱部は径方向に管内流体、伝熱管、空気、伝熱部ケーシングとして領域化し、軸方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。出口ダクト部は、径方向に空気、出口ダクトとして領域化し、軸方向に複数のノードで分割して、エネルギー保存式を解くことで温度を計算する。空気側熱伝達モデルは強制通風から自然通風までのフィン付伝熱管と空気との熱伝達に対応する。

【伝熱部】

管内流体

$$C_{na}M_{na} \frac{\partial}{\partial t} T_{na}(z,t) = -C_{na}G_{na}(t) \frac{\partial}{\partial z} T_{na}(z,t) - U1A1(T_{na}(z,t) - T_i(z,t))$$

伝熱管

$$C_iM_i \frac{\partial}{\partial t} T_i(z,t) = U1A1(T_{na}(z,t) - T_i(z,t)) - U2A2(T_i(z,t) - T_a(z,t))$$

空気 (伝熱部)

$$C_aM_a \frac{\partial}{\partial t} T_a(z,t) = -C_aG_a(t) \frac{\partial}{\partial z} T_a(z,t) + U2A2(T_i(z,t) - T_a(z,t)) - U5A5(T_a(z,t) - T_v(z,t))$$

伝熱部ケーシング

$$C_D M_D \frac{\partial}{\partial t} T_D(z, t) = U3A3(T_a'(z, t) - T_D(z, t)) - U4A4(T_D(z, t) - T_{air})$$

【出口ダクト部】

空気（出口ダクト部）

$$C_a' M_a' \frac{\partial}{\partial t} T_a'(z, t) = C_a' G_a'(t) \frac{\partial}{\partial z} T_a'(z, t) - U3A3(T_a'(z, t) - T_D(z, t))$$

出口ダクト

$$C_V M_V \frac{\partial}{\partial t} T_V(z, t) = U5A5(T_a(z, t) - T_V(z, t)) - U6A6(T_V(z, t) - T_{air})$$

T	: 温度	[°C]
G	: 流量	[kg/s]
C	: 比熱	[kcal/(kg·°C)]
M	: 重量密度	[kg/m]
U	: 熱貫流率	[kcal/(m ² ·s·°C)]
A	: 伝熱面積	[m ² /m]
na	: ナトリウム（管内流体）	
t	: 伝熱管	
a	: 空気（伝熱部）	
a'	: 空気（出口ダクト部）	
V	: ダクト（伝熱部）	
D	: 出口ダクト	
air	: 空気雰囲気	
1	: $na \Leftrightarrow t$ （ナトリウムと伝熱管）	
2	: $t \Leftrightarrow a$ （伝熱管と空気（伝熱部））	
3	: $a' \Leftrightarrow D$ （空気（出口ダクト部）と出口ダクト）	
4	: $D \Leftrightarrow air$ （出口ダクトと空気雰囲気）	
5	: $a \Leftrightarrow V$ （空気（伝熱部）とダクト（伝熱部））	
6	: $V \Leftrightarrow air$ （ダクト（伝熱部）と空気雰囲気）	

3.2.9 2次冷却系熱計算モデル

2次冷却系熱計算モデルは、1次冷却系熱計算モデル（第3.2.6項）と同様の熱計算モデルであり、熱源である中間熱交換器伝熱部と、除熱源である空気冷却器の伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、前述の中間交換器熱計算モデル（第3.2.5項）及び空気冷却器熱計算モデル（第3.2.8項）、各構成機器を接続する配管要素熱計算により構成され

る。

3.2.10 2次冷却系流動計算モデル

2次冷却系流動計算モデルは、1次冷却系流動計算モデル（第3.2.7項）と同様の流動計算モデルであり、中間熱交換器及び空気冷却器、主循環ポンプ、各機器を接続する配管を対象に、圧力ノードと流路パスから成る流路網を構築し、各流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで各流路の流量を計算する。

3.2.11 空気流動計算モデル

第17図に解析モデルの概要を示す。空気流動計算モデルは、送風機から出口ダクトまでの流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮し、適切な圧力損失、駆動源、ベーンやダンパを設定して運動方程式を解くことで風量を計算する。ベーンやダンパは制御系モデルによる開度操作が可能な動的機器としてモデル化し、流路パス上の可変抵抗として設定することにより、原子炉温度制御系による開度指令を考慮することができる。

$$\frac{L}{g} \cdot \frac{d}{dt} G(t) = \Delta H_B(t) + \rho_{air} h_0 + \Delta H_{EL}(t) - \left\{ \left(\frac{\zeta_{vane}}{A_{vane}^2 \times \rho_{in} \times 2g} + \frac{\zeta_{din}}{A_{din}^2 \times \rho_{in} \times 2g} + \frac{\zeta_{dout}}{A_{dout}^2 \times \rho_{dct} \times 2g} + \Sigma \left(\frac{\zeta_{geo}}{A^2 \times \rho \times 2g} \right) + \Sigma \left(\frac{\zeta_{fri}}{A^2 \times \rho \times 2g} \right) \right) G(t)^2 + \Sigma \left(coef1 \times \left(\frac{G(np1)}{A \times \rho} \right)^{coef2} \right) \right\}$$

A	: 流路断面積	$[m^2]$
ρ	: 空気密度	$[kg/m^3]$
ρ_{air}	: 空気密度 (外気)	$[kg/m^3]$
ρ_{in}	: 空気密度 (入口)	$[kg/m^3]$
ρ_{dct}	: 空気密度 (ダクト部)	$[kg/m^3]$
ΔH_B	: プロアヘッド	$[kg/m^2]$
ΔH_{EL}	: 自然循環力 (伝熱部、ダクト部)	$[kg/m^2]$
G	: 空気流量	$[kg/s]$
ζ	: 圧力損失係数	$[s^2/(kg \cdot m^2)]$
λ	: 摩擦係数	$[-]$

ΔP	: 圧力損失	[kg/m ²]
h_0	: 伝熱部とダクト部の高さの合計	[1/m]
L	: 流体慣性	[1/m]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
t	: 時間	[s]
$np1$: 時間 (1 ステップ前)	[s]
$coef1$: 圧損素子の圧力損失係数	[—]
$coef2$: 圧損素子の流量依存指数	[—]
geo	: 形状圧損	
fri	: 摩擦圧損	
$vane$: 入口ベーン	
din	: 入口ダンパ	
$dout$: 出口ダンパ	
dct	: 出口ダクト	

3.2.12 1次補助冷却系熱計算モデル

1次補助冷却系熱計算モデルは、1次冷却系熱計算モデル（第3.2.6項）と同様の物理モデルを用いており、熱源を有する原子炉容器と除熱源である補助中間熱交換器伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、各構成機器及び配管要素の熱計算によって構築される。

3.2.13 1次補助冷却系流動計算モデル

1次補助冷却系流動計算モデルは、1次冷却系流動計算モデル（第3.2.7項）と同様の流動計算モデルであり、1次補助冷却系の原子炉容器及び補助中間熱交換器、主循環ポンプと各機器を接続する配管を対象とした流路パスを、前述の1次冷却系流動計算モデル（第3.2.7項）の流路網に接続し、1次冷却系流路網として、流路パスの機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで流量を計算する。

3.2.14 2次補助冷却系熱計算モデル

2次補助冷却系熱計算モデルは、2次冷却系熱計算モデル（第3.2.10項）と同様の物理モデルを用いており、熱源である補助中間熱交換器伝熱部と除熱源である補助空気冷却器伝熱部を含む一巡の熱輸送経路を対象とし、各構成機器とそれらを接続する配管要素の熱計算によって構築される。

3.2.15 2次補助冷却系流動計算モデル

2次補助冷却系流動計算モデルは、2次冷却系流動計算モデル（第3.2.10項）と同様の流動計算モデルであり、補助中間熱交換器及び補助空気冷却器、主循環ポンプと各機器を接続する配管を対象に、圧力ノードと流路パスから成る流路網を構築し、各流路パスに設置された機器や流動の特性を考慮して、圧力損失、駆動源、弁を設定し、質量保存則と運動量保存則を連立して解くことで流量を計算する。

3.2.16 安全保護系計算モデル

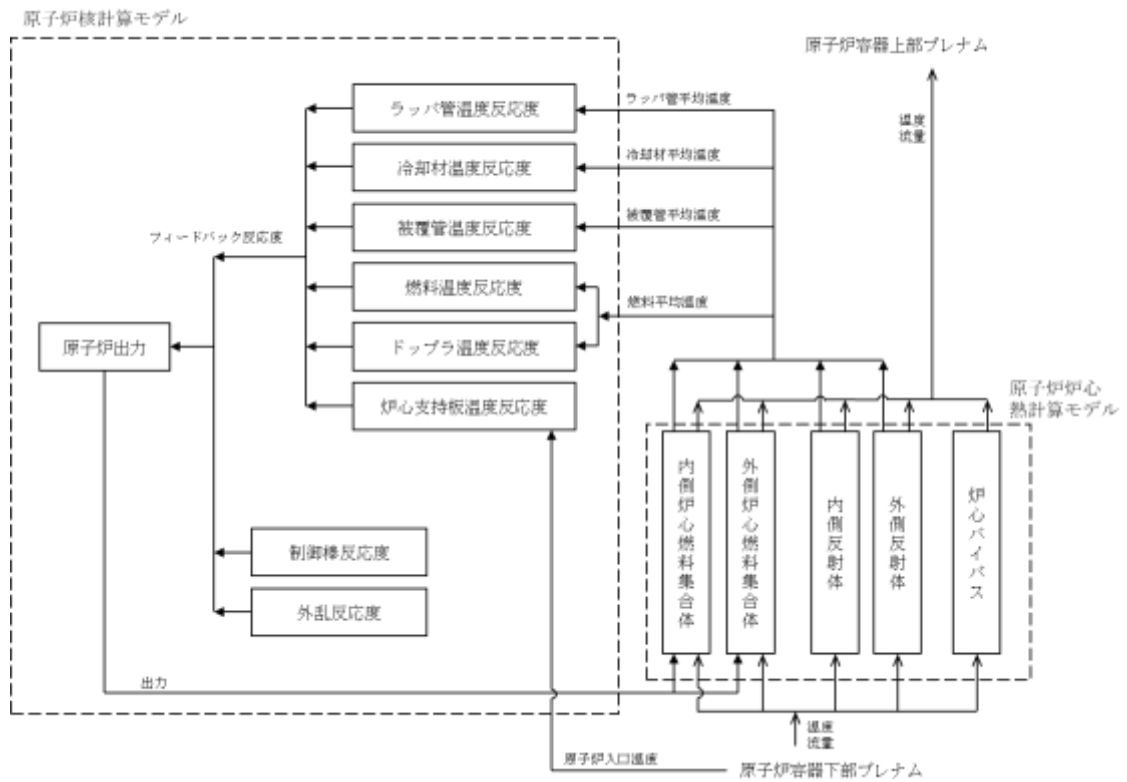
第18図に解析モデルの概要を示す。安全保護系モデルでは検出要素と動作要素の組合せにより安全保護系やインターロックを構築し、プラント動特性解析における事象推移中の物理量変化を制御棒や循環ポンプなどの機器動作に反映することができる。

3.2.17 制御系計算モデル

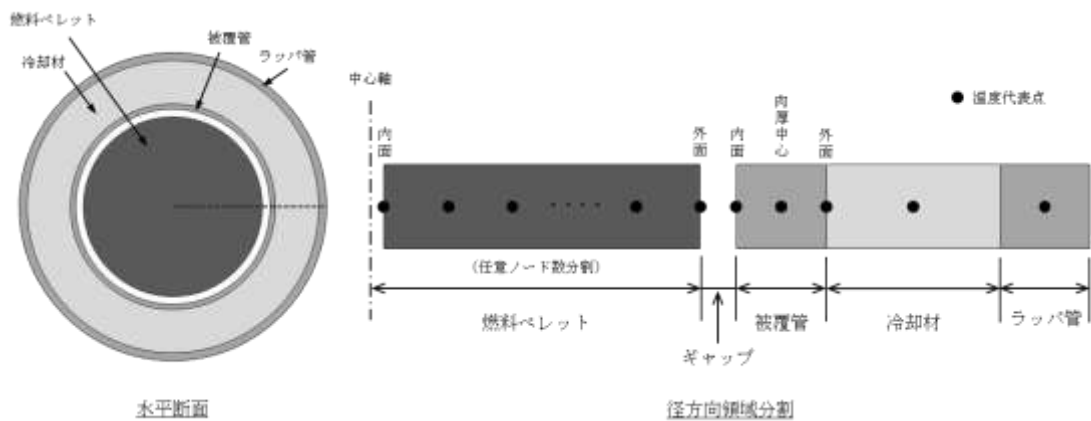
第19図に解析モデルの概要を示す。制御系モデルでは検出要素とPID要素、非線形要素、演算要素の組合せにより制御系を構築し、プラント動特性解析における事象推移中のプロセス量の変化を原子炉温度制御に係わる機器などの動作に反映することができる。

第4表 重要現象に対する解析モデル

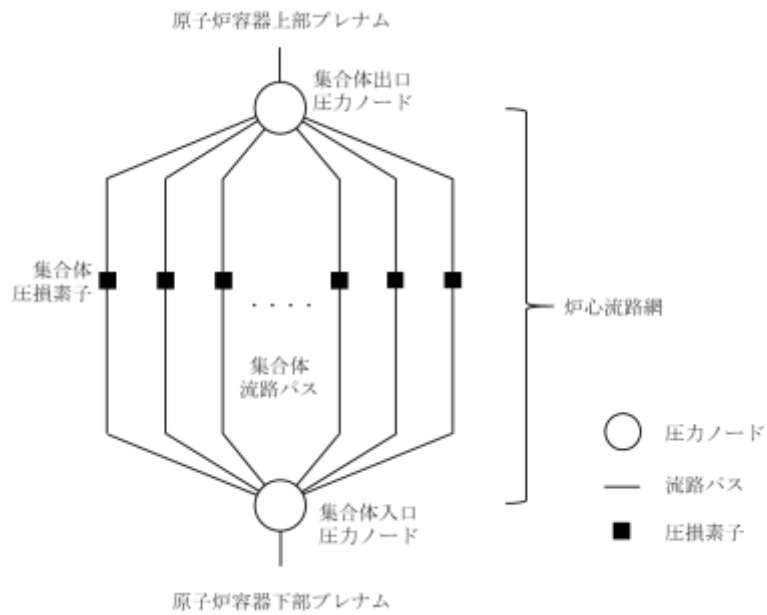
部位	重要現象	対応する解析モデル
炉心及び原子炉容器	反応度フィードバックと核動特性	原子炉核計算モデル
	燃料要素過渡伝熱	原子炉炉心熱計算モデル
	冷却材熱流動	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル
	炉心流量再配分	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル
	炉心径方向熱移行	原子炉炉心熱計算モデル
	炉上部プレナム温度成層化	炉上部プレナム熱計算モデル
	原子炉容器ナトリウム液位変化	1次冷却系流動計算モデル
	崩壊熱	原子炉炉心熱計算モデル
1次冷却系	冷却材熱流動（強制循環、自然循環）	1次冷却系熱計算モデル 1次冷却系流動計算モデル
	ポンプフローコーストダウン	1次冷却系流動計算モデル
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量	1次冷却系流動計算モデル
	主中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル
	主中間熱交換器ナトリウム液位変化	1次冷却系流動計算モデル
2次冷却系	冷却材熱流動（強制循環、自然循環）	2次冷却系熱計算モデル 2次冷却系流動計算モデル
	ナトリウム漏えい時の漏えい流量	—
	主冷却機除熱（強制通風、自然通風）	空気冷却器熱計算モデル 空気流動計算モデル
1次補助冷却系	冷却材熱流動（強制循環）	1次補助冷却系熱計算モデル 1次補助冷却系流動計算モデル
	補助中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル
2次補助冷却系	冷却材熱流動（強制循環）	2次補助冷却系熱計算モデル 2次補助冷却系流動計算モデル
	補助冷却機除熱（強制通風）	空気冷却器熱計算モデル 空気流動計算モデル



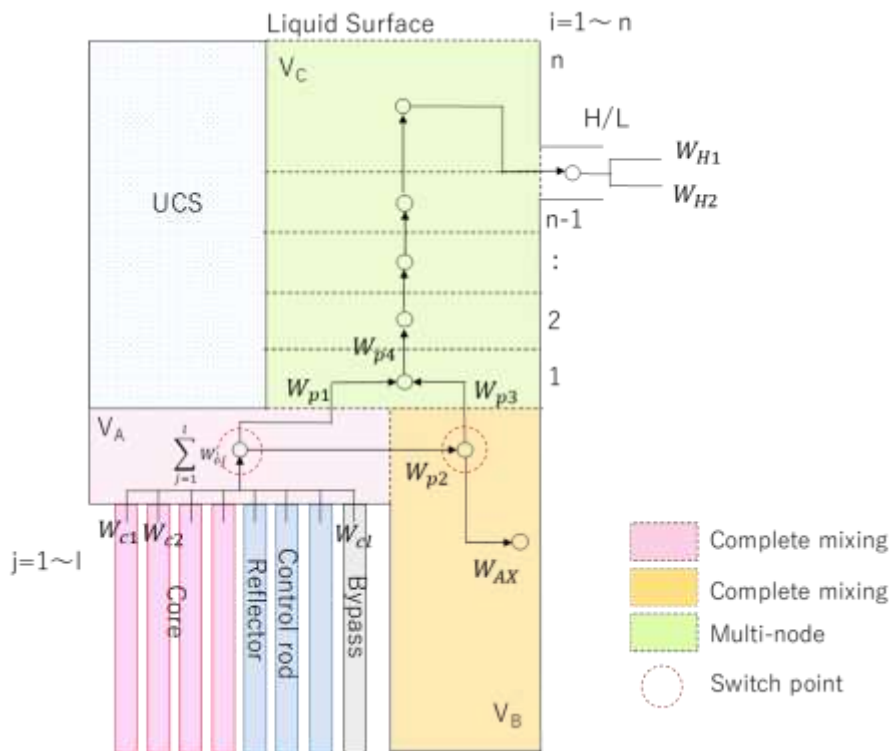
第9図 原子炉核計算モデル



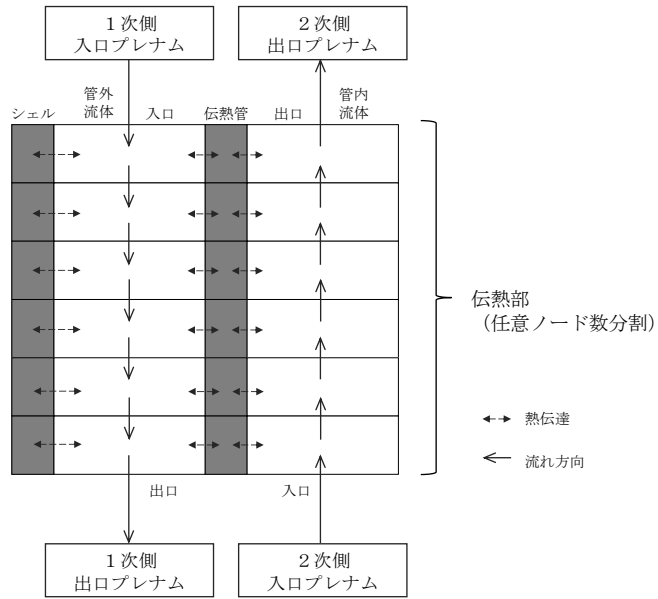
第10図 原子炉炉心熱計算モデル



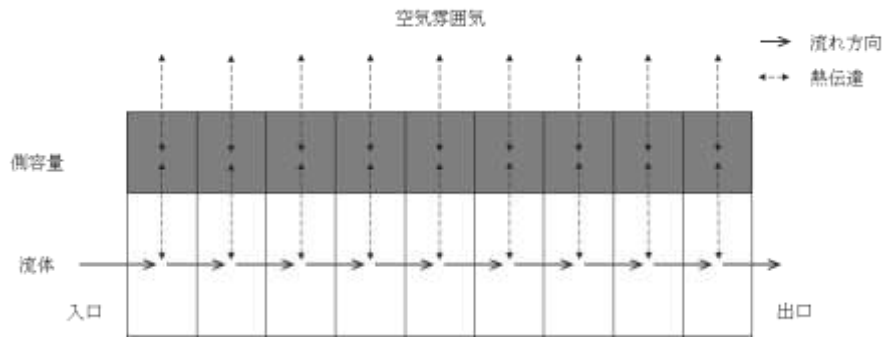
第 11 図 原子炉炉心流動計算モデル



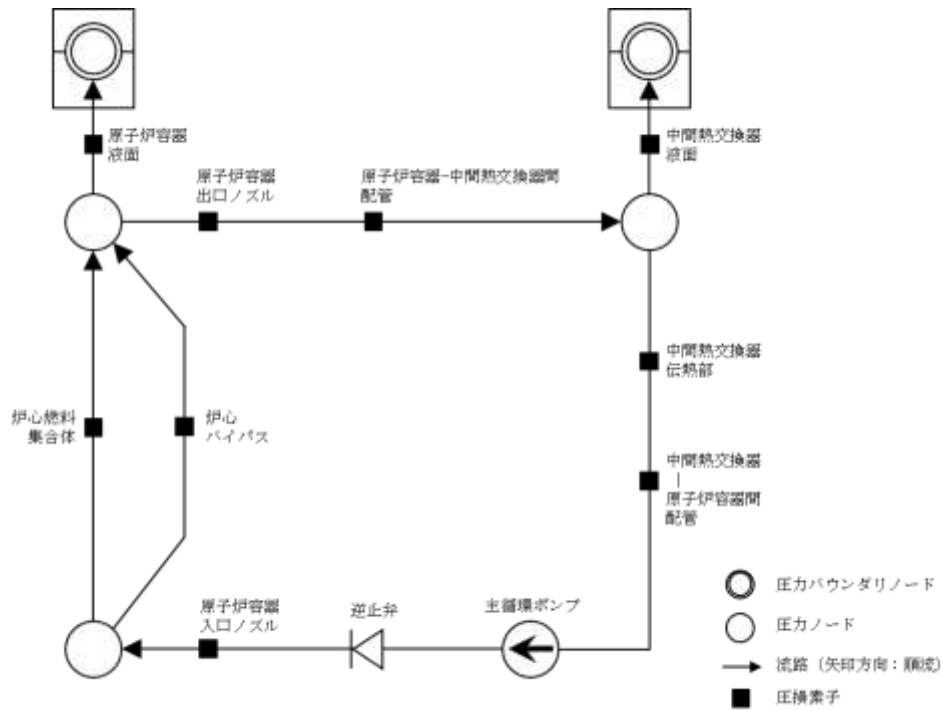
第 12 図 炉上部プレナム熱計算モデル



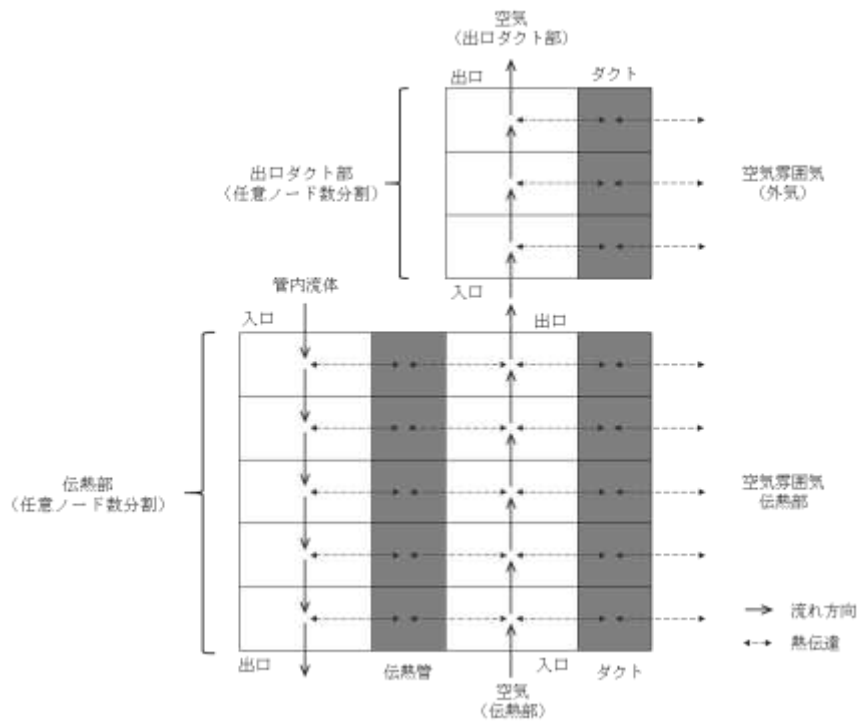
第 13 図 中間熱交換器熱計算モデル



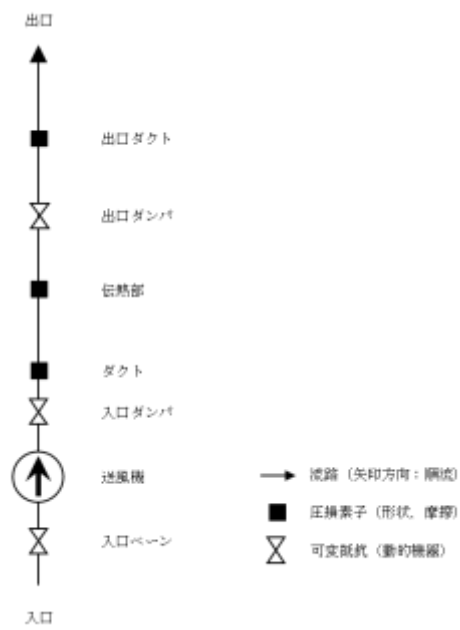
第 14 図 1次冷却系熱計算モデル
(配管要素熱計算モデル)



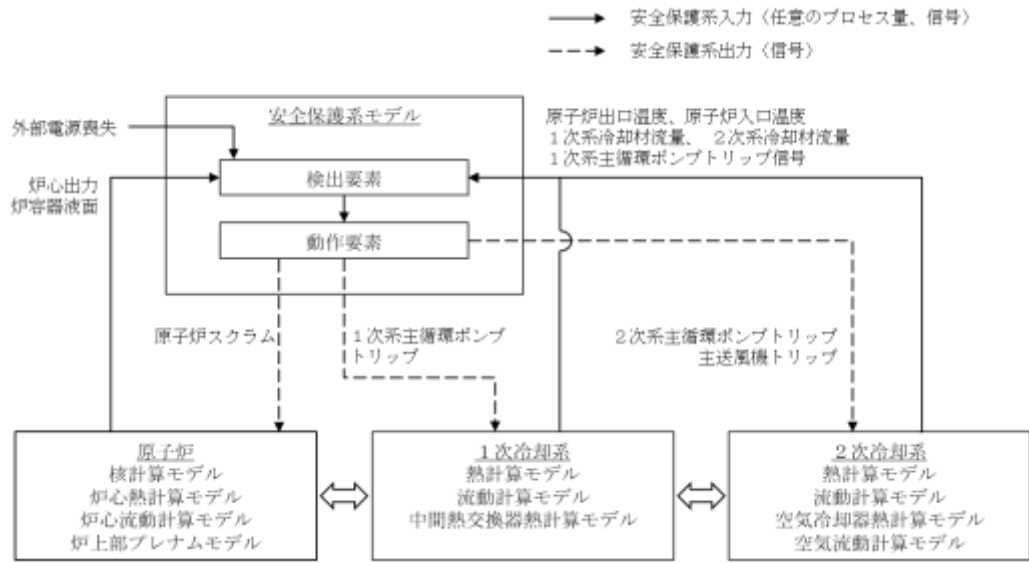
第 15 図 1 次冷却系流動計算モデル



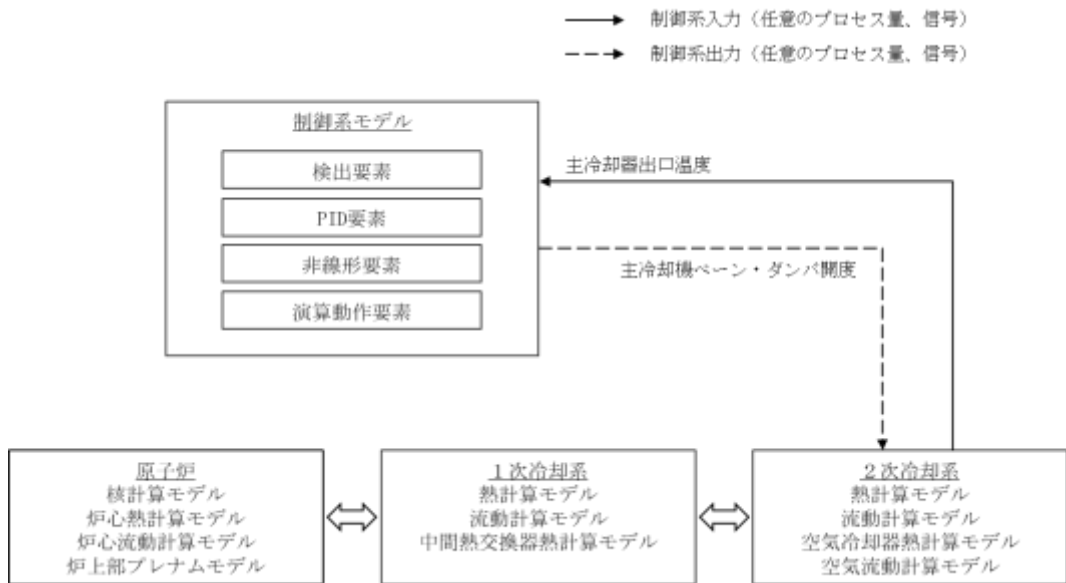
第 16 図 空気冷却器熱計算モデル



第 17 図 空気流動計算モデル



第 18 図 安全保護系計算モデル



第 19 図 制御系計算モデル

4. 妥当性確認

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価においてSuper-COPDを適用する物理現象の範囲は、これまでの「もんじゅ」や「常陽」の運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の安全解析で適用された範囲とほぼ同様であるが、加えて1次冷却系の自然循環による炉心冷却という重要な事象が含まれる。自然循環現象は、発熱源と除熱源の位置と特性、冷却材の流路と圧力損失、自然循環ヘッド等の個別現象の組み合わせにより生じるとともに、炉心冷却は原子炉容器内局所からプラント冷却系全体のスケールに及ぶ熱流動挙動が含まれる。

このため、コードの要素物理モデルの検証^[5]について確認を行うとともに、高速炉プラント等を用いた実機スケールでの試験を対象とした総合的な妥当性確認を行うことが重要となる。

本章では、第2章にて各評価事故シーケンスから抽出した重要現象と同様の物理現象を含む実プラントでの試験を対象とした解析を行うことによりSuper-COPDの妥当性を確認する。第5表に、第2章で整理した重要現象と、比較対象とする試験解析について、Super-COPDの解析モデルとの関係をまとめた。

なお、ULOF事象の格納容器破損防止措置の有効性評価において実施したデブリベッドの冷却性の評価に用いた解析モデルは、2.1.2節(2)項で説明した通り、プラント動特性に係る解析モデルとは別に、単独で使用するため、本文での妥当性確認は省く(添付3参照)。

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

第5表に、各重要現象とそれぞれに関連する解析モデル、及び妥当性確認のために解析を行った試験の一覧を示す。以下には、それぞれの妥当性確認方法について述べる。

4.1.1 「常陽」MK-II自然循環試験^{[6][7]}

本試験は、自然循環による崩壊熱除去能力の実証及びデータ取得、自然循環解析手法の確立を目的として実施された。

試験では、100MW出力運転状態(1次冷却系及び2次冷却系が主循環ポンプによる強制循環、かつ、空気冷却器(AC)による主冷却機(DHX)は送風機による強制通風)から、原子炉をスクラムさせるとともに1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを同時に停止させ、1次冷却系及び2次冷却系を自然循環状態、DXHを自然通風状態として、崩壊熱を除去する場合のデータが計測されている。

本試験の解析により、各構成機器(コンポーネント)の出入口温度及び流量を試験データと比較することで、以下の解析モデルについて妥当性を確認する。

- ・「炉心の冷却材熱流動(強制循環、自然循環)」、「炉心流量再配分」及び「径方向熱移行」を計算する『原子炉炉心熱流動計算モデル(原子炉炉心熱計算モデルと

原子炉炉心流動計算モデル)』

- ・「1次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」、「ポンプフローコストダウン」、1次冷却系及び2次冷却系が強制循環及び自然循環時の「中間熱交換器（IHX）での熱交換」を計算する『1次冷却系流動計算モデル』及び『1次冷却系熱計算モデル（『中間熱交換器熱計算モデル』を含む）』
- ・「2次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」を計算する『2次冷却系流動計算モデル』及び『2次冷却系熱計算モデル』
- ・「DHX 除熱（強制通風、自然通風）」を計算する『AC 熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』

4.1.2 もんじゅ電気出力 40%タービントリップ試験^{[8][9]}

本試験は、電気出力 40%状態においてタービンがトリップした際の原子炉設備、1次主冷却系、2次主冷却系、水/蒸気系、タービン及び発電機設備の挙動を総合的に把握することを目的として実施された。

試験では、電気出力 40%の運転状態から復水器真空度「低」の信号を模擬入力してタービンをトリップさせ、これにより所定のインターロックに従い、原子炉トリップ、1次主循環ポンプトリップ、2次主循環ポンプトリップ、主給水ポンプトリップ、発電機トリップするとともに、2次主冷却系の流路が蒸気発生器側から補助冷却設備（崩壊熱除去系：IRACS）側へ切り替えられた。1次主冷却系及び2次主冷却系はポニーモータによる強制循環、IRACS の AC は送風機による強制通風による崩壊熱除去運転となる。もんじゅでは、炉上部プレナム内の軸方向の温度分布が詳細に測定されているため、『炉上部プレナム熱計算モデル』の妥当性確認が可能である。

試験解析により、原子炉容器（RV）出口ナトリウム温度及び炉上部プレナム内の軸方向の温度分布の試験データと比較することで、「炉上部プレナム温度成層化」を計算する『炉上部プレナム熱計算モデル』の妥当性を確認する。また、IHX の1次側及び2次側の出口ナトリウム温度の試験データと比較することで、1次冷却系及び2次冷却系が強制循環（主モータ駆動及びポニーモータ駆動）となる場合の「IHX 熱交換」を計算する『IHX 熱計算モデル』の妥当性を確認する。

また、各コンポーネントの出入口温度や流量を試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・「炉上部プレナム温度成層化」を計算する『炉上部プレナム熱計算モデル』
- ・「1次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環）」及び「ポンプフローコストダウン」と、1次冷却系及び2次冷却系が強制循環（主モータ駆動）及び自然循環時の「IHX 熱交換」を計算する『1次冷却系流動計算モデル』及び『1次冷却系熱計算モデル（『中間熱交換器熱計算モデル』を含む）』
- ・「2次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環）」を計算する『2次冷却系流動計算モ

デル』及び『2次冷却系熱計算モデル』

- ・「DHX 除熱（強制通風）」を計算する『AC 熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』

4.1.3 もんじゅ1次主冷却系自然循環予備試験^{[8][9]}

本試験は、自然循環による崩壊熱除去の有効性に関する知見を得ることを目的として実施された。

試験では、1次主冷却系及び2次主冷却系が約325℃の等温保持状態から、補助冷却系による除熱によって、1次主冷却系に温度差を付加し、1次主冷却系内で自然循環を発生させた。

試験解析により、各コンポーネントの出入口ナトリウム温度や流量を試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・「1次冷却系の冷却材の熱流動（自然循環）」及び「ポンプフローコーストダウン」と、1次冷却系が自然循環で、2次冷却系が強制循環（ポニーモータ駆動）時の「IHX 熱交換」を計算する『1次冷却系流動計算モデル』及び『1次冷却系熱計算モデル（『中間熱交換器熱計算モデル』を含む）』

4.1.4 もんじゅ冷却系自然循環模擬試験^{[8][9]}

本試験は、2次主冷却系の主モータ及びポニーモータがともに停止し、IRACSで除熱し、2次主冷却系が自然循環となる場合のプラント動特性を確認する目的で実施された。

試験では、1次主循環ポンプを定格運転、2次主冷却系をポニーモータ運転、補助主冷却系を自然通風除熱モードとし、系統内のナトリウム温度を325℃に保持した状態から、2次主冷却系ポニーモータを停止し、補助冷却系のAC出口のナトリウム温度設定値を315℃から240℃にステップ状に変化させた状態で、2次主冷却系及びIRACSに機器及び配管の高低差と温度差により自然循環流量を発生させ、系統内のナトリウム温度が低下することを確認した。

試験解析により、各コンポーネントの出入口ナトリウム温度や流量を試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・1次冷却系の冷却材が強制循環（主モータ駆動）及び2次冷却系が自然循環となる場合の「IHX 熱交換」を計算する『1次冷却系流動計算モデル』及び『1次冷却系熱計算モデル（『中間熱交換器熱計算モデル』を含む）』
- ・「2次冷却の冷却材の熱流動（自然循環）」を計算する『2次冷却系流動計算モデル』及び『2次冷却系熱計算モデル』
- ・「DHX 除熱（強制通風）」を計算する『AC 熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』

4.1.5 もんじゅAC自然通風測定^[9]

「もんじゅ」の炉心確認試験時に、ACが自然通風状態のAC周りのデータが測定されている。

AC出口ナトリウム温度の試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・「DHX除熱（自然通風）」を計算する『AC熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』

4.1.6 EBR-II自然循環試験^[10]

IAEAの共同研究プロジェクト（CRP：Coordinated Research Project）として、米国の高速増殖実験炉「EBR-II」における原子炉トリップ時の崩壊熱除去試験（SHRT：Shutdown Heat Removal Test）を対象とした国際ベンチマーク解析が行われ、日本原子力研究開発機構はSuper-COPDを用いた解析を行った。EBR-IIの試験は、全電源喪失を想定した崩壊熱除去時の自然循環特性を確認するために行われた試験であり、原子炉をトリップさせ、1次冷却系に設置されている補助電磁ポンプを起動せずに、自然循環とした試験である。

試験解析により、各コンポーネントの出入口ナトリウム温度や流量の試験データと比較することで、以下のモデルについて妥当性を確認する。

- ・「炉心を通過する冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」、「炉心流量再配分」及び「炉心内での径方向熱移行」を計算する『原子炉炉心熱流動計算モデル（原子炉炉心熱計算モデルと原子炉炉心流動計算モデル）』
- ・「1次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、1次冷却系が強制循環（主モータ駆動）から自然循環に移行する過渡時の「IHX熱交換」を計算する『1次冷却系流動計算モデル』及び『1次冷却系熱計算モデル（『中間熱交換器熱計算モデル』を含む）』

4.1.7 試験解析以外で妥当性確認を行う解析モデル

第5表に示した重要現象の中で、試験解析以外で妥当性を確認したモデルについて以下に示す。

- ・「反応度フィードバックと核動特性」を計算する『原子炉核計算モデル』

本解析モデルでは、一般的に使用されている1点炉近似動特性方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、反応度係数及び動特性パラメータは、炉心設計で評価した値を入力として与えている。

- ・「燃料要素過渡伝熱」を計算する『原子炉炉心熱計算モデル』

本解析モデルでは、一般的に使用されている1次元熱伝導方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、燃料熱伝導率、ギャップ

コンダクタンス、被覆管熱伝導率は、炉心設計で用いたものを与えている。

- ・「RV ナトリウム液位変化」及び「IHX ナトリウム液位変化」を計算する『1次冷却系流動計算モデル』

本解析モデルでは、漏えいした冷却材容量分を、予め設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行っている。

- ・「崩壊熱」を計算する『原子炉炉心熱計算モデル』

本解析モデルでは、炉心設計にて評価された崩壊熱を入力として与える。

- ・「1次冷却系のナトリウム漏えい時の漏えい流量」を計算する『1次冷却系流動計算モデル』

本解析モデルでは、流動計算モデルにおける弁モデルに破損口の圧力損失係数を設定し、漏えい流量を計算しており、理論値との比較等の検証を行っている。

- ・「2次冷却系のナトリウム漏えい時の漏えい流量」

2次冷却系のナトリウム漏えいにより生じる IHX での除熱量の変化については、IHX の2次側を断熱に切り替えることで模擬するため、2次冷却系漏えいのモデル化を行っていない。

- ・常陽の補助冷却系に関わる解析モデル（「冷却材熱流動（強制循環）」、「補助 IHX 熱交換」、「冷却材熱流動（強制循環）」及び「補助冷却機除熱（強制通風）」）

本解析モデルは、1次冷却系及び2次冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能（計算モジュール）を使用したモデルであるため、1次冷却系及び2次冷却系の妥当性確認で対応する。

第5表 重要現象に対する妥当性確認方法

分類	重要現象	解析モデル	A	B	C	D	E	F	備考	
			常陽MK-II 自然循環試験 ^{[6][7]}	もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験解析 ^{[8][9]}	もんじゅ1次主冷却系自然循環予備試験 ^{[8][9]}	もんじゅ冷却系自然循環模擬試験 ^{[8][9]}	もんじゅ空冷冷却器自然循環測定 ^[9]	EBR-II 自然循環試験 ^[10]		
炉心及び原子炉容器	(1) 反応度フィードバックと核動特性	原子炉核計算モデル							一般的に使用されている1点炉近似動特性方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、反応度係数及び動特性パラメータは、炉心設計で評価した値を入力として与えている。	
	(2) 燃料要素過渡伝熱	原子炉炉心熱計算モデル							一般的に使用されている1次元熱伝導方程式を使用しており、理論値と比較する等の検証を行っている。また、燃料熱伝導率、ギャップコンダクタンス、被覆管熱伝導率は、炉心設計で用いたものを与えている。	
	(3) 冷却材熱流動	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル	○						○	炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデルと全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデルの両モデルで妥当性確認を行った。
	(4) 炉心流量再配分	原子炉炉心熱計算モデル 原子炉炉心流動計算モデル	○						○	炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデルと全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデルの両モデルで妥当性確認を行った。
	(5) 炉心径方向熱移行	原子炉炉心熱計算モデル	○						○	炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデルと全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデルの両モデルで妥当性確認を行った。
	(6) 炉上部プレナム温度成層化	炉上部プレナム熱計算モデル		○						炉上部プレナム内の軸方向の温度分布が詳細に測定されているもんじゅの試験にて妥当性確認を行った。
	(7) 原子炉容器ナトリウム液位変化	1次冷却系流動計算モデル								漏えいした冷却材容量分を、予め設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行っている。
	(8) 崩壊熱	原子炉炉心熱計算モデル								炉心設計にて評価された崩壊熱を入力として与える。
1次冷却系	(9) 冷却材熱流動（強制循環、自然循環）	1次冷却系熱計算モデル 1次冷却系流動計算モデル	○	○	○				○	定格流量時については、Bにて妥当性確認を行った。自然循環時については、A、C及びFにて妥当性確認を行った。
	(10) ポンプフローコーストダウン	1次冷却系流動計算モデル	○	○	○				○	A、B、C及びFにて、妥当性確認を行った。
	(11) ナトリウム漏えい時の漏えい流量	1次冷却系流動計算モデル								流動計算モデルにおける弁モデルに破損口の圧力損失係数を設定し、漏えい流量を計算しており、理論値との比較等の検証を行っている。
	(12) 主中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル	○	○	○	○			○	FC: 強制循環、NC: 自然循環 BIにて1次系FC-2次系FC、CIにて1次系NC-2次系FC、DIにて1次系FC-2次系NC、A及びFにて1次系NC-2次系NCの妥当性確認を行った。
	(13) 主中間熱交換器ナトリウム液位変化	1次冷却系流動計算モデル								漏えいした冷却材容量分を、予め設定したプレナム内の冷却材容量から減じる単純な計算をしており、理論値との比較等の検証を行っている。
2次冷却系	(14) 冷却材熱流動（強制循環、自然循環）	2次冷却系熱計算モデル 2次冷却系流動計算モデル	○	○		○				定格流量時については、Bにて妥当性確認を行った。自然循環時については、A、Dにて妥当性確認を行った。
	(15) ナトリウム漏えい時の漏えい流量	—								漏えいにより生じるIHXでの除熱源喪失をIHXの断熱にて模擬するため、2次系漏えいのモデル化は行っていない。
	(16) 主冷却機除熱（強制通風、自然通風）	空気冷却器機熱計算モデル 空気流動計算モデル	○	○		○	○			強制通風については、Bにて妥当性確認を行った。自然通風時については、A、D及びEにて妥当性確認を行った。
1次補助冷却系	(17) 冷却材熱流動（強制循環）	1次補助冷却系熱計算モデル 1次補助冷却系流動計算モデル								本モデルは、1次冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、1次冷却系の妥当性確認で対応する。
	(18) 補助中間熱交換器熱交換	中間熱交換器熱計算モデル								本モデルは、1次冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、1次冷却系の妥当性確認で対応する。
2次補助冷却系	(19) 冷却材熱流動（強制循環）	2次補助冷却系熱計算モデル 2次補助冷却系流動計算モデル								本モデルは、2次冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、2次冷却系の妥当性確認で対応する。
	(20) 補助冷却機除熱（強制通風）	空気冷却器熱計算モデル 空気流動計算モデル								本モデルは、強制通風時のみに使用される。2次冷却系で用いている解析モデルと同様の解析機能を使用したモデルであるため、2次冷却系の妥当性確認で対応する。

4.2 妥当性確認の結果

以下では、第5表で整理した試験解析に対し、4.1節で述べた妥当性確認方法に従って実施した妥当性確認の結果について示す。

4.2.1 「常陽」MK-II 自然循環試験の試験解析^{[6][7]}

「常陽」MK-IIの系統図を第20図に、主要諸元を第6表に示す。「常陽」MK-IIは、2ループを有しており、1次冷却系は、原子炉とループ毎に IHX (胴側)、1次主循環ポンプ、逆止弁、配管で構成されている。2次冷却系は、ループ毎に IHX (管側)、2次主循環ポンプ、配管、2基の主 DHX で構成されている。

(1) 解析条件

「常陽」MK-II炉心の燃料配置図を第21図に示す。Super-COPDでは、制御棒や反射体を含めた全集合体 313 体を単チャンネルモデルでモデル化している。炉心部の熱計算モデルを第22図に示す。燃料集合体は、下部の高圧プレナムに接続されている。一方、内側及び外側反射体、制御棒及びその他の集合体は、下部の低圧プレナムに接続されている。また、炉心出口では、仮想的なバイパスチャンネルも含めて、全てのチャンネル(集合体)は炉上部プレナムに接続されている。

1次冷却系及び2次冷却系の熱計算モデルを第23図に示す。解析条件は、原子炉出力を100MWとし、入口空気温度及び空気風量を設定した。試験時に空気風量は測定されていないため、送風機の回転数から計算される空気風量を設定した。

(2) 解析結果

スクラムから300秒までの第0層と第2層の集合体出口冷却材温度を第24図及び第25図に示す。解析結果より、温度変化のタイミングは試験値より遅れているが、全体としての挙動は一致しており、ボトムの温度及びピークの温度も一致していることがわかる。

RV 出入口ナトリウム温度の時間変化を第26図に示す。RV 出口温度は試験結果よりやや低くなるが、ほぼ一致している。炉心ナトリウム流量を第27図に示す。スクラム後の流量減少は試験結果とほぼ一致している。自然循環へ移行した後の流量は、試験結果と若干異なっているが、第24図及び第25図に示したように炉心冷却材温度の2次ピーク、及び第26図に示した RV 出入口ナトリウム温度は再現できており、全体的な流量の挙動は良く再現できている。

IHX 2次側出入口ナトリウム温度を第28図、2次冷却系ナトリウム流量を第29図に示す。出入口ナトリウム温度及び流量共に、全体的な挙動は良く再現できている。

(3) 解析モデルの不確かさ

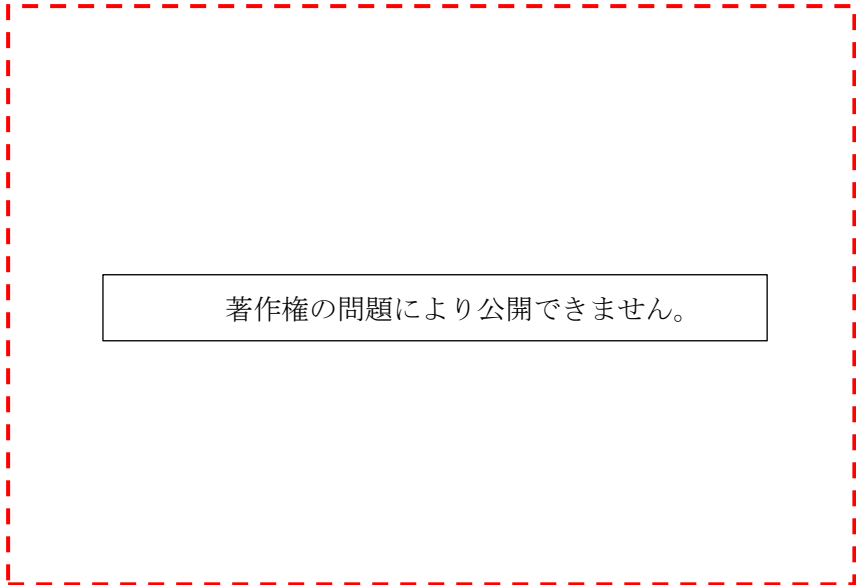
「炉心の冷却材熱流動(強制循環、自然循環)」、「炉心流量再配分」、「径方向熱移行」、

「1次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、「IHX 熱交換」、「2次冷却系の冷却材の熱流動（自然循環）」及び「DHX 除熱」の計算で用いられる解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動は概ね一致しており、不確かさは小さいと考える。

第6表 「常陽」プラント主要諸元

著作権の問題により公開できません。

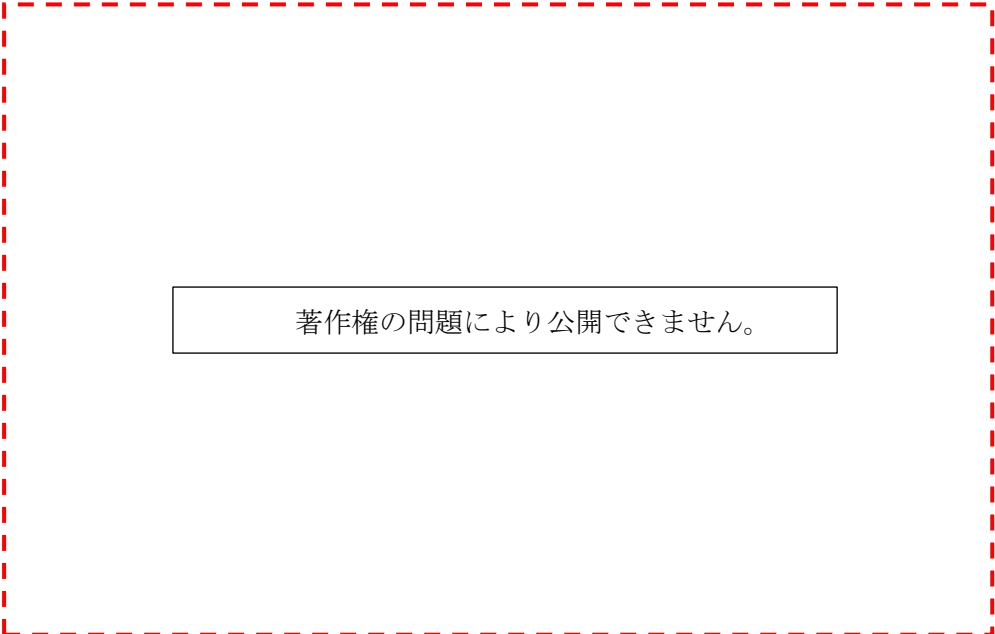
(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)



著作権の問題により公開できません。

(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

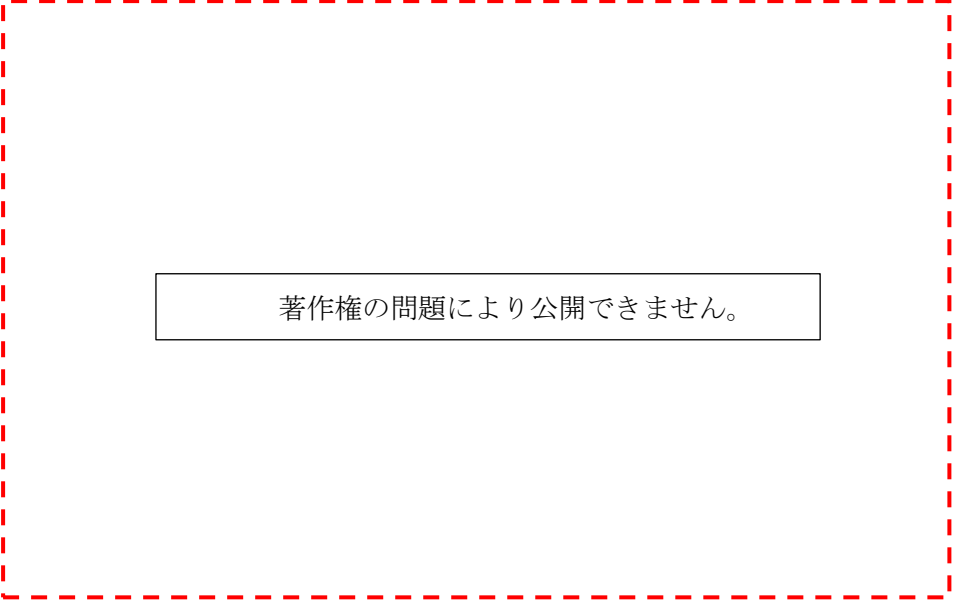
第 20 図 「常陽」系統図



著作権の問題により公開できません。

(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

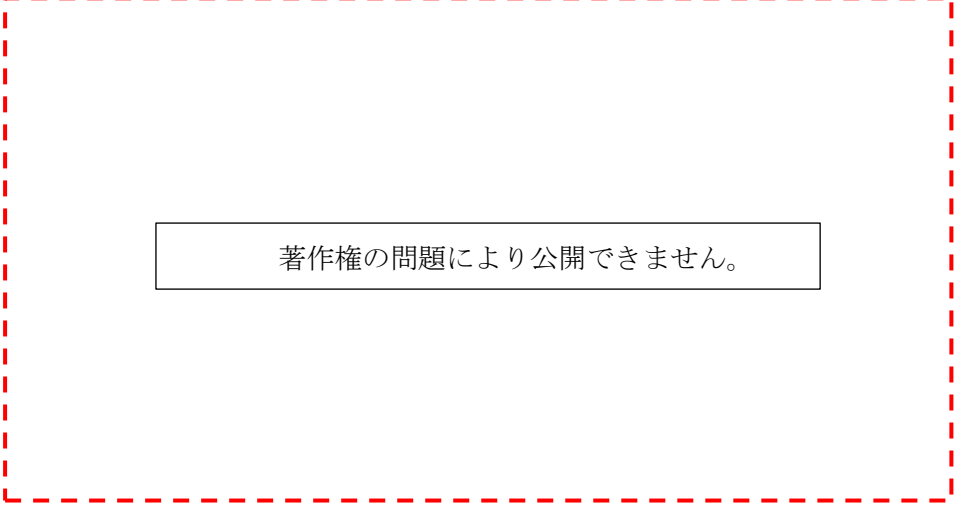
第 21 図 「常陽」MK-II 炉心燃料配置図



著作権の問題により公開できません。

(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

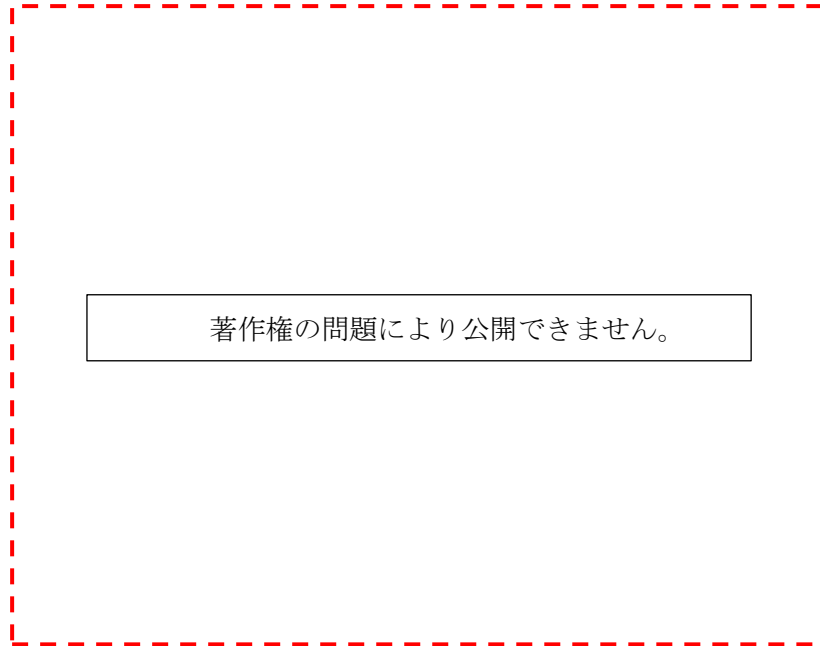
第 22 図 原子炉熱流動計算モデル



著作権の問題により公開できません。

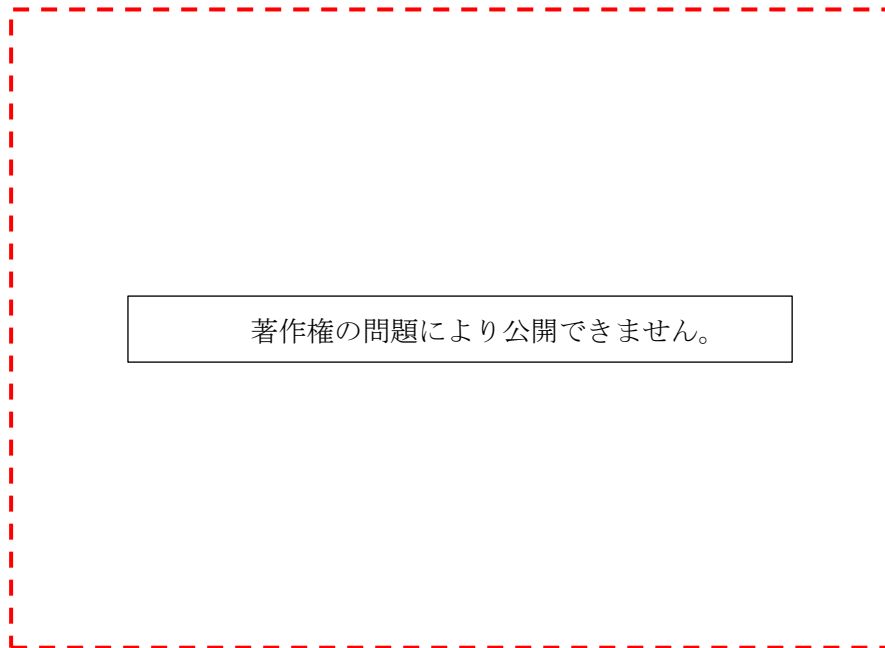
(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

第 23 図 1 次冷却系及び 2 次冷却系熱計算モデル (A ループ)



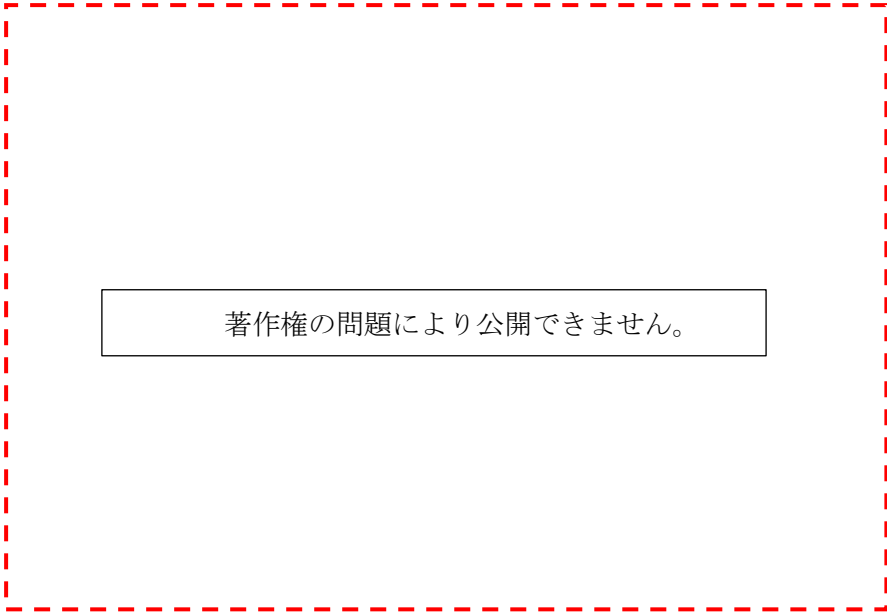
(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

第 24 図 炉心中心部（第 0 層）集合体出口ナトリウム温度



(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

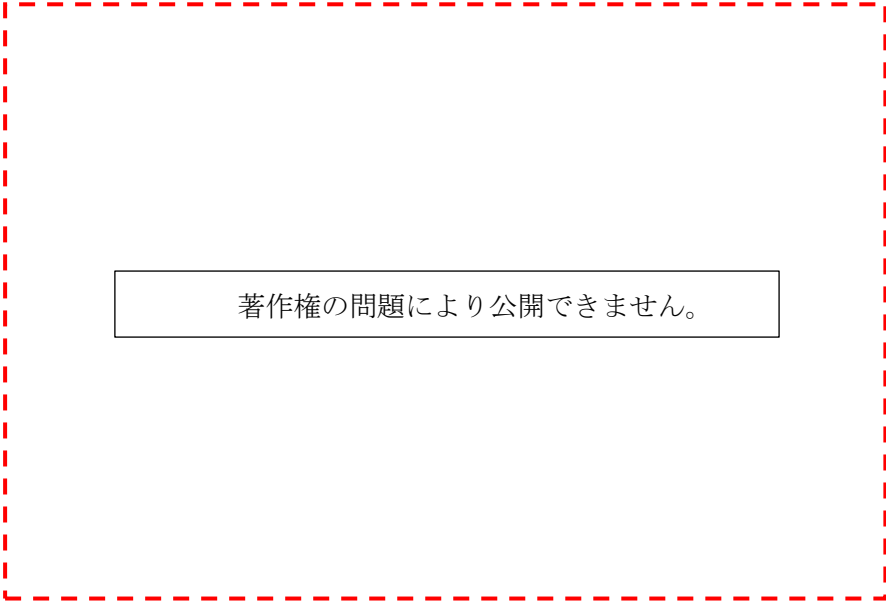
第 25 図 第 2 層集合体出口ナトリウム温度



著作権の問題により公開できません。

(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

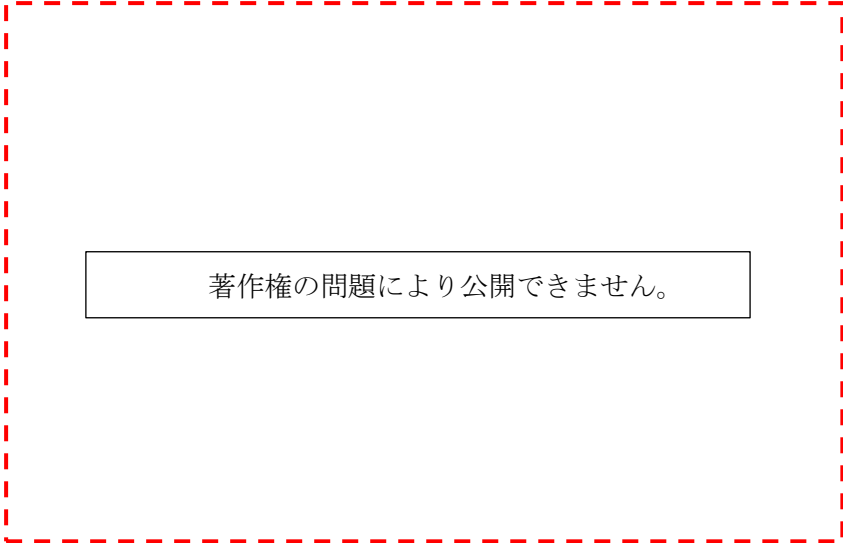
第 26 図 原子炉容器出入口ナトリウム温度



著作権の問題により公開できません。

(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

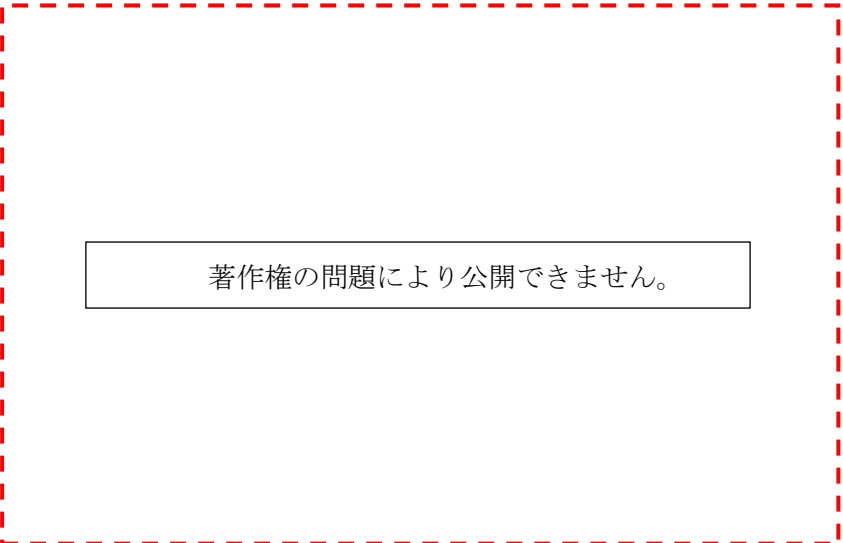
第 27 図 炉心ナトリウム流量



著作権の問題により公開できません。

(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

第 28 図 IHX 2 次側出入口ナトリウム温度 (A ループ)



著作権の問題により公開できません。

(出典：K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.)

第 29 図 2 次冷却系ナトリウム流量

4.2.2 もんじゅ電気出力 40%タービントリップ試験の試験解析^{[8][9]}

「もんじゅ」の系統図を第 30 図に、主要諸元を第 7 表に示す。「もんじゅ」は、3 ループを有しており、1 次主冷却系は、原子炉、ループ毎に IHX (胴側)、1 次主循環ポンプ、逆止弁、配管で構成されている。2 次主冷却系は、ループ毎に IHX (管側)、2 次主循環ポンプ、配管、AC、蒸気発生器 (蒸発器、加熱器) で構成されている。

試験時のシーケンスを第 31 図に示す。タービンがトリップした場合、所定のインターロックにより原子炉がトリップする。

熱計算モデルを第 32 図に示す。本解析モデルは、自然循環力を適切に再現するために、それぞれの部位のエレベーションが適切に設定されている。また、熱交換のモデルで使用している熱伝達相関式を第 8 表に示す。流動計算モデルを第 33 図に示す。系統における圧力損失やポンプをモデル化している。

本試験解析では、炉上部プレナムモデル (4.2.2.1)、中間熱交換器の熱計算モデル (4.2.2.2) 及び全系統モデル (4.2.2.3) について個別に妥当性確認が行われており、それぞれ以下に説明する。

第7表 「もんじゅ」の主要諸元

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第8表 熱伝達相関式

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 30 図 「もんじゅ」の系統図

著作権の問題により公開できません。

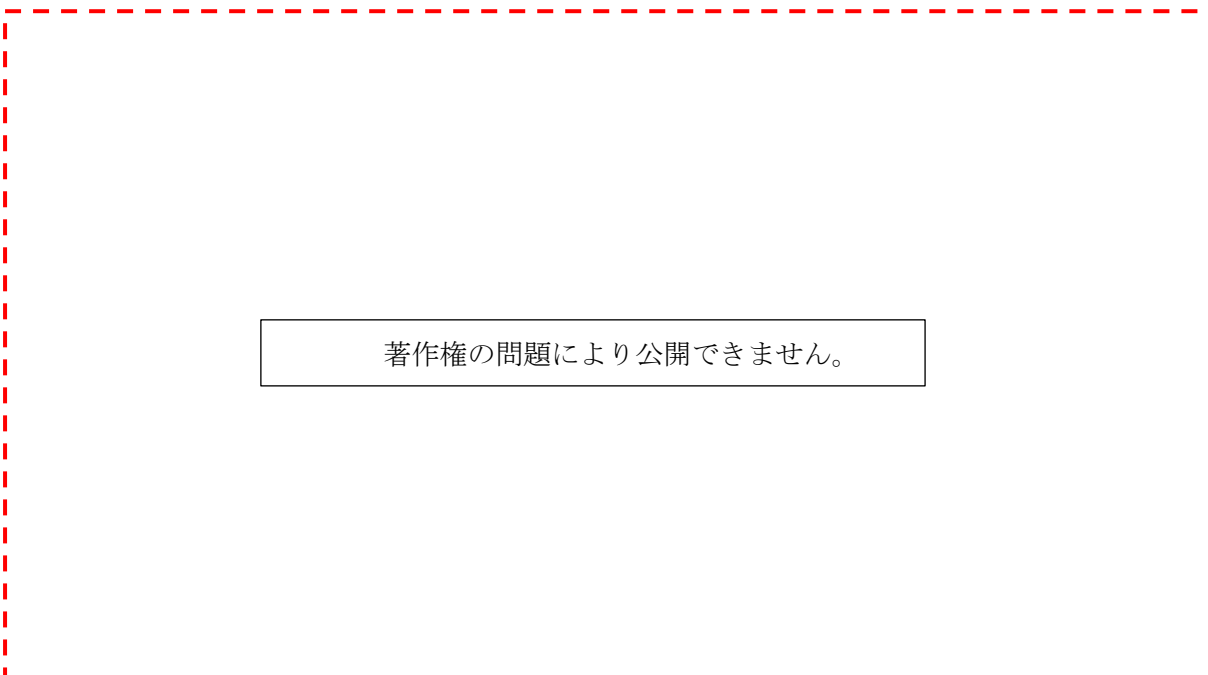
(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 31 図 プラントトリップ試験のシーケンス

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 32 図 熱計算モデル



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 33 図 流動計算モデル

4.2.2.1 炉上部プレナム温度成層化モデルの確認

(1) 解析条件

炉上部プレナム部の熱流動計算モデルを第 34 図に示す。本解析モデルは、プレナム内を 7 領域に分けモデル化しており、低流量時に生じる温度成層化を模擬するために C 領域及び E 領域を 20 分割している。

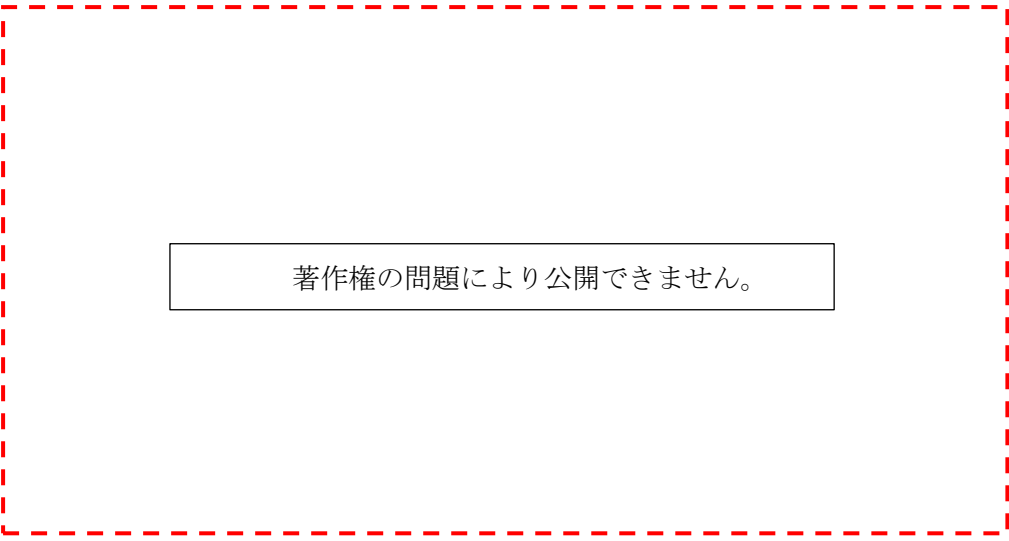
境界条件は、集合体出口ナトリウム温度及び流量とする。

(2) 解析結果

RV 出口ナトリウム温度を第 35 図に示す。RV 出口ナトリウム温度は、試験結果と良く一致している。また、第 36 図に示す位置で、炉上部プレナムの内筒内側の軸方向の温度分布が測定されており、その温度分布を第 37 図に示す。温度分布の推移はほぼ一致している。

(3) 解析モデルの不確かさ

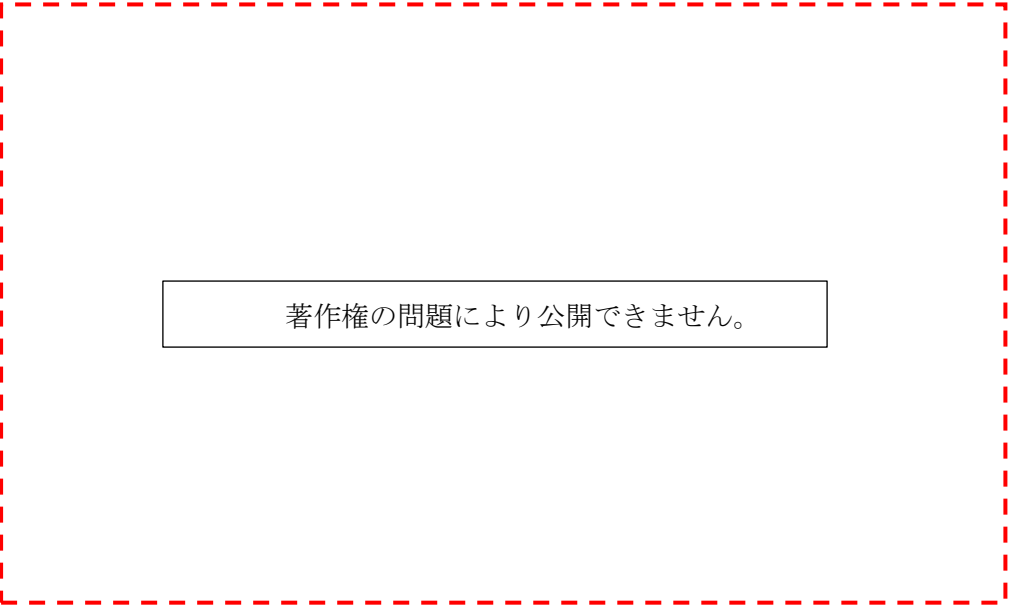
「炉上部プレナム温度成層化」を計算する解析モデルについて、RV 出口ナトリウム温度及び炉上部プレナム内の温度分布は、試験結果を良く再現できており、炉上部プレナムモデルは妥当であり、その不確かさは小さい。



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

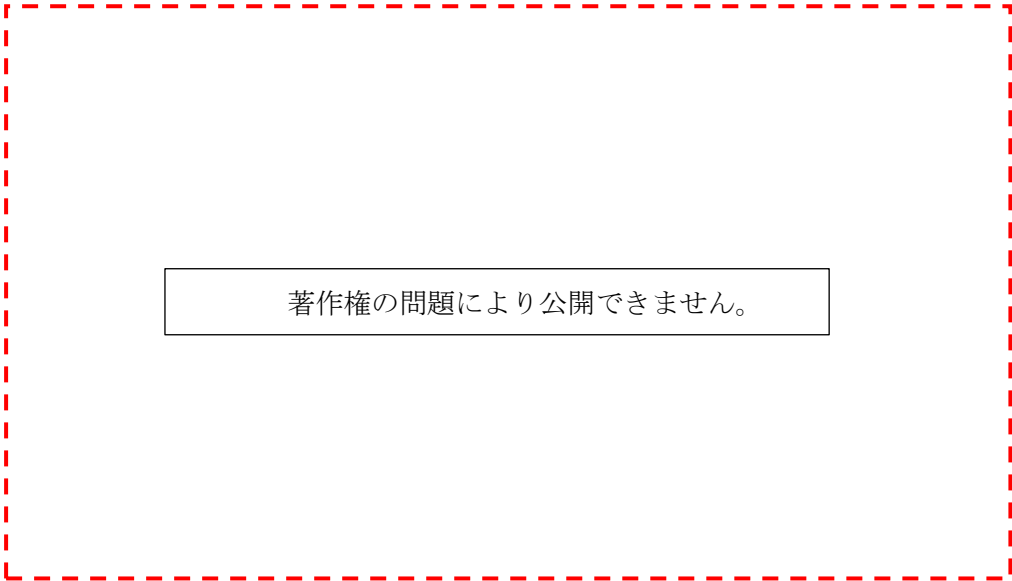
第 34 図 炉上部プレナムモデル



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

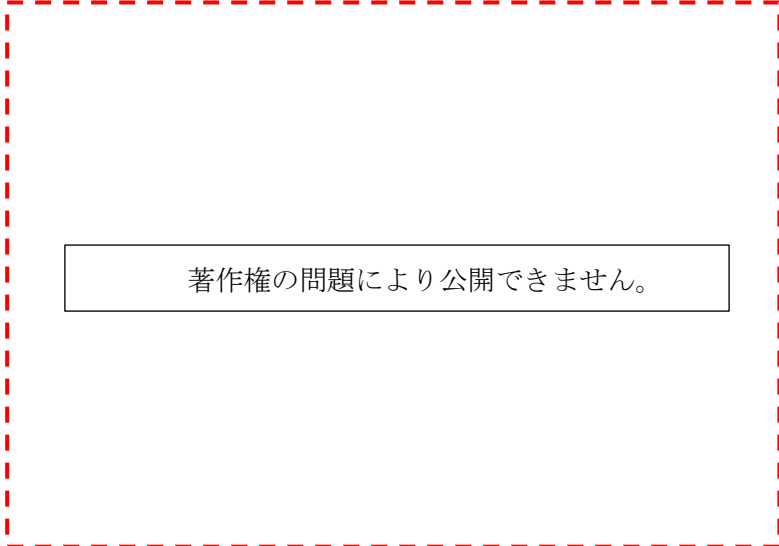
第 35 図 RV 出口ナトリウム温度



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 36 図 炉上部プレナム内の熱電対位置



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 37 図 炉上部プレナム内の温度分布の推移

4.2.2.2 中間熱交換器の熱計算モデルの確認

(1) 解析条件

IHX の熱計算モデルを第 38 図に示す。IHX の 1 次側入口プレナムには、伝熱部の入口窓部に到達するまでに、シュラウド部を回り込む流れ等があり、多次元解析及び水流動試験結果に基づき、詳細なモデル化を行っている。

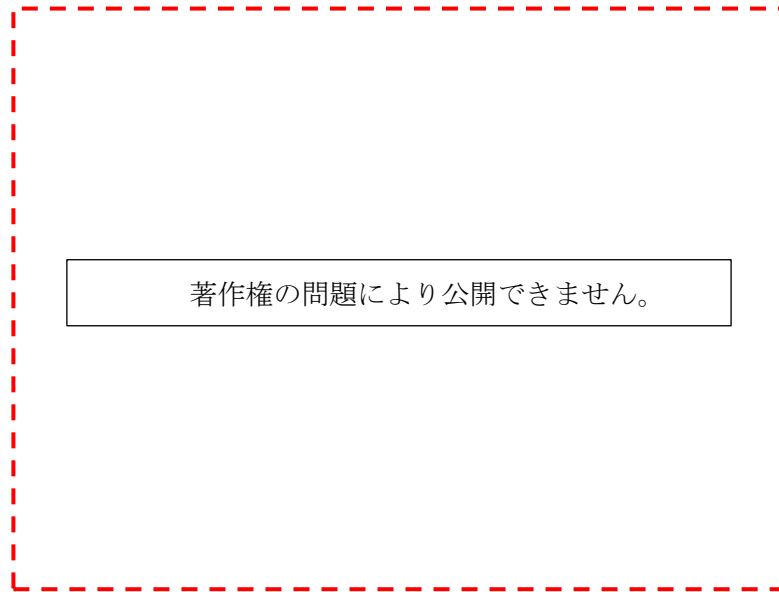
境界条件は、IHX の 1 次側及び 2 次側の入口温度及び流量とする。

(2) 解析結果

IHX の 2 次側出口温度を第 39 図に示す。試験結果を良く再現できている。

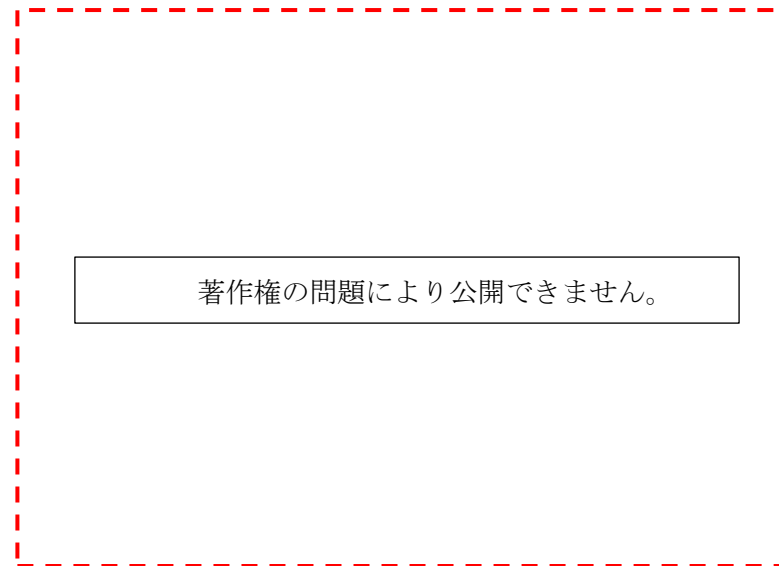
(3) 解析モデルの不確かさ

「IHX 熱交換」を計算する解析モデルについて、試験結果とほぼ一致しており、不確かさは小さいと考える。



(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 38 図 IHX の熱計算モデル



(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 39 図 IHX 2 次側出口ナトリウム温度

4.2.2.3 全システムモデルを用いた解析

(1) 解析条件

解析モデルは、制御系も含む「もんじゅ」の全システムモデルを使用した解析を実施する。境界条件は、給水側エンタルピ及び空気温度とする。

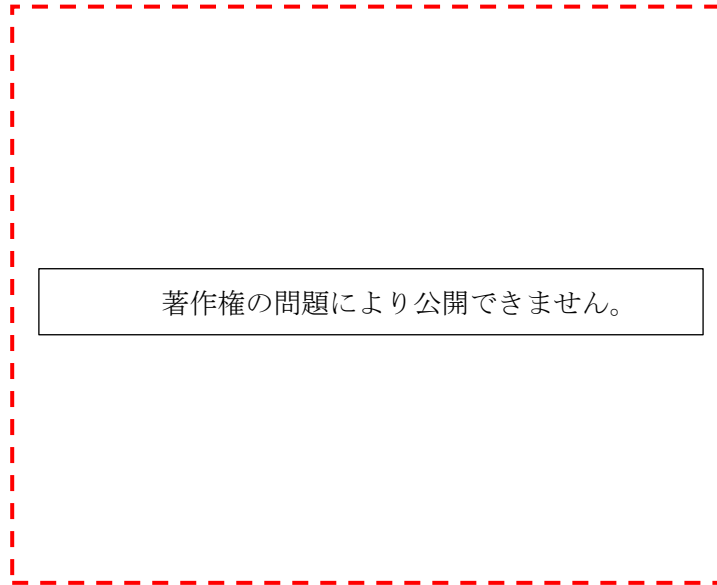
(2) 解析結果

解析結果を第 40 図から第 43 図に示す。1 次主冷却系及び 2 次主冷却系のポンプはコーストダウン後、ポニーモータに切り替わり、2 次主冷却系の流路は蒸気発生器側から IRACS 側に切り替わる。この時の 1 次主冷却系流量、2 次主冷却系流量の流量低下挙動は良く一致しており、ポンプフローコーストダウン特性を含め、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系の流動計算モデルが妥当であることを確認した。

RV 入口ナトリウム温度は 400 秒から 1300 秒までは解析が高く予測するものの、その後は試験と一致した。解析の方が高く予測した原因は、IHX 2 次側入口ナトリウム温度が試験結果よりも高いためであり、これには AC 待機状態から運転状態へ移行する際の AC のベーン及びダンパの動作タイミングの若干の違いによる温度上昇が影響している。RV 出口ナトリウム温度は、下部プレナム等による混合効果により、RV 入口ナトリウム温度の差異の影響はほとんど見られず試験結果と良く一致しており、炉上部プレナムにおける温度成層化を含め、関連する部位の熱計算モデルが妥当であることを確認した。また、IHX 及び AC の出入口温度についても、試験結果の挙動と良く一致しており、IHX 及び AC における熱交換に係る計算モデル、プレナム部及び配管部の熱計算モデルが妥当であることを確認した。

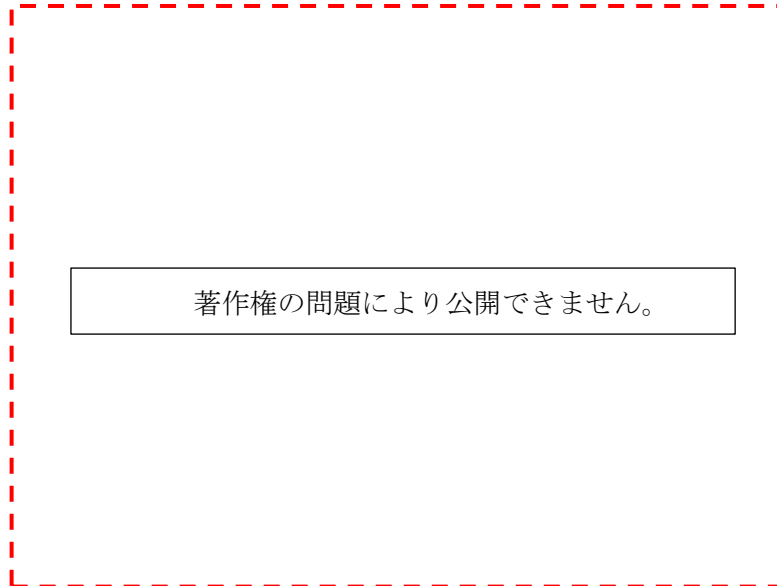
(3) 解析モデルの不確かさ

「炉上部プレナム温度成層化」、「1 次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環）」、「ポンプフローコーストダウン」、「IHX 熱交換」、「2 次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環）」及び「DHX 除熱量（強制通風）」を計算する解析モデルについて、常陽は、もんじゅと異なり蒸気発生器が設置されていないため、通常運転時から DHX を運転状態としている。このため、AC 運転状態の遷移に伴う差異は常陽の評価には影響しない。試験結果を良く再現できており、不確かさは小さいと考える。



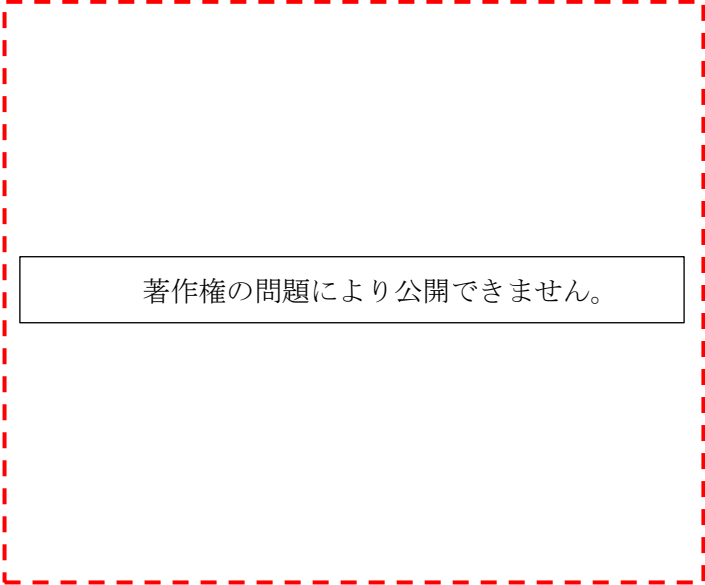
(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 40 図 1 次主冷却系及び 2 次主冷却系の流量



(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

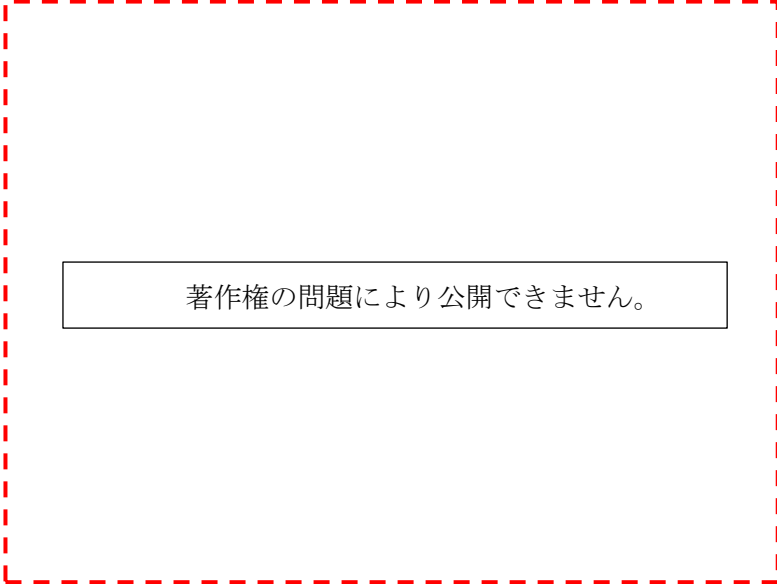
第 41 図 RV 出入口ナトリウム温度



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 42 図 IHX 2 次側出入口ナトリウム温度



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.)

第 43 図 AC 出入口ナトリウム温度

4.2.3 もんじゅ 1 次主冷却系自然循環予備試験の試験解析^{[8][9]}

(1) 解析条件

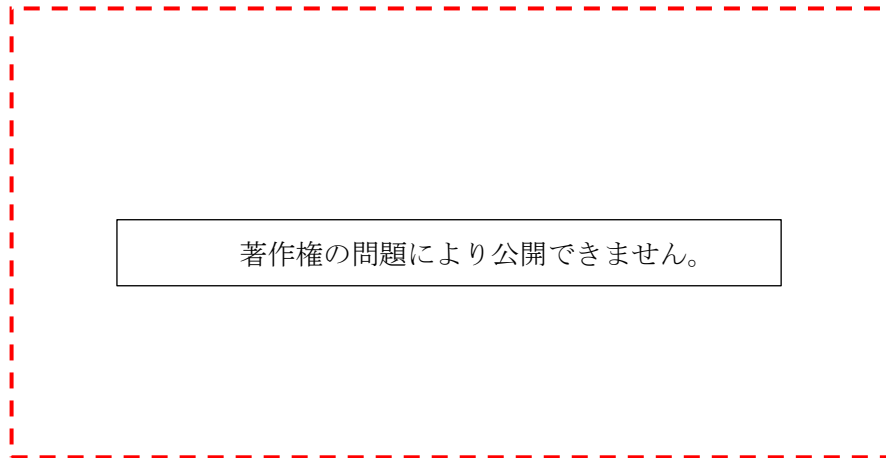
本試験のシーケンスを第 44 図に示す。4.2.2 項の電気出力 40%タービントリップ試験の解析モデル（全システムモデル）から、予測精度向上のため、炉熱伝達相関式を 50MWSG 及び常陽で得られた伝熱相関式に変更した。境界条件は、AC の空気温度である。

(2) 解析結果

1 次主冷却系流量及び RV 出入口ナトリウム温度をそれぞれ第 45 図及び第 46 図に示す。試験では、試験開始約 30 分後にポンプモータを停止し、自然循環に移行し、定格流量の約 1%~1.5%流量になる。解析結果は試験結果よりも低流量となるが、傾向は再現できている。RV 出入口ナトリウム温度は、試験結果よりも低い温度となるが、傾向は再現できている。

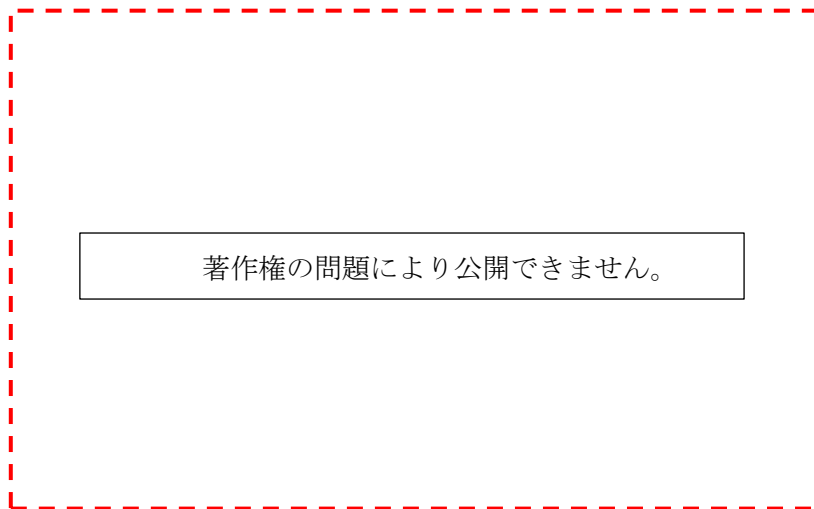
(3) 解析モデルの不確かさ

「1 次冷却系の冷却材の熱流動（自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」及び「IHX 熱交換」を計算する解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動は概ね一致しており、不確かさは小さいと考える。



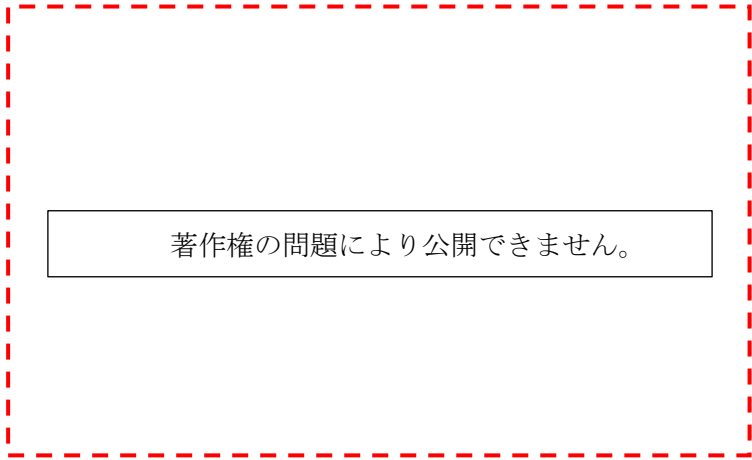
(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 44 図 1 次主冷却系自然循環試験のシーケンス



(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 45 図 1 次主冷却系流量



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 46 図 RV 出入口ナトリウム温度

4.2.4 もんじゅ冷却系自然循環試験の試験解析^{[8][9]}

(1) 解析条件

本試験のシーケンスを第 47 図に示す。境界条件は、AC の空気温度である。

(2) 解析結果

2 次主冷却流量及び AC 出入口ナトリウム温度をそれぞれ第 48 図及び第 49 図に示す。自然循環時の 2 次主冷却系流量は良く一致している。AC 出口ナトリウム温度は、試験結果よりも低く推移するものの、AC 出入口ナトリウム温度は、試験結果を概ね再現している。

(3) 解析モデルの不確かさ

「IHX 熱交換」、「2 次冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」及び「DHX 除熱（自然通風）」を計算する解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動は概ね一致しており、不確かさは小さいと考える。

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 47 図 冷却系自然循環試験のシーケンス

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 48 図 2 次主冷却系流量

著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 49 図 AC 出入口ナトリウム温度

4.2.5 もんじゅAC自然循環通風測定の試験解析^[9]

(1) 解析条件

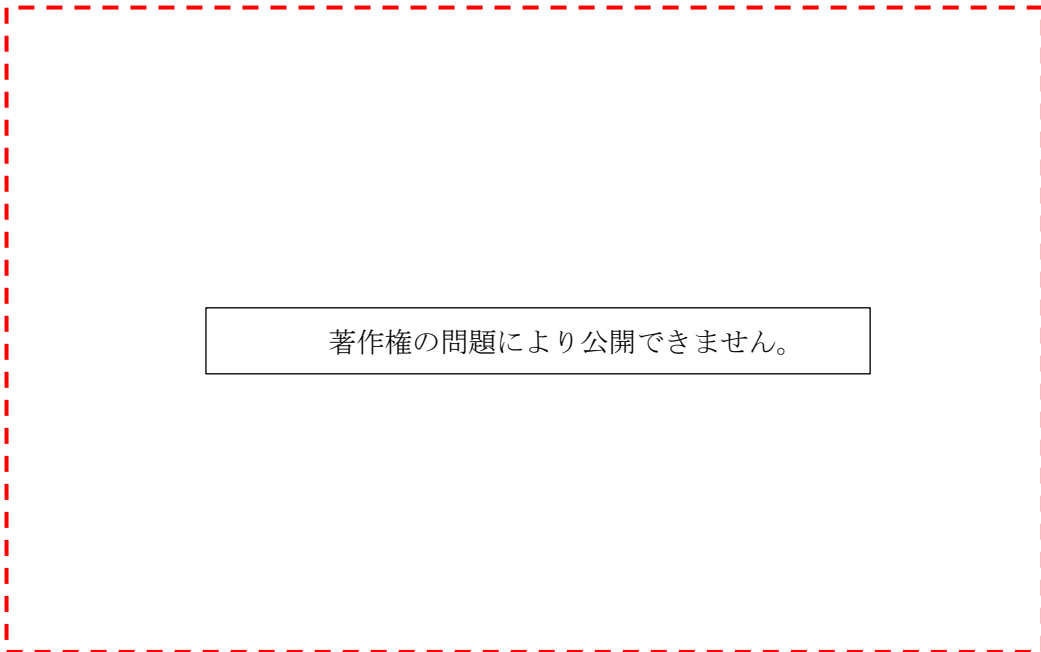
電気出力40%タービントリップ試験で示したモデル（全系統モデル）において、AC入口両温度及びナトリウム流量を境界条件とした。

(2) 解析結果

AC出口両温度、空気風量、ベーン及びダンパ開度を第50図及び第51図に示す。ベーン及びダンパの動作によって空気風量が変化し、それに基づきAC出口両温度が変化したが、その挙動が良く再現できている。

(3) 解析モデルの不確かさ

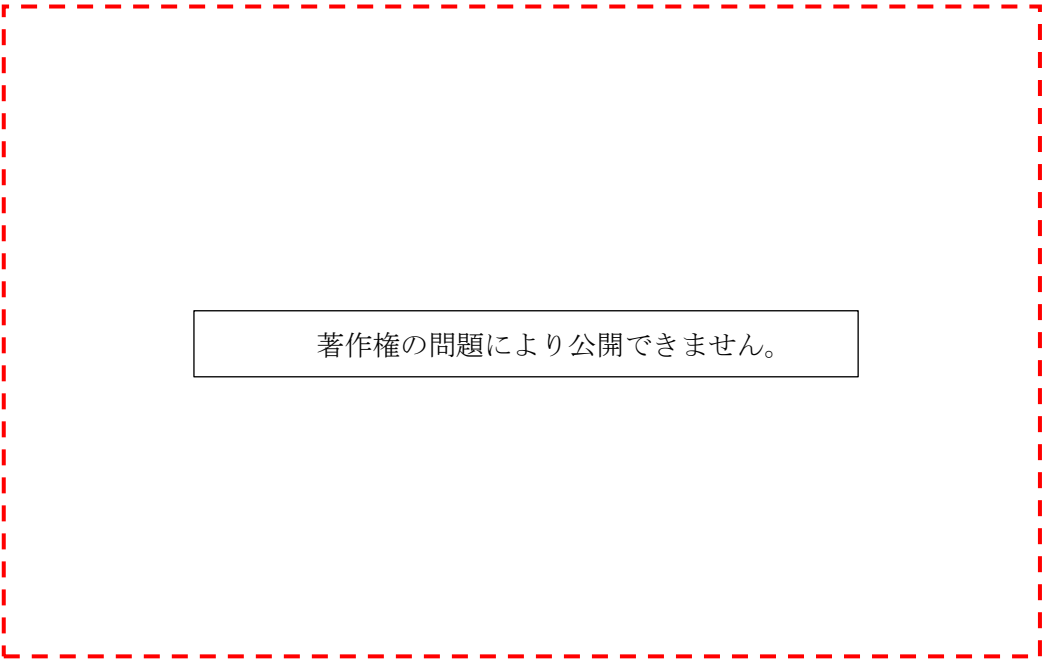
「DHX 除熱（自然通風）」を計算する解析モデルについて、試験結果を良く再現できしており、不確かさは小さいと考える。



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 50 図 AC 出入口ナトリウム温度



著作権の問題により公開できません。

(出典：F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.)

第 51 図 AC 出入口空気温度、空気風量、ベーン及びダンパ開度

4.2.6 EBR-II 自然循環試験の試験解析^[10]

(1) 解析条件

米国のタンク型的高速増殖実験炉 EBR-II の 1 次系のレイアウトを第 52 図に示す。1 次系は、原子炉、Z パイプ、IHX、ポンプ 2 台で構成されている。また、EBR-II の 1 次系全体に対する S u p e r - C O P D の解析モデルを第 53 図に示す。炉心構成要素は第 9 表に示す通りであり、制御棒や反射体を含めた全集合体 637 体の全てのモデル化を行っている。燃料集合体及び炉心バイパスは、下部の高圧プレナムに接続されている。一方、内側及び外側反射体は、下部の低圧プレナムに接続されている。また、炉心出口ではバイパス部も含めて、全ての集合体は炉上部プレナムに接続されている。炉上部プレナム部の解析モデル図を第 54 図に示す。EBR-II の炉上部プレナム部を中心領域と周辺領域に分け、それぞれの領域で完全混合のモデルを使用している。また、解析モデルで使用した実験相関式を第 10 表に示す。

(2) 解析結果

1 次系ポンプの流量を第 55 図及び第 56 図に示す。ポンプ停止後のフローコーストダウン特性を良く再現している。自然循環に移行するタイミングである 50 秒～250 秒においては、1 次系流量が試験に比べて多いものの、それ以降は良く一致している。自然循環に移行するタイミングにおける差については、炉上部プレナム部の自然循環ヘッド違いが影響していると考えられる。IHX 出口温度を第 57 図に示すように、IHX の全体的な挙動は再現できている。

2 列、4 列、6 列、9 列における 4 つの集合体出口温度を第 58 図に示す。集合体出口の温度は全体的な挙動はよく再現できている。

(3) 解析モデルの不確かさ

「炉心の冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」、「径方向熱移行」、「1 次冷却系の冷却材熱流動（自然循環）」、「ポンプフローコーストダウン」及び「IHX 熱交換」を計算する解析モデルについて、試験結果と比較すると、その挙動はほぼ一致しており、不確かさは小さいと考える。

第9表 EBR-II 自然循環試験時の炉心構成要素

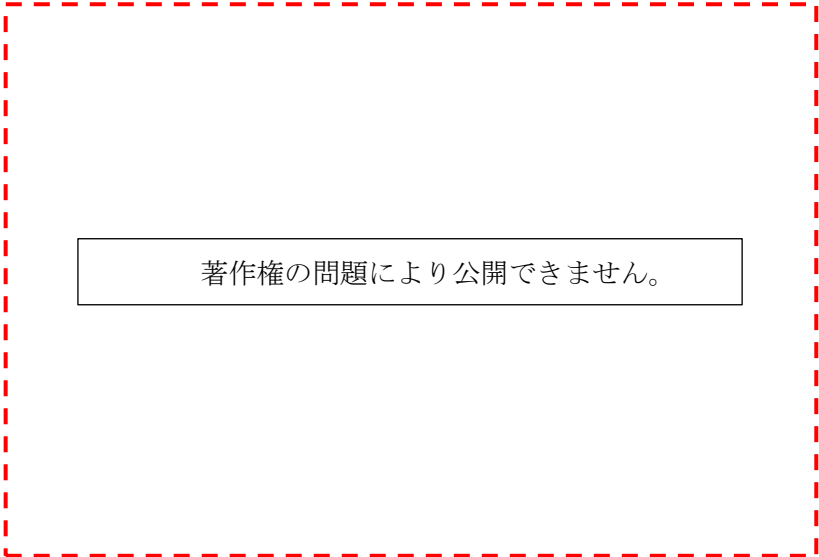
著作権の問題により公開できません。

(出典：N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)

第 10 表 解析モデルで使用した実験相関式

著作権の問題により公開できません。

(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)



著作権の問題により公開できません。

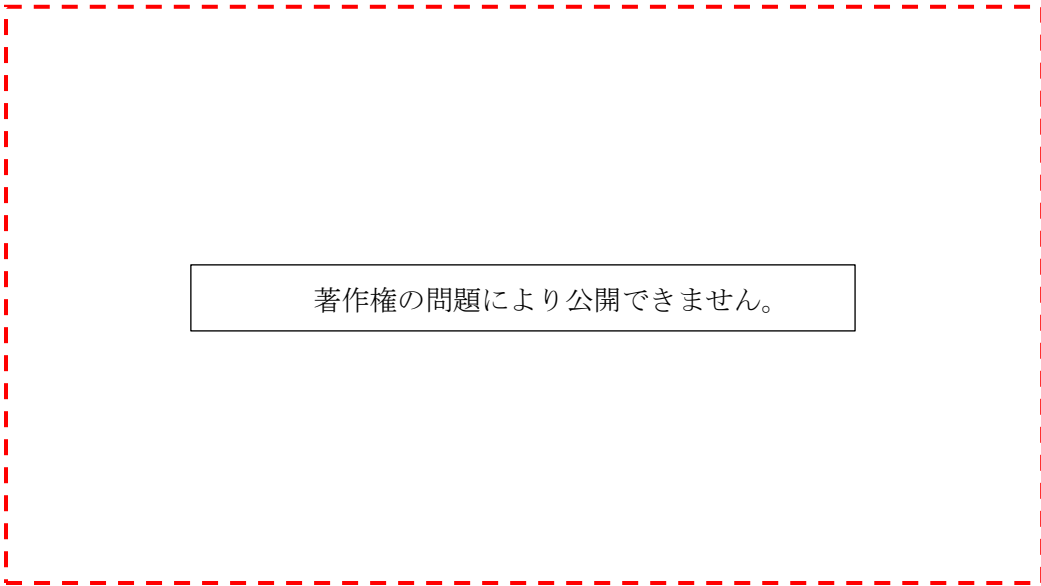
(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)

第 52 図 EBR-II の 1 次系タンクのレイアウト

著作権の問題により公開できません。

(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)

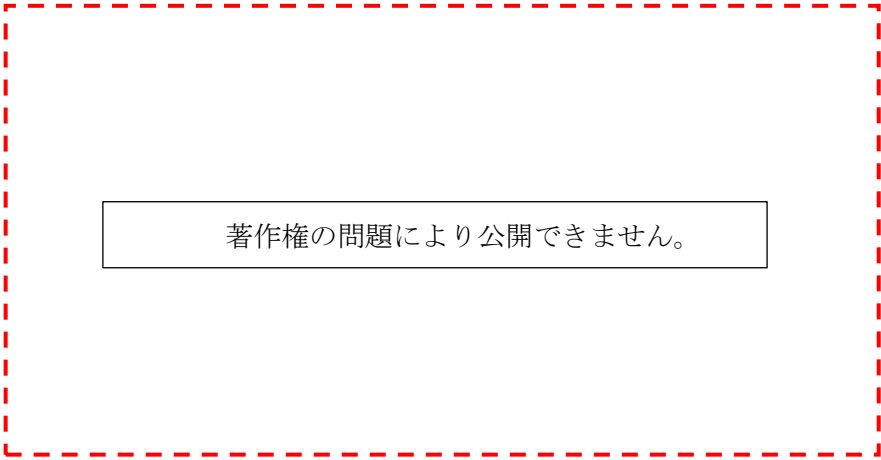
第 53 図 EBR-II の 1 次系の解析モデル



著作権の問題により公開できません。

(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)

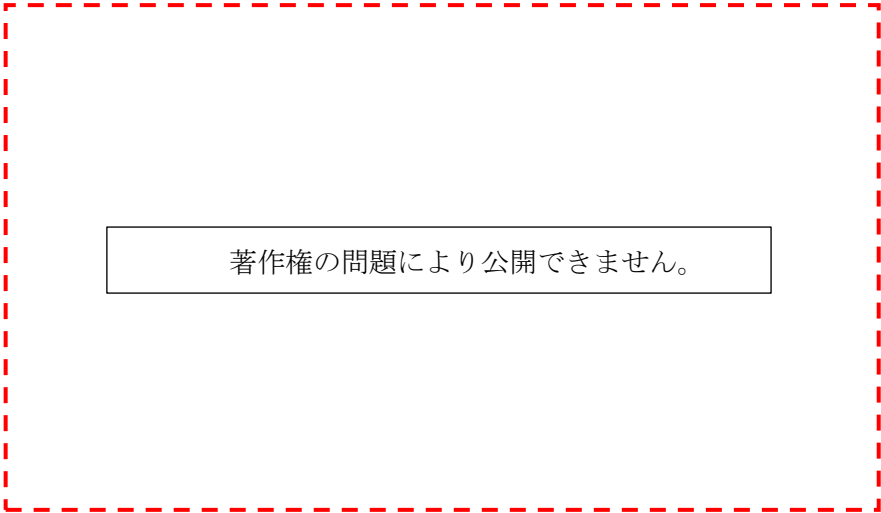
第 54 図 炉上部プレナム部のモデル



著作権の問題により公開できません。

(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp.1618-1625.)

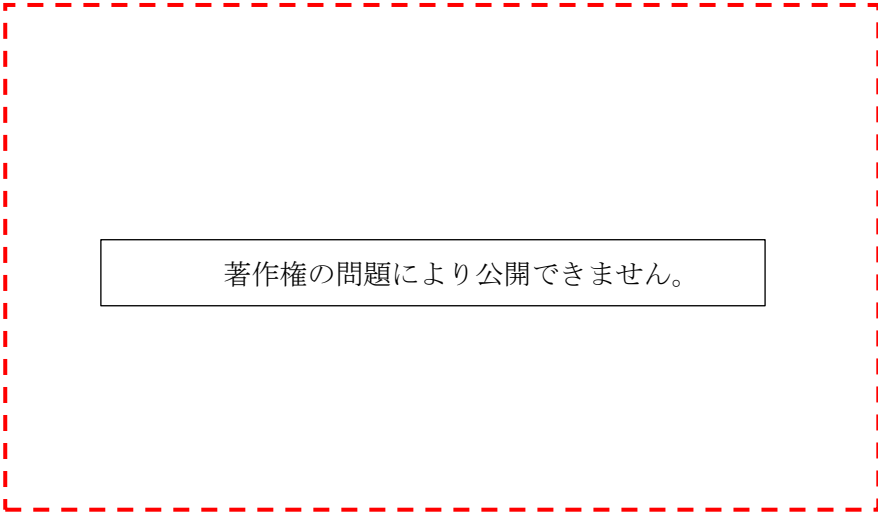
第 55 図 1 次主循環ポンプ流量 (短時間)



著作権の問題により公開できません。

(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp.1618-1625.)

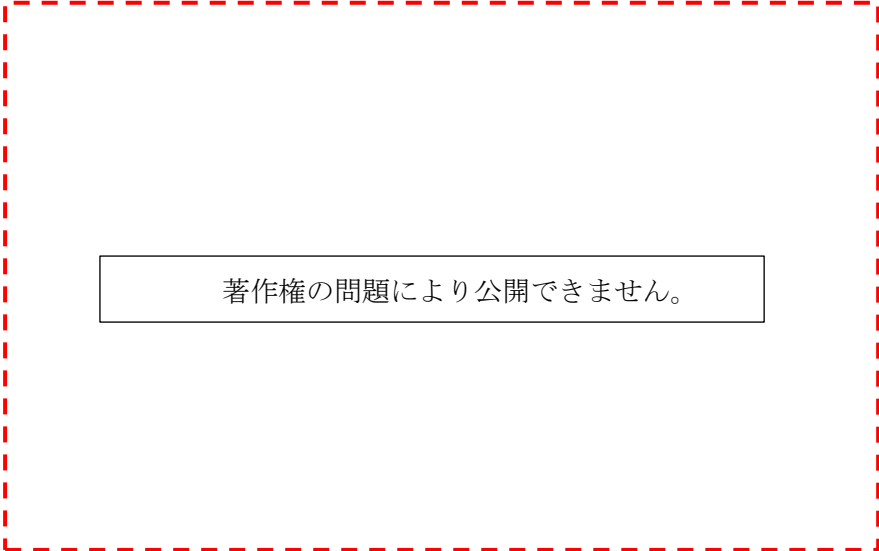
第 56 図 1 次主循環ポンプ流量 (長時間)



著作権の問題により公開できません。

(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)

第 57 図 IHX 2 次側出口ナトリウム温度



著作権の問題により公開できません。

(出典： N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp. 1618-1625.)

第 58 図 集合体出口ナトリウム温度

5. 実機解析への適用性

第4章の妥当性確認の結果を踏まえ、関連する物理現象について、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価への解析モデルの適用性を述べる。

(1) 「炉心冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」

「常陽」MK-II自然循環試験を対象とした試験解析により、『原子炉炉心熱計算モデル』の「炉心冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」に対する妥当性確認を行った。『原子炉炉心熱計算モデル』として、炉心全体を複数のチャンネルで代表させたモデル（炉心平均チャンネルモデル）^[6]と全集合体をそれぞれ独立のチャンネルとして模擬したモデル（原子炉全集合体モデル）^[7]を用いた解析の実績があり、試験データとの比較から、両解析モデルで炉心出口温度について妥当な結果が得られることを確認している。常陽の有効性評価では炉心平均チャンネルモデルを採用しており、本解析モデルは実機の試験データとの比較による妥当性が確認されており、「炉心冷却材熱流動」、「炉心流量再配分」及び「炉心径方向熱移行」の評価に対して適用できる。

(2) 「炉上部プレナム温度成層化」

炉上部プレナム温度成層化については、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」で測定された軸方向温度分布データを用いて、『炉上部プレナム熱計算モデル』の妥当性が確認されている。「常陽」の炉上部プレナム内での温度成層化の挙動は、「もんじゅ」での内筒内側のプレナム部で生じる現象と同様であり、「もんじゅ」による妥当性確認の結果は、「常陽」の解析モデルの妥当性確認に代用できる。よって、本解析モデルは、「炉心部プレナム温度成層化」の評価に対して適用できる。

(3) 「1次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」、「フローコーストダウン」及び「IHX熱交換」

「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ1次冷却系自然循環予備試験」及び「EBR-II自然循環試験」を対象とした試験解析により、『1次冷却系熱計算モデル』及び『1次冷却系流動計算モデル』の「1次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」、「フローコーストダウン」に対する妥当性確認を行った。また、「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ1次冷却系自然循環予備試験」、「もんじゅ冷却系自然循環試験の試験解析」及び「EBR-II自然循環試験」を対象とした試験解析により、『IHX熱計算モデル』の「IHX熱交換」に対する妥当性確認を行った。これらの解析モデルは、実機の試験データとの比較による妥当性が確認されており、「1次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」、「フローコーストダウン」及び「IHX熱交換」の評価に対して適用できる。

(4) 「2次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」

「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」及び「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」を対象とした試験解析により、『2次冷却系熱計算モデル』及び『2次冷却系流動計算モデル』の「2次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」に対する妥当性確認を行った。本解析モデルは、実機の試験データとの比較による妥当性確認を行っており、「2次冷却系の冷却材の熱流動（強制循環、自然循環）」の評価に対して適用できる。

(5) 「DHX 除熱」

「常陽」MK-II自然循環試験、「もんじゅ電気出力40%タービントリップ試験」、「もんじゅ冷却系自然循環模擬試験」及び「もんじゅAC自然通風試験」を対象とした試験解析により、『AC熱計算モデル』及び『空気流動計算モデル』の「DHX 除熱」に対する妥当性確認を行った。本解析モデルは、実機の試験データとの比較による妥当性確認を行っており、「DHX 除熱」の評価に対して適用できる。

6. まとめ

以上より、Super-COPDの解析モデルは、各試験の結果との比較により妥当であることを確認し、重要現象に対する不確かさが小さいことを確認した。よって、Super-COPDは、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価に適用できる。

参考文献

- [1] 大滝、大平、「プラント動特性解析コード(Super-COPD)の開発 -動燃技報 No. 76号「コンピュータ利用技術」特集号-」、動燃技報、PNC TN1340 90-004、(1990)、pp27-36.
- [2] 独立行政法人日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター(南地区) 原子炉設置変更許可申請書、平成24年3月30日(23受文科科第5939号)。
- [3] 独立行政法人日本原子力研究開発機構 高速増殖炉研究開発センター 原子炉設置許可申請書(高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設)、平成20年2月19日(平成18・10・13原第4号)。
- [4] A. K. Agrawal, An Advanced Thermohydraulic simulation code for Transients in LMFBRs (SSC-L CODE), BNL-NUREG-50773, (1978).
- [5] 岩崎、他、「モジュール型プラント動特性解析コード Super-COPD コード使用説明書」、PNC TN9520 89-001、(1989)。
- [6] 檜山、他、「高速炉プラント動特性解析コード Super-COPD による「常陽」MK-II 自然循環試験解析」、日本機械学会論文集(B編)78巻787号(2012-3)、pp.468-470.
- [7] K. Nabeshima, et al., “Analysis of natural circulation tests in the experimental fast reactor Joyo”, Proc. of International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Chicago, USA, (2015), pp1041-1049.
- [8] F. Yamada, H. Ohira, “Numerical Simulation of MONJU Plant Dynamics by Super-COPD using Previous Startup Tests Data”, Proc. of 3rd Joint US-European Fluids Engineering Summer Meeting and 8th International Conference on Nanochannels, Microchannels and Minichannels, Montreal, Canada, (2010), FEDSM-ICNMM2010-30287.
- [9] F. Yamada, et al., “Development of natural circulation analytical model in SUPER-COPD code and evaluation of core cooling capability in Monju during a station blackout”, Nuclear Technology, 188, (2014), pp292-321.
- [10] N. Doda, H. Ohira, and H. Kamide, “Benchmark analysis of EBR-II shutdown heat removal test-17 using of plant dynamics analysis code and subchannel analysis code”, Proc. of the 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), San Francisco, USA, (2016), pp.1618-1625.

有効性評価の評価項目に関わる重要なパラメータ

炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性を評価するための評価項目に関わる重要なパラメータを以下に示す。

1. 炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目の設定

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
 - ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
 - ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
 - ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
 - ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

①～③は、「添付書類 8」に記載したとおり、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように定めた燃料の許容設計限界である。④は燃料の許容設計限界を超えないが、高温状態が長期間継続する事象において、燃料破損の防止を判定するための評価項目である。また、⑤は原子炉冷却材バウンダリの二次的破損を確実に防ぐために十分な余裕を持たせた限界値である。したがって、解析結果がこれらの値を超えたとしても、それにより直ちに炉心の著しい損傷に至るものではないことは明らかではあるが、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していることなどの特徴により、発熱と除熱のバランスからの逸脱に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定する。ただし、個別の評価事故シーケンスについて具体的な評価項目①～⑤の一部が満足できない場合であっても、炉心の著しい損傷が防止でき、炉心の十分な冷却が可能であることを合理的に示すことができれば、当該シーケンスにおいて措置に有効性があることが確認されたものとする。

なお、熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力の変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。

2. 格納容器破損防止措置の有効性を評価するための評価項目の設定

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしもすべての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生するわけではなく、事故の進展は評価事故シーケンスによって大きく異なる。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目の設定においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮するものとする。

以上を踏まえて、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的な評価項目は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」） 第53条（多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止）に係る説明書（その2：炉心損傷防止措置） 2.4.6 有効性を評価するための評価項目の設定」で設定した評価項目を適用する。
- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
 - ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- (3) 燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
 - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 格納容器床下に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。

Super-COPD デブリベッド熱計算モジュールのモデルについて

1. 概要

Super-COPD デブリベッド熱計算モジュールは、デブリベッドの相状態（サブクール状態、又は沸騰状態）に応じて等価的な熱伝導率を計算し、1次元の熱伝導方程式を解いてデブリベッドの温度分布を計算するプログラムである。なお、本モジュールは以下に述べる解析モデルを Super-COPD コードと結合するとともに、それ自体単独で解析可能な1モジュールとして開発したものである。

2. エネルギー保存式

本モデルで想定しているデブリベッドは、燃料単独又はスチールの混合ベッドであり、冷却材ナトリウムに浸されており、燃料が崩壊熱により内部発熱しているものである。

本モジュールでは、デブリベッド内の熱移行を等価的な熱伝導でモデル化する。すなわち、以下のエネルギー保存式を解く。

$$(\rho C_p)_B \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial z} K_B \frac{\partial T}{\partial z} + Q \quad (1)$$

ここで、 ρ は密度、 C_p は定圧比熱、 T は温度、 t は時間、 z は高さ方向位置、 Q はデブリベッドの発熱密度である。下付文字 B はデブリベッドを表す。 K_B はデブリベッドの等価熱伝導率であり、3. に述べる方法で計算する。 $(\rho C_p)_B$ はデブリベッドの容積比熱であり、以下のように求める。

$$(\rho C_p)_B = s \cdot \varepsilon (\rho C_p)_{Na} + (1 - \varepsilon) \{ x_f (\rho C_p)_f + (1 - x_f) (\rho C_p)_{ss} \} \quad (2)$$

ここで、 s は飽和度（デブリベッドにおける冷却材流路中の液相の体積割合）、 ε はデブリベッドのポロシティ（空隙率）、 x_f はデブリ粒子中の燃料の体積割合である。下付文字 B はデブリベッド、 Na は冷却材ナトリウム、 f は燃料、 ss はスチールを表す。

3. デブリベッドの等価熱伝導率

デブリベッドの等価熱伝導率は、デブリベッドの当該要素の相状態（サブクール状態、又は沸騰状態）に応じて計算する。

サブクール領域におけるデブリベッドの等価熱伝導率は、デブリ粒子中の燃料の体積割合を用いて表す。

$$\lambda_B = x_f \lambda_{e,f} + (1 - x_f) \lambda_{e,ss} \quad (3)$$

ここで、 λ は熱伝導率である。燃料粒子と冷却材との等価熱伝導率 $\lambda_{e,f}$ 、スチール粒子と冷却材との等価熱伝導率 $\lambda_{e,ss}$ は、米日独の共同研究として実施された米国サンディア国立研究所(SNL)のACRR (Annular Core Research Reactor) 炉で実施されたデブリベッド模擬炉内試験であるDシリーズ試験^[1]でその適用性が確認されたKampf-Karstenモデル^[2]で計算した等価熱伝導率

$$\lambda_{e,f} = \lambda_{Na} \left[1 - \frac{(1 - \varepsilon)(1 - \lambda_f/\lambda_{Na})}{\lambda_f/\lambda_{Na} + (1 - \varepsilon)^{1/3}(1 - \lambda_f/\lambda_{Na})} \right] \quad (4)$$

$$\lambda_{e,ss} = \lambda_{Na} \left[1 - \frac{(1 - \varepsilon)(1 - \lambda_{ss}/\lambda_{Na})}{\lambda_{ss}/\lambda_{Na} + (1 - \varepsilon)^{1/3}(1 - \lambda_{ss}/\lambda_{Na})} \right] \quad (5)$$

を用いる。サブクール領域で温度差に起因する冷却材の自然対流が生じている場合は、式(3)にその自然対流による Nu 数を掛けたもの

$$K_B = Nu \cdot \lambda_B \quad (6)$$

を用いる。式(6)の Nu 数は、同じく D シリーズ試験結果から得られている以下の実験相関式^[3]を用いる。

$$Nu = \left(\frac{Ra}{0.76} \right)^{0.34} \quad (7)$$

ここで、 Ra はサブクール領域の Ra 数である（臨界 Ra 数は 0.76 であり、 $Ra < 0.76$ の場合、 $Nu = 1.0$ となる）。

デブリベッドは低発熱密度なので冷却材が沸騰しても直ちにドライアウトすることはない。また、沸騰すると蒸気の流れによってデブリベッドからの除熱が促進されるとともに、毛管力によりデブリベッド内に液体ナトリウムが浸入し、活発な対流熱輸送が発生する。沸騰領域では、この状況をモデル化してデブリベッドのドライアウト熱流束を計算する Lipinski 1次元モデル^[4]の運動量保存式から乱流抵抗項や重力項を落とすことによってデブリベッドの等価熱伝導率を計算できるようにし、その適用性も確認されている中村-Lipinski モデル^[5]を用いる。

$$K_B = \frac{h_{lv}}{\nu_l/(\kappa\kappa_l) + \nu_v/(\kappa\kappa_v)} \cdot \left(\frac{\partial P_v}{\partial T} \right)_{T=T_{sat}} \quad (7)$$

ここで、 ν は冷却材の動粘性係数、 κ は層流の比透過率、 P は圧力、 T_{sat} は冷却材飽和温度である。下付文字 l , v はそれぞれ、液相、気相を表す。

4. デブリベッドの冷却性限界

本モデルを使用する際のデブリベッドの冷却性限界の判断基準は、「デブリベッド内の冷却材がドライアウトしないこと」とする。

5. 参考文献

- [1] Gronager, J. E., Schwarz, M. and Lipinski, R. J., PAHR Debris Bed Experiment D-4, SAND80-2146, 1981.
- [2] Kampf, H. and Karsten, G., Effects of different types of void volumes on the radial temperature distribution of fuel pins," Nuclear Applications and Technology, Vol. 9, No. 3, pp. 288-300, 1970.
- [3] Lipinski, R. J., Gronager, J. E. and Schwarz, M., Particle bed heat removal with subcooled sodium: D-4 results and analysis, Nuclear Technology, Vol. 58, No. 3, pp. 369-378, 1982.

- [4] Lipinski, R. J., "A Model for Boiling and Dryout in Particle Bed" , NUREG/CR-2646, SAND82-0765, 1982.
- [5] Nakamura, H. and Lipinski, R. J., A method to calculate boiling and dryout in debris bed using a heat conduction code, Proceedings of International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, Knoxville, pp.767-773 (1985).

Super-COPD デブリベッド熱計算モジュールの妥当性確認について

1. 妥当性確認に用いる試験の選定

Super-COPD デブリベッド熱計算モジュールの妥当性確認を、米日独の共同研究として実施された米国サンディア国立研究所 (SNL) の ACRR (Annular Core Research Reactor) 炉で実施されたデブリベッド模擬炉内試験である D シリーズ試験を用いて実施する。

「常陽」ULOF の再配置・冷却過程では、炉心部から下部プレナムに移行した損傷炉心物質は、下部プレナムの比較的大きな空間内に存在する冷却材ナトリウムとの熱的相互作用 (FCI: Fuel-Coolant Interaction) により効果的にクエンチ・微粒化して、ナトリウムに浸されたデブリベッドとして原子炉容器底部に堆積するシナリオを想定している。「常陽」原子炉容器底部の炉心中心軸近傍でのデブリベッドは比較的厚みがあり、蒸气流によるチャンネル (冷却パス) が形成しないと考えられる。そこで、D シリーズ試験のうちチャンネルが形成されない深いデブリベッドを対象とした D-10 試験^[1]を選定し、妥当性確認を実施する。

2. D-10 試験の概要

D-10 試験とは、SNL の ACRR 炉にて実施されたデブリベッド模擬炉内試験である D シリーズ試験のうち、底部冷却を伴う深い均一デブリベッドを対象としたものである。

デブリベッドとその周辺の構造物を図 1 に示す。デブリベッドはるつぼの中に入れており、るつぼの周りにはさらに格納容器がある。るつぼ底部と格納容器の間には、伝熱促進のために厚さ 10mm の SUS304 板が設置されている。図中の●は K 型熱電対、■は高温用熱電対、▲はるつぼ壁面近傍に設置した熱電対である。デブリベッドの下面冷却を模擬するために、底部の冷却にヘリウムガスループを使用している。

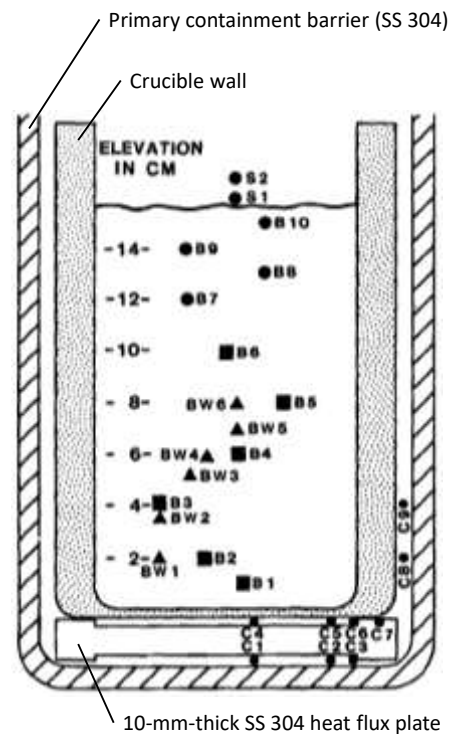


図 1 デブリベッドと周辺構造物

3. D-10 試験解析条件

D-10 試験のデブリベッド厚みは 160 mm であり、デブリ粒子は 100% UO_2 粒子で構成されている。液体ナトリウムの飽和温度は 861°C である。

解析対象とする時間範囲は、7:18~7:25 とする。表 1 にデブリベッド出力密度を示す。表 3.1 の 7:18~7:20 では ACRR 炉に高い出力（デブリの発熱密度）を与えたことによりデブリベッドの温度上昇が速くなる。

表 1 デブリベッド出力密度 (7:18~7:25)

時刻	出力密度 [MW/m ³]
7:18~7:20	3.378
7:20~7:25	1.209

4. D-10 試験解析結果

図 2 に D-10 試験の解析結果を示す。マーカーが D-10 試験で測定された温度、実線がデブリベッド熱計算モジュールによる解析結果である。図 4.1 より、デブリベッド内の温度分布をおおむね再現できることを確認した。

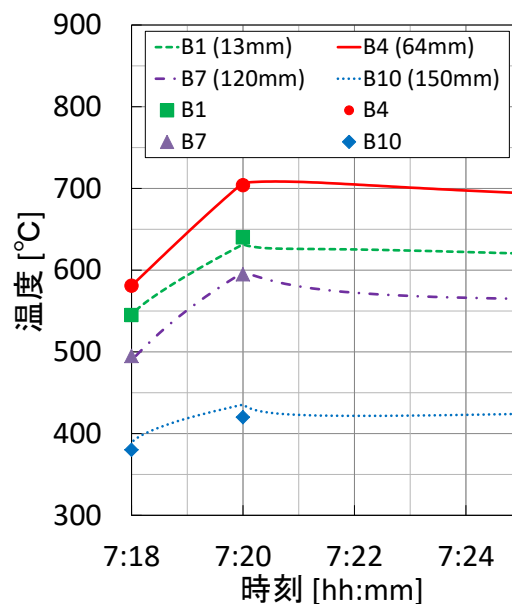


図 4.1 デブリベッド冷却性炉内試験 D-10 の試験解析結果
(点：試験結果、線：解析結果)

5. 参考文献

- [1] G. W. Mitchell, C. A. Ottinger and H. Meister, “The D10 Experiment: Coolability of UO_2 Debris in Sodium with Downward Heat Removal,” SAND84-1144, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1984).