

資料 2 - 1

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE11 r. 0. 0
提出年月日	令和5年5月23日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価

付録 3 重大事故等対策の有効性評価に係る
シビアアクシデント解析コードについて

令和 5 年 5 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料のうち、は機密にかかわる
事項ですので公開できません。

重大事故等対策の有効性評価に係る シビアアクシデント解析コードについて

目 次

1. はじめに.....	1
2. 有効性評価における物理現象の抽出.....	2
2.1 炉心損傷防止.....	6
2.2 格納容器破損防止.....	41
2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	61
3. 抽出された物理現象の確認.....	70
3.1 PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認.....	70
3.2 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認.....	71
4. 適用候補とするコードについて.....	79
4.1 適用候補コードの概要.....	79
5. 有効性評価に適用するコードの選定.....	85
5.1 炉心損傷防止.....	85
5.2 格納容器破損防止.....	92
5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止.....	94
6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について.....	118
添付資料 1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について.....	添付-1
第1部 M-RELAP5 コード.....	1-1
第2部 SPARKLE-2 コード.....	2-1
第3部 MAAP コード.....	3-1
第4部 GOTHIC コード.....	4-1
第5部 COCO コード.....	5-1

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止、格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下、「有効性評価」という。）に適用する解析プログラム（以下、「コード」という。）に関して説明するものである。

有効性評価では、従来の加圧水型原子炉（PWR）の原子炉設置（変更）許可申請における設計基準事故解析を大きく超えた現象やプラント挙動を想定することから、その際の物理現象を模擬できる解析コードを選定するとともに、その適用性を確認する必要がある。

本資料の2章では、解析の目的、対象とする原子炉施設を定めた上で、事故シーケンスグループ等毎に、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定するとともに、運転員等操作の観点も含め、解析上必要な物理現象を抽出する。3章では、階層構造分析の手法を参考に、PWRシステムにおける現象を階層分解し、モデル化の対象となるプロセスを特定した上で、2章で抽出された物理現象と対応付けることにより、抽出された物理現象が必要十分なものであることを確認する。さらに、4章では有効性評価において適用候補となるコードを検討するとともに、5章では事故シーケンスグループ等毎に解析する上で必要な物理現象について、適用候補のコードが必要なモデルを備えているかを検討して、最終的に有効性評価で用いるコードを選定する。また、第1部～第5部では、選定されたコード毎に申請解析で対象としている具体的な事故シーケンス等の有効性評価に対する適用性を確認している。

2. 有効性評価における物理現象の抽出

本章では、有効性評価において解析モデルとして具備する必要がある物理現象の抽出を行う。

有効性評価における解析の目的は、炉心損傷防止、格納容器破損防止及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止に関する重大事故等対策の有効性の確認であり、国内の既設 PWR プラントが対象である。

物理現象の抽出は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「規則の解釈」という。）において、有効性評価に当たって「必ず想定する事故シーケンスグループ」、「必ず想定する格納容器破損モード」及び「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」として挙げられたシーケンスグループ及び格納容器破損モードを対象とし、その中で代表的と考えられるシーケンスを前提として行う。

なお、個別プラントの評価において、新たなシーケンスを考慮する必要がある場合には、別途検討する。

2.1、2.2 及び 2.3 節では、各事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードに対し、事象の推移を踏まえて注目する評価指標を選定するとともに、運転員等操作の観点も含め、解析上必要な物理現象を抽出する。

物理現象の抽出に当たっては、3.1 節で説明する階層構造分析における物理領域ごとに整理することとし、その物理領域は、事象進展に関連する PWR のシステムを質量やエネルギーの輸送に関して特徴的な現象を一括することができる比較的独立性の高いコンポーネント（炉心、1 次冷却系、加圧器、蒸気発生器等）に分類している。また、時間領域についても、出現する物理現象が大きく異なる炉心損傷前と炉心損傷後に分割した。

以下に、各物理領域について説明する。

A) 炉心（核）

炉心はシステムにおける最も主要な熱源であり、事象遷移中も、原子炉トリップまでの期間については核分裂出力が、原子炉トリップ後は崩壊熱が主要な熱源として寄与する。発生熱は燃料棒から冷却材に伝えられる。

空間的な出力分布効果の重要性により、中性子動特性や関連する反応度効果は 1 点炉模擬あるいは空間依存を考慮する必要がある。

B) 炉心（燃料）

燃料棒は燃料ペレット、燃料被覆管、及びそれらの間のギャップガスにより構成され、前項により燃料棒内で発生した熱エネルギーが冷却材へと放出される。燃料温度は多くの事象解析において評価指標となる燃料被覆管温度に加え、核

分裂出力の変化にも影響を与える。炉心露出等により燃料棒の温度が著しく上昇した場合には、酸化反応や伝熱形状の変化が生じ、冷却挙動に影響を与える。

C) 炉心（熱流動）

炉心では入口から流入した1次冷却材が燃料棒の間の管群流路を流れ、燃料を冷却する。炉心内に出力分布や流入冷却材条件の不均一等がある場合には3次元的な流動により顕著な流量の再配分を生じる可能性もある。また、事象進展中には、顕著な二相流状態も生じ、気液各相の間に相変化、界面せん断、界面熱伝達といった質量、エネルギーの輸送プロセスが存在する複雑な現象であるが、両相間の平衡性が高い場合には、混合流としての簡略化された取扱いにより近似的に表すこともできる。これらの現象をどのレベルまで分析する必要があるかは、対象とする事象の特徴により異なる。

1次冷却材中には、ほう酸が溶解しており、その濃度分布の変化は核分裂出力の変化にも影響する。

D) 1次冷却系

1次冷却系では炉心と蒸気発生器をつないで冷却材が循環する。冷却材及びほう酸の流動挙動は、前項に述べた炉心（熱流動）におけるものと同一であるが、概ね1次元の流れとして捉えられる。また、炉心のような大きな熱源がないため、構造材との間の熱伝達や、蒸気の凝縮も主要な現象となる。

破断を生じると系外（原子炉格納容器、蒸気発生器2次側等）への冷却材放出が生じる。1次冷却材の補充源としては非常用炉心冷却設備（ECCS）や代替注入設備がある。

E) 加圧器

加圧器はその水位変化や加圧器逃がし弁、安全弁からの放出により、事象中の1次系の圧力の変化に重要な役割を持つ。加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、加圧器逃がし弁又は安全弁が1次系圧力上昇の抑制のために開放されると、冷却材が加圧器逃がしタンクを経て原子炉格納容器へ放出される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介して1次側、2次側間の熱輸送が行われる。2次側の冷却材は、気相と液相が概ね分離した状態で共存し、主給水及び補助給水系による給水、2次側圧力上昇抑制のための主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁

の開放により水位に影響が生じる。また、蒸気発生器伝熱管に破断が生じると1次系から2次系へ冷却材が放出される。

G) 原子炉格納容器

原子炉格納容器は通常、1次系及び2次系から隔離された状態であるが、1次系に破断を生じた場合、1次冷却材や水素を含む非凝縮性ガスが放出される。1次冷却材は減圧により二相状態となり、冷却材及び非凝縮性ガスは原子炉格納容器内のヒートシンクへ熱伝達する。再循環により1次系もしくは原子炉格納容器内に注入された冷却材は、凝縮熱伝達により原子炉格納容器内の蒸気状態に影響する。

H) 原子炉容器（炉心損傷後）

炉心が露出し、放射性崩壊や燃料被覆管の酸化反応熱により燃料がヒートアップすると、燃料ペレットの崩壊、燃料被覆管及び燃料の熔融、燃料被覆管及び燃料のクラスト化に至る。冷却材は次第に原子炉格納容器内に放出されるが、熔融した炉心が原子炉容器内に残された冷却材と相互作用すると、一部の熔融炉心は細粒化あるいは固化する。原子炉容器は、下部プレナムに堆積した熔融炉心との熱伝達による熱的負荷によって破損に至る。燃料被覆管破損や炉心熔融が発生すると、核分裂生成物（FP）が気相及び液相（液滴又は液体）として1次系内に放出され、冷却材の流れとともに拡がっていく。

I) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

1次系圧力が高圧の状態では原子炉容器破損に至ると、熔融炉心及び水蒸気が高圧で放出する。この過程では熔融炉心は液相（液滴）としてエントレインされ、酸化反応を伴いながら原子炉格納容器空間部に放出される。

また、1次系圧力が低圧の場合、原子炉容器破損後に熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下し、拡がりながら原子炉下部キャビティ内に堆積する。熔融炉心は原子炉格納容器雰囲気や原子炉下部キャビティ水、コンクリートとの間で熱伝達、化学的あるいは機械的な相互作用を生じる。原子炉下部キャビティに水がある場合には、熔融炉心は冷却材と相互作用し、一部の熔融炉心は細粒化あるいは固化する。原子炉下部キャビティに水がないか、熔融炉心の冷却が十分でない場合には、原子炉下部キャビティのコンクリートは侵食される。原子炉格納容器に放出されたFPは気体状態からエアロゾルとなって、原子炉格納容器内の構造材等に沈着する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等毎との組合せで注目する評価指標

に対して、解析を実施する上で必要な物理現象と、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象に分類し、マトリクス形で整理する。この整理は、最終的に解析コード選定において用いることとなる。

なお、事故シーケンスグループ等毎で抽出する各物理領域に特徴的な物理現象は、過去の同種の解析や研究から得られた知見に基づき、注目する評価指標への影響が具体的、かつ、それを模擬するために求められる解析コードの物理モデルや解析条件との対応が明確なレベルで抽出を行う。また、解析コードの選定を幅広く客観的に判断するために、評価指標に対し影響が小さい現象についても、物理現象として選定することとする。

2.1 炉心損傷防止

本節の各項では、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループ毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(d)の有効性があることを確認する評価項目に対応したものである。

- (a) 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。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。

一方、厳密には、評価項目に対応する評価指標ごとに、解析上必要な物理現象が異なっており、ここでは、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて、有効性評価項目の中で余裕が小さくなる方向のものであって、代表的に選定したとしても、他の評価項目に対する物理現象の抽出及び有効性があることの確認に影響しないと考えられるものを注目する評価指標として選定する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループとの組合せでマトリクスの形で表2-1のように整理されている。表2-1では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっての事故シーケンスグループの事象の推移は、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている炉心損傷防止対策を考慮し、かつ、その対策に有効性があると想定される範囲について記述している。

2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

(1) 事象の推移

2次冷却系からの除熱機能喪失は、原子炉の出力運転中に過渡事象又は小破断LOCAが発生し、かつ、2次系からの除熱機能が喪失することから1次系が高い圧力で推移し、高圧注入系による注入が困難となり炉心損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、蒸気発生器による代替の除熱機能確保並びに加圧器逃がし弁及び高圧注入系によるフィードアンドブリード運転があり、崩壊熱の除去により炉心冷却を確保することが可能である。

炉心損傷防止対策のうち蒸気発生器による代替除熱機能確保を行う場合に生ずる主な現象は、起因事象発生後の蒸気発生器水位が低下する過程におけるものであり、その後フィードアンドブリード運転を行う場合に生ずる現象に包絡されるため、ここでは、炉心損傷防止対策としてはフィードアンドブリード運転を想定する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

異常な過渡変件事象あるいは2次系の冷却に依存するような小規模な LOCA が発生すると原子炉トリップにより炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は蒸気発生器2次側へ伝熱され、2次側では給水及び蒸気放出により除熱がなされる。補助給水が失敗すると、蒸気発生器2次側では1次側からの伝熱による蒸気発生、放出により保有水量が減少し、ドライアウトに至る。

これにより2次冷却系からの除熱機能が喪失し、崩壊熱により1次冷却材の温度が上昇し、熱膨張により加圧器へのインサージが生じて気相部が圧縮され1次系圧力も上昇する。

1次系圧力が加圧器逃がし弁（あるいは安全弁）の設定値に到達すると断続的に弁からの蒸気放出がなされ、これにより1次系圧力の上昇は設定値近傍に維持される一方で1次系保有水量が減少し続け、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するために2次系がドライアウトして1次系の温度及び圧力が上昇する前に、加圧器逃がし弁を強制開して1次系の圧力上昇を防止し、かつ高圧注入ポンプ等により1次系への注水を行う（フィードアンドブリード運転）。

加圧器逃がし弁を強制開すると加圧器気相部からの蒸気放出により減圧し、1次系内では減圧沸騰が生じて加圧器へのインサージが生ずる。これにより加圧器水位が上昇し、蒸気放出から液相放出に転ずる。高圧注入系の投入により注水はなされるが、当初は1次系圧力が高かつ液相放出であるため、放出量が注入流量を上回り、1次系保有水量は減少を続ける。高圧注入系の容量によっては、この期間に1次系の保有水量の減少による炉心露出と露出部のヒートアップが生ずる。

しかし、1次系保有水量の減少により高温側配管のボイド率が上昇し、加圧器へ主に蒸気が流入するようになると、加圧器逃がし弁からは蒸気放出となり、放出量が急激に減少し、高圧注入流量を下回るようになる。これにより、1次系保有水量の減少が回復に向かい、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次系圧力の上昇が生ずるが、原子炉出力は既に崩壊熱レベルに低下していることから1次系圧力の上昇は比較的緩慢である。このため、2次冷却系からの除熱機能喪失による1次系圧力の上昇はフィードアンドブリード運転による抑制が可能である。一方、フィードアンドブリード運転に伴う1次系保有水量の減少により炉心上部で露出が生じると、燃料はヒートアップし、燃料被覆管の温度が顕著に上昇する可能性がある。また、本事故シーケンスグループでは、1次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題にならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介しても影響する。原子炉トリップまでの期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がりが支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

1次冷却材ポンプ（RCP）コストダウンが生じると強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率（水頭）の変化が影響する。フィードアンドブリード運転や小破断 LOCA による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

小破断 LOCA を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次系保有水量、流動挙動に影響する。

フィードアンドブリード運転において、破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入は、1次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

加圧器は、フィードアンドブリード運転や小破断 LOCA に伴う 1 次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では 1 次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、2 次冷却系からの除熱機能喪失後に、1 次冷却材温度の上昇に伴い 1 次冷却材体積が膨張し、加圧器水位の上昇が生じると、気液の熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより 1 次系圧力が上昇する。

加圧器逃がし弁又は安全弁が 1 次系圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1 次系保有水量及び圧力挙動に影響する。放出される冷却材の状態（液相又は気相放出）は、加圧器水位の変化に影響される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により 1 次側・2 次側間で熱が伝達され、1 次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2 次側で給水の喪失により水位が減少し ドライアウトが生じると、伝熱特性は大きく低下する。

主蒸気隔離に伴い 2 次側圧力が上昇して、主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁が開放されると、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、2 次側の保有水量、保有エネルギー量に影響する。2 次系の除熱機能の喪失により 1 次系からの除熱は失われるため、1 次側での蒸気凝縮のような現象は生じない。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が燃料被覆管温度へ与える影響が小さいことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.2 全交流動力電源喪失

(1) 事象の推移

全交流動力電源喪失は、原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源も喪失し、重要度が特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器の交流電源が喪失する事象を想定する（全交流動力電源喪失）。

その際、全交流動力電源喪失に伴い、従属的に発生する原子炉補機冷却水系の機能喪失の重畳を考慮することにより、1 次冷却材ポンプシール（以下、「RCP シ

ール」という。)部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCP シール部からの冷却材の漏えいに至った場合 (RCP シール LOCA が発生する場合) には、ECCS 等による冷却材の補給が行われないと炉心損傷に至る。

RCP シール部からの冷却材の漏えいは、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇ももたすが、漏えい量が限られることより通常の LOCA と比較して圧力及び温度の上昇は緩やかである。

この事象 (RCP シール LOCA が発生する場合) に対する炉心損傷防止対策としては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却があり、1 次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保しつつ、1 次系圧力及び温度を一定状態に維持する。また、代替交流電源の確立後は蓄圧タンクの隔離を行い、2 次系強制冷却の再開により 1 次系を冷却及び減圧して、燃料取替用水タンクを水源とした代替炉心注入手段により、炉心損傷を防止することができる^(注)。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

外部電源の喪失と同時に非常用所内交流動力電源の喪失 (全交流動力電源喪失) が発生すると原子炉トリップにより、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は蒸気発生器 2 次側へ伝熱され、2 次側では給水及び蒸気放出により除熱がなされる。1 次冷却材ポンプのコーストダウンとともに 1 次系は強制循環から自然循環に徐々に移行するが、RCP シール部からの冷却材の漏えいにより 1 次系保有水量が減少することから、自然循環も停止する。自然循環停止後の崩壊熱除去はリフラックス冷却によって行われるが、冷却材の漏えいは継続するため、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するため、主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却により、1 次系を冷却及び減圧して漏えい量を抑制するとともに、蓄圧注入及び代替炉心注入による冷却材の補給を行う^(注)。

2 次系強制冷却により、1 次系圧力は急速に低下し、漏えい流量が減少するとともに、蓄圧注入が開始されるため一時的に 1 次系保有水量が回復する。蓄圧タンクの隔離後、更に冷却を継続し代替炉心注入を開始することにより、漏えい流量と注入流量が釣り合うことで 1 次系保有水量の安定状態が維持される。以降、炉心で発生した崩壊熱はリフラックス冷却と冷却材の漏えいにより除去され、炉心の冠水及び冷却状態は維持されることになる^(注)。

一方、原子炉格納容器においては、RCP シール部からの冷却材の漏えいにより原子炉格納容器圧力及び温度が緩やかに上昇する。原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との伝熱が生じる。構造材は当初は除熱源として作用するが、長期的には構造材温度が原

子炉格納容器内温度と平衡状態となり、除熱がなされない限り原子炉格納容器圧力の上昇が継続する。

(注) 代替炉心注入が必要とならない RCP シール部からの冷却材漏えいの場合は、蓄圧注入による 1 次冷却材の補給により、炉心の冠水及び冷却状態は維持される。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように 1 次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、格納容器スプレイの作動に期待できないため、RCP シール部からの漏えいがある場合は、1 次冷却材の減少に伴い燃料被覆管温度が上昇するとともに原子炉格納容器圧力が上昇する可能性がある。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1 次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び原子炉格納容器圧力に影響する。事象発生後、直ちに原子炉トリップが生じるが、その際の炉心出力変化には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が主に影響する。原子炉トリップ後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の 3 次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。

冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後 (炉心露出後) の 燃料棒表面熱伝達率 が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生 を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は 1 次冷却材により除熱され、1 次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1 次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり が 支配的であり、3 次元的な熱流動挙動 の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には 沸騰・ボイド率の変化 が影響する。炉心の露出に際しては重力による 気液の分離 (水位変化) を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡 が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく 圧力損失 は 1 次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中の ほう素濃度 が変化 する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1 次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1 次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると 強制循環流量 が減少し、その後 自然循環 に移行するが、その挙動には各部の 圧力損失 及び 沸騰・凝縮 による ボイド率 (水頭) の変化が影響する。RCP シール部からの冷却材の漏えいによる冷却材の喪失に伴い、気液が分離 した二相流動様式や 気液間の熱非平衡 も生じる。自然循環が停止すると、1 次側から 2 次側への伝熱による蒸気発生器 1 次側での凝縮水の炉心への落下 (蒸気発生器入口部での気液分離・対向流) 等のリフラックス冷却に関する現象が生じ、事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象として挙げられる^(注)。

RCP シール部からの冷却材漏えいは、臨界流 又は 差圧流 としての 冷却材の放出 であり、1 次系保有水量、流動挙動に影響する。

RCP シール部から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

(注) 代替炉心注入が必要とならない RCP シール部からの冷却材漏えいの場合は、蓄圧注入による1次冷却材の補給により、炉心の冠水及び冷却状態は維持されることになるものの、代替炉心注入が必要な場合の物理現象に包含される。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1次系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は燃料被覆管温度に対し影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による1次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次系を冷却及び減圧して漏えい量を抑制する。

蒸気発生器2次側はドライアウトすることなく除熱源として作用するため、1次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

RCP シール部からの冷却材漏えいにより高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が緩やかに上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいために各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。

構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成し、その一部は流路を経て原子炉下部キャビティに移動しプールを形成する。代替設備による格納容器スプレイの注入水もプール形成に寄与する。格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させる設備としては、スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が挙げられるが、評価上は事故後24時間以降の操作としており、それまでの作動の効果は、評価上は考慮しないため、スプレイ及び格納容器内自然対流冷却に係る主要な物理現象は抽出しない。

原子炉格納容器圧力に関わる現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出に係る現象以外に、水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。

2.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉補機冷却機能喪失は、前項の全交流動力電源喪失において、その重畳を想定しており、事象の推移は、2.1.2(1)と同様である。

(2) 物理現象の抽出

上述のとおり、事象の推移が、前項の全交流動力電源喪失と同様であるため、抽出される物理現象は、2.1.2(2)と同様である。

2.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉格納容器の除熱機能喪失は、原子炉の出力運転中に **LOCA** が発生し、**ECCS** 再循環により炉心への注入が継続しているが、格納容器スプレイ機能が喪失することで、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇し、原子炉格納容器が破損し

て、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによって炉心損傷に至る、いわゆる原子炉格納容器先行破損事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却があり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで、原子炉格納容器先行破損を防止することにより、炉心冷却を継続することが可能である。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

LOCA が発生すると炉心でのボイド発生あるいは原子炉トリップによる負の反応度添加により炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は ECCS を用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ機能が喪失していることから、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器圧力及び温度が上昇を続け、原子炉格納容器が破損に至った場合には、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによって、ECCS の再循環不能となり、炉心損傷に至る。

これを防止するために、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を実施し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで、原子炉格納容器破損を防止することにより、格納容器再循環サンプル水は沸騰せず、炉心の冷却は維持される。

格納容器再循環ユニットの格納容器内自然対流冷却の能力は崩壊熱オーダーであり、これが崩壊熱相当の1次系からの放出エネルギーを下回る場合、原子炉格納容器圧力は冷却開始後も緩やかに上昇する。しかし、原子炉格納容器内温度の上昇により除熱量が増加し、一方で時間の経過とともに崩壊熱レベルが減少するため、いずれ原子炉格納容器圧力の上昇は停止し、崩壊熱の減少とともに緩やかに低下してゆく。

これにより、原子炉格納容器の損傷及びそれに伴う格納容器再循環サンプル水の沸騰が防止され、炉心の冷却が維持される。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは LOCA の発生を想定しており、1次系圧力が減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。

また、本事故シーケンスグループでは、ECCS 再循環が継続しており、原子炉格納容器が過圧破損に至るまでは、炉心の健全性は維持できるため、原子炉格納容器圧力を注目する評価指標とする。なお、事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化については、本事象は、主に ECCS 再循環運転状態での事象推移に着目しており、LOCA 発生直後を含む ECCS 注入運転状態を主な対象としないこと及び設計基準事故解析においても確認されていることから、対象としない。

事象中の原子炉格納容器圧力変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

LOCA 時には、事故後直ちに減速材密度による反応度帰還効果、あるいは原子炉トリップ (制御棒効果) により核分裂反応が急激に低下することより、核分裂出力による発生熱の積算値は小さい。このため短期的には原子炉格納容器圧力に多少影響を与えるが、長期的には影響を与えない。出力低下後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

また、原子炉格納容器圧力の評価において、出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。

燃料棒内温度変化は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化して燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

なお、事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化については、設計基準事故解析においても確認されているため、限界熱流束 (CHF)は、主要な物理現象として抽出しない。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は1次冷却材を介して原子炉格納容器内に放出されるため、炉心での熱流動が間接的に原子炉格納容器圧力に影響を与えることになる。

LOCA 時には、冷却材の減少に伴い炉心において沸騰・ボイド率変化が生じ、更に気液の分離 (水位変化)による炉心の露出、露出部での蒸気の過熱に伴う

気液の熱非平衡といった現象が生じ、一時的に、炉心が過熱して原子炉格納容器への放出エネルギーに影響を与えるが、中長期的には ECCS 注入水により炉心は長期に冠水状態となり崩壊熱は冷却材を介して安定して原子炉格納容器内に放出される。

炉心の熱伝達には、圧力損失等の流動も影響を与えるが、長期的には静水頭が支配的となる。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

D) 1次冷却系

炉心領域での発生熱量が炉心及び1次冷却材の流動、原子炉格納容器への冷却材放出挙動を通じて原子炉格納容器圧力に影響する。

本事故シーケンスグループでは、RCP コーストダウンや RCP 部でのボイド発生により、強制循環流量が減少し、破断規模が小さい場合はその後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化、各部での気液分離による水位挙動が影響する。

ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入がなされると、低温側配管からダウンカムにかけてサブクールの注入水と1次系内発生蒸気との気液熱非平衡状態が生じ、気液界面での熱伝達は原子炉格納容器気相部への放出エネルギーに影響を与え、原子炉格納容器圧力変化に影響を及ぼす。

その他、1次系の構成要素のなかで1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材の保有熱も1次冷却材との熱伝達（構造材との熱伝達）を通じて原子炉格納容器圧力に影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1次系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は原子炉格納容器圧力評価に対し影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与えるため、間接的に原子炉格納容器圧力に影響を与える。

破断規模が小さい LOCA の場合、破断口からの放出エネルギーが小さいため、崩壊熱の一部は、蒸気発生器に伝達され、主蒸気安全弁等を通じて大気に放出される。2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

また、このような状態では1次側では上記の大気放出量と同等の蒸気の凝縮が生じており、その分、原子炉格納容器への蒸気の放出量が少なくなっている。

G) 原子炉格納容器

LOCA 発生により高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。区画間での空気と蒸気の割合に差が生じて、温度分布が生ずるが、流れに対して区画間の流路が大きいため各部の全圧力としては等しく、圧力評価上は区画間・区画内の流動の評価は必ずしも必要ない。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。

構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプルに移動してプールを形成し、その一部は流路を経て原子炉下部キャビティに移動しプールを形成する。代替設備による格納容器スプレイの注入水もプール形成に寄与する。格納容器再循環サンプル及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要がある、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

原子炉格納容器圧力に関わる現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に、水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。

2.1.5 原子炉停止機能喪失

(1) 事象の推移

原子炉停止機能喪失（ATWS）は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉トリップに期待できないため、原子炉が高出力で維持され1次冷却材温度及び1次系圧力が上昇することで炉心損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、自動作動の緩和設備（以下、「ATWS 緩和設備」という。）を設け、主蒸気隔離（及びタービントリップ）により蒸気発生器による除熱能力を低下させて、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させるとともに、その後の補助給水作動により炉心の冷却を確保することである。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失する事象であり、確率論的リスク評価（PRA）上は、1つの事故シーケンスとして取り扱われるが、実際の事象の推移は起因となる過渡変化によって異なっている。以下ではATWS 緩和設備の作動に期待する事象について述べる。

原子炉の出力が上昇する事象としては、「原子炉起動時の制御棒の異常な引き抜き」、1次冷却材流量が低下する事象としては、「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「外部電源喪失」、2次系の除熱が悪化する事象としては、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」が挙げられる。

いずれの場合も、原子炉トリップに期待できない場合には、主蒸気流量と主給水流量のミスマッチにより、蒸気発生器2次側保有水量が減少するが、ATWS 緩和設備は、これを検知して必要な機器を自動作動させる。主蒸気隔離を行うことにより、2次系からの除熱が悪化することから、1次冷却材温度が上昇するが、負の反応度帰還効果により原子炉出力が低下し、その後、補助給水により炉心の冷却を確保することで、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、上述のとおり、起因事象によって事象の様相が異なることを踏まえ、ATWS 緩和設備作動の際に期待する機能が多い「主給水流量喪失」の場合を中心として、2次系の除熱が悪化する事象である「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を前提とした物理現象の抽出を行う。

事象発生時には、原子炉トリップに期待できず、原子炉が高出力で維持されて、1次冷却材温度及び1次系圧力が上昇する。また、本事故シーケンスグループでは、1次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに

期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして1次系圧力及び燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の1次系圧力及び燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び1次系圧力に影響する。事象初期の期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、炉心出力が十分に低下した後の中期及び長期冷却では、放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

なお、ATWSは、制御棒による原子炉停止機能を喪失していることから、1次冷却材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図る必要がある事象であるため、1次冷却材温度や燃料温度といった炉内の物理パラメータの変化に応じた反応度帰還効果は、他の事故シーケンスグループに比べて重要であり、対象とする事故シーケンスによっては、空間的・時間的な出力分布変化を考慮した現象として捉えることが望ましい。

そのため、解析コードのATWSへの適用性を評価するに当たっては、反応度帰還効果をドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果、ほう素濃度効果及び動特性パラメータ（遅発中性子パラメータや中性子速度）に細分化して取り扱う必要がある。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は、燃料被覆管温度に直接影響し、また、炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果を介して1次系圧力に影響を与える主要な現象である。燃料棒表面熱伝達は燃料棒内温度に関する境界条件であり、限界熱流束 (CHF)を超えてDNBに至ると燃料被覆管温度が大きく上昇するが、ATWSではATWS緩和設備により出力を低下させて、DNB発生を防止する。このため、解析評価ではDNB発生後の急激な燃料被覆管温度上昇を対象とせず、DNB発生後の熱伝達挙動や燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生は考慮しない。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱されるが、評価指標である燃料被覆管温度が上昇する条件となる限界熱流束（CHF）は局所的な出力や冷却材条件に依存する。このため、本事故シーケンスグループの評価では、炉心内の3次元熱流動（乱流混合効果を含む）による冷却材の再配分について考慮する。この際、サブクール沸騰を含むボイド率の分布は主要な影響現象となる。ただし、高圧条件が維持され、二相流の流動様式は概ね均質の気泡流の領域にあるため、気液の分離・対向流や熱非平衡が顕著となる流動様式は生じない。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

本事故シーケンスグループでは、1次系は高圧条件が維持され、二相流の流動様式は概ね均質の気泡流の領域にあり、気液の分離・対向流や熱非平衡が顕著となる流動様式は生じない。また、RCP コーストダウンが生じる場合には、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率（水頭）の変化が影響する。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器での熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

なお、本事故シーケンスグループでは、LOCA 事象を含まないことから、破断口からの冷却材放出はない。

ほう酸は液相中の溶質として振る舞い、その質量保存則によりほう素濃度分布を捉えることができる。

E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁及び安全弁による冷却材放出に伴う1次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、2次冷却系からの除熱機能喪失後に、1次冷却材温度の上昇に伴い1次冷却材体積が膨張し、

加圧器水位の上昇が生じると、気液の熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより1次系圧力が上昇する。

加圧器逃がし弁又は安全弁が1次系圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1次系保有水量及び圧力挙動に影響する。放出される冷却材の状態（液相又は気相放出）は、加圧器水位の変化に影響される。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

評価指標として1次系圧力に注目する場合、2次系の除熱性能の低下する事故シーケンスについて考慮する必要があり、特に2次側で給水の喪失により水位が減少しドライアウトが生じると、伝熱特性は大きく低下する。

主蒸気隔離に伴い2次側圧力が上昇して、主蒸気安全弁及び主蒸気逃がし弁が開放されると、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、2次側の保有水量、保有エネルギー量に影響する。

2次側給水（補助給水）は、原子炉出力低下後の長期的な崩壊熱の除去に寄与する。

1次側の冷却材挙動は、D)項の内容に準じる。ATWSでは高温、高圧状態が維持されるため、1次系は概ね単相流あるいは均質二相流の状態にあり、1次側の蒸気凝縮は生じない。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度及び1次系圧力への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.6 ECCS 注水機能喪失

(1) 事象の推移

ECCS 注水機能喪失は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断（大破断 LOCA）あるいは中小規模な破断（中小破断 LOCA）が発生した場合に、低圧注入系あるいは高圧注入系の機能が喪失し炉心損傷に至る事象を想定する。

国内外の先進的な対策を踏まえて代替注入設備が計画されているが、大破断 LOCA の場合事象進展が速く、対策の有効性を示すことは困難と考えられる。こ

のため、対策に有効性があると想定される範囲としては、中小破断 LOCA 時に高圧注入系が機能喪失する場合とする。

中小破断 LOCA 時においても、破断サイズが比較的大きい場合、破断流量が多いことから 1 次系圧力は速やかに低下する。このため、一時的に炉心が露出し燃料棒のヒートアップが開始するが、早期に蓄圧注入系が作動することから炉心の冷却が行われ炉心損傷は防止できる。

一方、破断サイズが小さい場合には、1 次系圧力の低下が緩やかであるため、蓄圧注入系が作動する以前に炉心が露出して炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策は、主蒸気逃がし弁と補助給水を用いた 2 次系強制冷却により、1 次系を冷却及び減圧し蓄圧注入を促進させることで事故初期の炉心冷却を確保することであるが、事象進展が比較的速いため対策の実施に係る時間余裕が短い。蓄圧注入による炉心冷却回復後は、低圧注入系あるいは代替注水ポンプからの注入により長期にわたる炉心の冷却が維持される。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

事象発生後、1 次冷却材の流出に伴い 1 次系圧力が低下し、原子炉圧力低原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。その後、ECCS 作動信号により補助給水が開始するが、本事象では高圧注入系からの注入はない。

このため、炉心は 1 次系保有水量の減少に伴い露出し、燃料被覆管温度が上昇し、いずれは炉心損傷に至る。

これを防止するために主蒸気逃がし弁開操作を開始し、2 次系を強制減圧することにより 1 次系を冷却及び減圧させる。1 次系の減圧が進むと蓄圧注入系が自動的に注入を開始することから炉心水位が上昇し、燃料棒の冷却が回復することから燃料被覆管温度が低下し炉心損傷を防止することができる。

さらに、減圧が進むと低圧注入系あるいは代替注水ポンプからの注入が開始することから、炉心水位と 1 次系保有水量は順調に回復し、炉心の冷却は維持できる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは前項にて述べたように 1 次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、1 次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介しても影響する。原子炉トリップまでの期間には、核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に影響する。原子炉トリップ後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり³が支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉

心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭にに基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化が影響する。中小破断 LOCA による冷却材の流出に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次系保有水量、流動挙動に影響する。

破断口から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入（低圧注入及び代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループでは、1次系からの冷却材流出に伴い、加圧器水位は低下し、1次冷却材の冷却が継続されるため、加圧器へのインサージは生じず、それに伴う気液熱非平衡現象は燃料被覆管温度に対し影響を与えない。

加圧器逃がし弁又は安全弁が1次系圧力上昇を抑制するために開放されると、臨界流又は差圧流として冷却材の放出が行われ、1次系の保有水量及び圧力挙動に影響するが、本事故シーケンスグループでは、圧力は低下傾向にあるため加圧器逃がし弁や安全弁からの冷却材の放出は生じない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による 1 次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより 1 次系を冷却及び減圧して 1 次系からの冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器 2 次側はドライアウトすることではなく、除熱源として作用するため、1 次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度挙動への影響が小さいことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.7 ECCS 再循環機能喪失

(1) 事象の推移

ECCS 再循環機能喪失は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断（大破断 LOCA）あるいは中小規模の破断（中小破断 LOCA）が発生した場合に、ECCS の作動により炉心へ冷却材補給には成功するが、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への冷却材補給が停止し、炉心損傷に至る事象を想定する。大破断 LOCA の場合は、低圧注入系の再循環機能喪失を想定し、中小破断 LOCA の場合は、高圧注入系の再循環機能喪失を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策としては、大破断 LOCA の場合は、格納容器スプレイ系を利用した代替再循環があり、代替再循環により炉心注水を行うことで、炉心の冷却が行われ炉心損傷は防止できる。中小破断 LOCA の場合は、原子炉を減圧した上で低圧再循環あるいは代替再循環により炉心冷却機能を確保する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、破断口からの冷却材流出により、一時的に炉心が露出し、燃料棒のヒートアップが開始するが、早期に ECCS が作動することから原子炉容器内水位は回復し、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が行われる。全炉心が冠水した後は、炉心にはダウンカマに流入する ECCS 注入水の水頭により冷却材が供給され安定した崩壊熱の除去がなされる。

しかし、その後 ECCS 再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失する。注水機能が喪失した場合においても、炉心冠水が維持されている間は、冷却材の蒸散により、炉心からの崩壊熱除去が可能であることから、一定期間は

炉心損傷に至ることはない。しかし、冷却材の流出により原子炉容器内水位が徐々に低下することから、注水機能が回復しなければ、いずれ炉心は露出し、炉心損傷に至る。

これを防止するために、低圧注入系の再循環機能が喪失している場合は、格納容器スプレイ系を利用した代替再循環のラインアップを行ない、冷却材を補給する。1次系圧力が、低圧注入系あるいはスプレイ系の締切圧力を上回り、注入が不能の場合には、主蒸気逃がし弁強制開操作を行うことで1次系を冷却及び減圧し注入を促す。

これにより、その後も継続した炉心注水が行われることから、長期にわたり炉心冷却が可能となり、炉心損傷を防止することができる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは1次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、本事故シーケンスグループでは、1次系から原子炉格納容器に冷却材が放出された場合、格納容器スプレイに期待でき、原子炉格納容器圧力及び温度は問題とならないと評価できることから、原子炉格納容器圧力及び温度は評価指標としない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。

事象中の燃料被覆管温度変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

なお、本事象は、主に ECCS 再循環機能喪失後の事象推移に着目しているため、再循環機能喪失時点での1次系の状態量及びそれ以降の現象が評価指標に影響を与える。したがって、LOCA 発生直後を含む ECCS 注入運転期間の現象については、再循環機能喪失時点での状態量に影響するものを中心に抽出することとする。

A) 炉心 (核)

LOCA 時には、核分裂出力は事故後直ちに、あるいは原子炉トリップにより急激に低下するため、再循環切替時点での1次系の状態には影響せず、出力低下後には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

崩壊熱による出力分布は概ね初期状態 (通常運転状態) に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化して燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じる可能性があり、燃料被覆管温度の上昇に影響のある炉心の露出過程及び露出後の熱伝達に影響する沸騰・ボイド率変化が主要な物理現象である。炉心の露出に際しては気液の分離（水位変化）、相対速度が大きく影響する。炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心の熱伝達には、圧力損失等の流動も影響を与えるが、再循環切替時には上述のように炉心及びダウンカマ部における水位変化が重要となる。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

D) 1次冷却系

再循環切替までは、蓄圧タンク注入、ECCS 強制注入（高圧注入又は低圧注入）により、全炉心が冠水した状態でダウンカマにおいて気液分離による水位が形成され、維持されている。炉心にはダウンカマの水頭により冷却材が供給され、安定した崩壊熱の除去がなされている。

この状態から ECCS 再循環機能を喪失すると、代替注入により水位回復するまでには、冷却材の放出の継続により炉心水位の低下、炉心露出に至る可能性がある。

この状態に影響を与えるのは、ダウンカマと炉心の水頭バランスに影響を与える炉心発生蒸気のループでの圧力損失と、上部プレナム、高温側配管でのボイド率、気液分離による水位挙動である。また、ECCS 注入水と1次系内蒸気の熱非平衡も1次系内の流動に影響を与える可能性が考えられる。

1次冷却材配管、原子炉容器等の構造材との熱伝達は、上記のボイド率に影響を与える可能性が考えられるが、再循環時点では有意な熱放出は終了しており影響は小さいと予想される。

E) 加圧器

再循環切替時点では、加圧器は完全に空であり、1次系の挙動に影響を与えない。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却が実施される場合には、冷却材が臨界流・差圧流として放出され、これにより1次系を冷却及び減圧して1次系からの冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器2次側による冷却が実施される場合には、1次側において蒸気の凝縮現象が発生し、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

大破断 LOCA の場合には、原子炉格納容器圧力が1次系の圧力挙動に影響を与える。物理現象としては2.1.4(2)と同様であるが、本事故シーケンスグループでは、格納容器スプレイ系の作動を想定しており、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は必要としない。

再循環過程においては、格納容器再循環サンプル水の温度、熱交換器による除熱能力が、注入水及びスプレイ温度に影響を与える。

2.1.8 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

(1) 事象の推移

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は破損により、原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器が破損し1次冷却材が系外に流出する LOCA 事象を想定する。破断箇所の隔離に失敗すると、ECCS の水源である燃料取替用水タンク（あるいはピット）の保有水が枯渇するため、冷却材の有効な注入が不可能となり、炉心損傷に至る。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、主蒸気逃がし弁の手動開操作による2次系強制冷却により1次系を冷却及び減圧するとともに、1次系から系外への流出量を減少させ、注入モードによる炉心冷却をより長く維持する。また、加圧器逃がし弁手動開操作を実施し、減圧及び漏えい量を低減させる。破損側余熱除去系を系統分離し、健全側系列による余熱除去運転に移行することにより、低温停止状態まで冷却できる。余熱除去運転が不能の場合、燃料取替用水タンク（あるいはピット）への水の補給を継続し、その水を充てんポンプにより注入することで炉心冷却をできるだけ長く維持し、復旧のための時間余裕を増加させることができる。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、原子炉トリップにより炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱は ECCS を用いた炉心注入によって除去されるが、当初は流出流量が注入流量を上回るため、1次系保有水量は減少する。1次冷却材の系外流出により1次系圧力は低下し、余熱除去ポンプ入口逃がし弁及び余熱除去冷却器出口逃がし弁の吹き止まり圧力に達することにより、上記逃がし弁からの漏えいは停止し、1次系保有水量は増加に転じる。主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却、減圧及び加圧器逃がし弁開操作により、1次系圧力は低下し、漏えい量は低下する。高圧注入系から充てん系へ切り替えると、注入流量の減少により一時的に1次系保有水量が減少するが、1次系圧力は低下していることから1次系保有水量は安定し、漏えい停止（現場での弁閉止操作）まで炉心は露出することなく炉心冷却を維持することができる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように1次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、格納容器バイパス事象であり、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。なお、破断に伴い1次冷却材が大気に放出されることを踏まえ、漏えい量にも注目する。

事象中の燃料被覆管温度及び漏えい量変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心 (核)

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び漏えい量に影響する。原子炉トリップまでの期間には、核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、また、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心 (燃料)

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離 (水位変化)を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭にに基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

なお、ECCS 注入水によるほう素添加により、炉心の未臨界が維持されるため、炉心におけるほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、必ずしもほう素濃度変化を評価する必要はない。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰・凝縮によるボイド率（水頭）の変化が影響する。本事故シーケンスグループでは、原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次系保有水量、流動挙動に影響する。

破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入、蓄圧タンク注入は、1次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁による冷却材放出に伴う1次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、1次系保有水量の回復過程においては、加圧器へのインサージによる気液熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されることにより圧力上昇の可能性がある。

減圧のために加圧器逃がし弁開操作を行うと、加圧器逃がし弁から冷却材の放出（臨界流・差圧流）が行われ、放出量は流出する冷却材の状態（液相又は気相放出）により異なるため、加圧器水位の変化が影響する。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）の継続により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次系を冷却及び減圧して冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器はドライアウトすることはなく、除熱源として作用するため、1次側において蒸気の凝縮現象が生じ、炉心のリフラックス冷却に寄与する。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.1.9 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

(1) 事象の推移

格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）は、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器1基の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象に加えて、破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事象を想定する。

この事象に対する炉心損傷防止対策として、ECCS等により1次系への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による1次系の減圧を実施することで漏えいを抑制し、余熱除去系による炉心冷却を実施することにより、低温停止状態まで冷却できる。余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てん系による1次系への注入及び加圧器逃がし弁開操作による1次系からの放出により炉心冷却を実施する。

本事故シーケンスグループにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

本事象が発生すると、破断した伝熱管を通じて1次冷却材が2次系に流出するため、1次系圧力が低下し、原子炉トリップに至る。その後、破損側主蒸気安全弁が開固着し、1次系圧力及び加圧器水位が低下することでECCSが作動する。健全側主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁開操作により、1次系温度及び圧力は低下し、漏えい量は低下する。高圧注入系から充てん注入系へ切り替え操作を実施する。さらに、余熱除去運転に移行することにより1次系圧力は低下し、1次系圧力と破損側蒸気発生器2次側圧力が平衡にな

った時点で、1次冷却材の2次冷却系への漏えいは停止する。この期間中、炉心は露出することなく炉心冷却を維持することができる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは、前項にて述べたように1次系圧力は減少する方向であり、炉心損傷防止の観点で原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する事象ではない。また、格納容器バイパス事象であり、原子炉格納容器圧力及び温度が問題とならないと評価できることから、コードを用いた解析を行わない。

以上より、炉心損傷防止に係るものとして燃料被覆管温度を注目する評価指標とする。なお、破断した伝熱管を通じて1次系から2次系に流出した冷却材が大気に放出されることから、漏えい量にも注目する。

事象中の燃料被覆管温度及び漏えい量変化に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

炉心出力は事象中を通して燃料被覆管温度に直接影響し、また、1次系及び炉心の熱水力挙動を介して燃料被覆管温度及び漏えい量に影響する。原子炉トリップまでの期間には核分裂出力及びそれに係る反応度帰還効果、制御棒の効果が炉心出力に主に影響する。さらに、本事故シーケンスグループでは原子炉トリップ後の中期及び長期冷却に注目するが、この期間には放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

事象の進展を通して、特に着目する中期及び長期冷却での崩壊熱は、炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存するため、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。

B) 炉心（燃料）

前項の核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導及び熱伝達により冷却材へと放出される。

ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は評価指標である燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーや核的反応度帰還効果に影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。冷却材の喪失により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束 (CHF) 及び CHF 超過後（炉

心露出後)の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHF までの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHF を超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心 (熱流動)

燃料棒から放出される熱は1次冷却材により除熱され、1次冷却材の熱流動挙動は、燃料被覆管温度に直接的に影響する燃料棒表面での熱伝達に影響する。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がりが支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。一方、炉心の露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離 (水位変化)を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合には、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。これらの二相流動効果を含めた炉心内の流動及び水頭に基づく圧力損失は1次系の流動挙動に影響を与える。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、核的反応度帰還効果に影響を与える。

D) 1次冷却系

前項までに挙げた主要な炉心領域の現象に対する境界条件は、1次冷却材の流動挙動の結果として与えられる。

RCP コーストダウンが生じると、強制循環流量が減少し、その後自然循環に移行するが、その挙動には各部の圧力損失及び沸騰によるボイド率 (水頭) の変化が影響する。蒸気発生器伝熱管破損による冷却材の喪失に伴い、気液が分離した二相流動様式や気液間の熱非平衡も生じる。

蒸気発生器伝熱管破損の破断口では、臨界流あるいは差圧流として1次冷却材の放出が生じ、1次系保有水量、流動挙動に影響する。

破断口や加圧器から放出された冷却材は、ECCS からの注入により補われる。ECCS 強制注入は、1次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、後述の蒸気発生器との熱伝達により定まるが、1次冷却材配管、原子炉容器、加圧器等の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

加圧器は、加圧器逃がし弁による冷却材放出に伴う1次系の圧力変化に重要な役割を持つ。

加圧器内では1次冷却材は気相部と液相部に分離しており、気液の界面積が相対的に小さいため、気液間の熱非平衡状態が維持されやすく、1次系保有水量の回復過程においては、加圧器へのインサージによる気液熱非平衡を伴いながら気相部が圧縮されて、圧力上昇の可能性がある。

減圧のために加圧器逃がし弁開操作を行うと、加圧器逃がし弁から冷却材の放出（臨界流・差圧流）が行われ、放出量は流出する冷却材の状態（液相又は気相放出）により異なるため、加圧器水位の変化が影響する。

F) 蒸気発生器

蒸気発生器では伝熱管を介した熱伝導及び熱伝達により1次側・2次側間で熱が伝達され、1次系の保有エネルギー変化に影響を与える。

2次側では、2次側給水（補助給水）により水位が維持されるため、ドライアウトやそれに伴う伝熱特性の低下は生じない。

主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却では、冷却材が臨界流・差圧流として放出され減圧し、これにより1次系を冷却及び減圧して冷却材の放出量を抑制する。

蒸気発生器はドライアウトすることなく、本事故シーケンスグループで注目する原子炉トリップ後の中期及び長期冷却では、余熱除去系により十分な炉心冷却が行われるため、1次側での蒸気凝縮は生じない。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、格納容器バイパス事象であり原子炉格納容器圧力挙動が与える燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

表 2-1 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（1/3）

評価対象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス	
								インターフェイスLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
分類	物理現象	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心（核）	核分裂出力	○	○	○	○	○	○	○	○
	出力分布変化	○	○	○	○	○	○	○	○
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○	○	○
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○
	限界熱流束（CHF）	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心（熱流動）	3次元熱流動	○	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰・ポイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	○	○
ほう素濃度変化	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

(*1)解析コードの適用性を評価する際には細分化を行う。(*2)燃料被覆管温度評価上、DNBを生じないことが前提となるため、対象とならない。

表 2-1 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（2/3）

評価事象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス	
								インターフェイスLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
分類	物理現象	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	○	○	○	○	○	○	○	○
	冷却材流量変化（自然循環時）	○	○	○	○	○	○	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	○	○
	沸騰・凝縮・ポイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離・対向流	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○	○	○	○	○	○
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	○	○
加圧器	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○	○
	水位変化	○	○	○	○	○	○	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-1 抽出された物理現象一覧（炉心損傷防止）（3/3）

分類	評価事象	評価指標		2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパス	
		物理現象	評価指標								インターフェイスLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	スプレイ冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

2.2 格納容器破損防止

本節の各項では、格納容器破損防止に係る格納容器破損モード毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(i)の有効性があることを確認する評価項目に対応したものである。

- (a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。
- (b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。
- (c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。
- (f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。
- (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。
- (h) 原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。
- (i) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

ここでは、格納容器破損モードの特徴を踏まえて、本資料で説明する解析コードで取り扱う範囲の評価項目に対応する評価指標を選定する。

抽出された物理現象は、格納容器破損モードとの組合せでマトリクス形で表 2-2 のように整理されている。表 2-2 では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっては、格納容器破損モードのうち格納容器直接接触は、工学的に発生しないことから対象外とする。

2.2.1 炉心損傷前の原子炉系における現象

炉心損傷に至る起回事象としては、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループに

において、炉心冷却に失敗する場合を想定することから、2.1節において抽出された物理現象のすべてが対象となる。ただし、以下の現象については、物理現象自体が生じない又は評価指標に対する影響が小さいため物理現象として抽出しない。

- ・出力分布変化（炉心（核））
 - 炉心内の出力分布は概ね初期状態（通常運転状態）に依存し、出力が直ちに低下する事象では、過渡中の3次元的な出力分布変化は主要な物理現象とはならない。
- ・限界熱流束（CHF）（炉心（燃料））
 - 事象初期の短期間における炉心露出に伴う燃料被覆管温度変化に影響する現象であり、炉心損傷に至る事象においては、主要な物理現象とはならない。
- ・3次元熱流動（炉心（熱流動））
 - 1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がり支配的であり、3次元的な熱流動挙動の影響は小さい。
- ・ほう素濃度変化（炉心（熱流動）、1次系）
 - 蓄圧タンク等からのほう素添加により、未臨界が維持されるため、ほう素濃度変化は重要であるが、注入水のほう素濃度は事故時にも未臨界が維持されるよう設定されており、ほう素濃度変化の出力への影響は小さい。

また、核分裂出力、反応度帰還効果、制御棒効果の物理現象に関して、事象開始直後に原子炉トリップに至る場合は、事象進展に殆ど影響しないものの、解析を実施する上で必要な物理現象であることから「○」としている。

2.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(1) 事象の推移

原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷は、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、格納容器スプレイ機能が喪失した状態で、原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器が破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器の下層階から原子炉下部キャビティに、1次系からの放出水の一部、原子炉格納容器への注水及び構造材表面の凝縮水が流入するように流路を設け、原子炉下部キャビティにあらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉容器破損により落下した溶融炉心を冷却すること、及び代替設備を用いた格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニッ

トを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器気相部の冷却を行い、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することである。また、1次系圧力が高い状態の場合、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱を防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による1次系強制減圧を行い、溶融物の飛散を防止する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に拡がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入し、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。このため、原子炉容器破損後、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下すると、原子炉下部キャビティ内の水の一部が保有熱及び崩壊熱によって蒸散する。原子炉下部キャビティで発生した水蒸気は原子炉格納容器を加圧、加熱するが、代替格納容器スプレイによって、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。

その後、格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却によって、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇傾向から低下傾向となり、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器の過圧破損及び過温破損を防止する対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力及び温度とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が

大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 **FCI**）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される **FP** は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融燃料は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティにおける溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

2.2.3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(1) 事象の推移

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は、原子炉容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱を防止するために、加圧器逃がし弁の開放による1次系強制減圧を行う。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に拡がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器から放出される。このとき、1次系強制減圧により十分な減圧が達成されていれば、高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱には至らない。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、高圧条件での溶融物の噴出を防止するための1次系減圧対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標は1次系圧力とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプルに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプル及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

なお、上記のうち、水素発生（原子炉容器内）を除き、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

以降は、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

2.2.4 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(1) 事象の推移

原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用は、原子炉容器から流出した溶融炉心が原子炉容器外の冷却材と接触して一時的な圧力の急上昇（圧力スパイク）が発生し、原子炉格納容器内の構造物が破壊されることによって原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象では、圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇の程度を把握し、原子炉格納容器の健全性を確認することを目的としており、この事象を防止するための対策はないが、その他の格納容器破損モードの防止策として、代替設備による格納容器スプレイを使用した格納容器内注水、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、1次系圧力が高い場合の1次系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

このため、原子炉容器破損後、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下すると、原子炉下部キャビティ内の冷却材と接触して圧力スパイクが発生する。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損が生じないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は原子炉格納容器圧力とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が現象として挙げられる。

原子炉格納容器圧力に影響する現象としては、以上に述べた1次系からの高温冷却材の放出及び緩和設備に係る現象以外に水素の1次系から原子炉格納容器への放出が挙げられる。水素は前述の燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し原子炉格納容器内に放出されるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、酸化反応による水素は原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

なお、上記のうち、水素発生（原子炉容器内）を除き、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 **FCI**）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される **FP** は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される **FP** は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

以降は、高圧溶融物放出の防止後に生じる現象である。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 **FCI**）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拵がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

2.2.5 水素燃焼

(1) 事象の推移

水素燃焼は、**ECCS** 注入に失敗して炉心損傷し、ジルコニウム-水反応、放射線水分解及び金属腐食等によって多量の水素が発生し、かつ格納容器スプレイが成功して発生した水素の濃度が高めに推移する事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策として、静的触媒式水素再結合装置（**PAR**）による水素処理を行うことにより原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。その他の格納容器破損モードの防止策として、1次系圧力が高い場合の1次系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心の冷却能力が低下し、崩壊熱による炉心ヒートアップに伴い、ジルコニウム-水反応により反応熱とともに水素が発生し、その後も燃料温度の上昇が継続しいずれ炉心損傷に至る。発生した水素は、1次冷却材と共に原子炉格納容器内に放出される。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に広がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッドの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心は原子炉下部キャビティ床面に堆積し、プール水による冷却を伴いつつ、原子炉下部キャビティのコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、コンクリートが侵食され、水素を含むガスが発生する。

その後、溶融炉心の冷却が進み、コンクリート侵食及び水素発生が停止し、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、原子炉格納容器内の水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが評価目的であることから、評価指標は水素濃度とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内では、1次系から高温の冷却材、崩壊熱等によって発生した水蒸気が流入し、フラッシングしつつ区画間・区画内を流れて広がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプ及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。

水素は燃料被覆管の酸化反応及び冷却材の放射線分解により発生し冷却材と共に原子炉格納容器内に放出され、区画間・区画内を流れて拡がってゆき、各部の水素濃度を上昇させるが、炉心の健全性が維持されている範囲では原子炉格納容器圧力への寄与は無視しうる程度である。燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると、原子炉格納容器内の水素濃度が急激に上昇し、原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した **PAR** の働きで、水素を再結合 (水素処理) することで水素濃度を緩やかに低下させる。

なお、電気式水素燃焼装置 (イグナイタ) が設置されている場合は、イグナイタへの通電で周囲の空気が水素の発火温度まで上昇して水素が自己燃焼し、更なるその周囲の水素も火炎伝ばによって燃焼することにより、燃料被覆管の酸化反応により急激に上昇した水素濃度を短時間で低下 (水素処理) させる効果が期待できる。

B) 原子炉容器 (炉心損傷後)

原子炉容器 (炉心損傷後) の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用 (原子炉容器内 **FCI**) が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される **FP** は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

C) 原子炉格納容器 (炉心損傷後)

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内へと放出される。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 FCI）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される FP は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

2.2.6 溶融炉心・コンクリート相互作用

(1) 事象の推移

溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉格納容器内の床上へ流出した溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが分解、侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る事象を想定する。

この事象に対する格納容器破損防止対策は、原子炉格納容器の下層階から原子炉下部キャビティに、1次系からの放出水の一部、原子炉格納容器への注水及び構造材表面の凝縮水が流入するように流路を設け、原子炉下部キャビティにあらかじめ冷却材プールを形成し、原子炉容器破損により落下した溶融炉心を冷却してコンクリート侵食を抑制すること、及び代替設備を用いた格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティのプール水を維持することである。また、1次系圧力が高い場合の1次系強制減圧も想定する。

本格納容器破損モードにおける主要現象の抽出に関連する事象の推移は以下のとおりである。

炉心損傷後、溶融した炉心はプール状となり、炉心領域全体に拡がっていく。その後、溶融炉心は下部プレナムに落下し、下部プレナム内の冷却材を蒸発させるとともに、原子炉容器下部ヘッダの温度を上昇させ、いずれは原子炉容器破損に至る。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入し、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

原子炉容器破損後、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心は原子炉下部キャビティ床面に堆積し、プール水による冷却を伴いつつ、原子炉下部キャビティのコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度が融解温度を上回る場合に、コンクリートが侵食される。

その後、溶融炉心の冷却が進むと、コンクリート侵食は停止し、事象収束に向かうことになる。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本格納容器破損モードにおいては、コンクリート侵食を抑制するための対策の有効性を確認することが評価目的であることから、評価指標はコンクリート侵食量とする。

A) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガス（含む水素）は、区画間・区画内を流れて原子炉格納容器内全体に拡がってゆき、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。

原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱はその熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。

構造材への熱伝達による原子炉格納容器内の蒸気の凝縮による凝縮水は、1次系からの放出水と共に格納容器再循環サンプルに移動してプールを形成する。

原子炉下部キャビティには、1次系からの放出水の一部、代替設備を用いた格納容器スプレイによる注水及び構造材表面の凝縮水が原子炉格納容器の下層階から流入するように流路が設けられており、原子炉容器破損前に冷却材プールが形成される。

格納容器再循環サンプル及び原子炉下部キャビティの液相部の温度が原子炉格納容器内温度より低い場合は、気液界面熱伝達によりプール水がヒートシンクとして作用する。代替スプレイは、重要設備の水没防止のために停止する必要

があり、その後は原子炉格納容器圧力及び温度を低減させるために、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が実施される。

水素濃度に影響する現象としては、前述の燃料被覆管の酸化反応による水素発生以外に、冷却材の放射線分解による水素発生が挙げられる。酸化反応による水素発生は、燃料被覆管の高温状態が継続し、酸化割合が大きくなると水素濃度の他に原子炉格納容器圧力にも有意な影響を与える。

水素発生に対しては、原子炉格納容器内に設置した水素処理装置が作動し、水素を再結合させる。

B) 原子炉容器（炉心損傷後）

原子炉容器（炉心損傷後）の炉心燃料は、1次系内の冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い原子炉容器下部プレナムへ徐々にリロケーションする。

原子炉容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用（原子炉容器内 **FCI**）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

また、下部プレナムに堆積した溶融炉心は原子炉容器と熱伝達し、原子炉容器破損に至らしめる。

一連の過程で放出される **FP** は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、一部は1次系外に放出される。

C) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

原子炉容器の破損後、下部プレナムに蓄積していた溶融炉心は原子炉格納容器内に放出される。

原子炉容器が破損後、1次系圧力が高圧で溶融炉心が放出される場合、溶融炉心は蒸気流により液滴状態となって原子炉格納容器内に飛散し、格納容器雰囲気を直接加熱し、急激な圧力上昇をもたらす可能性があるが、これらの現象は、1次系強制減圧により原子炉容器破損時の1次系圧力を低減することで防止される。

原子炉容器破損後、溶融炉心と原子炉下部キャビティにおける冷却材との相互作用（原子炉容器外 **FCI**）が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。

原子炉下部キャビティの床に落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ床面に拡がり、原子炉下部キャビティ水やコンクリートと熱伝達する。このとき、コンクリート温度が上昇するとコンクリート分解及び非凝縮性ガスを発生させる可能性がある。

1次系及び原子炉格納容器内の溶融炉心から放出される **FP** は、水及び蒸気の流動とともに輸送され、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に寄与する。

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（1/4）

評価事象	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	高压溶融物放出 ／格納容器雰囲気 直接加熱	原子炉格納容器 圧力及び温度	原子炉格納容器 1次系圧力	原子炉格納容器 外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○
炉心熱流動	沸騰・ポイド率変化	○	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	○	○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（2/4）

分類	評価対象 物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	高压溶融物放出 ／格納容器雰囲気 直接加熱	原子炉格納容器 圧力	原子炉圧力容器 外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
			原子炉格納容器 圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量	
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）		○	○	○		○	○
	冷却材流量変化（自然循環時）		○	○	○		○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		○	○	○		○	○
	沸騰・凝縮・ポイド率変化		○	○	○		○	○
	気液分離・対向流		○	○	○		○	○
	気液熱非平衡		○	○	○		○	○
	圧力損失		○	○	○		○	○
	構造材との熱伝達		○	○	○		○	○
	ECCS 強制注入		○	○	○		○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入		○	○	○		○	○
	加圧器	気液熱非平衡		○	○	○		○
水位変化			○	○	○		○	○
冷却材放出（臨界流・差圧流）			○	○	○		○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧 (格納容器破損防止) (3/4)

分類	評価対象	物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度	高压溶融物放出	原子炉圧力容器	水素燃焼	溶融炉心・コンク
				による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	／格納容器雰囲気 気直接加熱	外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	水素濃度	リート相互作用
				原子炉格納容器 圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
蒸気発生器		1次側・2次側の熱伝達		○	○	○	○	○
		冷却材放出 (臨界流・差圧流)		○	○	○	○	○
		2次側水位変化・ドライアウト		○	○	○	○	○
		2次側給水 (主給水・補助給水)		○	○	○	○	○
原子炉格納容器		区画間・区画内の流動		○	(○)	○	○	○
		気液界面の熱伝達		○	(○)	○	○	○
		構造材との熱伝達及び内部熱伝導		○	(○)	○	○	○
		スプレイ冷却		○	(○)	○	○	○
		格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却		○	(○)	○	○	(○)
		放射線水分解等による水素発生		－	－	－	○	－
		水素濃度変化		○	○	○	○	○
		水素処理		○	(○)	(○)	○	(○)

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

(○)：評価指標には影響が生じないが、従属的に発生する現象

表 2-2 抽出された物理現象一覧（格納容器破損防止）（4/4）

分類	評価事象	物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度	高压溶融物放出	原子炉圧力容器	水素燃焼	溶融炉心・コンク
				による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	／格納容器雰囲気 気直接加熱	外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	水素濃度	リート相互作用
				原子炉格納容器 圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器 圧力		コンクリート 侵食量
原子炉格納容器 (炉心損傷後)		リロケーション		○	○	○	○	○
		原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)		○	○	○	○	○
		原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)		○	○	○	○	○
		下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		○	○	○	○	○
		原子炉容器破損、溶融		○	○	○	○	○
		1次系内 FP 挙動		○	○	○	○	○
		原子炉容器破損後の高压溶融炉心放出		－	*	－	－	－
		格納容器雰囲気直接加熱		－	*	－	－	－
		原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)		○	○	○	○	○
		原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)		○	○	○	○	○
原子炉格納容器 (炉心損傷後)		原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり		○	○	○	○	○
		溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		○	○	○	○	○
		溶融炉心とコンクリートの伝熱		○	○	○	○	○
		コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		○	○	○	○	○
		原子炉格納容器内 FP 挙動		○	○	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象、－：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

*：1次系強制減圧により防止されることから生じない

2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

本節の各項では、運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る事故シーケンスグループ毎に、事象の推移を踏まえて、注目する評価指標及び運転員等操作に対して影響すると考えられる物理現象を、対象とした物理領域ごとに抽出する。

物理現象の抽出に当たって対象とする評価指標は、「規則の解釈」に示される、以下の(a)～(c)の評価項目に対応したものである。

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転員等操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつわずかな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

一方、厳密には、評価項目に対応する評価指標ごとに、解析上必要な物理現象が異なっており、ここでは、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて、有効性評価項目の中で余裕が小さくなる方向のものであって、代表的に選定したとしても、他の評価項目に対する物理現象の抽出及び有効性があることの確認に影響しないと考えられるものを注目する評価指標として選定する。

抽出された物理現象は、事故シーケンスグループとの組合せでマトリクスの形で表2-3のように整理されている。表2-3では、注目する評価指標に対して解析を実施する上で必要な物理現象を「○」、物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象を「－」で表している。

なお、物理現象の抽出に当たっては、運転停止中原子炉における燃料損傷防止に係る事故シーケンスグループのうち、反応度の誤投入については当該事象が生じない措置を講じていることから対象外とする。

2.3.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(1) 事象の推移

崩壊熱除去機能喪失は、原子炉の停止中に運転中の余熱除去系統の故障によって崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替注水設備による1次冷却材の補給機能の確保があり、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

原子炉の停止中に崩壊熱除去機能が喪失すると崩壊熱により炉心部が沸騰し、発生した蒸気とともに液相が加圧器の開口部から流出する。これにより1次系保有水量が減少して、やがて炉心が露出し燃料損傷に至る。

これを防止するために炉心が露出する前に、代替注水設備により炉心への注水を実施する。蓄圧タンクが待機状態であれば蓄圧タンク注入を実施する場合もある。

代替注水設備による注水により、崩壊熱による1次冷却材の開口部からの流出を補うことができ、炉心では沸騰が継続するものの炉心冠水に必要な1次系保有水量を確保できる。これにより炉心冠水を維持し事象収束に向かう。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（1次系保有水量）及び燃料被覆管温度に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループでは、事象初期から制御棒が挿入された状態であり核分裂出力に係る現象は生じない。放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

B) 炉心（燃料）

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。炉心水位の低下により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束（CHF）及びCHF超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率は燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHFまでの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHFを超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は炉心の1次冷却材により除熱される。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に、燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方

向の拡がり重要である。また、炉心の水位変化や露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心内の熱流動に伴いボイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、炉心の未臨界度に影響を与える。

D) 1次冷却系

本事故シーケンスグループではRCPが停止状態であり、余熱除去系によって1次冷却材が循環している状態を初期状態としている。事象開始後、早期に炉心水位が低下し高温側配管の水位がなくなると、1次冷却材の循環は停止するため、冷却材流量に係る物理現象は考慮不要である。

1次系開口部からの流出を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次系保有水量、流動挙動に影響する。

1次冷却材の沸騰により低下した1次系保有水量は、代替注入により補われる。ECCS強制注入（代替注入）、蓄圧タンク注入は、1次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、原子炉容器の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループの初期状態として加圧器に冷却材はなく、加圧器上端に開口部を有した状態にある。崩壊熱除去機能喪失に伴い崩壊熱により炉心部が沸騰に至り、炉心で発生した蒸気が開口部を有する加圧器へ流入し、加圧器上端の開口部から蒸気又は二相流体が流出する。

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて1次系は低圧かつ低温の低エネルギー状態にあり、開口部からの流出圧力損失を適切に評価することにより1次系内の過渡応答を模擬可能であることから、加圧器に係る物理現象は考慮不要である。

F) 蒸気発生器

本事故シーケンスグループでは蒸気発生器2次側保有水は考慮せず、2次側による冷却に期待しないことから物理現象として考慮不要である。

G) 原子炉格納容器

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える原子炉水位及び燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コードを用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

2.3.2 全交流動力電源喪失

(1) 事象の推移

全交流動力電源喪失は、原子炉の停止中に外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源も喪失することによって、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替電源設備による1次冷却材の補給機能の確保があり、代替電源を確保するとともに、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

本事故シーケンスグループにおける事象の推移は前項の崩壊熱除去機能喪失(2.3.1(1))と同様である。

(2) 物理現象の抽出

上述のとおり、事象の推移が前項の崩壊熱除去機能喪失と同様であるため、抽出される物理現象は2.3.1(2)と同様である。

2.3.3 原子炉冷却材の流出

(1) 事象の推移

原子炉冷却材の流出は、原子炉の停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって1次冷却材が系外に流出するとともに、余熱除去系統による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。

この事象に対する燃料損傷防止対策としては、代替注水設備による崩壊熱除去機能の確保があり、炉心への注入を実施して炉心の冠水を維持することで燃料損傷を防止することが可能である。

原子炉の停止中に系統操作の誤り等によって1次冷却材が流出すると1次系水位が低下して運転中の余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失し、崩壊熱により炉心部が沸騰し、発生した蒸気とともに液相が余熱除去系及び加圧器の開口部から流出する。これにより1次系保有水量が減少して、やがて炉心が露出し燃料損傷に至る。

これを防止するために炉心が露出する前に、充てん/高圧注入ポンプ又は充てんポンプにより炉心への注水を実施する。

充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプによる注水により、崩壊熱による1次冷却材の開口部からの流出を補うことができ、炉心では沸騰が継続するものの炉心冠水に必要な1次系保有水量を確保できる。これにより炉心冠水を維持し事象収束に向かう。

(2) 物理現象の抽出

各物理領域において、解析を実施する上で必要な物理現象の抽出につき説明する。本事故シーケンスグループでは炉心露出・ヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位を評価指標とする。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

事象中の炉心水位（1次系保有水量）及び燃料被覆管温度に影響する物理現象としては以下が挙げられる。

A) 炉心（核）

本事故シーケンスグループでは、事象初期から制御棒が挿入された状態であり核分裂出力に係る現象は生じない。放射性崩壊により発生する崩壊熱が炉心での熱発生源となる。

B) 炉心（燃料）

ギャップ熱伝達を含む燃料棒の熱伝導に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に直接影響する。燃料温度は炉心の保有エネルギーに影響を与えるため、この観点からも考慮が必要である。炉心水位の低下により炉心が露出し、燃料棒表面熱伝達が悪化した場合には、燃料被覆管温度が大きく上昇するため、限界熱流束（CHF）及びCHF超過後（炉心露出後）の燃料棒表面熱伝達率が燃料被覆管温度に影響する主要な現象となる。

CHFまでの条件においては過渡中の燃料棒の機械的な変形や化学変化が問題となることはないが、CHFを超えて燃料被覆管温度が非常に高くなった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による熱発生を考慮する必要がある。

C) 炉心（熱流動）

燃料棒から放出される熱は炉心の1次冷却材により除熱される。

本事故シーケンスグループでは、1次系保有水量の減少により炉心上部で炉心露出が生じた場合に、燃料被覆管の温度上昇が生じるため、炉心露出の軸方向の拡がりが必要である。また、炉心の水位変化や露出過程及び露出後の熱伝達には沸騰・ボイド率の変化が影響する。炉心の露出に際しては重力による気

液の分離（水位変化）を考慮する必要があり、炉心の露出が大きい場合は、蒸気の過熱度が大きくなり、顕著な気液の熱非平衡が生ずる可能性がある。

炉心内の熱流動に伴いポイド率や冷却材中のほう素濃度が変化する場合には、炉心の未臨界度に影響を与える。

D) 1次冷却系

本事故シーケンスグループではRCPが停止状態であり、余熱除去系統によって1次冷却材が循環している状態を初期状態としている。事象開始後、早期に炉心水位が低下し高温側配管の水位がなくなると、1次冷却材の循環は停止するため、冷却材流量に係る物理現象は考慮不要である。

余熱除去系及び1次系開口部からの流出を仮定する場合の破断口では、臨界流あるいは差圧流として冷却材の放出が生じ、1次系保有水量、流動挙動に影響する。

1次冷却材の沸騰により低下した1次系保有水量は、充てん系からの注入により補われる。充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプによる注入は、1次系保有水量及びほう素濃度の変化に影響を与える主要な現象として捉えられる。

1次系のエネルギーバランスは、主として前述の炉心出力と質量の出入りに伴う変化、原子炉容器の構造材との熱伝達も影響を与える。

E) 加圧器

本事故シーケンスグループの初期状態として加圧器に冷却材はなく、加圧器上端に開口部を有した状態にある。崩壊熱除去機能喪失に伴い崩壊熱により炉心部が沸騰に至り、炉心で発生した蒸気が開口部を有する加圧器へ流入し、加圧器上端の開口部から蒸気又は二相流体が流出する。

炉心損傷シーケンスグループに比べ、本事故シーケンスグループは事象中を通じて1次系は低圧かつ低温の低エネルギー状態にあり、開口部からの流出圧力損出を適切に評価することにより1次系内の過渡応答を模擬可能であることから、加圧器に係る物理現象は考慮不要である。

F) 蒸気発生器

本事故シーケンスグループでは蒸気発生器2次側保有水は考慮せず、2次側による冷却に期待しないことから物理現象として考慮不要である。

G) 原子炉格納容器圧力

本事故シーケンスグループでは、冷却材流出による原子炉格納容器圧力挙動が与える原子炉水位及び燃料被覆管温度への影響はないことから、解析コード

を用いた原子炉格納容器圧力評価は行わないため、主要な物理現象は抽出しない。

表 2-3 抽出された物理現象一覧（運転停止中原子炉）（1/2）

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却 材の流出
	物理現象	評価指標	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)	炉心水位、 (燃料被覆 管温度)
炉心 (核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○
	限界熱流束 (CHF)	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	○	○	○
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	○	○	○

○：解析を実施する上で必要な物理現象

—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

表 2-3 抽出された物理現象一覧（運転停止中原子炉）（2/2）

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却 材の流出
	評価指標	炉心水位、 （燃料被覆 管温度）	炉心水位、 （燃料被覆 管温度）	炉心水位、 （燃料被覆 管温度）
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	—	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○
	ほう素濃度変化	○	○	○
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	—	—	—

○：解析を実施する上で必要な物理現象

—：物理現象自体が生じない又は解析を実施する上で必ずしも必要ではない物理現象

3. 抽出された物理現象の確認

3.1 PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認

2章において、事故シーケンスグループ等毎に、事象進展及び運転員等操作を踏まえ分析して抽出した物理現象について、評価が可能な解析コードの選定と適用性確認を行うため、米国 NRC の RG 1.203 や日本原子力学会標準「統計的安全評価の実施基準：2008」で用いている EMDAP (Evaluation Model Development and Assessment Process) に示されるプラントシステムの階層構造分析を参考に、有効性評価で解析対象とする PWR プラントの物理領域を展開して階層化した。

図 3-1 には、階層化結果及び 2 章で抽出した物理現象との対応を示す。

また、以下に、本資料における階層構造分析の考え方を示す。

<u>構成要素</u>	<u>内 容</u>
システム	解析すべきシステムの全体
サブシステム (物理領域)	解析に考慮しなければならない主要な構成要素
モジュール (物理領域)	サブシステムの中の機器
成分	物質の化学形態
相	固体、液体あるいは蒸気
幾何学的形態	移動時の幾何学的な形態 (プール、液滴、気泡、液膜等)
場	輸送されるパラメータ (質量、運動量、エネルギー等)
輸送プロセス	システム各部における構成相間の移動と相互作用を決定するメカニズム

構成要素については、有効性評価においてモデル化の必要な物理領域 (サブシステム、モジュール) として、炉心 (核、燃料、熱流動)、1 次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、及び炉心損傷後の原子炉容器、原子炉格納容器を定めた。この物理領域は、2 章の物理現象の抽出においても、整理上用いている。

各物理領域に含まれる、解析対象とする成分 (物質) については、同種の場の方程式で表現できる相及び幾何学形態に着目して分類し、それらの間の質量、エネルギー及び運動量 (力) の輸送を輸送プロセスとした。

ただし、厳密には更に細分化できる相又は幾何学形態であっても同種の場の方程式で表現される場合 (液膜と液滴、各種の異なる FP 等) には、まとめて取り扱うこととしており、このため、それらの間の輸送プロセス (液膜-液滴の相互変化等) は表現していない。また、サブシステム、モジュール間の輸送については、総量的な概念に留めている。

なお、炉心 (核及び燃料) については、熱流動現象を中心とする他のモジュールと性格が異なるが、モジュール間の関係を明確にするため、便宜的に同様に同一の場の方程

式で表現される単位に分類し、それに関連する物理プロセスを整理した。

炉心損傷後については、損傷後の物理現象として特徴的なもののみを記載しており、炉心損傷前の項で既に述べられている現象については、損傷後においても特徴的なもの以外は記載していない。

図 3-1 に示すとおり、評価において解析コードでのモデル化が考えられるプロセスを体系化し、抽出された物理現象がその範囲に含まれていることを確認した。

なお、異なる場の関係を示すために記載している輸送プロセス等で、対応する物理現象の無いものもあるが、解析上、新たに抽出すべき物理現象はないものと判断している。

以上により、抽出された物理現象について、解析コードにおいて必要な解析モデルの範囲が明確となった。実際には、評価対象とする事故シーケンスグループ等毎に抽出される物理現象によって、解析コードに求められる解析モデルの記述のレベルは異なっており、これについては、5章の解析コードの選定において、複数の候補からコードを選定する際に勘案される。

3.2 EURSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認

炉心損傷後の物理現象に関しては、EC 5th Framework Program (1999-2002) にて作成された EURSAFE (2001-2003) をベースに、5つの領域（圧力容器内現象、圧力容器外溶融炉心挙動、動的負荷、長期的な負荷、核分裂生成物）において 21 の物理現象に絞り込んだ PIRT が作成されている¹。

EURSAFE における炉心損傷後の現象と有効性評価において抽出された物理現象の対応関係を図 3-2 に示す。EURSAFE における物理現象のうち、今回の有効性評価において抽出されていない現象が存在するが、その理由は、以下のとおりである。

(1) 原子炉容器内現象

A) 「再冠水」

過熱炉心が再冠水する場合に急激に炉心が冷却される現象であり、その過程で発生する水蒸気による金属-水反応に伴い、水素の追加発生が生じ得る。重大事故等対策の有効性評価において、炉心損傷後の再冠水を考慮するシーケンスがないことから、対応する現象は抽出されない。

¹ D. Magallon et al., “European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)”, Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309–346.

(2) 原子炉容器外の溶融炉心挙動

A) 「原子炉容器破損及び溶融炉心放出」

原子炉容器破損及びそれに伴い溶融炉心が破損口から原子炉容器外に放出される現象である。有効性評価では、水張りした原子炉下部キャビティへの低圧での溶融炉心放出を想定しており、細粒化やエントレインメントについて考慮していることから、有効性評価において抽出した物理現象である「原子炉容器外 FCI」に対応する。なお、高圧時の溶融炉心放出については、「溶融物放出と格納容器直接加熱」に対応する。

B) 「溶融炉心・セラミック相互作用（コアキャッチャ）」

国内の既設 PWR において、コアキャッチャは設置されていないことから、対応する現象は抽出されない。

(3) 動的負荷

A) 「水蒸気爆発」

格納容器破損モードとして水蒸気爆発は、国内 PWR では発生しないと判断しており、対応する現象は抽出されない。

B) 「水素燃焼と爆轟」

爆轟については、有効性評価では水素濃度評価により、爆轟に至らないことを確認しており、対応する現象は抽出されない。水素燃焼については、別途 AICC モデルによる圧力上昇評価により原子炉格納容器の健全性評価を実施しており、対応する現象は抽出されない。

C) 「原子炉格納容器及び機器の動的挙動」

水蒸気爆発、水素燃焼又は爆轟に伴う原子炉格納容器及び機器の瞬時の機械的な挙動に関する現象である。上記 A)及び B)のとおり、対応する現象は抽出されない。

(4) 長期負荷

A) 「原子炉格納容器及びベースマットの機械的挙動」

原子炉格納容器及びベースマットに対する長期の機械的な挙動に関するもので、貫通部での漏えい等、原子炉格納容器の健全性が失われてゆく過程での構造物に係る現象を意味している。こうした機械的挙動については、格納容器破損防止の観点で各評価項目（原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度、ベースマット侵食深さ）について有効性を確認することから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

(5) 核分裂生成物

A) 「格納容器バイパス放出」

有効性評価においては、格納容器バイパス事象における炉心損傷防止対策の有効性を確認することとしており、対応する物理現象は抽出されない。

B) 「よう素の化学形態」

よう素は、化学形態（粒子状よう素、元素状よう素及び有機よう素）に応じて原子炉格納容器内での沈着等の挙動が異なる。

格納容器内での粒子状よう素の挙動は、他のエアロゾル挙動に含まれ、「原子炉格納容器内 FP 挙動」として抽出し考慮されている。粒子状よう素及び元素状よう素は、沈着等で気相部から除去されるが、有機よう素は気相部に留まる。有機よう素は、気相部に留まるため崩壊熱にわずかに寄与するが、崩壊熱の大部分は熔融炉心部及び液相部で発生することから、有機よう素の崩壊熱割合は小さい。したがって「よう素の化学形態」の取扱いの差異は原子炉格納容器圧力及び温度評価には殆ど影響しないことから、有効性評価における物理現象として抽出されていない。

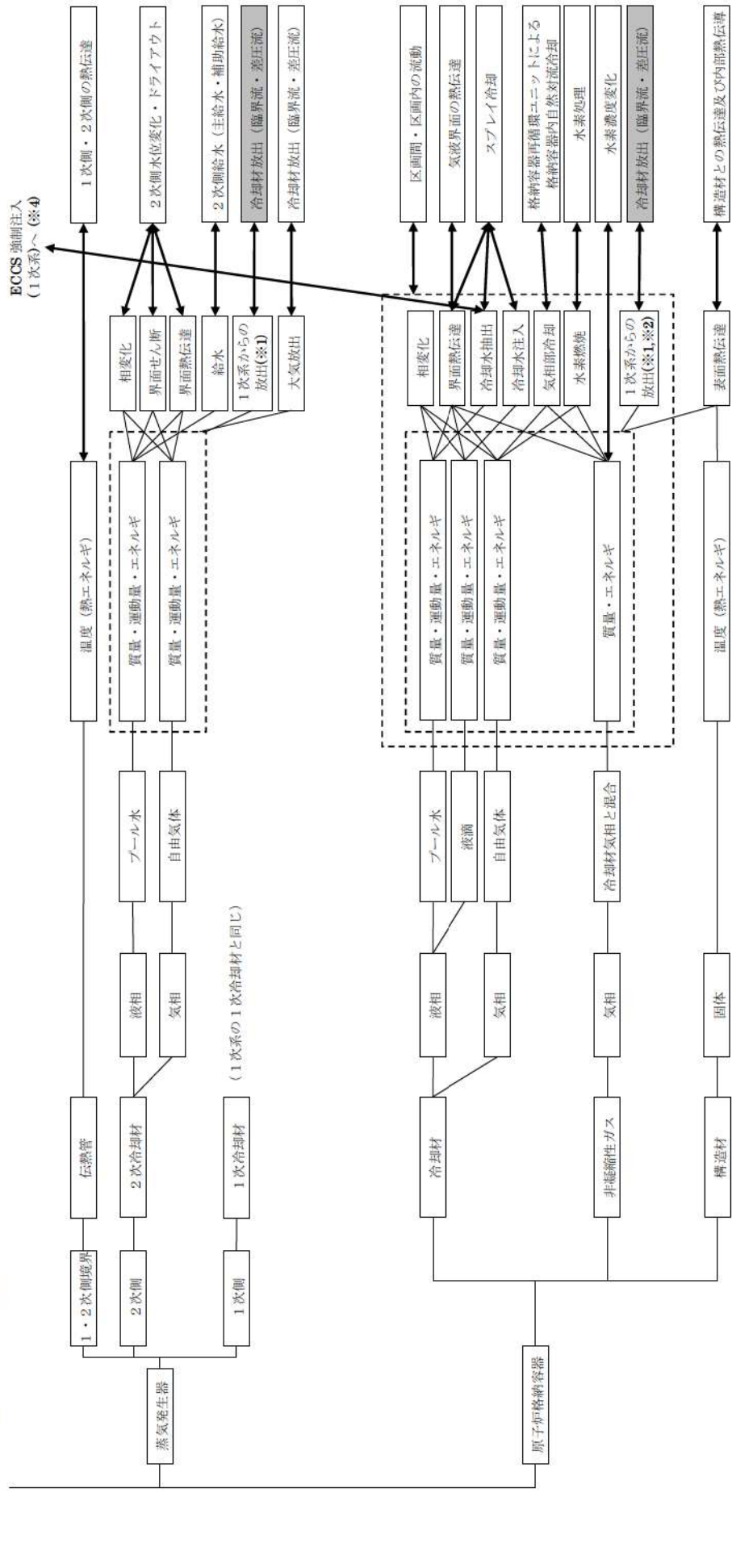
なお、被ばく評価では、よう素の化学形態については、NUREG-1465 等に基づいて粒子状よう素、元素状よう素及び有機よう素の存在割合を設定し、それぞれのよう素の性状に応じて沈着又は原子炉格納容器内でのスプレイによる挙動等のモデルを選定している。

また、よう素を含む核種グループ毎に、FP の放出率については NUREG-1465 等に基づく放出時間及び割合を、沈着等の挙動については CSE 実験²や米国 Standard Review Plan 6.5.2 のモデル等を用いており、その取扱いに基づく重大事故時の FP 放出は、個別の事象進展解析に基づく評価よりも保守的な結果を与えることを、第 3 部 M A A P コードにおいて確認している。

以上より、EURSAFE における炉心損傷後の物理現象と、有効性評価において抽出された物理現象との関係を整理し、有効性評価解析を実施する上で、新たに抽出すべき物理現象がないことを確認した。

² : BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report”

システム サブシステム (物理領域) モジュール (物理領域) 成分 相 幾何学形態 場 輸送プロセス 抽出された物理現象



■：前出(1次系、加圧器)と同じ

図 8-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(2/4)

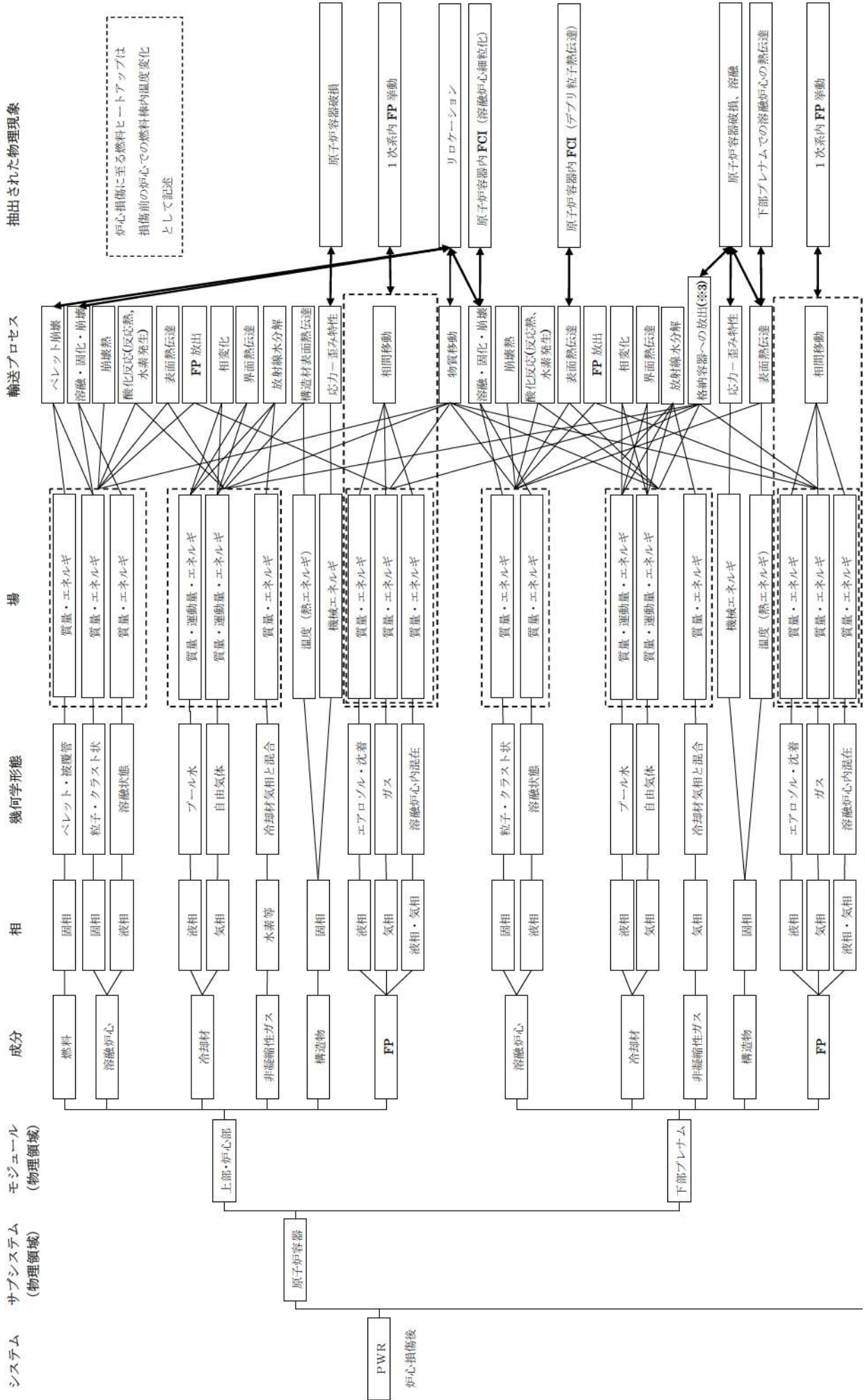


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (3/4)

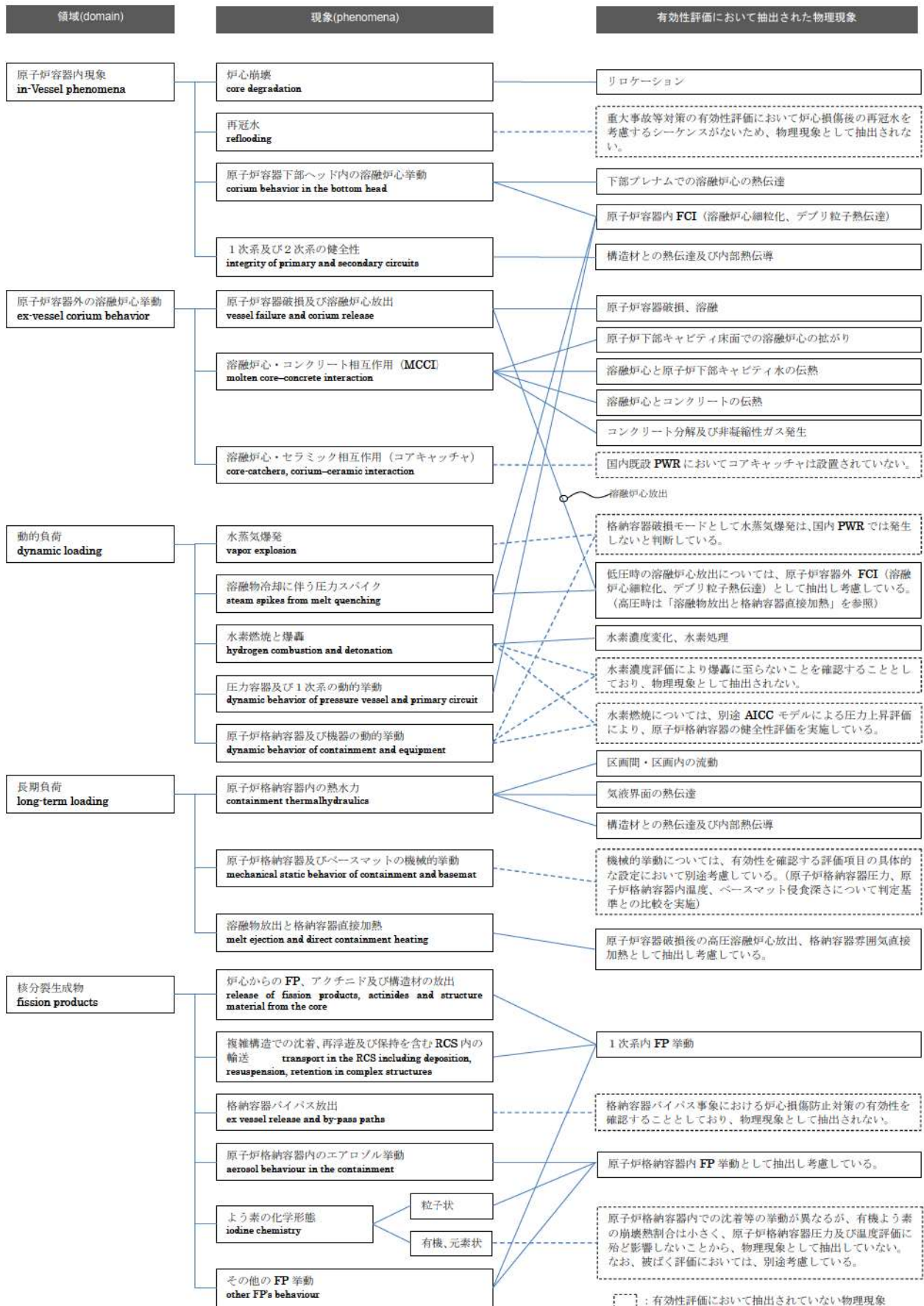


図 3-2 EURLSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

4. 適用候補とするコードについて

前項で抽出した考慮すべき物理現象を踏まえ、プラント挙動全体を評価可能なコード及び原子炉格納容器挙動が評価可能なコードとして、以下を有効性評価に適用するコードの候補とした。なお、炉心動特性、燃料及び炉心熱流動特性のみを評価対象としたコードは除外した。

- ①MARVELコード
- ②SATAN-Mコード（関連コード含む）
- ③SATAN-M（Small LOCA）コード（関連コード含む）
- ④COCOコード
- ⑤M-RELAP5コード
- ⑥SPARKLE-2コード
- ⑦MAAPコード
- ⑧GOTHICコード

これらのコードのうち、①～④は従来の国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードである。⑤～⑧については、原子炉設置変更許可申請書における適用実績はないが、表 4-1 に示すような実績を有する。

4.1 適用候補コードの概要

4.1.1 MARVELコード

MARVELコードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時（LOCAを除く）の熱流動解析を行う許認可解析コードである。1次系、2次系及び関連補機を複数のボリュームに分割し、液相の質量及びエネルギー保存則を解き、各ボリュームの冷却材の温度、密度及び流量を計算する。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学特性は、二つの等価ループに分けて扱われる。

なお、類似するコードとして、米国 Westinghouse 社の LOFTRANコードが挙げられるが、取り扱う保存則や機能はMARVELコードと同等であることから、MARVELコードを代表とする。

4.1.2 SATAN-Mコード（関連コード含む）

大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価においては以下のコードが組み合わせて用いられている。

SATAN-Mコード：大破断 LOCA 時のブローダウン過程を対象に、1次系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却材配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を

算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

WREFLOODコード：リフィル期間における1次系の模擬をSATAN-Mコードに引き続き行う。

BASH-Mコード：再冠水期間における1次系の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。

LOCTA-Mコード：SATAN-Mコード、WREFLOODコード、BASH-Mコードの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。

なお、大破断LOCA時の原子炉格納容器健全性評価の圧力、温度解析は後述のCOCOコードが用いられるが、その際、以下のコードが組み合わせて用いられており、これらについても、SATAN-Mコードの関連コードとする。

SATAN-VIコード：ブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mコードと同等なコードである。

WREFLOODコード：リフィル及び再冠水期間における1次系全体の模擬をSATAN-VIコードに引き続き行う。

4.1.3 SATAN-M (Small LOCA) コード (関連コード含む)

中小破断LOCA時のECCS性能評価においては以下のコードが組み合わせて用いられている。

SATAN-M (Small LOCA) コード：小破断LOCA時の1次系全体の模擬を目的としたコードであり、1次系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却材配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

LOCTA-IVコード：燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) コードの出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。

4.1.4 COCOコード

COCOコードは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

4.1.5 M-RELAP5 コード

M-RELAP5 コードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性（1点炉近似）等の計算機能を有し、原子炉の異常な過渡及び事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。1次系、2次系及び関連補機を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。

燃料棒熱解析では、燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップ毎に得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導、及び壁面熱伝達を解き、判断基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。

なお、類似するコードとして、米国 EPRI (Electric Power Research Institute) の RETRAN コードが挙げられるが、RETRAN コードは RELAP4 コードがベースであり、基礎式、解法、モデルについて RELAP5 コードと優劣は見られないことから、RELAP5 コードをベースに改良を行った M-RELAP5 コードを代表とする。

4.1.6 SPARKLE-2 コード

SPARKLE-2 コードは、プラント特性コード M-RELAP5 の炉心動特性を 1点炉近似から 3次元動特性に変更したコードであり、具体的には 3次元炉心動特性コード COSMO-K 及び 3次元炉心熱流動特性コード MIDAC を結合し、1次系全体の熱流動と 3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

炉心の核計算は 1点炉近似から 3次元動特性に変更し、熱流動計算はドリフトフラックスモデルを採用することにより、過渡時の出力分布変化やボイド生成に伴う反応度帰還効果を適切に評価することができる。また、高温集合体内のサブチャンネル解析を別途行うことで、上述の効果を取り込んだ最小 DNBR、燃料中心温度を評価する。

4.1.7 MAAP コード

MAAP コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル

化するとともに、工学的安全施設のモデルや重大事故等対策として用いる各種機器の取扱いが可能である。なお、熱水力モデルは、質量及びエネルギー保存則を解き、運動量方程式を準静的な取扱いとしている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次系や原子炉格納容器内に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

なお、MAAPコードの他に、シビアアクシデント時の炉心損傷に係る特有現象を取り扱うコードとしては、MELCORコード(米:NRC)、THALES 2コード(日:JAERI)、ASTECコード(独仏)とSCDAP/RELAP5コード(米:INL/ISS社)がある。MELCORコードは商用が認められないこと、また、その他は開発段階あるいは研究目的の位置づけが強いコードであることから、必ずしも有効性評価に適さないと判断される。

4.1.8 GOTHICコード

GOTHICコードは質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。流体場においては各種ガス組成の考慮が可能である。空間はノードとして模擬され、それらはパスにより接続される。ノードは集中定数系、又は有限差分法で分割する分布定数系による模擬が適用可能である。一般に、集中定数系は区画間の流体移動のモデル化に、また、分布定数系はドーム部等の対流による流体拡散が伴う領域のモデル化に適している。

また、ポンプ、バルブ、スプレイ、ファン、空調機器、熱交換器、イグナイタ、水素再結合器といった機器設備の作動及び制御に対しても組み込みのコンポーネントモデルにより模擬可能である。

これらにより、原子炉格納容器内の水素を含む流体の過渡状態が計算される。

なお、水素燃焼解析及び水素拡散・混合挙動の解析ツールとして、汎用のCFD(Computational Fluid Dynamics)解析コードも候補として考えられ、また、その検証についても、PANDA試験等の解像度の高いデータが採取されつつある。ただし、CFD解析コードの能力を生かして、ブルーム(煙の上昇)挙動のレベルまで模擬するためには、詳細なメッシュ分割が必要であり、また、蒸気と水素の分離的な運動まで考慮するのであれば、蒸気と水素を別々の運動量方程式で扱えるモデルが必要である。

有効性評価における水素燃焼解析では、各区画やドーム部における水素の分布が適切に再現できることが重要である。GOTHICコードを用いた評価においては、

NUPEC 試験の中で様々な条件で実施された試験に対し、CFD 解析コードのように詳細な空間分割としなくとも、区画間における移流やドーム部における成層化を含めた原子炉格納容器内の水素挙動を模擬できていることを確認している。このため、異なるシーケンスにおける水素濃度分布の評価に対しては、現象の模擬のために必要な精度にまで空間を分割することで対応が可能である。したがって、各区画やドーム部における水素の分布を適切に再現するためには、CFD 解析コードは必ずしも必要ではなく、GOTHICコードを適用することは合理的であると考えられる。

表 4-1 各コードの使用実績

コード	適用実績
M-RELAP5	米国 INL の RELAP5-3D コードをベースに三菱重工業(株)が開発した過渡及び事故解析コードである。米国において、US-APWR の安全解析(小破断 LOCA)に適用している。また、本コードがベースとしている RELAP5 コードは、欧米において Non-LOCA、LOCA(大小の双方を含む)の安全解析への適用例がある。
SPARKLE-2	プラント過渡解析モデルに関しては、M-RELAP5 コードであり、ベースとしている RELAP5-3D コードについては、欧米において実績がある。炉心部分の COSMO-K コード/MIDAC コードに関しては、国内外での適用実績は無いが、解析モデルに関して、三菱重工業(株)による文献(MHI-NES-1052 及び MHI-NES-1055)においてその妥当性が示されている。
MAAP	米国 IDCOR プログラム(Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム)の中で開発され、所有権が EPRI に移管されたコードである。国内外でシビアアクシデント時の評価に広く利用されており、欧米では許認可にも適用された実績がある。
GOTHIC	米国 NAI 社が COBRA-NC コードをベースに開発し EPRI が所有するコードであり、米国においては、各種プラントの原子炉格納容器に対する DBA 解析、SA 解析及び建屋の設計解析など許認可申請において数多くの適用例がある。

※ 本表では、国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードは除く。

5. 有効性評価に適用するコードの選定

有効性評価に適用するコードを選定するに当たって、解析コードが備えるべき物理現象モデルは2章で抽出されたとおりであり、4章で述べた候補コードの特徴を踏まえ、必要な物理モデルの有無、模擬性能の優劣及び利便性の観点から、適用するコードの選定を行った。以下に、コード選定における考え方を整理する。なお、最終的に選定された有効性評価に使用するコード一覧を表 5-18 に示す。

5.1 炉心損傷防止

5.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-1 に示す。

本事故シーケンスグループの評価は、1次系におけるフィードアンドブリード運転の有効性を確認するものであり、1次系モデルを有する、MARVELコード、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、MERELAP5コード、SPARKLE-2コード、MAAPコードが候補に挙げられる。

2.1.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループでは小破断 LOCA 事象やフィードアンドブリード運転による1次冷却材の減少が生じ、炉心部や1次系において気液の熱非平衡や分離といった現象を考慮する必要がある。したがって、これらの物理現象を踏まえた最適評価を行う場合には気液のエネルギー、運動量保存式を独立に取り扱える二流体あるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードが必要となる。一方、評価指標である燃料被覆管温度に対しては、小破断 LOCA 時の炉心上部露出による燃料被覆管温度上昇が最も主要な現象となり、炉心内の3次元的な核、熱流動現象の模擬は要求されない。

MARVELコードは、1次系内の流動を液単相流を前提として解くコードであるため、上述のような二相流動現象を適切に取り扱えない。また、SPARKLE-2コードも、炉心部において2流体モデルによる模擬ができず、本事故シーケンスグループのように1次系保有水量の減少により炉心上部で露出が生じるような状態の模擬には適さない。

さらに、SATAN-Mコード及びSATAN-M (Small LOCA) コードは、2流体モデルに準じる解析モデルを持つが、基礎方程式においてエネルギー保存則を気液混合で取り扱っており、加圧器における気液の熱非平衡を評価できない。このため2次冷却系からの除熱機能喪失による1次冷却材温度上昇に伴う、加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動とそれによる1次系の圧力上昇を適切に評価できない。また、SATAN-Mコードは、大破断 LOCA の事故シーケンスを前提と

したコードであり、各部の水頭差、ボイド分布の影響を適切に考慮できないため小規模な漏えいの解析には適していない。

MAAPコードについても、本事故シーケンスグループにおいて、加圧器挙動の評価のために高温側配管から加圧器にかけてのボイド率評価が重要となるのに対し、高温側配管を炉心と区別していない等、1次系のノード分割が粗く精度の高い模擬が難しいことから適さない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要となるすべての現象モデルを兼ね備えたコードとしてM-RELAP5コードを選定した。

5.1.2 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-2 に示す。

2.1.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの1次冷却系の評価は、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳に伴う RCP シール LOCA 発生時において、2次系によるクールダウン操作を主とする炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。したがって前節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要となるすべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5コードであることより、1次系評価のためのコードとしてはM-RELAP5コードを共通して用いることとした。

一方、原子炉格納容器圧力に関しては、MAAPコード、COCOコード及びGOTHICコードが候補に挙げられる。

MAAPコードとGOTHICコードについては、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価するのに適しているのに対し、COCOコードは、原子炉格納容器を単ノードで模擬しており、従来の原子炉設置変更許可申請書における原子炉格納容器の健全性評価において実績がある。

全交流動力電源喪失時においては、破断規模の大きい LOCA と比較して原子炉格納容器圧力の上昇は緩やかなため原子炉格納容器内の状態量の分布は必要ではなく、格納容器内自然対流冷却の成立性は、格納容器破損防止の雰囲気圧力・温度による静的負荷の評価に包含されると判断し、実績のあるCOCOコードを選択した。このことにより、1次系の模擬には上記のとおりM-RELAP5コードを用いるため、原子炉格納容器圧力評価にはM-RELAP5コードで計算された放出質量及び放出エネルギー流量を境界条件として与える。

5.1.3 原子炉補機冷却機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-3 に示す。

前項の全交流動力電源喪失と同じ事象の推移及び評価指標であるため、M-RELAP5 コード及びCOCOコードを選択した。

5.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-4 に示す。

2.1.4 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、LOCA が発生して 1 次系から冷却材が放出され、原子炉格納容器の除熱機能が喪失する場合の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系モデル及び原子炉格納容器モデルの両方を有するMAAPコードとSATAN-Mコードが候補として挙げられる。(MARVELコード、SATAN-M (Small-LOCA) コード、M-RELAP5 コード、SPARKLE-2 コードについては、原子炉格納容器モデルを有しておらず、GOTHICコードについては、1 次系モデルを有していないことから、本事故シーケンスグループの評価には他のコードとの組合せ及びその検証が必要であり、現状での適用は困難である。)

本事故シーケンスグループには LOCA 事象が含まれ、一般には、炉心部や 1 次系において気液の熱非平衡や分離・対向流といった現象が出現し気液のエネルギー方程式、運動量方程式を独立に取り扱える二流体モデルあるいはそれに準じるモデルを持つ解析コードが必要となる。

SATAN-Mコードは、この条件を満足しているが、格納容器再循環ユニットのモデルを備えていないこと、及び大破断 LOCA の評価が目的であり事故シーケンスグループ内の大破断 LOCA 以外の事象には適さない。

MAAPコードは、上記の条件については簡易的な模擬と言えるが、本事故シーケンスグループが格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性の確認を目的としていることから、1 次系モデルとしては、時間オーダーでの放出質量及びエネルギーの積算値が重要であり、短期的な応答を精緻に解くための 2 流体モデルあるいはそれに準じるモデルは必ずしも必要ない。また、炉心動特性及び反応度効果に関する現象に関する解析モデルは備えていないが、当該現象は起因事象の LOCA 発生後に原子炉トリップに至るごく短期間においてのみ考慮される現象であり、事象進展に大きな影響を与えるものではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定する場合には考慮は不要である。

以上より、本事故シーケンスグループの評価に適切なコードとしてMAAPコードを選定した。

5.1.5 原子炉停止機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-5 に示す。

本事故シーケンスグループの評価は、運転時の異常な過渡変化時に原子炉停止機能が喪失する場合の ATWS 緩和設備の有効性を確認するものであり、1 次系及び 2 次系モデルを有する、MARVEL コード、SATAN-M (Small LOC A) コード、M-RELAP5 コード、SPARKLE-2 コードが候補に挙げられる。

2.1.5 節に述べたように、本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能が喪失するため、炉心部の解析モデルについて以下のような機能を有することがコード選定の要件として挙げられる。まず、原子炉停止機能が喪失した状態での、燃料温度変化及び冷却材密度変化に伴う炉心の出力応答が適切に評価できることが求められる。次に、事故シーケンスによっては、炉心損傷（燃料被覆管温度上昇）に繋がる DNB 発生条件までの裕度を適切に把握できることが要求される。一方、LOCA 現象を含まず、高圧条件が維持されることから、炉心を含む 1 次系内の熱流動現象は概ね均質流として扱うことができ、気液のエネルギー方程式や運動方程式には 2 流体モデルのような独立性は必ずしも要求されない。

さらに、炉心部以外の解析モデルに対する要求としては、評価指標として 1 次系圧力に注目する場合には 2 次系の冷却機能低下を考慮した事故シーケンスが重要となることから、蒸気発生器の 2 次側水位を適切に評価できることが挙げられる。また、加圧器インサージ時の圧力上昇を適切に取り扱うために加圧器内での気液熱非平衡と水位変化をモデル化できる必要がある。

以上のうち、炉心部の解析モデルに関する要求に対しては、出力応答の評価において、1 次冷却材密度変化、ボイド生成、出力変化といった事象推移を考慮するために、これらの過渡変化に伴う核的挙動を考慮した反応度係数を用いる 1 点炉近似動特性、もしくは過渡変化に伴う核的挙動を直接評価できる 3 次元炉心動特性が必要となる。また、燃料被覆管温度上昇に繋がる DNB 発生条件までの裕度を適切に把握するためには、特に出力上昇や局所的なボイド生成を伴う事故シーケンスに対して事象進展中の出力分布変化を取り込んだ評価とする必要がある。これら出力応答及び DNB 発生条件を事象進展に見合った評価とするためには、過渡変化に伴う核的挙動及び出力分布変化を同時に評価することが可能な 3 次元炉心動特性を採用する SPARKLE-2 コードを用いることが合理的である。

また、蒸気発生器 2 次側や加圧器内の解析モデルに関しては、M-RELAP5

コード又はSPARKLE-2コードが2流体モデル及び多ノード分割により、これを適切に模擬できる。MARVELコード、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コードについては、蒸気発生器2次側について簡略化されたモデルを採用しているため、蒸気発生器2次側のドライアウト時の伝熱特性の評価に適さない。さらに、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コードでは気液の熱非平衡を伴う加圧器インサージ時の気相部圧縮挙動を評価できない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なとなるすべての現象モデルを兼ね備えたコードとしてSPARKLE-2コードを選定した。

5.1.6 ECCS 注水機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-6 に示す。

2.1.6 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、中小破断 LOCA 時に高圧注入系の機能が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁と補助給水を用いた2次系強制冷却により1次系を冷却及び減圧し、蓄圧注入を促進させることで炉心冷却を確保する炉心損傷防止対策の有効性を確認することから、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、中小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。5.1.1 節の議論と同様に本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なとなるすべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5コードであることより、M-RELAP5コードを共通して用いることとした。

なお、大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能喪失について、解析評価を実施する場合は、4.1 節の適用候補コードの概要にて述べたコードのうち、大破断 LOCA 時の ECCS 性能評価用に開発されたSATAN-Mコード (関連コード含む) が適用可能であるが、国内外の先進的な対策を踏まえて計画されている対策の有効性を示すことは困難であると予想される。他に LOCA 時の1次系を評価範囲としているのは、MAAPコードとM-RELAP5コードであるが、MAAPコードは、1次系模擬が簡略化されており、低圧注入機能のみが喪失した際の再冠水過程における詳細な挙動を解くには適していない。M-RELAP5コードについても、再冠水過程の模擬性能が不十分であり、大破断 LOCA 評価には適していない。

5.1.7 ECCS 再循環機能喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-7 に示す。

2.1.7 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、ECCS 再循環機能が喪失する事故シーケンスを対象に、代替再循環により炉心冷却を確保する炉心損

傷防止対策の有効性を確認するものであり、中小破断 LOCA 時には 2 次系による原子炉減圧操作が加わる。

再循環切替時には、水源である格納容器再循環サンプの状態が、原子炉格納容器内の状態に依存すること、大破断 LOCA 時には 1 次系圧力が原子炉格納容器圧力より若干高い圧力で推移し原子炉格納容器圧力の影響を受けることから、原子炉系モデルの他に原子炉格納容器モデルが必要である。また、再循環切替時点における 1 次系の保有水分分布を適切に評価できることが重要である。

このため、両方のモデルを有する MAAP コードと SATAN-M コードか、あるいは 1 次系の LOCA を取り扱える M-RELAP5 コードと原子炉格納容器評価コードの組合せが候補として挙げられる。

SATAN-M コード及び関連コードは、設計基準の大破断 LOCA 時における ECCS 性能評価を対象としたコードであるが、事象の収束が判断可能な事故後数百秒間の詳細な評価を目的としており、再循環モデルを有していない等、長期の評価には適さない。

MAAP コードは、運動量を動的に取り扱えないことから LOCA 時の初期の 1 次系内の流動変化に伴う燃料被覆管温度挙動の評価については適さないが、本事故シーケンスグループの評価は、1 次系圧力が高い場合の 2 次系による減圧及び代替再循環による炉心冷却の維持の確認が目的であり、再循環切替時点では、大破断 LOCA 直後のブローダウン事象よりも緩やかな挙動となることから、基本的に適用可能と考えられる。M-RELAP5 コードと原子炉格納容器評価コードの組合せについては、中小破断 LOCA に限定すると、破断流が臨界流であり 1 次系圧力が原子炉格納容器圧力の影響を受けないため、原子炉系と原子炉格納容器の挙動を必ずしも同時に解く必要はないため適用性に問題はない。しかし、1 次系と原子炉格納容器の連成解析がなされないことから大破断 LOCA には適さない。

以上より、本事故シーケンスグループの評価には、原子炉格納容器除熱機能喪失と同じく、MAAP コードを共通に用いることとした。

なお、1 次系内保有水分分布を適切に評価できることが重要であることを踏まえ、「第 1 部 M-RELAP5 コード」において、大破断 LOCA 時に再循環失敗した場合の M-RELAP5 コードの炉心水位挙動の評価性能について確認した上で、「第 3 部 MAAP コード」においては、M-RELAP5 コードとの比較を通じて有効性評価上考慮すべき MAAP コードの不確かさを定量化している。

5.1.8 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-8 に示す。

2.1.8 節に述べたように、本事故シーケンスグループの1次冷却系の評価は、1次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失と同様に、小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5 コードであることより、M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.1.9 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-9 に示す。

2.1.9 節に述べたように、本事故シーケンスグループの1次冷却系の評価は、1次冷却材の漏えいの抑制と炉心の冷却を行うための炉心損傷防止対策の有効性を確認するものであり、5.1.1 節の2次冷却系からの除熱機能喪失で述べた小破断 LOCA 事象に対する詳細な模擬能力と同等の能力が要求される。したがって、5.1.1 節の議論と同様に、本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に必要なすべての現象モデルを兼ね備えているのはM-RELAP5 コードであることより、M-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.2 格納容器破損防止

5.2.1 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-10 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはMAAPコードのみである。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-11 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはMAAPコードのみである。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-12 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはMAAPコードのみである。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.2.4 水素燃焼

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-13 に示す。

本格納容器破損モードの評価は、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応等で発生した水素の激しい燃焼による原子炉格納容器の破損が、原子炉格納容器の大きさとあいまって PAR により防止されることを確認するものであり、水素の発生量の評価と原子炉格納容器内の水素濃度分布の解析が必要である。原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードとしてはMAAPコードが挙げられる。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

原子炉格納容器内の水素濃度評価には、MAAPコード及びGOTHICコードが候補に挙げられる。1次系の模擬には上記のとおりMAAPコードを用いるため、原子炉格納容器内の水素濃度評価にはMAAPコードで計算された放出質量及び放出エネルギー流量を境界条件として与える。

MAAPコードは、多区画模擬が可能で原子炉格納容器雰囲気の状態量の分布を評価することが可能であるが、物理的な区画を1次元流れで模擬するものであり、原子炉格納容器内のドーム部の空間分布の評価には適さない。一方、GOTHICコードは、物理的な区画の模擬に加え、空間分布を3次元で模擬可能であることから、局所の水素濃度分布やドーム部での水素の成層化を取り扱える。

このため、本格納容器破損モードの評価のうち水素燃焼においてはGOTHICコードを選択した。

5.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-14 に示す。

本格納容器破損モードは、炉心溶融後、原子炉格納容器圧力及び温度による静的負荷に対して、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認するものであり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動及び FP 挙動に関するモデルを有するコードはMAAPコードのみである。

MAAPコードは、炉心動特性を備えていないが、事故後短時間で炉心出力は崩壊熱レベルに低下するため特に大きな問題ではなく、事象初期から原子炉トリップさせることを仮定することが可能である。

5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止

5.3.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-15 に示す。

2.3.1 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.3.2 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-16 に示す。

2.3.2 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

5.3.3 原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループの評価で考慮すべき現象に対する各コードのモデルの対応を表 5-17 に示す。

2.3.3 節に述べたように、本事故シーケンスグループの評価は、余熱除去系停止時の炉心における沸騰現象とそれに伴う水位低下に対する代替注水設備等の有効性を確認するものであり、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5 コードが候補に挙げられるが、炉心損傷防止で選定されたM-RELAP5 コードを共通して用いることとした。

表 5-1 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：2次冷却系からの除熱機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	△	△	△	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-2 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：全交流動力電源喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
器加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
格納容器 原子炉	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-3 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：原子炉補機冷却機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—	
器加	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉 格納容器	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-4 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：原子炉格納容器の除熱機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
燃料(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—	
加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
各原子炉格納容器	気液界面の熱伝達	—	○	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-5 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：原子炉停止機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	△	△	△	△	○	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	○	—	—	—
	反応度帰還効果	△	△	△	△	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
燃料(炉心)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
炉心(熱流動)	3次元熱流動	—	—	—	—	○	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	○	△	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	○	—	—
	圧力損失	○	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	△	△	△	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-6 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：ECCS 注水機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
器加圧	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-7 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：ECCS 再循環機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管酸化	-	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管変形	-	○	○	○	-	○	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	-	-
1次冷却系	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	△	△	○	○	○	-	-
	気液分離・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	-	-
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	-	-
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側給水(主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	-	-
格納容器	気液界面の熱伝達	-	○	-	-	-	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	○	-	-	-	○	○	○
	スプレイ冷却	-	○	-	-	-	○	○	○

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-8 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-9 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(炉心損傷防止：格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	—	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	—	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	△	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	△	○	○	○	△	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	△	△	○	○	△	—	—
	気液分離・対向流	—	—	○	○	○	△	—	—
	気液熱非平衡	—	—	○	○	○	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	△	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-10 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)

(格納容器破損防止：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離（水位変化）・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	△	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-10 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス、液体)	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉格納容器後)	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉格納容器後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—	

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-11 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)
 (格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-11 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス、液体)	-	-	-	-	-	△	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	-	○	○	○
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉格納容器損傷後)	リロケーション	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器破損、溶融	-	-	-	-	-	○	-	-
	1次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
原子炉格納容器損傷後)	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-	-	-	○	-	-
	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	-	○	-	-
原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-	

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-12 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)
 (格納容器破損防止：原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	-	-
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	-	-
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	-	-
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管酸化	-	○	○	○	○	○	-	-
	燃料被覆管変形	-	○	○	○	-	○	-	-
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	-	○	○	○	○	○	-	-
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	○	○	○	○	○	-	-
	気液分離・対向流	-	○	○	○	-	○	-	-
	気液熱非平衡	-	○	○	○	-	○	-	-
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	-	-
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	-	-
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	-	-
加圧器	気液熱非平衡	○	-	-	○	○	○	-	-
	水位変化	△	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	-	-

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-12 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	-	-
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	-	-
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス、液体)	-	-	-	-	-	△	○	-
	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	-	○	○	○
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	○	○	-
	水素処理	-	-	-	-	-	○	○	-
(原子炉損傷後) 原子炉容器	リロケーション	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器破損、溶融	-	-	-	-	-	○	-	-
	1次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	○	-	-
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	-	○	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	○	-	-

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

-：必要なモデルを備えていない

表 5-13 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)

(格納容器破損防止：水素燃焼)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-13 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：水素燃焼)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス、液体)	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	放射線水分解等による水素発生	—	—	—	—	—	—	○*	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	1次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—	

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-14 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (1/2)

(格納容器破損防止：溶融炉心・コンクリート相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心(核)	核分裂出力	○	○	○	○	○	○*	—	—
	反応度帰還効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	制御棒効果	○	○	○	○	○	○*	—	—
	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離(水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	—	○	○	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	圧力損失	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	○	○	○	—	—
	水位変化	△	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-14 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応 (2/2)

(格納容器破損防止：溶融炉心・コンクリート相互作用)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	—	—
	2次側給水 (主給水・補助給水)	○	○	○	○	○	○	—	—
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス、液体)	—	—	—	—	—	△	○	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	—	—	—	—	○	○	○
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素濃度変化	—	—	—	—	—	○	○	—
	水素処理	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉損傷後) 原子炉格納容器	リロケーション	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器破損、溶融	—	—	—	—	—	○	—	—
	1次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉格納容器損傷後) 原子炉格納容器	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	○	—	—
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	—	—	○	—	—
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	○	—	—	

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-15 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
 (運転停止中原子炉における燃料損傷防止：崩壊熱除去機能喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心核	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-16 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(運転停止中原子炉における燃料損傷防止：全交流動力電源喪失)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心核	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-17 抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応
(運転停止中原子炉における燃料損傷防止：原子炉冷却材の流出)

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M (関連コード)	SATAN-M (Small LOCA)	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
炉心核	崩壊熱	○	○	○	○	○	○	—	—
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	限界熱流束 (CHF)	△	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管酸化	—	○	○	○	○	○	—	—
	燃料被覆管変形	—	○	○	○	—	○	—	—
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	—	○	○	○	○	○	—	—
	気液分離 (水位変化)・対向流	—	○	○	○	—	○	—	—
	気液熱非平衡	—	○	○	○	—	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
1次冷却系	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	△	○	○	○	○	○	—	—
	構造材との熱伝達	○	○	○	○	○	○	—	—
	ほう素濃度変化	○	—	—	○	○	○	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	○	○	○	○	○	○	—	—

○：必要なモデルを備えている

△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る

—：必要なモデルを備えていない

表 5-18 有効性評価において使用するコード一覧

事故シーケンスグループ	適用コード
2次冷却系からの除熱機能喪失	M-RELAP5
全交流動力電源喪失	M-RELAP5 COCO
原子炉補機冷却機能喪失	M-RELAP5 COCO
原子炉格納容器の除熱機能喪失	MAAP
原子炉停止機能喪失	SPARKLE-2
ECCS注水機能喪失	M-RELAP5
ECCS再循環機能喪失	MAAP
格納容器バイパス	M-RELAP5

格納容器破損モード	適用コード
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	MAAP
水素燃焼	MAAP GOTHIC
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP

運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード
崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	M-RELAP5
全交流動力電源喪失	M-RELAP5
原子炉冷却材の流出	M-RELAP5

6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について

重大事故等対策の有効性評価に当たって、炉心損傷、格納容器破損及び運転停止中原子炉における燃料損傷に至るおそれのある事故シーケンスグループあるいは格納容器破損モードのそれぞれにおいて関連する物理現象を抽出し、それらの物理現象に関する解析モデルを備えたコードとして、有効性評価へ適用するコードを選定した。

これらの各コードについての解析モデルの妥当性及び有効性評価への適用性の検討結果については、第1部～第5部に示す。

許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について

泊 3 号炉では、重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードとして、M-RELAP5, SPARKLE-2, MAAP, GOthic, COCO を選定しているが、このうち COCO については従来の国内 PWR の原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があることから、設計基準事象（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故）と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/10)

	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
原子炉格納容器圧力		
原子炉格納容器雰囲気温度		

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

: 商業機密に属するため公開できません。

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (2/10)

	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
事 象 進 展	<p>原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、蒸気発生器出口側配管の破断口からの1次冷却材の流出により急激に上昇し、第1ピーク（約0.220MPa[gage]）を形成する。その後、原子炉格納容器内の熱吸収体の効果により一時的に圧力が低下するものの、約22秒後に炉心再冠水が始まることで破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇し第2ピーク（約0.241MPa[gage]）が生じる。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器圧力は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示し、破断口からの蒸気放出が増加する炉心再冠水後に最高温度（約124℃）に到達する。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器雰囲気温度は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高温度は、最高使用温度132℃を下回る。</p>	<p>原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、RCP シール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る*。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示すが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書 添付書類十 3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用温度132℃を下回る*。</p> <p>* 全交流動力電源喪失時の長期的な崩壊熱除去手段としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備しており、当該手段の有効性はMAAPコードを用いた解析により確認している。</p>

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/10)

	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒※1 CVスプレイ作動限界値到達：約6秒※2 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動 限界値到達	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒※1 補助給水開始：約1分 2次系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限 界値到達は事象発生と同時に仮定

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

 ：商業機密に属するため公開できません。

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/10)

	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)
変化 範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～約 0.241MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約 124℃ 時間：0～10 ⁵ 秒	原子炉格納容器圧力： 9.8kPa[gage]～約 0.07MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約 79℃ 時間：0～24時間
適用 範囲	原子炉格納容器圧力： 大気圧～原子炉格納容器最高使用圧力 原子炉格納容器雰囲気温度： 室温～原子炉格納容器最高使用温度 時間：0秒～制限なし	原子炉格納容器圧力：同左 原子炉格納容器雰囲気温度：同左 時間：0～24時間

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響
事故条件	原子炉冷却材喪失 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失との重畳を想定し、破損した1次冷却材ポンプシール部から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいを考慮)	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
外部電源	無	同左	無	差異はない。
原子炉格納容器内自由体積	65,500 m ³ (最小評価)	同左	無	差異はない。
初期圧力	0 MPa [gage]	9.8 kPa [gage]	有	条件の差はあるが、事故後原子炉格納容器内に放出される高温の1次冷却材による原子炉格納容器内圧力の上昇に比べて十分小さいことから影響は小さい。
初期温度	49℃	同左	無	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
ヒートシンク	設計値 (泊発電所3号炉 重大事故等対策 の有効性評価 添付資料 6.5.1「重 大事故等対策の有効性評価の一般 データ(事象共通データ)」第6表 参照)	同左	無	差異はない。
原子炉格納容器 スプレイ設備	作動	不作用	有	全交流動力電源喪失を想定することか ら、事故後原子炉格納容器スプレイ設 備が作動することはないが、従来許認 可解析に対して原子炉格納容器内への 1次冷却材の漏えい量が少ないため、 原子炉格納容器スプレイ設備が作動し なくとも原子炉格納容器内圧力は低め に推移する。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

解析条件

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	
解析モデル	ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。
	ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)

項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象	1次系からの冷却 材放出	蒸気発生器出口側配管の両端破断 発生により、高温の1次冷却材が 原子炉格納容器内に放出されるた め、事故後短期間のうちに原子炉 格納容器圧力及び温度が急激に上 昇する(SATAN-VIによる評 価)。	1次冷却材ポンプからの冷却 材漏えいにより、高温の1次 冷却材が原子炉格納容器内に 放出されるため、原子炉格納 容器圧力及び温度が穏やかに 上昇する(M-RELAP5 による評価)。	従来許認可解析に対して破断面積 が小さく、原子炉格納容器内への 1次冷却材の漏えい量が少ないた め、事象発生後の原子炉格納容器 内圧力の上昇は緩慢に推移する。
	原子炉格納容器	気液界面の熱伝達 破断流に関しては、1次冷却材は 飽和蒸気と飽和水に分離して原子 炉格納容器内に放出されるため、 気液界面の温度差は小さいことか ら、気液界面の熱伝達の影響は小 さい。 格納容器スプレイに関しては、ス プレイ開始以降に原子炉格納容器 内にサブクール度を有する液滴が 放出され、雰囲気と熱平衡に至る まで気相部を冷却・蒸気を凝縮す る。	1次冷却材は飽和蒸気と飽和 水に分離して原子炉格納容器 内に放出されるため、気液界 面の温度差は小さいことか ら、気液界面の熱伝達の影響 は小さい。 なお、格納容器スプレイは作 動しないため、格納容器スブ レイ水と雰囲気蒸気間の気液 界面の熱伝達は生じない。	従来許認可解析では格納容器スブ レイの作動を想定することから、 格納容器スプレイ水と雰囲気蒸気 間の気液界面の熱伝達現象が生じ る。これに対し、有効性評価では 格納容器スプレイの不作動を想定 するため、前述の気液界面の熱伝 達現象は生じない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
物理現象 原子炉格納容器	構造材との熱伝達 及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高压の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び雰囲気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝導は、構造材表面の温度変化に影響する。	同左	差異はない。
	スプレイ冷却	原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレイ作動設定値に達すると格納容器スプレイが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレイ水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び雰囲気温度が低下する。	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレイが作動することはない。	従来許認可解析に対して格納容器スプレイが不作動となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。

※泊発電所 原子炉設置変更申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

表 1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可 との差異	差異による影響
原子炉格納容器 物理現象	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットは使用しない。	同左 (COCOによる解析対象は事象発生後 24 時間まで)	差異はない。

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失

(第1部 M-RELAP5コード)

目次

－ 第1部 M-RELAP5コード －

1. はじめに.....	1-3
2. 重要現象の特定.....	1-4
2.1 事故シーケンスと評価指標.....	1-4
2.2 ランクの定義.....	1-8
2.3 物理現象に対するランク付け.....	1-9
3. 解析モデルについて.....	1-19
3.1 コード概要.....	1-19
3.2 重要現象に対する解析モデル.....	1-20
3.3 解析モデル.....	1-21
3.4 ノード分割.....	1-39
3.5 入出力.....	1-44
4. 妥当性確認.....	1-46
4.1 重要現象に対する妥当性確認方法.....	1-46
4.2 ORNL/THTF炉心露出熱伝達試験解析.....	1-50
4.3 Marviken臨界流試験解析.....	1-62
4.4 ROSA/LSTF試験.....	1-73
4.5 PKL/F1.1試験.....	1-97
4.6 LOFT試験.....	1-109
4.7 実機での蒸気発生器伝熱管損傷（美浜2号機）.....	1-124
4.8 実機解析への適用性.....	1-131
5. 有効性評価への適用性.....	1-143
5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の視点）.....	1-143
5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）.....	1-146
6. 参考文献.....	1-153
添付1 解析コードにおける解析条件.....	1-156
添付2 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスにおけるM-RELAP5 コードの炉心水位の不確かさについて.....	1-161
添付3 M-RELAP5コードのECCS再循環機能喪失への適用性について.....	1-164

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、M-RELAP5 Ver. 1¹⁾（以下、「M-RELAP5コード」と称す。）について、

- ・有効性評価において重要となる現象の特定
- ・M-RELAP5コードの解析モデル及び入出力に関する説明
- ・妥当性評価
- ・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 事故シーケンスと評価指標

M-RELAP5コードが適用される炉心損傷防止対策におけるシーケンスグループについて、具体的な重要事故シーケンス、及びその事象の推移と評価指標について記述する。

2.1.1 炉心損傷防止対策の事故シーケンスと評価指標

ここでは、出力運転中の原子炉を対象としたシーケンスについて、事象の推移と評価指標について記述する。

(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

本シナリオは、原子炉の出力運転中に過渡事象又は小破断 LOCA が発生し、かつ、2次系からの除熱機能が喪失することから1次系は高い圧力で推移し、高圧注入系による注入が困難となり炉心損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして「主給水流量喪失+補助給水失敗（全給水喪失）」を想定する。給水喪失が生じることにより、2次系からの除熱機能が喪失することから1次系は高い圧力で推移し、高圧注入系による注入が困難となる。給水が喪失しているため蒸気発生器（SG）水位が低下することにより原子炉トリップが生じ、未臨界が確保される。1次系圧力が加圧器逃がし弁（あるいは安全弁）の設定値に到達すると断続的に弁からの蒸気放出がなされ、これにより1次系圧力の上昇は設定値近傍に維持される一方で1次系保有水が減少し続け、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するために2次系がドライアウトして1次系の温度及び圧力が上昇する前に、加圧器逃がし弁を強制開して1次系の圧力上昇を防止し、かつ高圧注入ポンプ等により1次系への注水を行う（フィードアンドブリード運転）。高圧注入系の投入により注水はなされるが、当初は1次系圧力が高いため、放出流量が注入流量を上回り、1次系保有水は減少を続ける。この期間に1次系の保有水量の減少による炉心露出と露出部のヒートアップが生ずる可能性がある。その後、放出流量が減少し、高圧注入流量を下回るようになる。これにより、1次系保有水の減少が回復に向かい、事象収束に向かうことになる。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象の LOCA と同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

(2) 全交流動力電源喪失

本シナリオは、原子炉の出力運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内電源系統も機能喪失することにより、安全機能を有する構築物、系統及び機器へのすべての交流電源が喪失する事象を想定する。具体的な事故シナリオとして「外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却機能喪失+1次冷却材ポンプ（RCP）シール LOCA」あるいは「外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却機能喪失+1次冷却材ポンプ（RCP）シールリーク」を想定する。

全交流動力電源喪失による原子炉補機冷却水系の機能喪失に伴い、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注入機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失し、1次冷却材ポンプシール部から冷却材が喪失する。全交流動力電源が喪失することにより、長時間高圧注入による注水が期待できないため、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するため、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却により1次系を冷却、減圧し、蓄圧タンクからのほう酸水注入を促進させることで事象初期の炉心冷却を確保する。代替交流電源が確立するまでは、自然循環又はリフラックス冷却による炉心冷却維持に期待する。また、代替交流電源の確立後は、RWS T等を水源とした代替注入設備による1次冷却材の補給を維持することで、代替補機冷却系を確保できるまでの期間の炉心損傷を防止することができる。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

(3) 原子炉補機冷却機能喪失

本シナリオは、原子炉補機冷却機能喪失の発生後 RCP シール LOCA の発生を想定する。この時冷却材の補給に必要な原子炉補機冷却機能の確保に失敗することによって、炉心の著しい損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオは全交流動力電源喪失と同様に「外部電源喪失+非常用所内電源喪失+補機冷却機能喪失+1次冷却材ポンプ（RCP）シール LOCA」を想定する。

したがって、本事象では全交流動力電源喪失と同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

(4) ECCS 注水機能喪失

本シナリオは、LOCA の発生後、非常用炉心冷却系（ECCS）注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして、「中小破断 LOCA+高圧注入失敗」を仮定する。本シナリオでは、1次冷却材配管に破断が発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保されるが、高圧注入が作動しないことにより、炉心露出時間が長期化し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、SG 2次系強制冷却を実施し、1次系を冷却、減圧させることにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させ、炉心を冠水させ、炉心冷却状態を維持する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標である。

なお、大破断 LOCA+低圧注入失敗については、国内外の先進的な対策と同等のものを講じたとしても、炉心損傷防止対策が困難な事故シーケンスであることから、原子炉格納容器破損防止対策の対象として整理しており、有効性評価により原子炉格納容器破損が防止できることを確認している。

(5) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

本シナリオは、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は内部破損、及び原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損により、1次系の冷却材が直接原子炉格納容器外に流出するとともに、炉心冷却能力が低下する事象である。具体的な事故シナリオとして「余熱除去系統からの1次冷却材の流出」を想定する。破断発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保される。1次冷却材が直接原子炉格納容器外に流出するため、炉心冷却能力が低下し、炉心損傷に至るとともに、原子炉格納容器外の被ばく量も厳しくなる。

これを防ぐために、主蒸気逃がし弁の手動開操作によるSG2次系強制冷却により1次系を冷却、減圧させ、1次系からの系外への流出量を減少させる。また、加圧器逃がし弁手動開操作による1次系減圧により、漏えい量を減少させる。余熱除去系1系列が健全である場合、破損した余熱除去系を系統分離し、充てん注入系及び健全側余熱除去系による崩壊熱の除去により炉心冷却状態を維持する。余熱除去運転が不能の場合、充てん注入及び蒸気発生器による2次系冷却により炉心冷却状態を維持する。本事象は現場での弁閉止操作により破損した余熱除去系統を1次系から隔離し、漏えい停止となる。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標であるとともに、原子炉格納容器外の被ばく量の観点から漏えい量が評価指標となってくる。

(6) 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）

本シナリオは、原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、蒸気発生器を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象である。具体的な事故シナリオとして「蒸気発生器伝熱管破損＋主蒸気安全弁の開固着」を想定する。蒸気発生器伝熱管破損の発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保されるとともに、高圧注入系による炉心への冷却材補給及び補助給水系と2次系弁による崩壊熱除去により炉心冷却を実施する。この際、破損側蒸気発生器の2次系弁の開固着のため、1次系の冷却材の漏えいが継続する。1次系の冷却材が直接原子炉格納容器外に流出するため、炉心冷却能力が低下し、炉心損傷に至るとともに、原子炉格納容器外の被ばく量も厳しくなる。

これを防ぐために、加圧器逃がし弁による1次系の減圧及び補助給水系と2次系弁による1次系の冷却、並びに余熱除去系による崩壊熱の除去を実施し、1次系を減圧させる。1次系圧力と破損側蒸気発生器の圧力が平衡となった時点で漏えいが停止する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事象のLOCAと同様に、燃料被覆管温度が評価指標であるとともに、漏えい量が評価指標となってくる。

2.1.2 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスと評価指標

ここでは、運転停止中原子炉を対象としたシーケンスについて、事象の推移と評価指標について記述する。このシーケンスグループでは、ミッドループ運転中の原子炉を対象としたシーケンスであり、制御棒が挿入済みのため、ドップラ反応度帰還、減速材反応度帰還の影響は受けない。また、事象発生後、早期に1次系ループでの循環流が無くなるため、1次系の流量変化、圧力損失の影響は受けず、ミッドループ運転中は加圧器は空であるため、加圧器の物理現象の影響も受けない。さらに、蒸気発生器での冷却効果に期待しないため、蒸気発生器に係る物理現象の影響は受けない。

(1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

本シナリオは、原子炉の停止時に運転中の余熱除去系（RHR）又は原子炉補機冷却水系の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして「ミッドループ運転時の余熱除去機能喪失」あるいは「ミッドループ運転時の外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」もしくは「ミッドループ運転時の原子炉補機冷却機能喪失」を想定する。事象発生後、崩壊熱除去機能が喪失することで、1次系の温度が上昇し、冷却材が沸騰し蒸散することにより炉心水位が低下し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、運転員等操作により手動で充てん/高圧注入ポンプ（もしくは充てんポンプ）、あるいは蓄圧タンクからもほう酸水を炉心に注水し、炉心水位を確保する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位が評価指標である。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

(2) 全交流動力電源喪失

本シナリオは、原子炉の停止時に外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失し、このことによって、RHR等による崩壊熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして、「ミッドループ運転時の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」を想定する。事象発生後、崩壊熱除去機能が喪失することで、1次系の温度が上昇し、冷却材が沸騰し蒸散することにより炉心水位が低下し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、運転員等操作により代替交流電源を確保するとともに、RWS T等を水源とした代替注入設備、あるいは蓄圧タンクからもほう酸水を炉心に注水し、炉心水位を確保する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位が評価指標である。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

(3) 原子炉冷却材の流出

本シナリオは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって1次系の冷却材が系外に流出し、燃料損傷に至る事象を想定する。具体的な事故シナリオとして、「ミッドループ運転時の原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」を想定し、余熱除去ポンプ出口ラインからの冷却材の流出を仮定する。1次系の冷却材の流出により、余熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、充てん/高圧注入ポンプもしくは充てんポンプによるほう酸水の炉心注入を行い、炉心水位を維持する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため燃料有効長頂部が冠水する必要があり、炉心水位が評価指標である。なお、有効性評価解析においては、炉心露出しているかどうかを、燃料被覆管温度のヒートアップの有無により確認する。

2.2 ランクの定義

本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちM-R E L A P 5コードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表 2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」、及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

表 2-1 ランクの定義

ランク	ランクの定義	本資料での取扱い
H	評価指標及び運転員等操作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及び運転員等操作への影響を評価する
M	評価指標及び運転員等操作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、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及び運転員等操作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	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作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
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でな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

本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちM-R ELAP 5コードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1節で述べた事象進展を踏まえ、2.2節のランクの定義に従い、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表 2-2及び表 2-3のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

ランク付けに当たっては、燃料被覆管温度は炉心冷却、炉心水位、燃料被覆管のヒートアップから影響を受けるため、これらに関する物理現象も相対的に高いランクとしている。また、運転員等操作により2次系を強制的に減圧し、1次系の温度及び圧力を低下させるシーケンスでは、1次系の減圧により蓄圧タンクからの注水、代替注入設備を含む強制注入系からの冷却水の注水による炉心冷却を期待するため、1次系の減圧に寄与する物理現象も相対的に高いランクとしている。

以下に、物理現象ごとに考え方を示す。

(1) 核分裂出力[炉心（核特性）]

--

(2) 反応度帰還効果[炉心（核特性）]

--

(3) 制御棒効果[炉心（核特性）]

--

(4) 崩壊熱[炉心（核特性）]

--

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

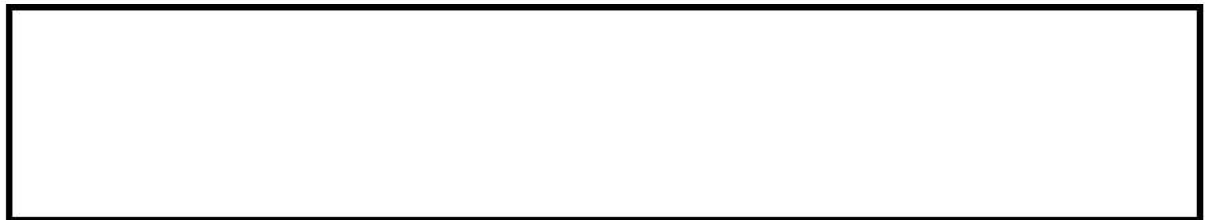
(5) 燃料棒内温度変化[炉心 (燃料特性)]



(6) 燃料棒表面熱伝達[炉心 (燃料特性)]



(7) 限界熱流束 (CHF) [炉心 (燃料特性)]



(8) 燃料被覆管酸化[炉心 (燃料特性)]



(9) 燃料被覆管変形[炉心 (燃料特性)]



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(10) 沸騰・ボイド率変化[炉心（熱流動特性）]

--

(11) 気液分離（水位変化）・対向流[炉心（熱流動特性）]

--

(12) 気液熱非平衡[炉心（熱流動特性）]

--

(13) 圧力損失[炉心（熱流動特性）]

--

(14) ほう素濃度変化[炉心（熱流動特性）]

--

(15) 冷却材流量変化（強制循環時）[1次冷却系]

--

枠囲いの内容は、商業機密に属します ますので公開できません。

(16) 冷却材流量変化（自然循環時）[1次冷却系]



(17) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[1次冷却系]



(18) 沸騰・凝縮・ボイド率変化[1次冷却系]



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(19) 気液分離・対向流[1次冷却系]

(20) 気液熱非平衡[1次冷却系]

(21) 圧力損失[1次冷却系]

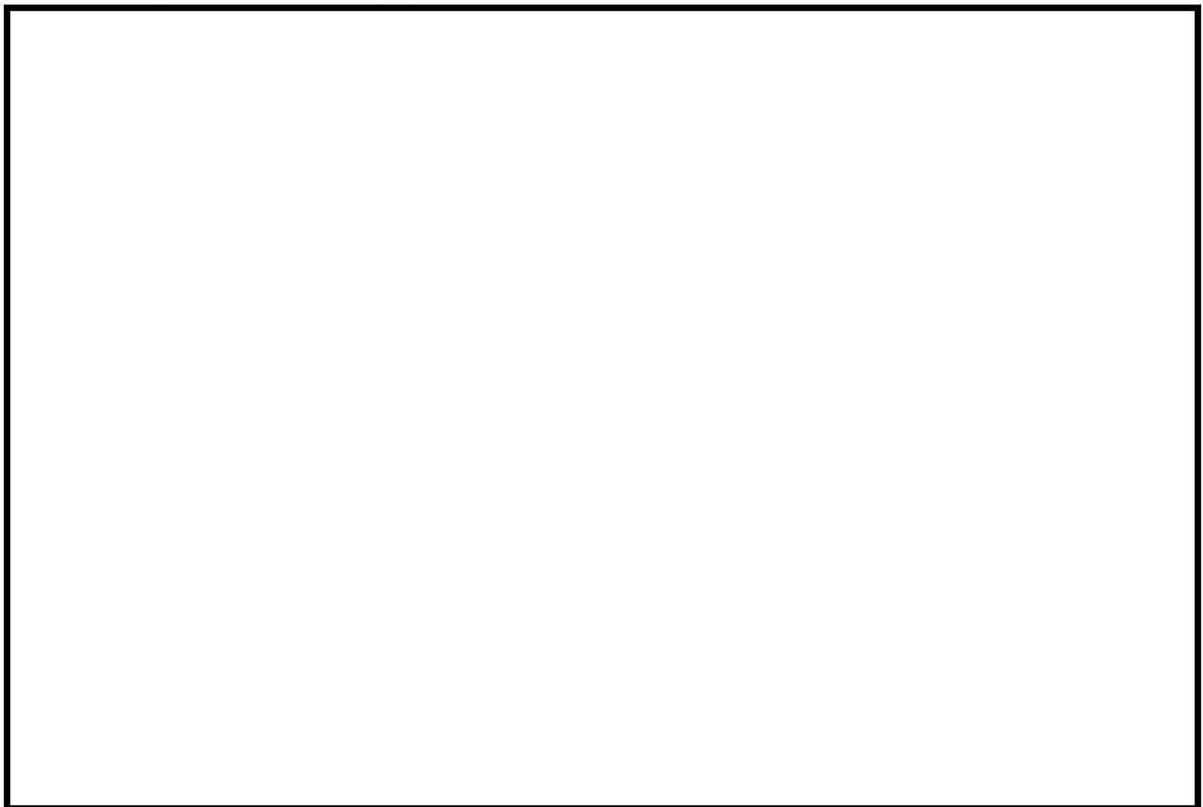
(22) 構造材との熱伝達[1次冷却系]

(23) ほう素濃度変化[1次冷却系]

(24) ECCS 強制注入（充てん系含む）[1次冷却系]

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(25) ECCS 蓄圧タンク注入[1次冷却系]



(26) 気液熱非平衡[加圧器]



(27) 水位変化[加圧器]

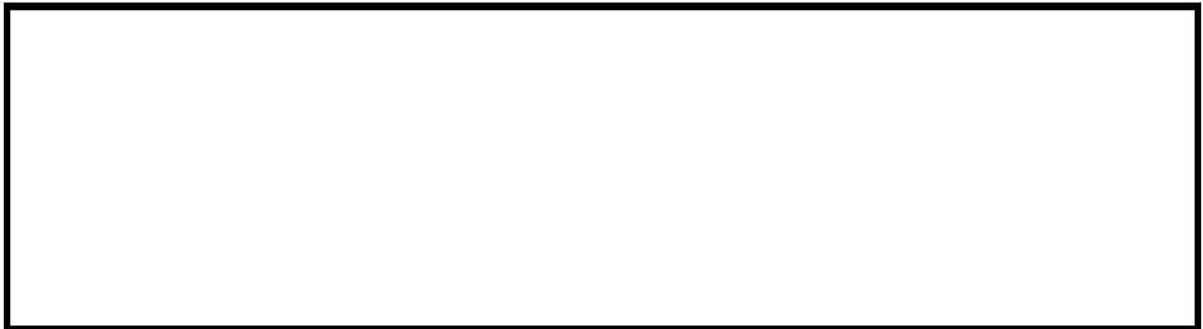


枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

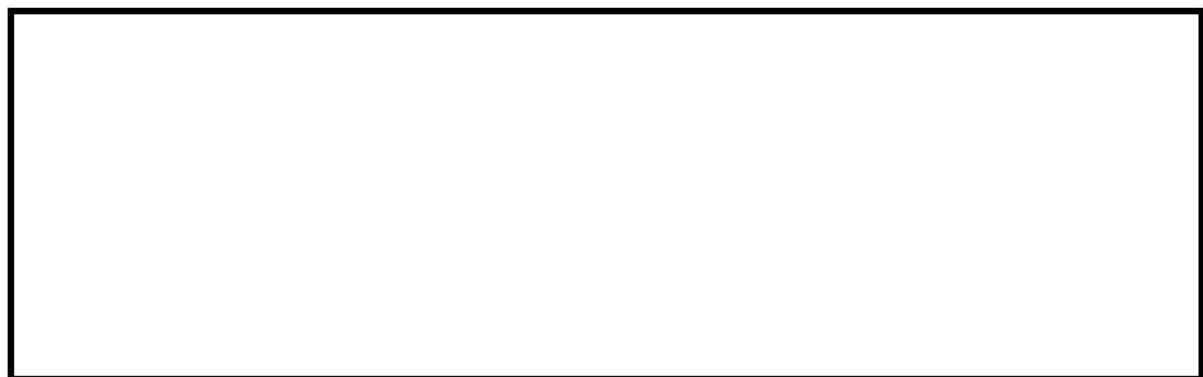
(28) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[加圧器]



(29) 1次側・2次側の熱伝達[蒸気発生器]



(30) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[蒸気発生器]

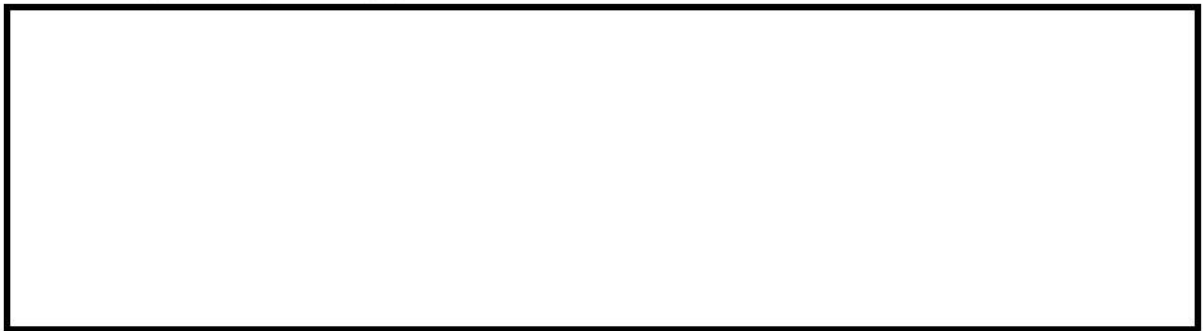


(31) 2次側水位変化・ドライアウト[蒸気発生器]



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

(32) 2次側給水（主給水・補助給水）[蒸気発生器]



枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

表 2-2 炉心損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク

分類	物理現象		評価指標		2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	ECCS注水機能喪失	格納容器	バイパス
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度漏えい量	燃料被覆管温度漏えい量	インターフェイスシステムLOCA
炉心 (核)	(1)	核分裂出力	L	L	L	L	L	L	L	L
	(2)	反応度帰還効果	L	L	L	L	L	L	L	L
	(3)	制御棒効果	L	L	L	L	L	L	L	L
	(4)	崩壊熱	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
炉心 (燃料)	(5)	燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達	M	M	M	<u>H</u>	M	M	M	
	(7)	限界熱流束 (CHF)	L	L	L	L	L	L	L	
	(8)	燃料被覆管酸化	L	L	L	M	L	L	L	
	(9)	燃料被覆管変形	L	L	L	L	L	L	L	
炉心 (熱流動)	(10)	沸騰・ポイド率変化	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	
	(11)	気液分離 (水位変化)・対向流	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	
	(12)	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	
	(13)	圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	
	(14)	ほう素濃度変化	L	L	L	L	L	L	L	
1次冷却系	(15)	冷却材流量変化 (強制循環時)	L	L	L	L	L	L	L	
	(16)	冷却材流量変化 (自然循環時)	L	<u>H</u>	<u>H</u>	L	<u>H</u>	<u>H</u>		
	(17)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>		
	(18)	沸騰・凝縮・ポイド率変化	L	M	M	M	M	L		
	(19)	気液分離・対向流	L	<u>H</u>	<u>H</u>	L	<u>H</u>	L		
	(20)	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L		
	(21)	圧力損失	L	M	M	L	M	M		
	(22)	構造材との熱伝達	L	L	L	L	L	L		
	(23)	ほう素濃度変化	L	L	L	L	L	L		
	(24)	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	<u>H</u>	M	M	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>		
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入	M	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	M	I		
加圧器	(26)	気液非平衡	<u>H</u>	I	I	I	L	L		
	(27)	水位変化	<u>H</u>	L	L	L	L	L		
	(28)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	<u>H</u>	I	I	I	<u>H</u>	<u>H</u>		
蒸気発生器	(29)	1次側・2次側の熱伝達	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>		
	(30)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>		
	(31)	2次側水位変化・ドライアウト	<u>H</u>	I	I	I	I	I		
	(32)	2次側給水 (主給水・補助給水)	I	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>		

表 2-3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の物理現象のランク

分類		物理現象	評価指標	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
				炉心水位 (燃料被覆管温度)	炉心水位 (燃料被覆管温度)	炉心水位 (燃料被覆管温度)
炉心 (核)	(4)	崩壊熱		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
炉心 (燃料)	(5)	燃料棒内温度変化		L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達		M	M	M
	(7)	限界熱流束 (CHF)		L	L	L
	(8)	燃料被覆管酸化		L	L	L
	(9)	燃料被覆管変形		L	L	L
炉心 (熱流動)	(10)	沸騰・ポイド率変化		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(11)	気液分離 (水位変化)・対向流		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(12)	気液熱非平衡		L	L	L
	(14)	ほう素濃度変化		L	L	L
1次冷却系	(17)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		I	I	<u>H</u>
	(22)	構造材との熱伝達		L	L	L
	(23)	ほう素濃度変化		I	I	I
	(24)	ECCS 強制注入 (充てん系含む)		<u>H</u>	<u>H</u>	<u>H</u>
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入		<u>H</u>	<u>H</u>	I

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

M-R E L A P 5 コードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。熱流動解析では、1次及び2次冷却系を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管や機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップ毎に得られる圧力、温度、気液割合、及び流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導、及び壁面熱伝達を解き、判断基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム - 水反応量を評価する。

M-R E L A P 5 コードは米国エネルギー省 (DOE) 及びアイダホ国立研究所 (INL) により開発されたプラントシステム解析コード R E L A P 5 - 3 D を基に、加圧水型軽水炉 (PWR) の中小破断 LOCA 解析に適用するため、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models” (ECCS 性能評価指針に相当する) にて要求される保守的なモデルを付加したコードである。R E L A P 5 - 3 D からの修正点は以下のとおりである。また、追加したモデル等の妥当性確認については、2.3 章に記載の物理現象の妥当性確認と合わせて実施する。

- ・ Moody の臨界流モデルを適用
 - 冷却材放出 (臨界流・差圧流) に関するモデル
- ・ 燃料設計コード FINE^[2]で使用されている燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデルを適用
 - 燃料棒内温度変化に関するモデル
- ・ Baker-Just 金属-水反応モデル^[3]を適用
 - 燃料被覆管酸化に関するモデル
- ・ ドライアウト熱伝達モデルとして修正 Dougall-Rohsenow モデルを適用
 - 燃料棒表面熱伝達に関するモデル
- ・ ブローダウン期間中のリウエット/核沸騰回帰の禁止を適用
 - 燃料棒表面熱伝達に関するモデルだが、有効性評価解析では使用されない
- ・ ANS(1971年版)の崩壊熱モデル^[4]を適用
 - 崩壊熱に関するモデル有効性評価解析では AESJ^[5]を使用するため、ANS は未使用
- ・ 改良 AECL-UO CHF モデルを適用
 - 燃料棒表面熱伝達に関するモデル

- ・設計用燃料被覆管高温バーストモデルを導入
→燃料被覆管変形に関するモデル

3.2 重要現象に対する解析モデル

2章において重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3-1に示す。

表 3-1 重要現象に対する解析モデル

分類	重要現象	必要な解析モデル
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式
1次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時）	壁面熱伝達モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル
	気液分離・対向流	流動様式
	圧力損失	運動量保存則
	ECCS 強制注入（充てん系含む）	ポンプ特性モデル
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル
	水位変化	2流体モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル
	1次側の凝縮	壁面熱伝達モデル
	2次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル

3.3 解析モデル

M-RELAP5コードのモデルは1次系並びに蒸気発生器2次側の熱流動解析を実施する1次系モデルと燃料棒熱解析を実施する炉心燃料モデルに大別される。主要なモデルを表3-2に示す。

3.3.1 原子炉熱流動モデル

1次系の冷却材の熱流動挙動は1次元の気液2流体モデルで模擬される。M-RELAP5コードの基礎式は、気液の各相の質量、運動量、及びエネルギーの各保存式からなり、後述する構成式と合わせて解くことで圧力、各相の内部エネルギー、ボイド率及び流速を求める。

保存式を補完する構成式は、気液相間の質量、運動量及びエネルギー交換を表すモデルであり、具体的には気液相間の界面積、界面摩擦、界面熱伝達を定義する。M-RELAP5コードでは、原子炉の事故時に現れる様々な流動、例えば炉心燃料バンドル内の沸騰、水平配管内での層状流等を適切に模擬するため、流動状態に応じて適切な構成式が与えられる。

熱流動の解析に当たっては、原子炉の1次及び2次冷却系を多数のノードに分割して表す。これにより、流動状態に応じて適切な構成式を適用することができ、原子炉の各部で現れる流動状態を適切に模擬することができる。例えば、事故時に沸騰が生じる炉心では、軸方向にボイド率分布が生じることから相対的に詳細なノード分割がなされる。また、垂直配管と水平配管は異なるノードで模擬し、例えば、水平管内で層状流が現れるような場合にはこれに相当する構成式を適用する。また、蒸気発生器の1次側と2次側の熱授受は、1次側と2次側の流体ノードの間に伝熱構造体モデルを配置することで模擬できる。

以上の保存式、構成式は、これまでに幅広く検証され、事故時の原子炉内の熱流動挙動を適切に予測できることが確認されている。

(1) 保存則

二相流は2流体モデルでモデル化し、気液各相の質量保存式、運動量保存式、及びエネルギー保存式の6保存式を解くことにより、圧力、各相の内部エネルギー、ボイド率及び各相の流速を求める。

蒸気発生（又は凝縮）は、バルク流体でのエネルギー交換によるものと壁面近傍の温度境界層での壁面とのエネルギー交換によるものに分けて扱う。これらの蒸気発生（又は凝縮）は、気液界面におけるエネルギーバランスによって決まる。

バルク流体における界面伝熱は、気液界面の温度と気液各相の界面熱伝達とそれぞれの温度によって決まる。壁面の沸騰現象では蒸気は飽和であるとし、凝縮現象では液相は飽和であるとする。

(2) 流動様式

各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、界面摩擦を計算する。

①垂直流

垂直流に適用される流動様式を図 3-1に示す。垂直流の流動様式は、膜沸騰遷移前 (pre-CHF) の4領域、膜沸騰遷移後 (post-CHF) の4領域、垂直層状流の9領域とそれらの内挿領域から構成される。この流動様式は、水平線に対して60~90度の角度を有するコントロールボリュームの上昇流及び下降流に適用される。pre-CHFは、気泡流、スラグ流、環状噴霧流、pre-CHF噴霧流から成り、post-CHF領域は逆環状流、逆スラグ流、噴霧流、post-CHF噴霧流から成る。各流動様式の遷移は、ボイド率、流速、沸騰様式の関数として表される。

②水平流

水平流に適用される流動様式を図 3-2に示す。水平流の流動様式は気液の相対速度、質量流量及びボイド率の関数として表記される。この流動様式は、水平線に対して30度までの角度を有するコントロールボリュームに適用される。30~60度の角度を有するコントロールボリュームは、垂直流と水平流の内挿として評価される。水平流の流動様式は、post-CHF領域が考慮されないことを除き、垂直流のそれと類似しており、水平層状流が垂直層状流に置き換わる形となる。水平流の流動様式は、気泡流、スラグ流、環状噴霧流、pre-CHF噴霧流、水平層状流及びそれらの内挿領域から構成される。水平層状流を模擬できることにより、中小破断 LOCA 事象でとくに顕著である高温側配管での気液対向流を計算できる。

(3) 炉心ボイドモデル

炉心ボイドモデルはドリフトフラックスモデルに基づいて求める。ドリフトフラックスモデルとして EPRI 相関式 (Chexal のモデル^{[6][7][8]}) を用いる。EPRI モデルは小破断 LOCA の温度圧力領域での炉心のボイド率分布及び水位計算に適したモデルである。M-RELAP5 コードは2流体モデルを採用しているため、EPRI 相関式により計算されたドリフトフラックスモデルの係数を界面摩擦係数に変換して炉心のボイド率を計算する。参考文献[8]に記載されている、バンドル体系を対象としたモデルの確認範囲、モデルの誤差を表 3-3に示す。本モデルの不確かさは大きくないと言える。なお、平均誤差、標準偏差の計算方法は以下のとおりである。

$$\text{誤差:} \quad \varepsilon_i = \alpha_{i,meas} - \alpha_{i,calc}$$

$$\text{平均誤差:} \quad \hat{\varepsilon} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \varepsilon_i$$

$$\text{標準偏差：} \quad \sigma = \left[\frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (\varepsilon_i - \hat{\varepsilon})^2 \right]^{0.5}$$

N= 試験グループの試験点数

(4) 壁面熱伝達

壁面熱伝達は、壁面と液相及び気相との伝熱の総和で表される。したがって、壁面伝熱は、各相の壁面熱伝達係数で構成される。熱伝達モードの選択ロジックを図 3-3に示す。考慮される熱伝達モードは、液単相（対流）、凝縮、核沸騰、遷移沸騰、膜沸騰、蒸気単相（対流）の6つである。対象となるボリュームに蒸気が存在し、接する壁面より蒸気温度が高い場合には凝縮が考慮される。各伝熱モードに対して設定される壁面熱伝達モデルの一覧を表 3-4に纏める。ここに示した熱伝達モデルは1次系の構造材の表面熱伝達、炉心燃料棒の表面熱伝達、及び蒸気発生器伝熱管の表面熱伝達に適用される。

M-RELAP5コードでは、RELAP5-3Dコードに組み込まれた膜沸騰熱伝達モデルである Dougall-Rohsenow モデルを修正 Dougall-Rohsenow モデルに置き換えている。

(5) 蓄圧タンクモデル

蓄圧タンクはPWRの非常用炉心冷却系設備を構成する受動的な安全設備の一つである。蓄圧タンク内には非常用冷却材となるほう酸水と非凝縮性ガスが封入され、LOCA時に1次系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下に低下すると逆止弁が自動的に開き、ほう酸水が炉心に注入される。液相の流出挙動は図 3-4に示される体系で模擬する。

蓄圧タンクモデルでは以下を仮定し、蓄圧タンク圧力、流出流量を評価している。

- ・気相部の気体は、比熱が一定の理想気体として扱う。
- ・気相部における蒸気割合は小さく、非凝縮性ガスへの影響は小さいため、蒸気の影響は無視する。
- ・液相は熱容量が大きく、質量も大きいので、等温として扱う。
- ・液相流れは慣性、壁面摩擦、形状圧力損失、及び重力の影響を考慮する。

(6) 破断流モデル／臨界流モデル

M-RELAP5コードが採用している臨界流モデルは、上流側ノードの圧力及びエンタルピーから流量が計算されるモデルである。臨界流量は上流配管のL/Dに依存せずに計算される。実際の流れでは、短管の場合は管入口部での急激な状態変化により生じる気液間の非平衡のため臨界流量は臨界流モデルで計算される値よりも大きくなる。長管の場合には熱非平衡の影響はなくなり、管が長くなるにつれて摩擦の影響により臨界流量は小さくなる。臨界流量の管長による変化について、図 3-5に示す⁹⁾。管長が短い方が管長が長い場合より管長の流量への依存が大きい。管長が長い場合は、管長が長くなるにつれて、摩擦圧力損失の増加のみ流量が低下するが、管

長が短い場合は熱非平衡の影響により、管長の増加により摩擦圧力損失の増加分より流量低下が大きい結果となる。したがって、実際の臨界流量は、臨界流モデルとは異なり、熱非平衡の影響があるため、L/D に依存する。破断臨界流モデルについては、Marviken の試験解析で妥当性を確認している。

①破断口からの臨界流

破断口からの臨界流モデルとして、Henry-Fauske モデル^[10]をサブクール条件に、Moody モデル^[11]を二相条件に適用する。

M-RELAP 5 コードでは、破断口からの臨界流について、RELAP 5-3D コードに組み込まれた Henry-Fauske モデルの二相部分を Moody モデルに置き換えている。このモデルは軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針で使用を認められているものである。

②加圧器の弁からの臨界流

加圧器の弁からの臨界流については、蒸気単相、二相、サブクール条件すべてにおいて Henry-Fauske のモデルを適用する。設計圧力にて設計流量が放出されるように入力にて調節する。加圧器の弁からの臨界流については、スペクトル解析のような不確かさの影響を包絡した解析は実施しないこと、及び Moody の不確かさを考慮すると放出流量、減圧速度が大きくなり、フィードアンドブリード運転において非保守的な取扱いとなってしまうため、最適モデルに近い Henry-Fauske のモデルをすべての条件に適用する。

加圧器の弁は設計圧力にて設計流量が放出されるように入力で設定するため、加圧器弁の設計圧力に近い高圧での弁流量の不確かさは小さい。しかし、低圧では弁流量の不確かさが存在する可能性がある。

気相単相の臨界流現象は、相変化を伴わない現象であるため、下記のように表すことができる。

$$G^2 = \left(\frac{2\gamma P_0}{\gamma - 1 V_0} \right) \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}$$

臨界状態では、背圧 P_b が低下しても流量が一定であることから、 $\delta G/\delta P_b=0$ より、

$$\frac{P_c}{P_0} = \left(\frac{2}{\gamma + 1} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma - 1}}$$

となり、臨界流量 G_c は以下となる^[12]。

$$G_c^2 = \left(\frac{\gamma P_0}{V_0} \right) \left(\frac{2}{\gamma + 1} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma - 1}}$$

G_c : 臨界質量流束

P_0 : 上流側流体の圧力

P_b : 背圧

P_c : 臨界点の圧力

V_0 : 上流側流体の比体積 (密度の逆数)

γ : ポリトロップ指数

Henry-Fauske のモデルにおいても、蒸気単相の場合は上式が使用されている (Henry-Fauske のモデルのクオリティに 1 を代入すると上式となる)。図 3-6は、Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量の計算結果を実験と比較した結果を示している (着目している気相単相領域を丸で囲っている)。図 3-6に示されるとおり、この式で計算された臨界流量は実験と良く一致しており、不確かさは小さい^[10]。したがって、蒸気単相流の弁流量の不確かさは小さいと言える。

フィードアンドブリード運転においては、高圧注入系による注入が可能な圧力である約 10MPa 以下に減圧が成功した後は、安全注入は継続でき、崩壊熱は十分除去できる。そのため、低圧での加圧器弁における蒸気単相臨界流の不確かさは高圧注入継続中の 1 次系の減圧速度には影響するが、有効性評価解析での炉心の安全性には影響しない。なお、二相、液単相放出の適用性については、LOFT 試験でその妥当性を確認している。

③主蒸気の弁からの臨界流

主蒸気の弁からの臨界流は、Ransom-Trapp のモデルを適用する。設計圧力にて設計流量が放出されるように入力にて調節する。有効性評価解析では、主蒸気の弁からの臨界流はすべて蒸気単相であるため、モデルの不確かさは大きくない。

3.3.2 炉心燃料モデル

原子炉の核分裂による熱発生、核分裂生成物及びアクチニドによる崩壊熱は、一点炉動特性モデルにより模擬される。これは、コードが適用される重要事故シーケンス (炉心損傷防止対策) の大部分が炉心出力分布の時間変化が顕著ではなく、評価結果に与える影響が小さいためである。なお、この出力分布の時間変化が評価結果に影響すると判断される事故シーケンスについては、空間依存動特性モデルを具備する SPARKLE-2 コード^[13]を適用する。

炉心燃料で発生した熱が炉心を通る冷却材に伝達される過程は、燃料棒を構成する燃料ペレット、ギャップ、燃料被覆管の各々の熱物性を考慮した径方向の 1 次元熱伝導方程式を解くことにより模擬される。炉心損傷の判断基準の一つとなる燃料被覆管の温度に対しては、燃料棒表面の壁面熱伝達が重要となる。M-RELAP5 コードでは、冷却材の沸騰状態に応じた壁面熱伝達モデルが与えられる。特に、燃料被覆管のヒートアップは膜沸騰熱伝達に大きく影響されるが、M-RELAP5 コードは現行の安全解析でも使用が認められている Bromley

及び修正 Dougall-Rohsenow による膜沸騰熱伝達モデルを用いることでヒートアップを大きく予測する。また、もう一つの炉心損傷の判断基準となる酸化量の計算においても、現行の安全解析への使用が認められている金属-水反応モデルが用いられる。

重要事故シーケンス（炉心損傷防止対策）の評価に当たっては、炉心を平均出力領域と高温燃料集合体領域に分割し、各々の領域で熱流動と燃料熱計算を行う。具体的には、各領域で軸方向にノード分割された熱流動チャンネルにより流動が模擬され、その各ノードにおいて燃料被覆管からの熱伝達が考慮される。また、炉心損傷の判断のため、高温燃料棒が独立した燃料棒モデルにより模擬され、高温燃料集合体チャンネルの冷却材の状態に応じてその熱挙動が評価される。

(1) 燃料棒表面熱伝達モデル

燃料棒表面熱伝達については、前述の3.3.1(4)と同じモデルが適用される。熱伝達モードの選択ロジックを図 3-3に示し、各伝熱モードに対して設定される壁面熱伝達モデルの一覧を表 3-4に纏める。

M-RELAP 5 コードでは、Appendix-K の要求に従い、遷移沸騰に遷移した場合に、ブローダウン期間中での核沸騰への回帰を禁止している。また、燃料被覆管の過熱度が 300°F を超えた場合のブローダウン期間中での遷移沸騰への回帰を禁止している。このモデルは有効性評価解析においては使用されない。

また、M-RELAP 5 コードでは、RELAP 5-3D コードに組み込まれている AECL-UO Look-up Table を修正した改良 AECL-UO Look-up Table を炉心燃料棒の限界熱流束(CHF)の計算に使用する。AECL-UO Look-up Table は Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL)が 1986 年に発表した CHF 相関式であり、様々な流況の範囲に及ぶ 15,000 の限界熱流束のデータから、限界熱流束を圧力、クオリティ、及び流量の関数でテーブルデータとして作成している。

ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験では、ループシール形成での炉心水位低下時において、高温側配管から炉心への不均一な落水によって、炉心内で一部の燃料棒ではヒートアップが生じ、一部の燃料棒ではヒートアップが生じないという挙動が見られた。その挙動を図 3-7に示すが、試験では落水が影響するロッドと影響しないロッドが混在する結果となっている。ROSA/LSTF SB-CL-18 についてM-RELAP 5 コードによる試験解析を実施したところ（4.4.3参照）、ループシール形成時に高温側配管からの落水の影響により、炉心露出部のボイド率が 0.99 を下回り、蒸気単相熱伝達モードに移行しない結果となった（図 3-3に示すとおり、ボイド率が 0.99 を超えると蒸気単相熱伝達モードに移行する）。このような流況において、落水が無いロッドと同等のヒートアップを模擬するため、M-RELAP 5 コードでは改良 AECL-UO Look-up Table を導入した。改良 AECL-UO Look-up Table は沸騰遷移を決める CHF について、

限界熱流束を十分に低下させることにより炉心冷却に不均一性が存在した場合でもヒートアップ挙動を模擬できるモデルである。実機スケールでは、ROSA と比較し体系が大きいと、液相が高温側配管からの落水のみの状態では ROSA よりもボイド率が高くなり、改良 AECL-UO Look-up Table の効果は大きくなる。そのため、熱流束は十分に限界熱流束を上回り、炉心でのヒートアップを計算できるため、実機スケールにも適用できるモデルである。なお、実機の有効性評価における RCP シール LOCA 解析では、2次系強制冷却の運転員等操作により、炉心で発生した蒸気が蒸気発生器で凝縮し炉心に戻るリフラックス冷却が発生する。有効性評価解析結果では、図 3-8に示すとおり、リフラックスによる戻り水により炉心水位は発熱長上端以上に維持されているため、不均一な落水による炉心冷却への影響は無い。炉心水位計算の妥当性は ORNL/THTF の試験解析で確認している。

(2) 崩壊熱モデル

炉心熱出力は、核分裂による発生熱と核分裂生成物の崩壊熱及びアクチニドの崩壊熱の和であり、遅発中性子 6 群を含む一点炉近似動特性方程式と核分裂生成物及びアクチニドの崩壊モデル式を連立させて解くことにより得られる。

崩壊熱モデル式の各群の核種の生成確率と崩壊定数は、日本原子力学会の推奨値に基づいて三菱重工業（株）が作成した崩壊熱曲線^⑤を模擬するように設定されている。アクチニド崩壊熱は ORIGEN-2 コード、核分裂生成物崩壊熱は AESJ 推奨値により評価された崩壊熱曲線である。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は 20%、核分裂生成物崩壊熱は $3\sigma_A$ を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度（MOX 燃料は Pu 含有率等）や燃焼度が考慮されている。有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する燃料被覆管温度を高く評価することになるため、このような取扱いとする。

なお、M-R E L A P 5 コードでは、Appendix-K の要求に従い、ANS(1971 年版)^④のモデルを追加しているが、有効性評価解析では使用しない。

(3) ジルコニウム - 水反応モデル

燃料被覆管のジルコニウム - 水反応速度は ORNL での実験に基づく式^④を使用し、この酸化量に応じて熱発生が計算される。ここで反応は蒸気の供給不足により制限されることはないとして仮定する。また、燃料被覆管の破裂が生じると計算された場合には、それ以降は反応は内面においても酸化が発生すると仮定する。この反応速度式は反応量を過大に推定するように、各酸化温度での 95%信頼区間の上限をカバーするように導出した式である。

ECCS 性能評価指針の基準において示されている燃料被覆管の化学量論的酸化量の値は Baker-Just の式で計算されたものであるため、この基準値との比較のための計算においては Baker-Just の式を使用する。M-R E L A P 5 コードでは、Appendix-K の要求に従い、Baker-Just の反応速度式を追加している。

(4) 燃料被覆管の変形モデル

LOCA 時燃料被覆管が高温状態となり、かつ1次系の圧力が低下すると差圧により燃料被覆管の変形（高温クリープ）が生じ、更に場合によっては燃料被覆管のバーストが生じる。またこのような燃料被覆管の変形により、冷却材流路の形状も変化する。M-RELAP5コードでは、高温クリープ、燃料被覆管のバースト、バーストによる燃料被覆管のふくれ、ふくれによる炉心の流路閉塞を模擬している。

高温クリープのモデルはFRAP-T6コードで使用しているモデル^[15]である。このモデルは、後述するバースト温度、バースト膨れ及び燃料被覆管の温度からバースト前の膨れ量を計算するモデルである。

バースト温度、バーストによる燃料被覆管の膨れ、膨れによる炉心の流路閉塞のモデルは、NUREG-0630^[16]の考え方に従う。実験に基づき得られたフープ応力とバースト温度のデータテーブル、フープ応力とバーストによる燃料被覆管の膨れ量、及びフープ応力と膨れによる炉心の流路閉塞割合のテーブルを設定する。燃料被覆管温度がバースト温度より高くなると、バーストが発生する。M-RELAP5コードでは、バーストに関するモデルについて、試験データに基づくモデルを組み込んだ。

(5) 燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル

M-RELAP5コードでは、Appendix-Kの要求に従い、燃料設計コードと同じ燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデルを使用するため、PWRの燃料設計コードであるFINE^[2]で使用されているギャップ熱伝達モデルを適用している。

表 3-2 M-RELAP5 コードのモデル一覧

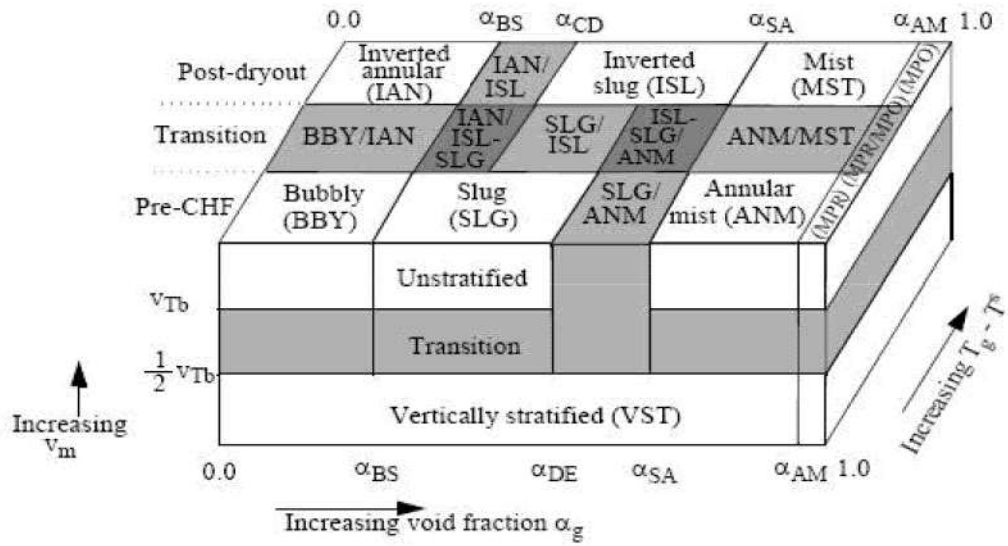
項 目		計算モデル
1 次系モデル	1 次系のモデリング	1 次系を多数のノードに分割 (ボリュームジャンクション法)
	流動の基本式 (2 流体モデル)	非定常 2 流体 6 保存 気液各相に対し下記保存則を適用 ・質量保存則 ・エネルギー保存則 ・運動量保存則
	数値解法	半陰解法
	流動様式	水平方向、垂直方向で複数の流動様式を模擬 各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、 界面摩擦を計算
	ポイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬 (EPRI の モデル等)
	破断流モデル	サブクール臨界流 : Henry-Fauske モデル 二相臨界流 : Moody モデル (ECCS 性能評価指針に適合するモデル)
	1 次冷却材ポンプの挙動	流体との相互作用を考慮した動的モデル
	ECCS モデル	ポンプ特性モデル (Q-H カーブ)
	蓄圧タンクモデル	蓄圧タンクの液相、非凝縮性ガスを模擬し、蓄 圧タンク圧力、流量を評価
	蒸気発生器モデル	2 次側を多ノード非平衡 壁面熱伝達モデルにより、伝熱管熱伝達を模擬 ポンプ特性モデルにより、主給水、補助給水を 模擬 主蒸気逃がし弁、安全弁の蒸気放出の臨界流に Ransom-Trapp のモデルを使用
	加圧器モデル	水位を精緻に計算するため、軸方向に多数にノ ードを分割 加圧器逃がし弁、安全弁からの放出はサブク ール、二相臨界流共に Henry-Fauske のモデルを 適用
炉心燃料モデル	燃料棒表面熱伝達モデル	以下の熱伝達モードを考慮 ・液相流への強制対流熱伝達 ・核沸騰熱伝達 ・遷移沸騰熱伝達 ・膜沸騰熱伝達 ・蒸气流への強制対流熱伝達 ・限界熱流束 (CHF) モデル
	炉心出力変化	一点炉動特性モデル。反応度帰還計算による核 分裂による熱発生と、崩壊熱モデルによる核分 裂生成物及びアクチニドの崩壊熱を考慮
	ジルコニウム - 水反応モ デル	ORNL での実験に基づく式を使用 ECCS 性能評価指針の基準値との比較のための 計算においては Baker-Just の式を使用

表 3-3 EPRI モデルの確認範囲及び誤差の大きさ

試験名	試験体系	等価直径 mm	長さ m	圧力 MPa	質量流束 kg/s·m ²	熱流束 kW/m ²	試験点数	EPRI モデル 平均誤差	EPRI モデル 標準偏差
Nylund	6&36 ロットバン ドル	13.4, 36.5, 47.7	4.3, 3.7	1.26 - 8.9	472 - 2,160	187 - 980	765	0.002	0.031
Seedy-Muralidhoran	64 ロットバン ドル	13.4	3.8	1.34 - 5.45	12.5 - 22	27.5, 44	37	-0.041	0.038
Anklam	64 ロットバン ドル	10.7	3.7	3.86 - 8.07	3 - 29.1	10.8 - 74.8	53	-0.009	0.074
Hall-Ardron	19 ロットバン ドル	33	0.46	0.1 - 0.4	0.02 - 0.65	1.1 - 41.4	18	0.045	0.032
Wong-Hochreiter	117 ロットバン ドル	11	3.7	0.14 - 0.41	14	26	14	0.009	0.071
Jowitt	61 ロットバン ドル	9.1	3.6	0.2 - 4.0	0.5 - 12	1.4 - 18.5	117	-0.004	0.063

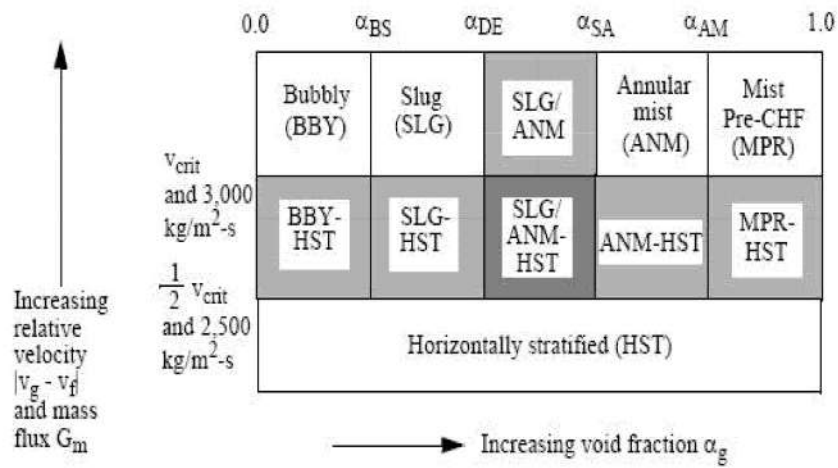
表 3-4 壁面熱伝達モデル

液単相又は蒸気単相	Sellers ^[17] (強制層流対流) Churchill-Chu ^[18] 又はMcAdams ^[19] (自然対流) Dittus-Boelter ^[20] (強制乱流対流)
凝縮	Nusselt ^[21] 又はChato ^[22] (層流) Shah ^{[23][24]} (乱流) Colburn-Hougen ^[25] (非凝縮性ガス存在時の拡散)
核沸騰	Chen ^[26]
遷移沸騰	Chen ^[27]
膜沸騰	Bromley ^[28] 修正Dougall-Rohsenow ^[29] (蒸気強制対流) Sun-Gonzalez-Tien ^[30] (輻射)
限界熱流束 (CHF)	AECL-UO Look-up Table ^[31]



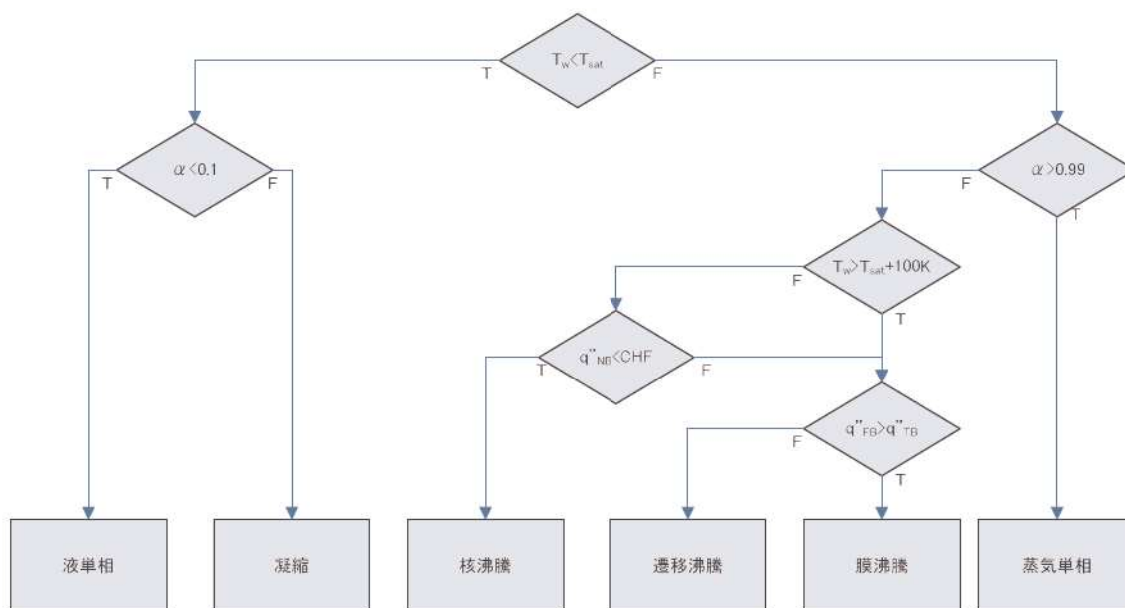
- BBY : 気泡流
- SLG : スラグ流
- ANM : 環状噴霧流
- MPR : pre-CHF 噴霧流
- IAN : 逆環状流
- ISL : 逆スラグ流
- MST : 噴霧流
- MPO : post-CHF 噴霧流
- VST : 垂直層状流

図 3-1 垂直流の流動様式



- BBY : 気泡流
- SLG : スラグ流
- ANM : 環状噴霧流
- MPR : pre-CHF 噴霧流
- HST : 水平層状流

図 3-2 水平流の流動様式



α : ボイド率

T_w : 壁面温度

T_{sat} : 飽和温度

CHF : 臨界熱流束 (Critical Heat Flux)

q''_{NB} : 核沸騰熱伝達での熱流束

q''_{TB} : 遷移沸騰熱伝達での熱流束

q''_{FB} : 膜沸騰熱伝達での熱流束

図 3-3 熱伝達モードの選択ロジック

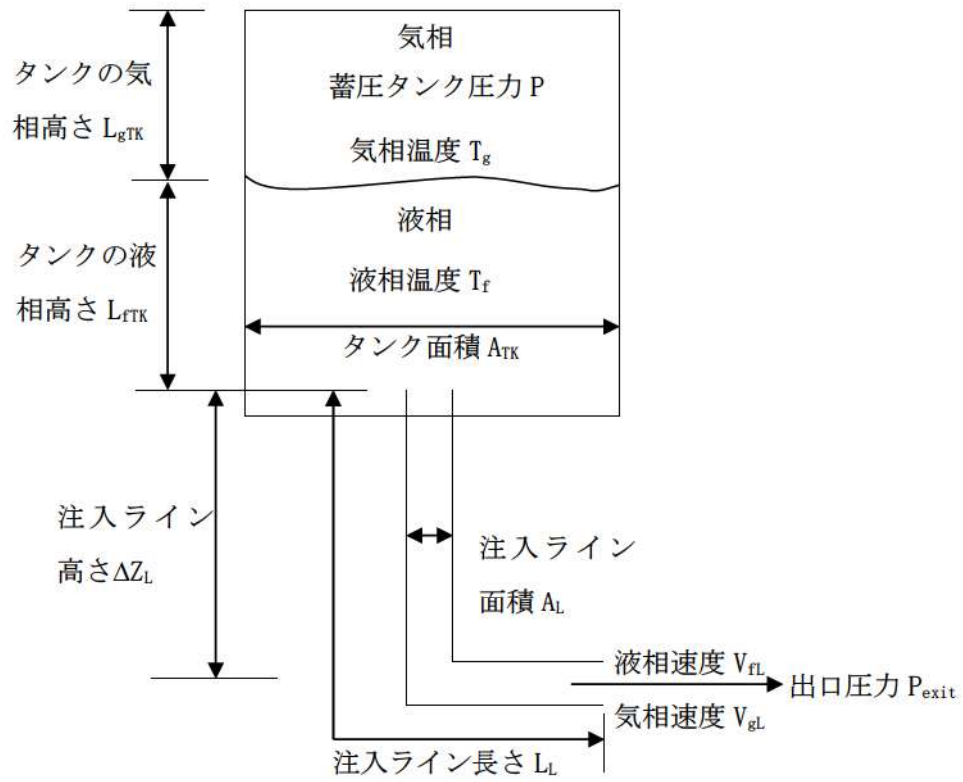


図 3-4 蓄圧タンクモデル

熱非平衡が臨界流量に影響する ← | → 管の摩擦のみが臨界流量に影響する

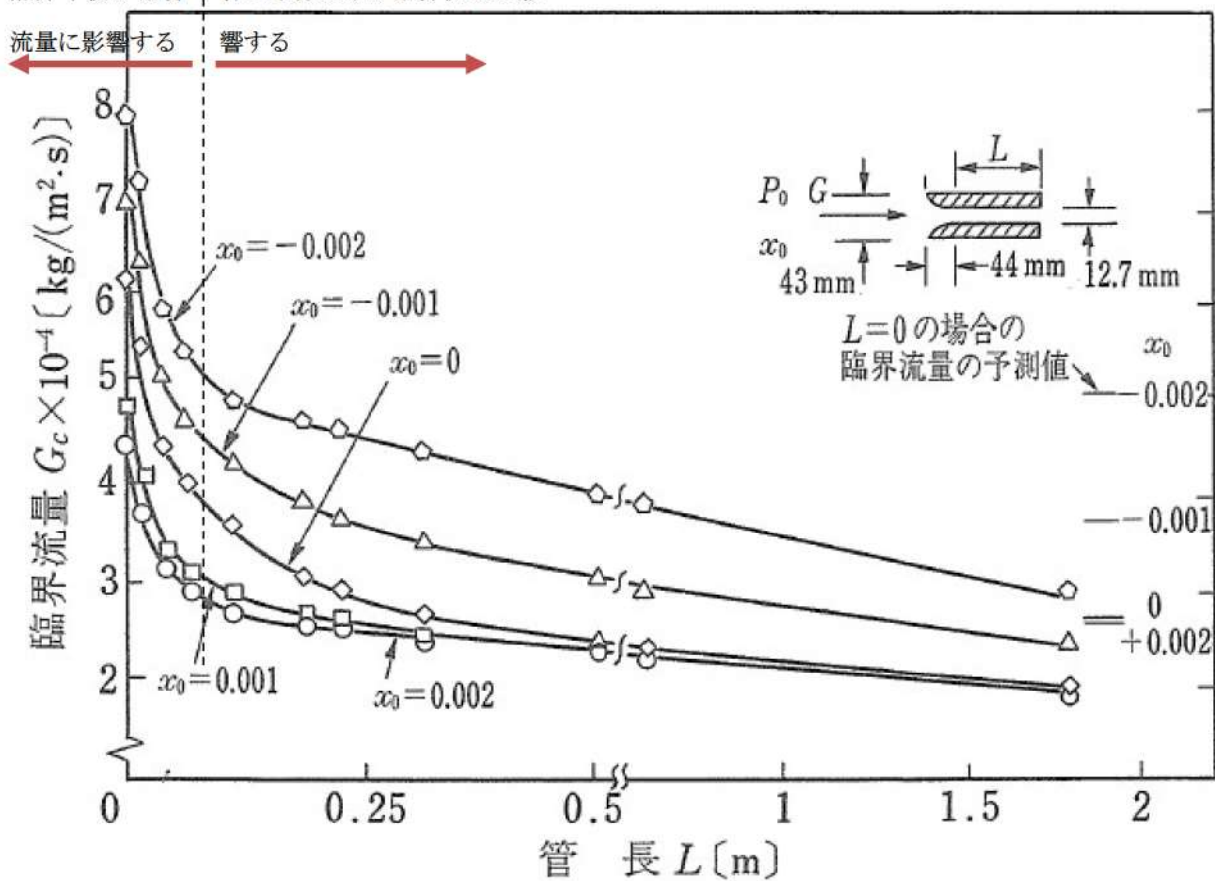


図 3-5 臨界流量の管長による変化

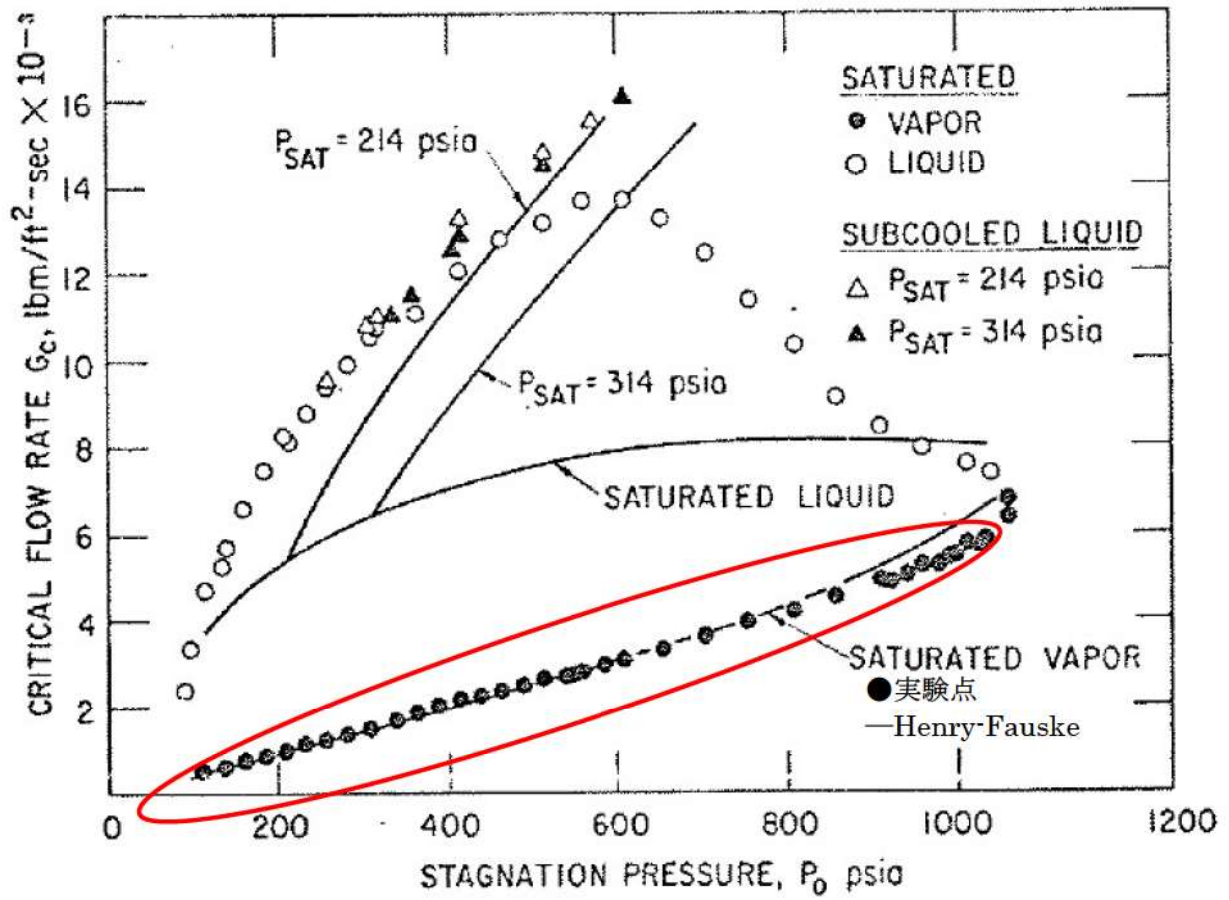


図 3-6 Henry-Fauske 臨界流量の不確かさ

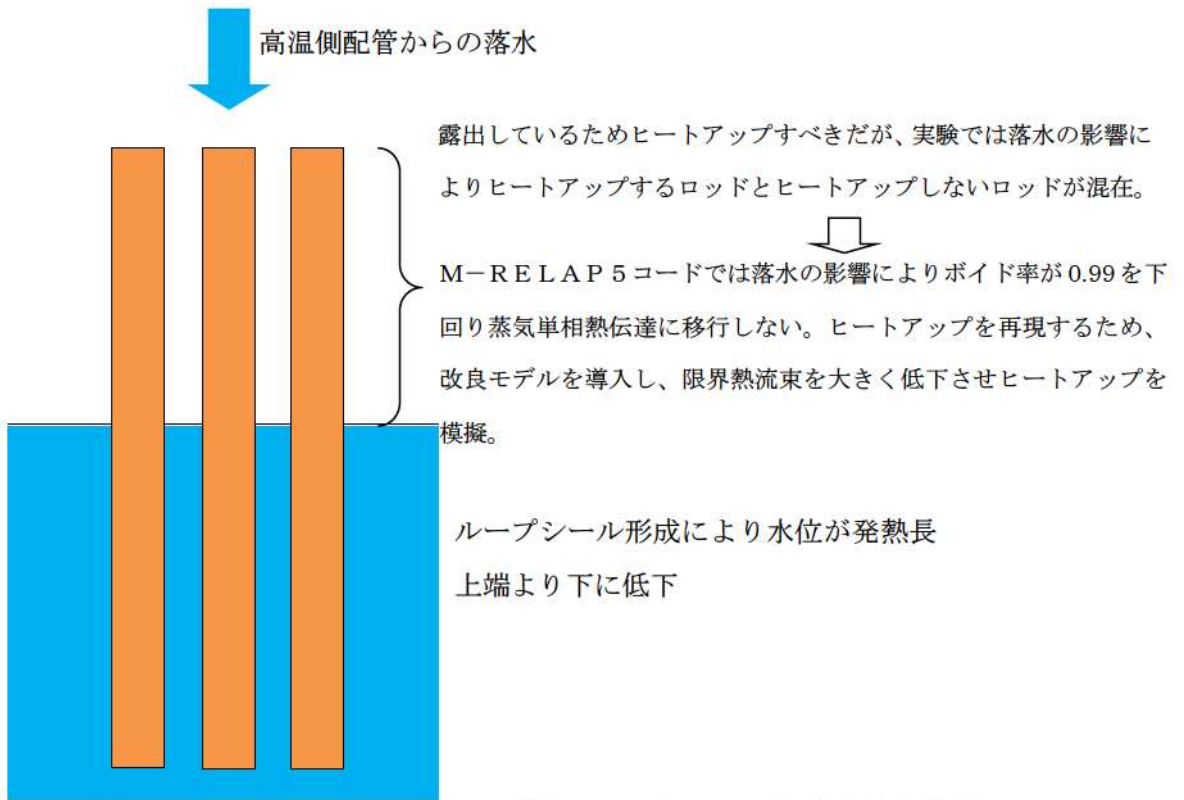


図 3-7 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験のループシール時に見られた挙動

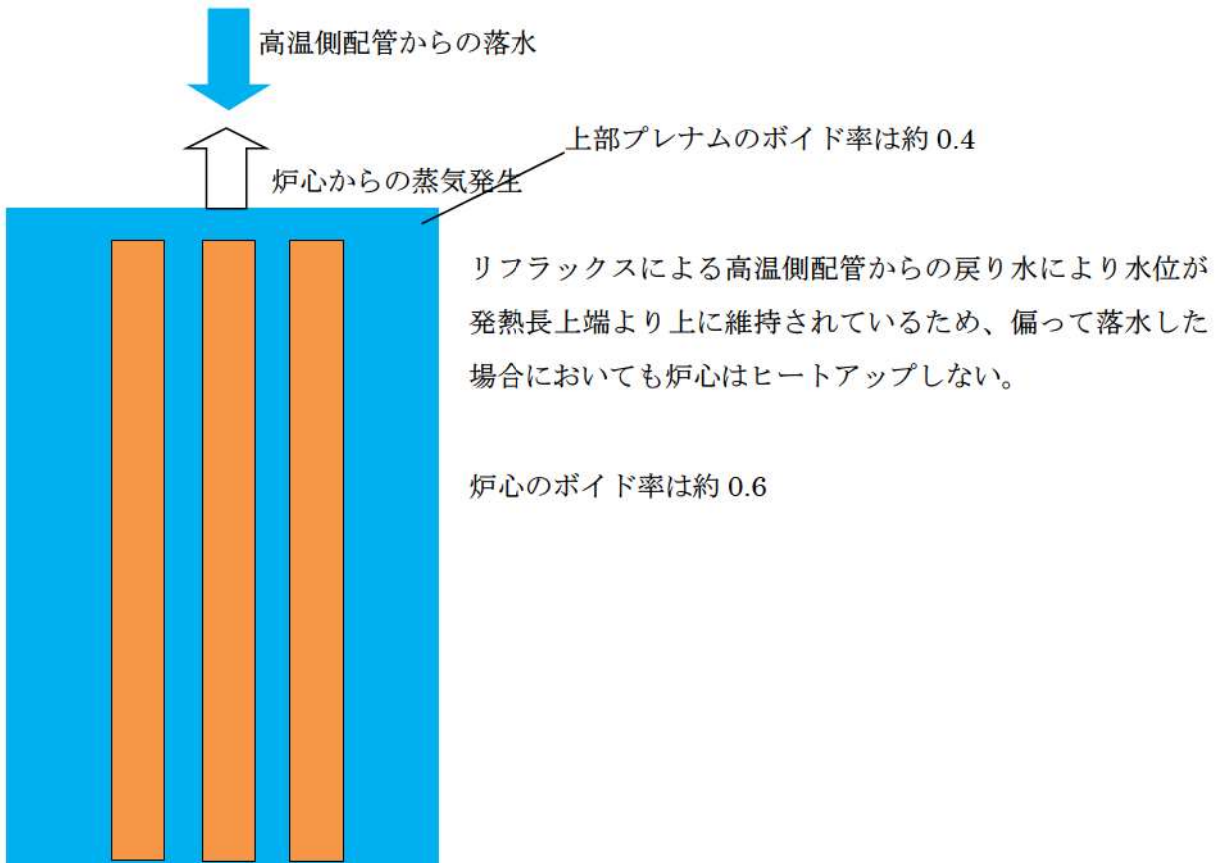


図 3-8 実機の RCP シール LOCA 解析でのリフラックス冷却時の炉心の流況

3.4 ノード分割

実機解析に用いるノーディングを図 3-9～図 3-11に示す。ノード分割の考え方を表 3-5に示す。

有効性評価解析が対象とするシーケンスでは、炉心露出による燃料被覆管のヒートアップの可能性があるため、炉心に関して詳細なノード分割としている。また、有効性評価解析が対象とするシーケンスでは低温側配管の破断を想定する事象が多いため、低温側配管は詳細なノード分割を設定している。これらの分割数については、後述する実験解析にてその妥当性を確認する。

さらに、有効性評価解析が対象とするシーケンスでは、2次系強制冷却の運転員等操作時の1次系と2次系での熱伝達、及び2次系保有水が減少する過程での1次系と2次系での熱伝達を精緻に取り扱うために蒸気発生器伝熱管部のノード分割は詳細化する必要がある、また、1次冷却材の膨張による1次系圧力変化を精緻に評価するためには、加圧器水位の上昇に伴う満水状態を適切に評価する必要があることから、加圧器も詳細に分割する必要がある。

ノード分割の考え方は、2,3,4 ループプラントに共通して適用するものである。

表 3-5 M-RELAP5コードのノード分割の考え方

	ノード分割の考え方
1次冷却材配管	
蒸気発生器	
加圧器、サージ管	
原子炉頂部	
上部、下部プレナム	
ダウンカマ	
炉心、燃料	
1次系の熱構造材	

枠囲いの内容は、商業機密に属します
 ますので公開できません。

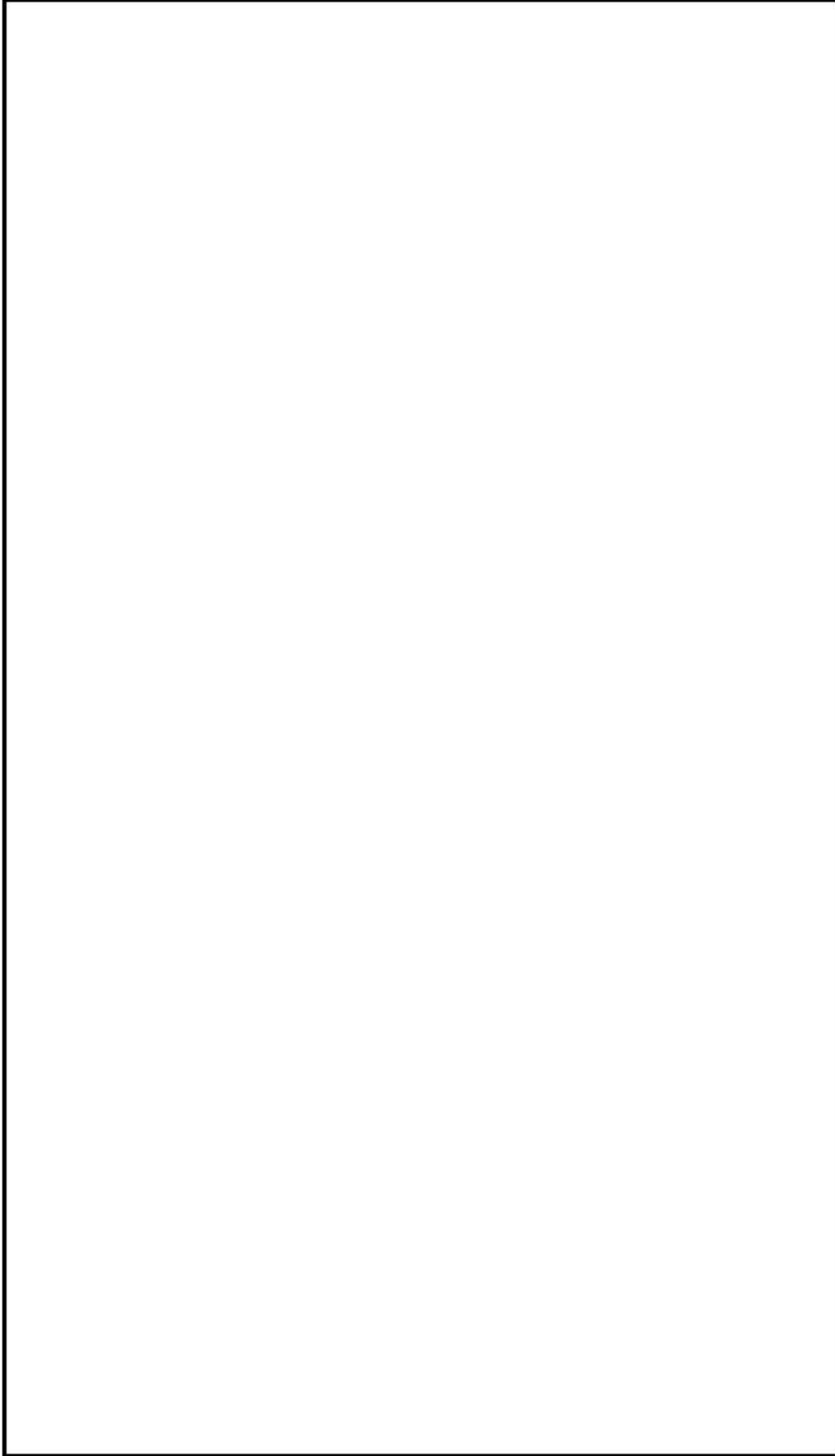


図 3-9 M-RE LAP5コード ノード分割図 (3 ループプラントの例) [A,B ループ]

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

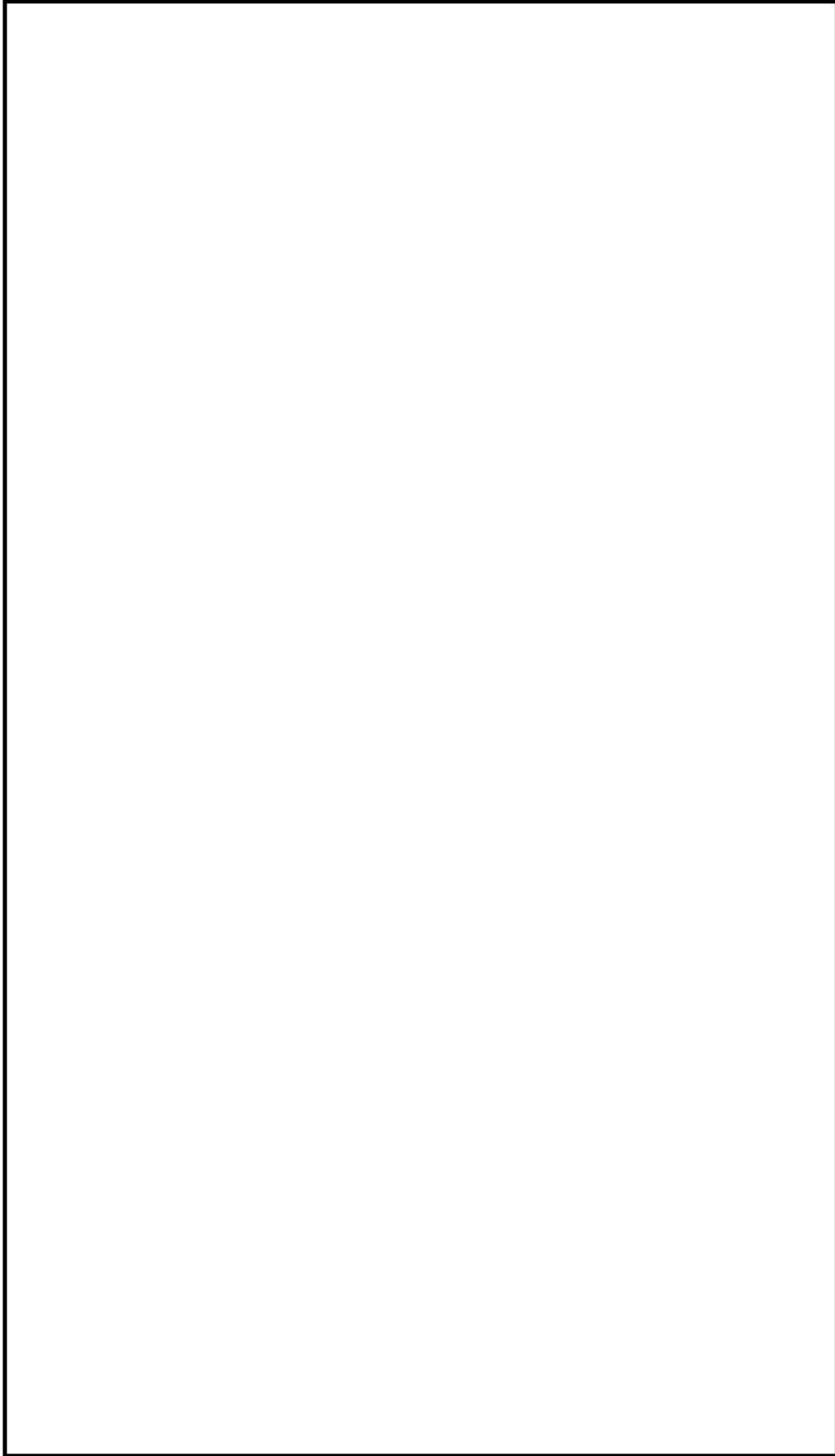


図 3-10 M-RELAP5コード ノード分割図 (3ループプラントの例) [Cグループ]

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

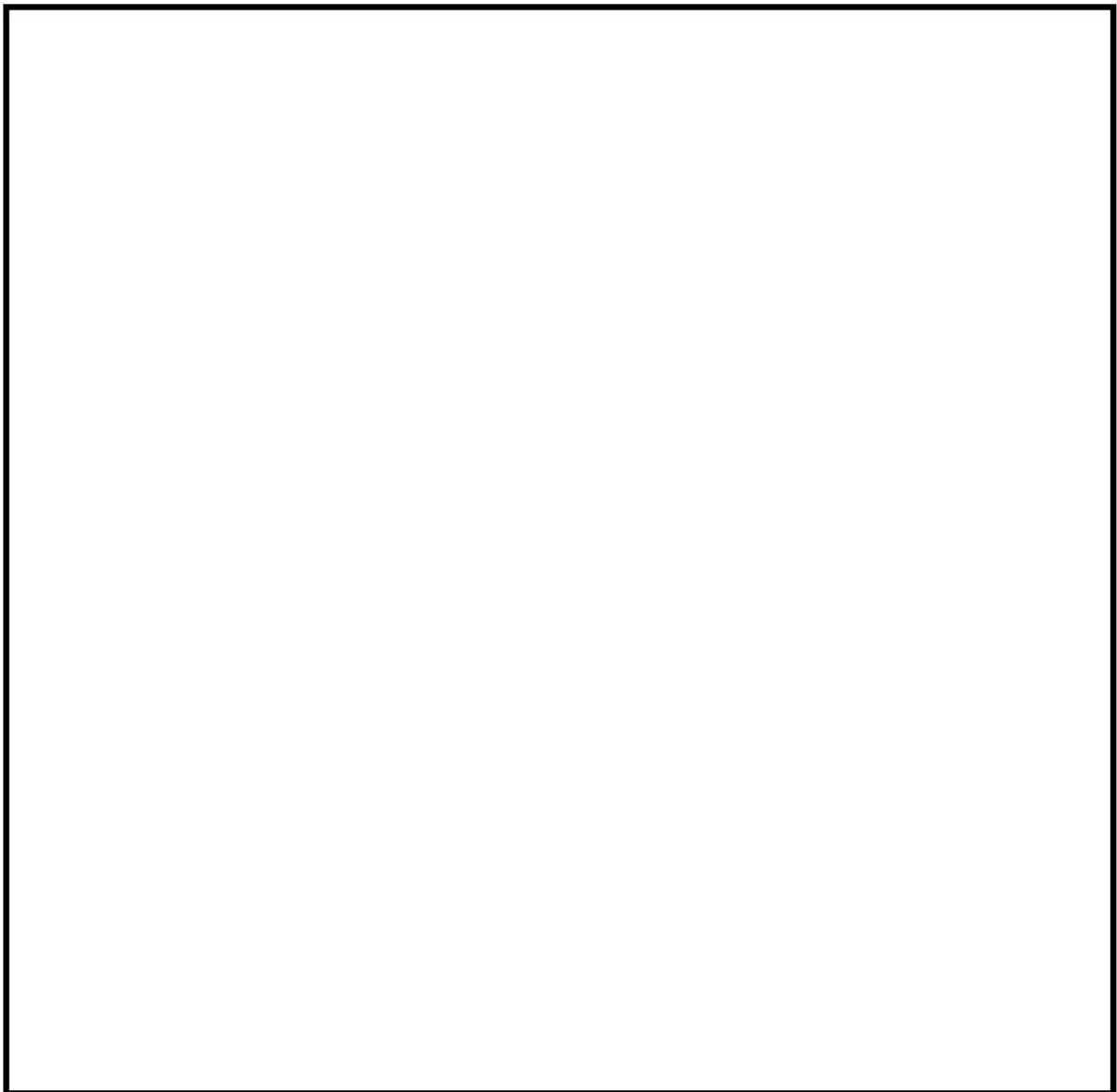


図 3-11 炉心ノード分割 (3 ループプラントの例)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

3.5 入出力

M-RELAP5コードの主要な入出力を図 3-12に示す。M-RELAP5コードのインプットデータは以下のとおり構成される。M-RELAP5コードのインプットデータの元となる「プラントデータ」、「事故条件」、「事故収束に重要な機器・操作」等を整理した解析条件を添付1に示す。

- ① 原子炉容器、1次冷却材配管、加圧器、1次冷却材ポンプ及び蒸気発生器の幾何形状
- ② 制御／保護系限界値
- ③ 初期条件（原子炉出力、1次冷却材温度及び1次系圧力）
- ④ 炉心仕様（幾何形状、圧力損失係数、崩壊熱）
- ⑤ 燃料仕様（燃料棒出力、初期状態、形状、物性）
- ⑥ 外乱条件（破断条件等）

上記をインプットデータとして、プラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

- ① 原子炉出力及び1次系圧力の過渡応答
- ② 燃料被覆管温度
- ③ ジルコニウム-水反応量

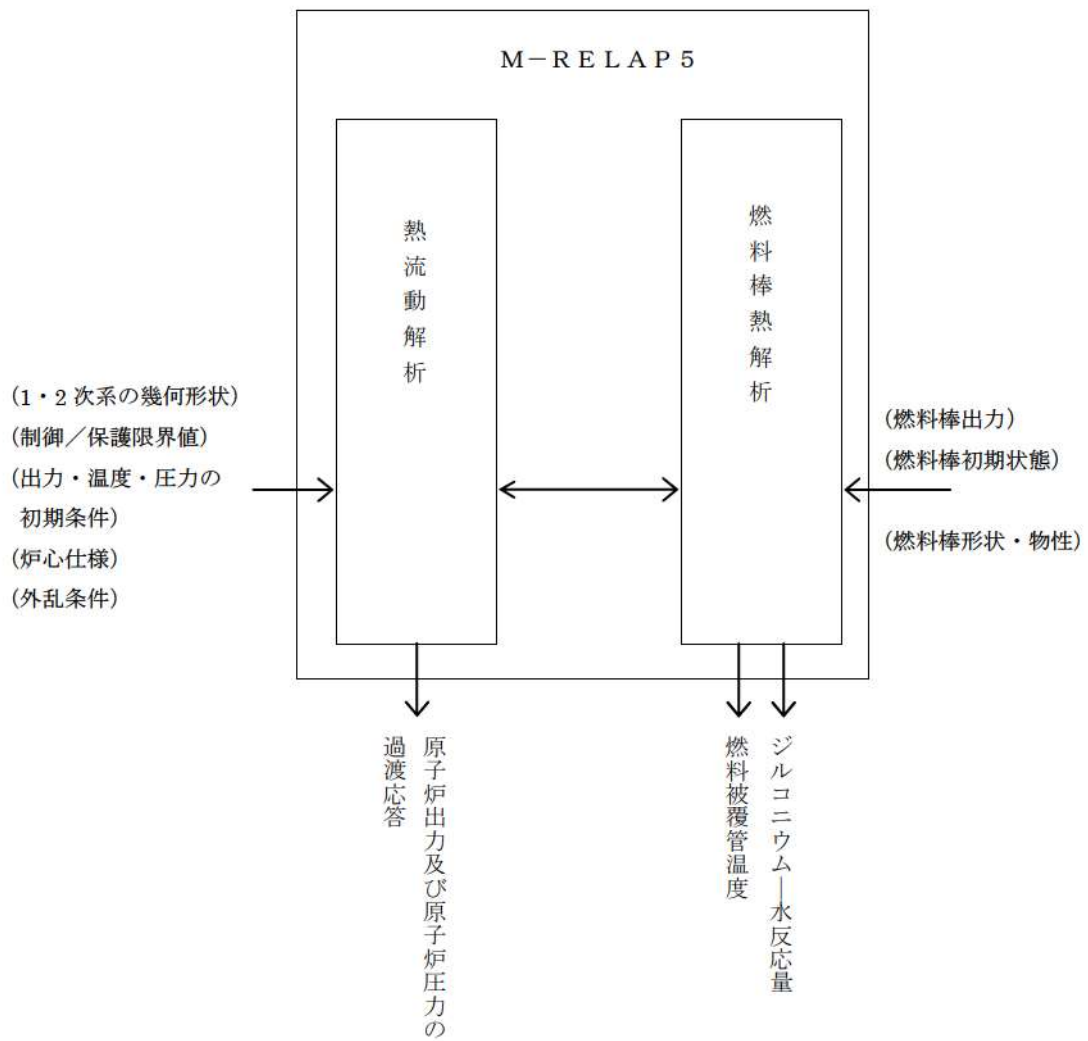


図 3-12 M-RELAP5 コードの入出力

4. 妥当性確認

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

M-RELAP5コードの評価マトリックスを表4-1に示す。表4-1はM-RELAP5コードが評価する全事象を包絡するように、2章で重要現象に分類された物理現象を列挙している。各試験解析及び実機解析の内容について詳細を4.2以降に示すが、それらの要約を4.1.1から4.1.8に示す。総合効果試験として、重大事故を直接模擬したものは無いが、M-RELAP5コードが対象とする重大事故では、原子炉の全体的な挙動として、中小破断LOCA時の減圧挙動、運転員等操作による2次系強制冷却による1次系の減温減圧とそれに伴う自然循環やリフラックス、1次系の加圧時の挙動がある。これらを模擬した総合効果試験を対象とした試験解析を実施する。

崩壊熱は、解析では評価目的に応じた崩壊熱曲線を入力する。M-RELAP5コードが対象とする有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する燃料被覆管温度を高く評価することになるため、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した崩壊熱曲線を使用する。具体的には、3.3.2(2)に記載したとおり、アクチニド崩壊熱はORIGEN-2コード、核分裂生成物崩壊熱はAESJ推奨値により評価された崩壊熱曲線を使用している。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は20%、核分裂生成物崩壊熱は $3\sigma_A$ を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度(MOX燃料はPu含有率等)や燃焼度が考慮されている。このように、崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動の考慮がなされた崩壊熱曲線を使用しているため、M-RELAP5コードにおける崩壊熱の妥当性評価は不要とした。

ECCS強制注入及び2次側給水は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。有効性評価解析では、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量と最小流量を使い分ける。このように、設備設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、M-RELAP5コードにおいてはこれらに対する妥当性確認は不要とした。

蒸気発生器における冷却材放出(主蒸気逃がし弁、安全弁からの蒸気放出)は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。有効性評価解析では、主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づく作動圧力を入力とし、流量については設計流量を用いている。このように、設備設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、M-RELAP5コードにおいては蒸気発生器における冷却材放出に対する妥当性確認は不要とした。

沸騰・ボイド率変化、及び気液分離・対向流の2つの物理現象に関しては、有効性評価解析においては炉心が露出するシーケンスでの炉心水位を評価するうえで重要な物理現象として選定しており、炉心水位を確認することでその妥当性を確認できる。

1次系の気液分離・対向流の物理現象に関しては、有効性評価解析において、2次系強制冷却の運転員等操作において、リフラックス冷却として炉心冷却に寄与する物理現象であるため、2次系強制冷却の効果である1次系圧力の低下でその妥当性を確認できる。

1次側・2次側の熱伝達の物理現象に関しては、有効性評価解析においては1次系が加圧する

シーケンス、又は2次系強制冷却により1次系を減圧する事象において2次系の挙動による1次系の温度及び圧力の上昇又は下降に寄与するため、1次系の温度及び圧力でその妥当性を確認できる。

燃料被覆管酸化については、3.3.2(3)に記載したとおり、反応量を過大に推定するように95%信頼区間の上限の酸化量をカバーするように導出した酸化反応速度式を採用している。そのため、M-RELAP5コードにおける燃料被覆管酸化の妥当性評価は不要とした。

1次系の圧力損失は自然循環流量を評価する上で重要な物理現象である。有効性評価解析においては、1次冷却材ポンプが定格回転時にループ内で熱設計流量が流れるように圧力損失を設定するため、実際よりも大きい圧力損失を設定する。自然循環流量が小さくなる設定となっており、M-RELAP5コードにおける1次系の圧力損失の妥当性評価は不要とした。

1次側の凝縮は2次系強制冷却時の1次側の凝縮量を評価する上で重要な物理現象である。2次系強制冷却の効果は1次側・2次側の熱伝達で確認できるため、1次側・2次側の熱伝達の妥当性確認で代用する。

4.1.1 ORNL/THTF 試験解析

ORNL/THTFの解析により、M-RELAP5コードが採用するEPRIのボイドモデルにより、炉心の二相水位への適用性を確認する。また、M-RELAP5コードが採用する膜沸騰熱伝達モデル（修正 Dougall-Rohsenow、Bromley）の適用性を確認する。

4.1.2 Marviken 試験解析

LOCA時の破断流を模擬した試験解析を実施し、M-RELAP5コードの1次系からの冷却材放出への適用性を確認する。

4.1.3 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析

実機4ループを模擬した中破断LOCAの総合効果試験の試験解析を実施し、M-RELAP5コードの炉心の二相水位、ヒートアップ挙動、蓄圧タンクからの注入挙動への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリード運転での、加圧器からの冷却材放出における、高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

4.1.4 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析

実機4ループを模擬した小破断LOCA及びその後の2次系強制冷却の運転員等操作を模擬した総合効果試験の試験解析を実施し、M-RELAP5コードの2次系強制冷却時の炉心二相水位、蓄圧タンクからの注入挙動、及び1次側・2次側の熱伝達への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリー

ード運転での、加圧器からの冷却材放出における、高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

4.1.5 PKL/F1.1 試験解析

実機 4 ループを模擬した小破断 LOCA 後の 2 次系強制冷却の運転員等操作を模擬した総合効果試験の試験解析により、M-R E L A P 5 コードの炉心の二相水位、ECCS の挙動、自然循環流量、リフラックス冷却挙動への適用性を確認する。

4.1.6 LOFT L6-1 試験解析

代表的な加熱、加圧事象である負荷の喪失を模擬した LOFT L6-1 試験解析により、1 次系の加熱、加圧時における加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器 1 次側・2 次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

4.1.7 LOFT L9-3 試験解析

主給水流量喪失 + A T W S を模擬した LOFT L9-3 試験解析により、LOFT L6-1 試験解析と合わせて、加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器 1 次側・2 次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

また、LOFT L9-3 試験解析では、蒸気発生器はドライアウトに至り熱除去能力が低下し、加圧器は満水に至り 1 次冷却材が液相として放出されるため、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出、及び蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトの妥当性、更にドライアウト時の 1 次側・2 次側の熱伝達の妥当性についても LOFT L9-3 試験解析により確認する。

4.1.8 実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析（美浜 2 号機）

実機（美浜 2 号機）での蒸気発生器伝熱管損傷の解析により、M-R E L A P 5 コードが 1 次系から 2 次系への冷却材放出へ適用できることを確認する。

表 4-1 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	ORNL/THTR 数値解析	Marviken 数値解析	ROSA/LSTF SB-CL-18 数値解析	ROSA/LSTF SB-CL-39 数値解析	PKL/F1.1 数値解析	LOFT L6-1 数値解析	LOFT L9-3 数値解析	実機での熱伝達解析 （燃料棒破断） （燃料棒破断）
炉心	崩壊熱*	崩壊熱モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	図 4-8 図 4-9	—	図 4-29 図 4-30	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化*	ジルコニウム - 水反応モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流 → 炉心水位で確認	ボイドモデル 流動様式	図 4-6 図 4-7	—	図 4-20	図 4-34	図 4-45	—	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時） 冷却材放出（臨界流・差圧流）	壁面熱伝達モデル 破断流モデル	—	図 4-16	—	—	—	—	—	—
	気液分離・対向流 → 1 次系圧力の低下で確認	流動様式	—	—	—	図 4-33	図 4-46	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化 → 1 次系の温度及び圧力で確認	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	—	—	—	図 4-33	図 4-46 図 4-47	—	—	—
	圧力損失*	運動量保存則	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS 強制注入（充てん系含む）*	ポンプ特性モデル	—	—	—	—	図 4-48 ～ 図 4-51	—	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	—	—	図 4-27 図 4-28	図 4-35 図 4-36	—	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	—	—	—	—	—	図 4-56 図 4-57	図 4-60 図 4-61	—
	加圧器水位変化	2 流体モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流） 1 次側・2 次側の熱伝達 → 1 次系の温度及び圧力で確認	臨界流モデル 壁面熱伝達モデル	—	—	図 4-32	図 4-39	—	—	—	—
蒸気発生器	冷却材放出（臨界流・差圧流）* 2 次側水位変化・ドライアウト 2 次側給水（主給水・補助給水）*	臨界流モデル 2 流体モデル ポンプ特性モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—
			—	—	—	—	—	—	—	—

*4.1に記載の理由により、妥当性確認が不要である重要現象

4.2 ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析

(1) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験概要

ORNL/THTF 試験装置^[32]の外観を図 4-1に示す。管群部は 8×8 の配列で、燃料棒を模擬した模擬燃料棒 60 本、制御棒等を模擬した非発熱棒 4 本で構成される。ここでは、表 4-2に整理される Test3.09.10 シリーズを選択する。同シリーズはレベルスウェル試験として実施されておりボイド率分布が計測されている。Test3.09.10J～N 試験では、発熱管 (Fuel Rod Simulators, FRS) 及び蒸気温度も計測されており炉心露出試験として位置付けられている。

表 4-3に示すとおり、ORNL/THTF 試験装置の管群はロッド径、ピッチ共に 17×17 の PWR 燃料と同じであり、発熱長は実機 PWR と同じであるため、形状は実機燃料集合体 1 体の 1/4 を模擬した体系となっている。また、圧力、流量、及び線出力の範囲については、線出力条件は実機 PWR のトリップ後約 10 秒から 10,000 秒程度の崩壊熱を模擬している。また、圧力条件は実機条件全体は模擬していないが、炉心水位が低下し、炉心がヒートアップする圧力範囲を模擬している。

(2) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-2に示す。試験の測定高さとのードを合わせるために、実機のノーディングより細かい。しかし、実機ノーディングも十分に細かいため、本ノーディングで得られた結論は実機ノーディングにも適用できる。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- ・ 炉心入口に流量境界条件、出口に圧力境界条件を設定する
- ・ 炉心出力は時間変化は無く、定常的な解析とする
- ・ 熱損失を模擬する

(3) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析の解析結果

Test3.09.10J を例に、定常状態での軸方向ボイド率分布、FRS 温度分布、熱伝達係数分布を図 4-3から図 4-5に示す。ボイド率については試験結果と同等の解析結果が得られている。これは、M-RELAP5 コードは、炉心ボイド率分布に大きく影響する管群体系の相関摩擦に、広範なデータベースに基づく予測精度の高い EPRI の式によるモデルを採用しているためである。

(4) 炉心水位の不確かさ

コラプスト水位、二相水位の試験結果、M-RELAP5 コードの計算結果の比較図を図 4-6 及び図 4-7に示す。横軸が試験結果であり、縦軸がM-RELAP5 コードの計算結果である。何れの試験ケースについても試験とコード計算の水位は同等である。なお、AA、CC、EE の 3 ケースについては、発熱部上端まで低ボイド率であり、二相水位は満水である。炉心水位の不確かさは 0~0.3m である。

ただし、表 4-2に示すとおり ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析においては大気圧程度の低圧条件での妥当性確認を実施していない。大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさについては、低圧条件における炉心水位について試験を実施した英国 Winfrith の THETIS 装置でのロッドバンドル試験の結果と、M-RELAP 5 コードで用いられている EPRI の式によるモデルを用いて得られた計算値との比較から、炉心水位の不確かさについては±10%という結果が得られており⁹⁾、炉心高さが約 4m であることから大気圧条件程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは最大でも±0.4m 程度となる（添付 2 参照）。

(5) 燃料表面熱伝達の不確かさ

図 4-5に示されるとおり、熱伝達係数は試験結果より低い。その結果、図 4-4に示されるとおり、FRS 温度は露出部の上方では試験結果より高い結果が得られた。これは、M-RELAP 5 コードが膜沸騰熱伝達について Bromley 及び修正 Dougall-Rohsenow モデルを採用していることにより炉心露出部の熱伝達モデルを小さく計算し、温度分布を高く計算するためである。

FRS 温度の比較を図 4-8に示す。Test3.09.10J 試験と同様、熱伝達が低いことにより、M-RELAP 5 コードは FRS 温度を高めにより予測する傾向である。ただし、温度の低い点（発熱バンドルの低い位置）については、高い位置と比較すると、相対的にその差異は小さい。本試験では発熱バンドルを格納するシュラウドから外部への熱損失が大きく、温度の高い上部からの熱損失の方が大きく、下部からの熱損失は小さい。しかし、M-RELAP 5 コードによる解析では、軸方向に一樣に熱が系外に損失すると仮定しており、結果として発熱バンドルの低い位置での熱損失を大きく見積り、高い位置と比較すると相対的に温度を低く予測する傾向となっている。しかし、全体として、M-RELAP 5 コードは FRS 温度を十分に高く予測しており、熱伝達モデルは燃料被覆管温度を高く評価すると判断できる。

熱伝達係数の比較を図 4-9に示す。図 4-9に示されるとおり、熱伝達係数の不確かさは 0%～-40%である。

J、K、N の試験は蒸気温度が高くなる試験である。蒸気温度が高いため、試験では蒸気単相領域での熱損失が大きく、蒸気温度が低下しやすい。そのため、上部の熱伝達係数が相対的に大きくなる。一方、M-RELAP 5 コードによる解析では熱損失は高さ方向に均一であるため、上部での熱伝達係数は相対的に小さくなり、図 4-9プロットでは横這いの傾向となる。それらに対し、M の試験での蒸気温度は比較的低いため、熱損失の影響は他の試験より小さい。そのため、M は他の試験と異なる傾向となる。

有効性評価解析で対象とするシーケンスで炉心露出が発生するのは ECCS 注水機能喪失のみであり、このシーケンスでのみ、この試験で見られた不確かさの影響が見られる。

表 4-2 ORNL/THTF 試験条件

試験	圧力 (MPa)	質量流束 (kg/s·m ²)	流入水温度 (サブクール度) (K)		線出力 (kW/m)	熱損失割合
J	4.20	12.93	480.3	(46.1)	1.07	0.052
K	4.01	2.22	466.5	(57.2)	0.32	0.176
M	6.96	13.38	474.4	(84.2)	1.02	0.042
N	7.08	4.33	473.1	(86.7)	0.47	0.162
AA	4.04	21.15	450.9	(73.2)	1.27	0.020
BB	3.86	9.44	458.2	(63.2)	0.64	0.034
CC	3.59	7.22	467.6	(49.6)	0.33	0.035
DD	8.09	19.82	453.4	(115.5)	1.29	0.030
EE	7.71	11.00	455.9	(109.7)	0.64	0.039
FF	7.53	4.83	451.4	(112.6)	0.32	0.092

表 4-3 ORNL/THTF と実機条件の比較

--

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

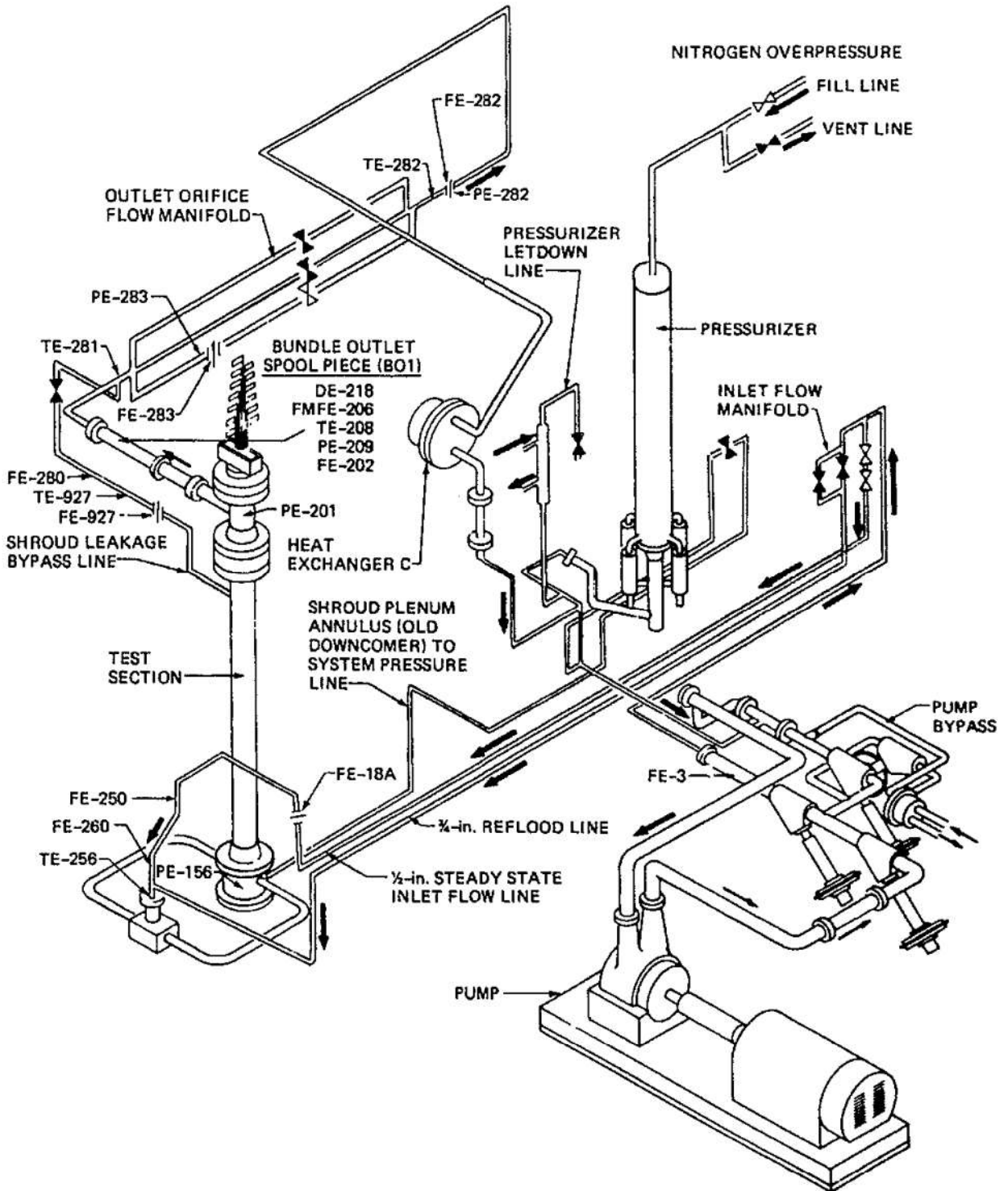


图 4-1 ORNL/THTF 試驗裝置

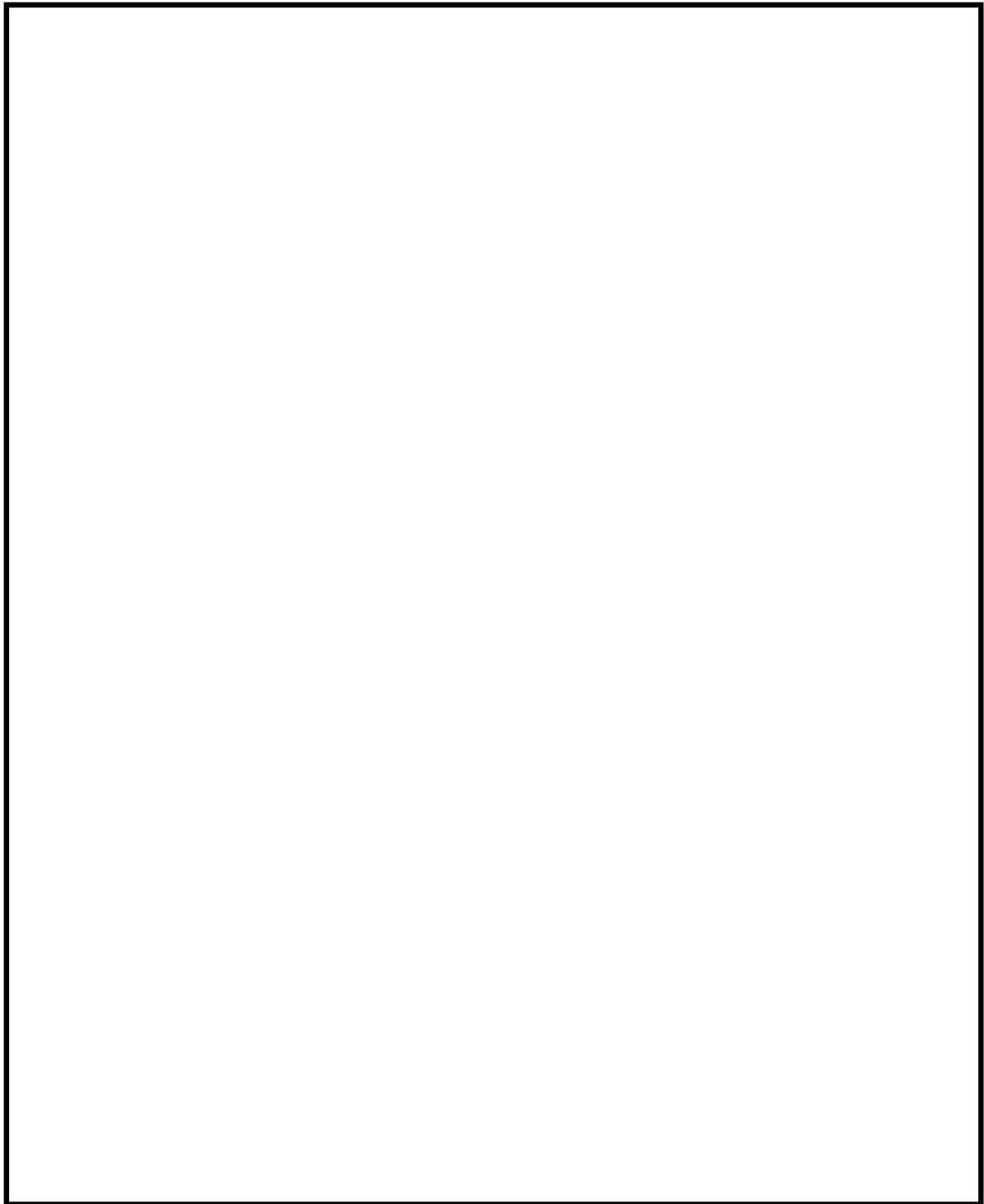


図 4-2 ORNL/THTF 試験解析のノーディング図

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

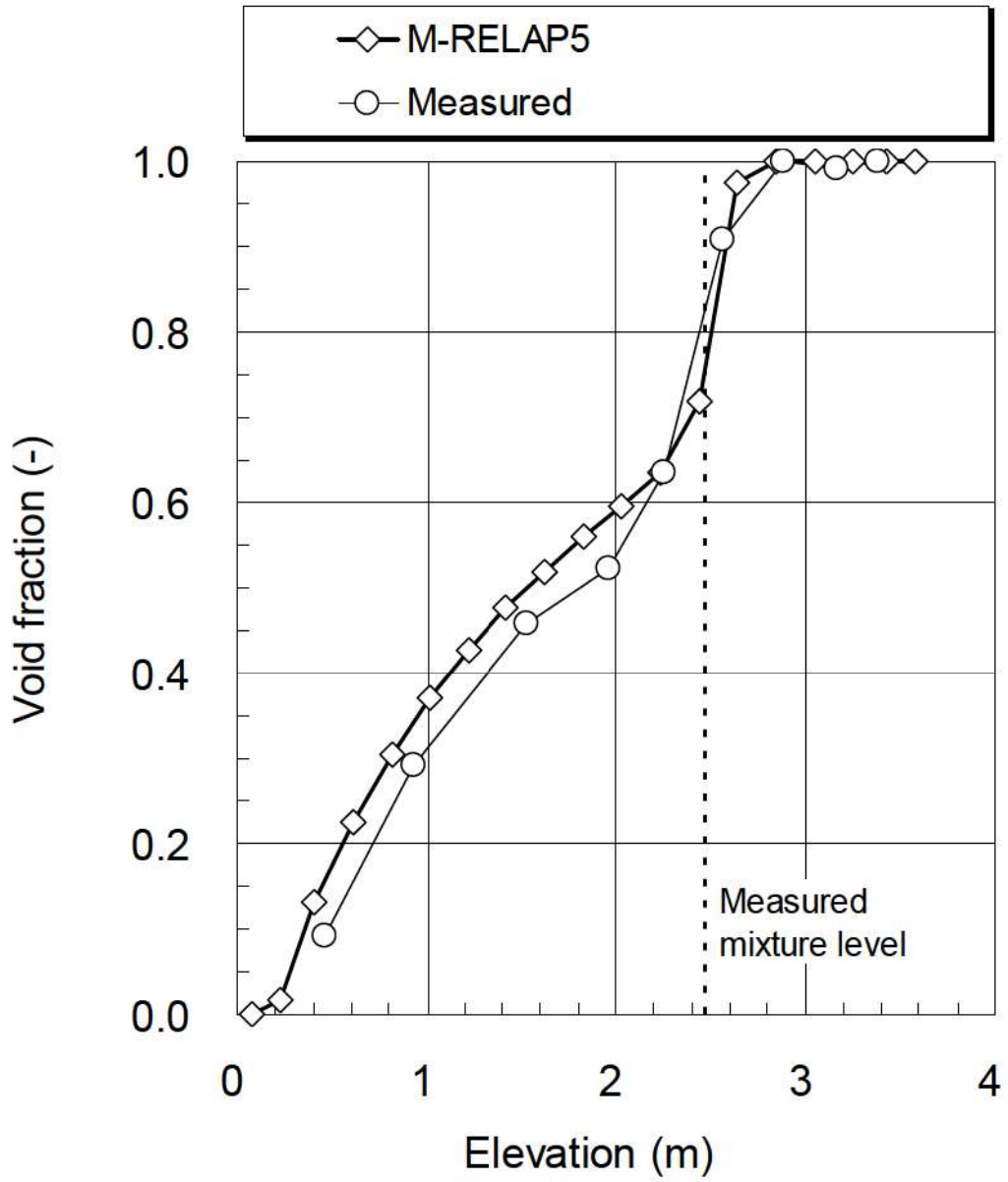


図 4-3 ボイド率比較図 (Test 3.09.10J)

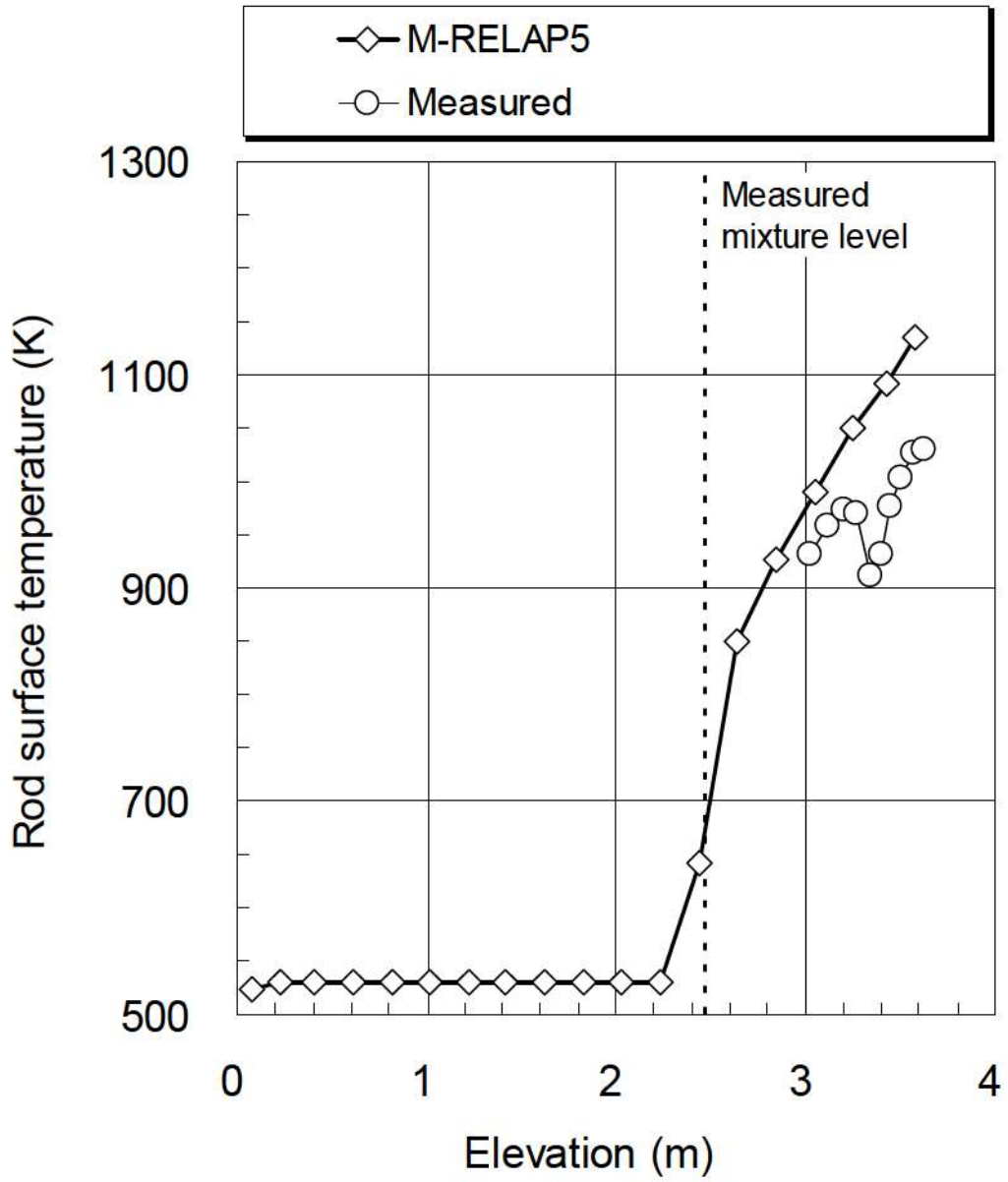


図 4-4 ヒータロッド表面 (FRS) 温度比較図 (Test 3.09.10J)

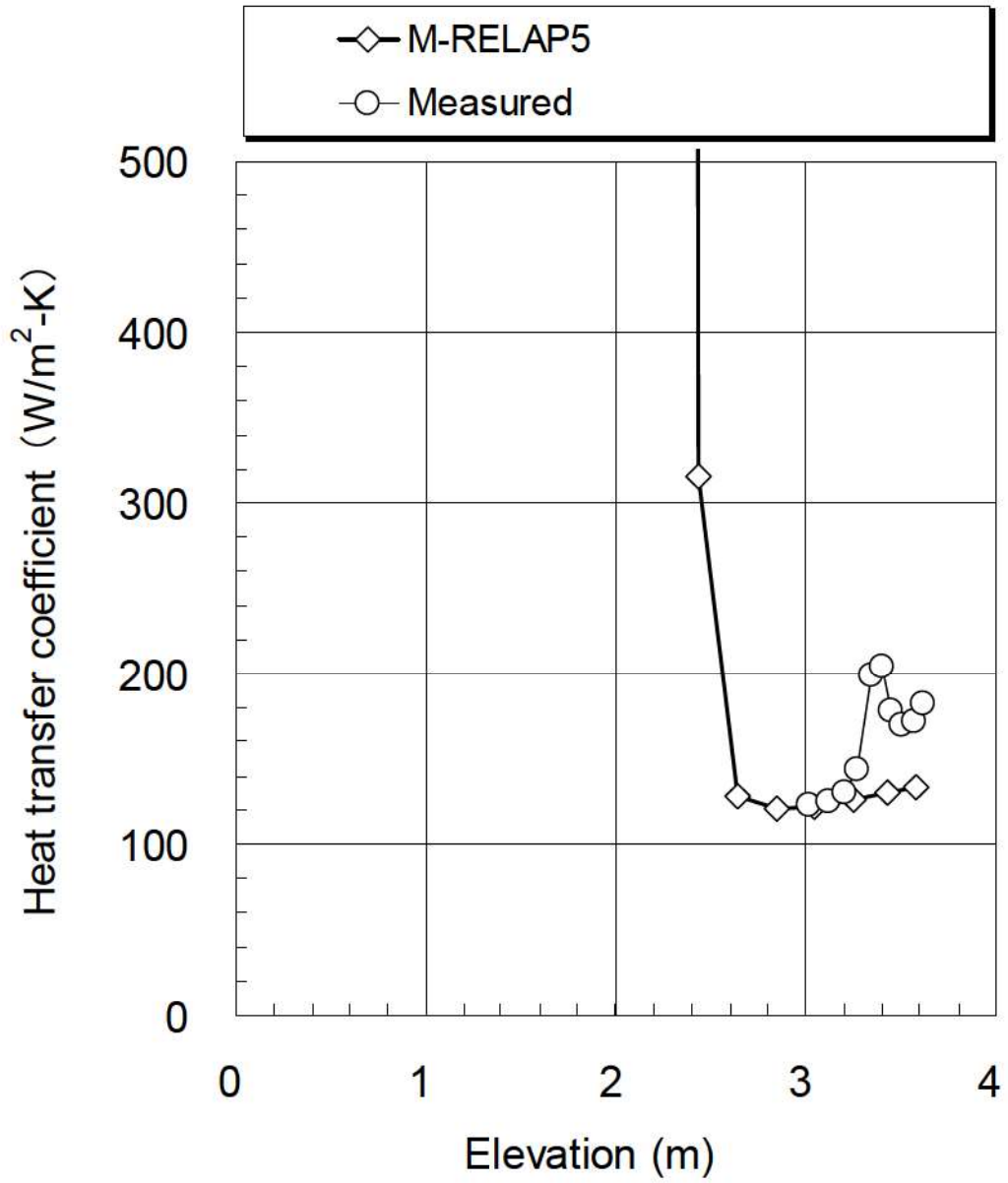


図 4-5 熱伝達係数比較図 (Test 3.09.10J)

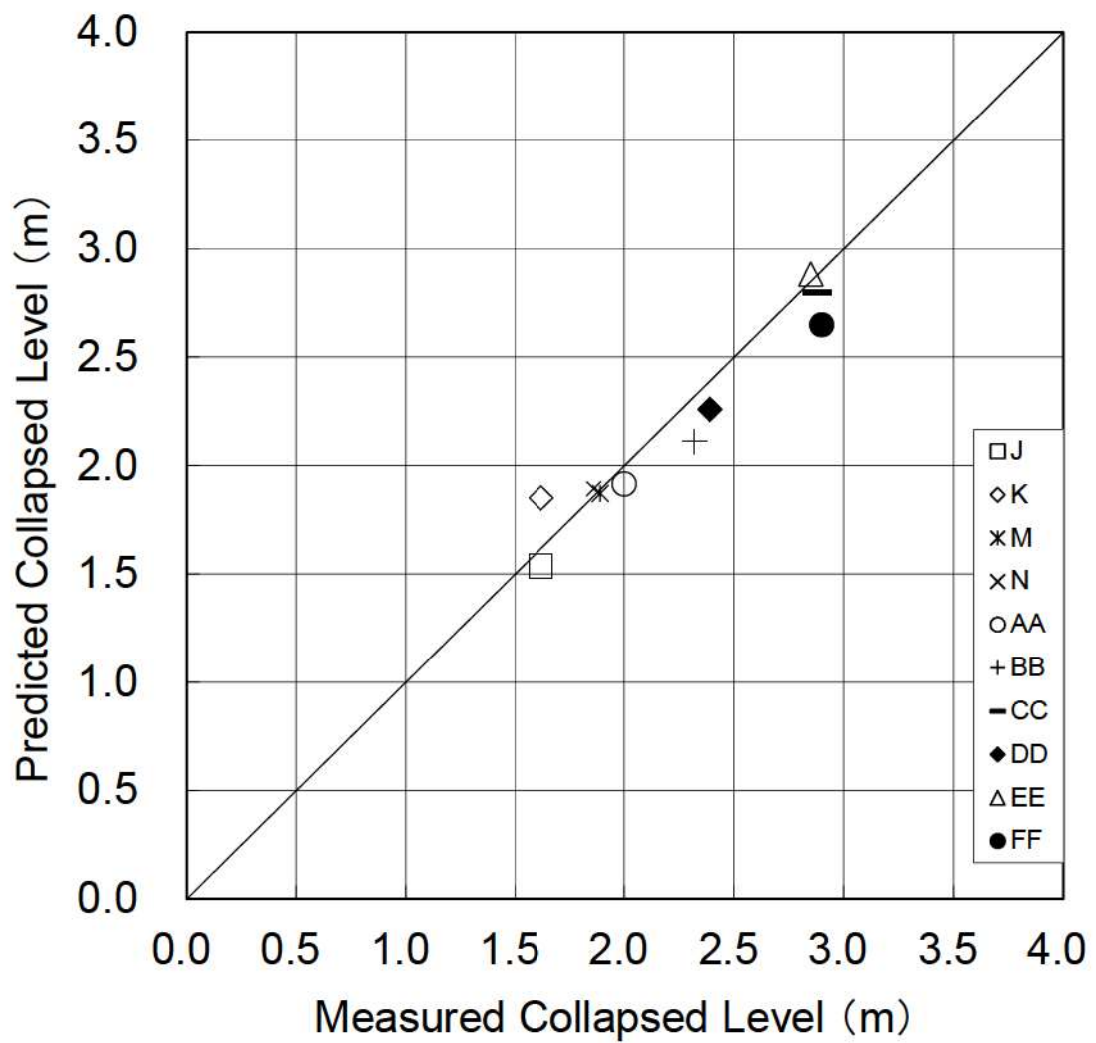


図 4-6 コラプスト水位比較

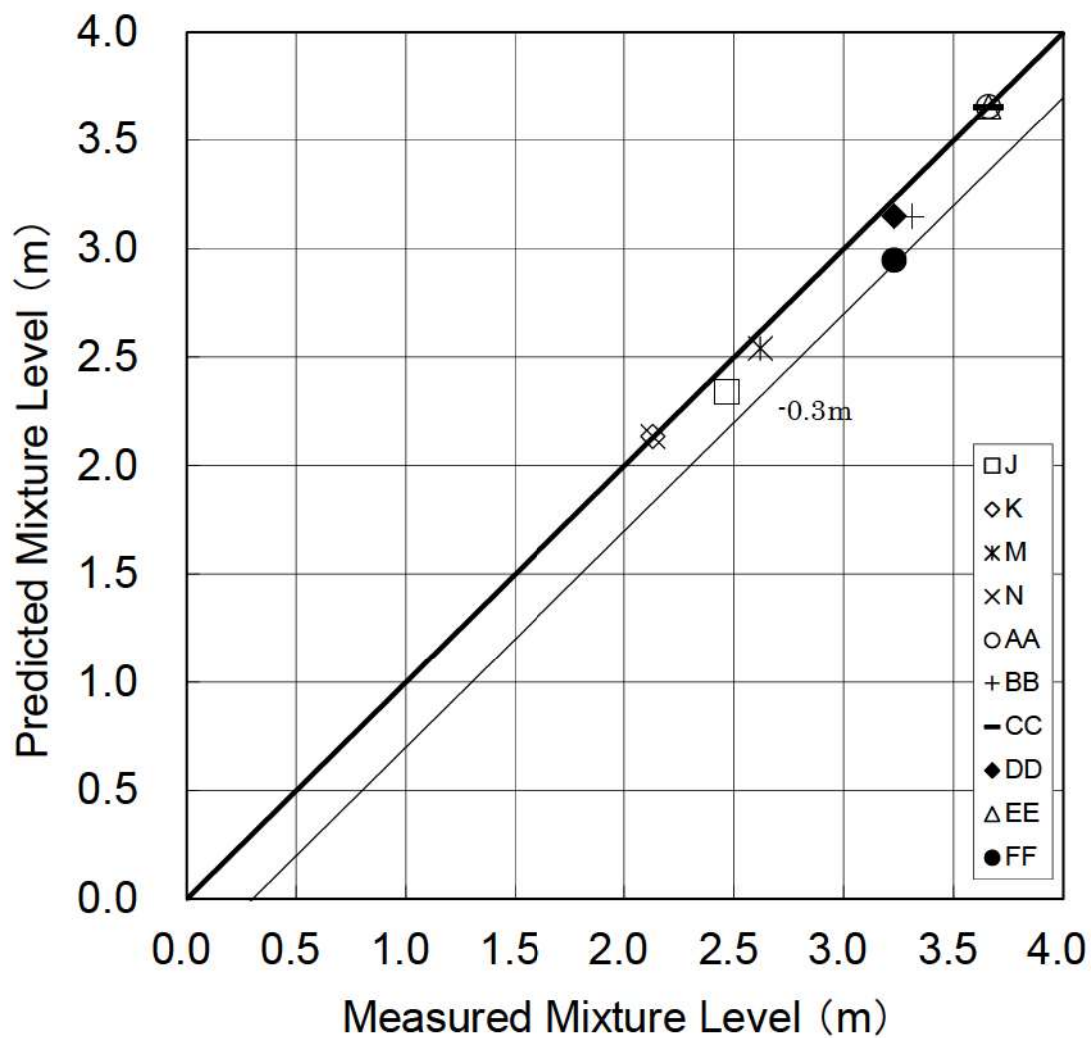


图 4-7 二相水位比较

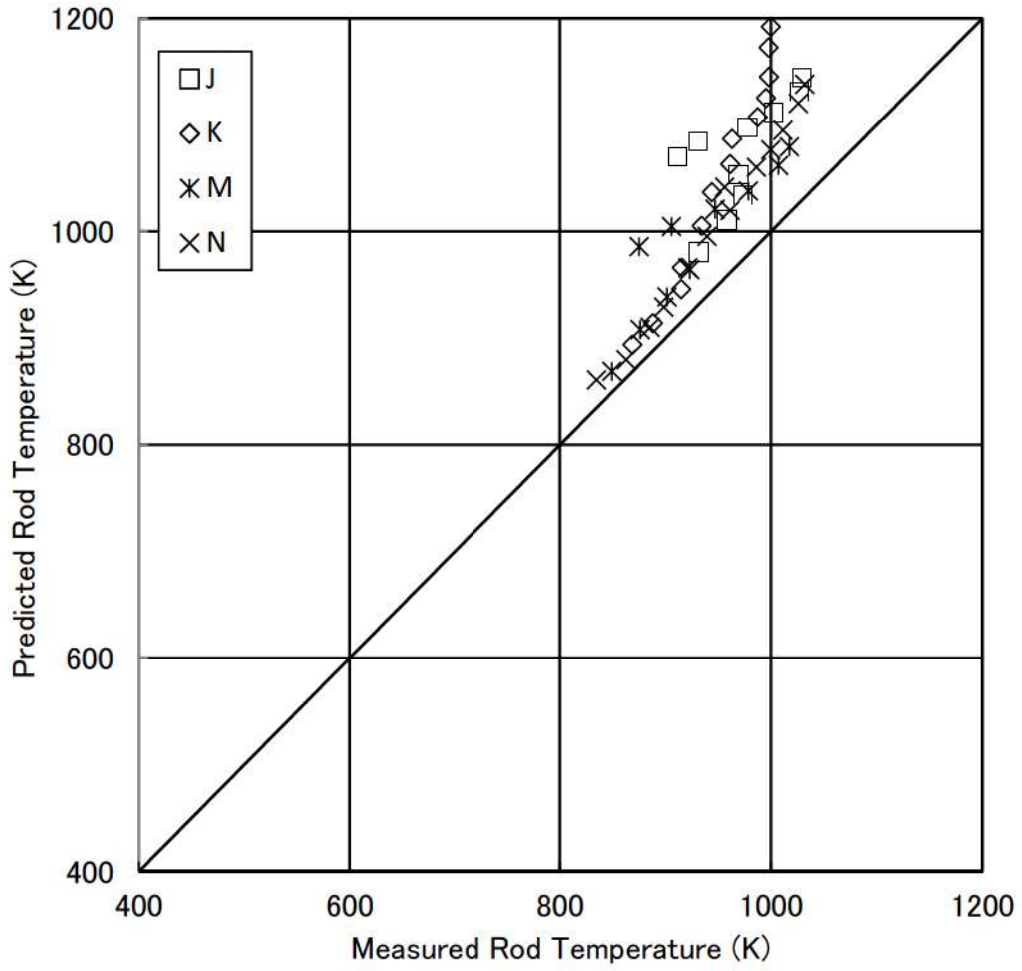


図 4-8 ヒータロッド表面 (FRS) 温度比較

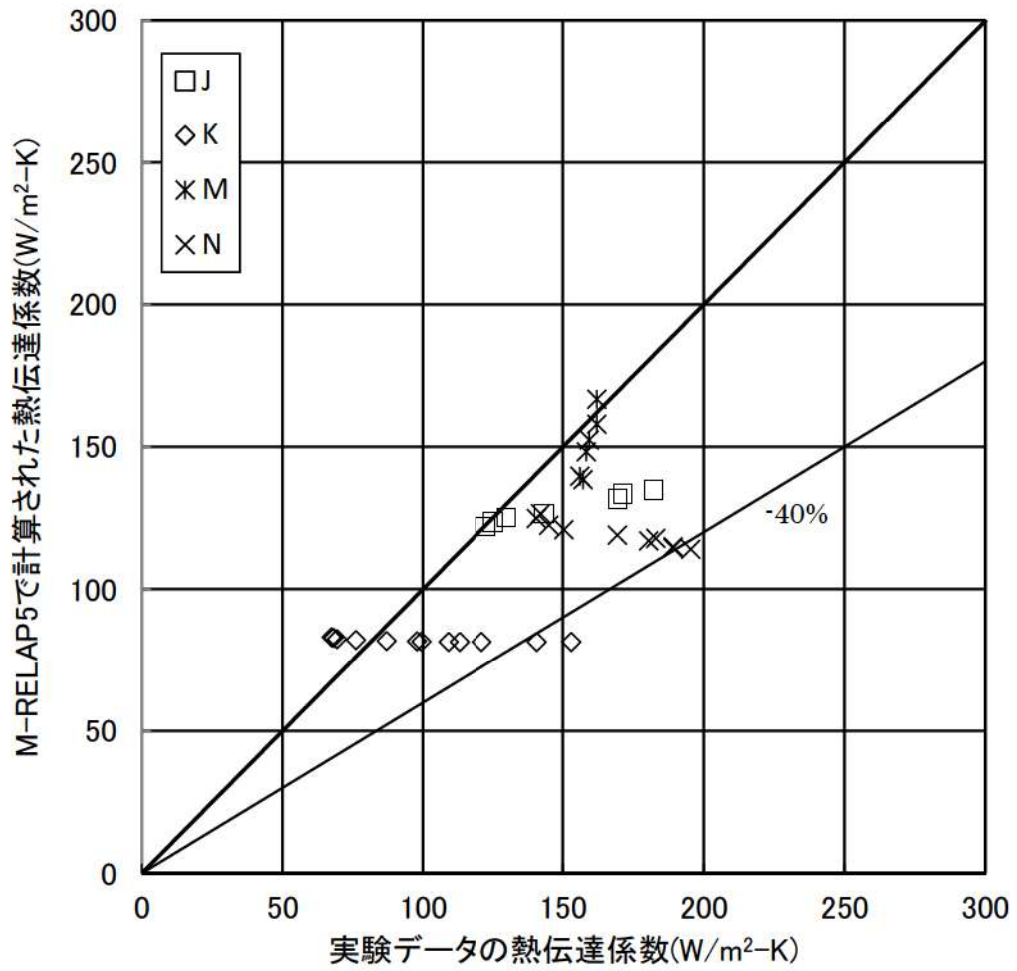


図 4-9 熱伝達係数比較

4.3 Marviken 臨界流試験解析

(1) Marviken 臨界流試験概要

Marviken 試験装置^{[33][34]}は、元はスウェーデンの沸騰水型重水炉として建設された発電プラントの圧力容器を改造することにより作製した試験装置である。臨界流試験の他にも原子炉格納容器応答試験、エアロゾル輸送試験などが実施されている。

臨界流試験における Marviken 試験装置の概観を図 4-10に示す。試験装置は圧力容器、放出管、テストノズル及びラプチャディスク装置から構成される。テストによってテストノズルのサイズ（長さ、径）を変更している。

圧力容器の底部には放出管が接続されている。放出管の詳細図を図 4-11に示す。放出管は、流線型の入口部、圧力容器底部に溶接された接続部、2つのパイプ部、2つの計装リング、ボール弁から構成される。2つの計装リングにはともにピトー静圧管が設置されている。ボール弁は試験を終了するときを使用される。

試験は、蒸気ドーム圧力は全試験で約 5MPa、圧力容器底部（放出管入口）のサブクール度は 2℃から 50℃の範囲内で行われる。また、試験によってノズルのサイズを変更する。試験条件、ノズルサイズを表 4-4に示す。

試験は、2枚のラプチャディスクの間を加圧することで下方のディスクを破損させ、それにより上方のディスクが破損することで開始する。圧力容器内の水が流出して、数十秒後に水位が放出管入口程度まで低下すると放出管のボール弁を閉じて試験を終了する。

(2) 解析ケースの選定

本解析では Marviken 臨界流試験の中から、テストノズルの内径、L/D 及び放出管入口でのサブクール度をパラメータに表 4-4に示される試験のうち、Test9、Test11、Test12、Test16、Test17、Test19、Test20、Test22、Test23、Test25、Test26、Test27 の 12 ケースを妥当性確認のデータベースとして選択した。Test13、14 はノズルの出口形状がテーパ状に広がっており、実機の破断にそぐわないため、対象外とした。Test15 は Test16 とほぼ同等の条件のため、対象外とした。Test18 は Test17 とほぼ同条件のため、対象外とした。Test21 は Test27 とほぼ同条件のため、対象外とした。Test24 については後述の検討により対象外とした。なお、表 4-4 に記載のないケースについて、Test1～8 はボイド率を測定された差圧から算出しており測定誤差が大きく、境界条件のボイド率の設定に難があるため対象外とした。Test10 は OECD のデータベースに試験データが無いため、対象外とした。

(3) 試験条件と実機 PWR の比較

実機 PWR 条件と Marviken の試験条件の比較を表 4-5に示す。破断口径は実機条件と Marviken の試験範囲で違いがあるが、破断流モデルの質量流束は破断面積に依存しないため、この条件で実機条件をカバーできる。

L/D の範囲は 0.3~3.7 と広範囲である。インターフェイスシステム LOCA では、RHR 配管の枝管に付随する弁等の破断を想定するため、L/D は試験条件に対し、十分大きい。L/D が約 3 で流れは十分発達するため、本試験での L/D 条件はインターフェイスシステム LOCA に適用できる。2 次冷却系からの除熱機能喪失についても、加圧器逃がし弁、安全弁からの流出が期待されるが、L/D は十分大きく、本試験検証での L/D 条件は適用できる。全交流動力電源喪失では RCP のシール LOCA を想定するが、シール LOCA での漏えい量については、シールの構造を考慮し漏えい量評価を実施し決定しているため、L/D の影響は受けない。ECCS 注水機能喪失については、8 インチ程度までの小破断 LOCA を想定するが、配管厚さは約 3 インチであり、L/D は 0.3 以上である。ただし、有効性評価解析の模擬では枝管ノードを設定せずに配管から直接破断ジャンクションを設定するため、L/D の影響を受けない。ECCS 注水機能喪失では、破断の形状としては、主配管に発生する亀裂、主配管に接続する枝管の破断の 2 種類が考えられる。主配管に発生する亀裂の場合は、上述の理由により、L/D の影響を受けない。枝管破断の場合、破断の L/D は十分大きく、本試験での L/D 条件は適用できる。解析上の模擬は枝管ノードを設定せずに配管から直接破断ジャンクションを設定するため、主配管に発生する亀裂の模擬に近い。しかし、ECCS 注水機能喪失の評価においては、破断面積のスペクトル解析を実施し破断面積あるいは流量の不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察しているため、破断形状の不確かさもそのスペクトル解析に包絡される。

圧力については、運転圧力である 15.5MPa の高圧条件は無い。しかし、「ECCS 注水機能喪失」では、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの影響を包絡している。「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP のシール LOCA 又はシールリークを仮定するが、初期の破断流量が実機的设计破断流量となるように入力で調整するため、不確かさの影響は無い。「インターフェイスシステム LOCA」については、各プラントの実力評価と比較し、設定した破断面積では破断流量が大きくなることを確認しており、漏えい量を大きくする設定としている。また、「2 次冷却系からの除熱機能喪失」については、加圧器逃がし弁流量は設計値流量となるように入力において調整しているため、不確かさの影響は無い。そのため、破断流量の妥当性確認については、最大値で 5MPa の条件で十分である。また、停止中原子炉の大気圧条件は無いが、これらのシーケンスでは破断流はほぼ差圧流であるため不確かさは小さい。サブクール度についてはほぼ実機条件を網羅している。

(4) Marviken 臨界流試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-12 に示す。ノズルについて、ノードの L/D が実機の低温側配管のノードの L/D と合致するように分割している。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- ・ 放出配管の測定部を入口境界として、温度、圧力、及びボイド率境界条件を与える
- ・ テストノズルの出口部に圧力境界条件として、大気圧を設定する

(5) Marviken 臨界流試験解析の解析結果

Test11 と 27 について、試験データの破断流と M-R E L A P 5 コードによる破断流量の比較を図 4-13 と図 4-14 に示す。Test11 については約 15 秒以降、Test27 については約 25 秒以降が二相臨界流となり、試験値より概ね多めの臨界流量となる傾向である。

Test24 について、試験データの破断流と M-R E L A P 5 コードによる破断流量の比較を図 4-15 に示す。Test24 は Test11 及び 27 と違い、サブクール領域で臨界流量を過小評価している。Test24 の L/D は 0.3 と小さく、試験では熱的非平衡の影響が残った状態で相変化が十分ではなく、流量の高い状態で放出される可能性が高い。しかし、3.3.1(6)に記載しているとおおり、M-R E L A P 5 コードで採用している臨界流モデルは流量の L/D への依存を考慮していないため、L/D が小さい体系での高流量を M-R E L A P 5 コードは過小評価する。有効性評価解析では、破断口の L/D の大小にかかわらず、枝管ノードを設定せずに主流配管に直接破断ジャンクションを設定する。したがって、非平衡の影響による上記の過小評価が計算上再現されないモデル化とし、有効性評価での取扱いを下記のようにしているため、Test24 の不確かさを評価に考慮しない。

有効性評価解析の取扱いでは、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステム LOCA では、枝管の形状圧力損失、摩擦圧力損失が模擬されず、破断流量を実際より多く予測することとなるが、評価指標である漏えい量を多く評価することとなる。「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP のシール LOCA 又はシールリークを仮定するが、初期の破断流量が実機の設計破断流量となるように入力で調整するため、破断口の取扱いの影響は無い。「ECCS 注水機能喪失」では、L/D が小さい破断形状となる場合があり、臨界流モデルの過小評価が現れてくる可能性がある。しかし、そのような不確かさを包絡するため、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。

(6) 1 次系からの冷却材放出の不確かさ

12 ケースすべてについて、試験値の質量流束を横軸に、M-R E L A P 5 コードの質量流束の予測値を縦軸にプロットしたものを図 4-16 に示す。図 4-13 と図 4-14 から分かるとおおり、Marviken の試験条件範囲では、サブクール臨界流から二相臨界流への切り替えが約 25,000~30,000kg/m²s で起こる。そのことは、図 4-16 で約 25,000~30,000kg/m²s で相関の傾向が切り替わっていることから確認できる。図 4-16 中の 30,000kg/m²s 以上の領域ではサブクール臨界流であるため、サブクール臨界流の不確かさは±10%程度である。30,000kg/m²s 以下の領域をすべて二相臨界流領域とした場合、二相臨界流の不確かさは-10%~+50%程度である。

破断流量の不確かさは、トリップ信号及び SI 信号のタイミング、1 次系の冷却材の減少速度、1 次系の減圧速度に影響する。1 次系の減圧速度が変わることにより、蓄圧タンクからの注入の

タイミング、使用可能であれば低圧注入系からの注入のタイミングにも影響する。1次系の低温側及び高温側の温度の飽和圧力はトリップ信号及びSI信号の設定圧より低いため、実機においてはサブクール臨界流の期間に信号が発信される。サブクール臨界流の不確かさは大きくないため、信号発信の不確かさは大きくない。

破断流が大きくなると、1次系の冷却材の減少が大きくなり、炉心露出が早くなり、燃料被覆管温度の上昇が大きくなる影響がある。一方で、1次系の減圧も早くなり、蓄圧タンクや低圧注入系からの注入を早め、燃料被覆管温度上昇を抑える影響がある。

逆に破断流が小さくなると、1次系の冷却材の減少が小さくなり、炉心露出が遅くなり、燃料被覆管温度の上昇が小さくなる影響があるが、1次系の減圧も遅くなり、蓄圧タンクや低圧注入系からの注入が遅れ、燃料被覆管温度上昇が継続する影響がある。

実機プラント解析では破断サイズについてスペクトル解析を実施し、破断サイズの不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。

以上より、M-RELAP5コードは有効性評価解析における1次冷却材の系外への流出に関して妥当に評価できるものと考えられる。

表 4-4 Marviken 試験条件一覧

試験 番号	ノズル径 (mm)	ノズル長さ (mm)	L/D (ノズル長さ と 径の比)	初期 温度 (°C)	初期サブク ール度 (°C)	初期圧力 (MPa)
9	509	1,589	3.1	243	2	5.02
11	509	1,589	3.1	202	35	4.97
12	300	895	3.0	215	33	5
13	200	590	3.0	170	31	5.09
14	200	590	3.0	170	3	4.97
15	500	1,809	3.6	177	31	5.04
16	500	1,809	3.6	180	33	5
17	300	1,116	3.7	174	31	4.94
18	300	1,116	3.7	174	32	5.02
19	300	1,116	3.7	167	4	5.06
20	500	730	1.5	187	7	4.99
21	500	730	1.5	184	33	4.94
22	500	730	1.5	168	52	4.93
23	500	166	0.3	19	3	4.96
24	500	166	0.3	27	33	4.96
25	300	511	1.7	189	6	4.92
26	300	511	1.7	135	34	4.91
27	500	730	1.5	167	33	4.91

表 4-5 Marviken と実機条件の比較

--

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

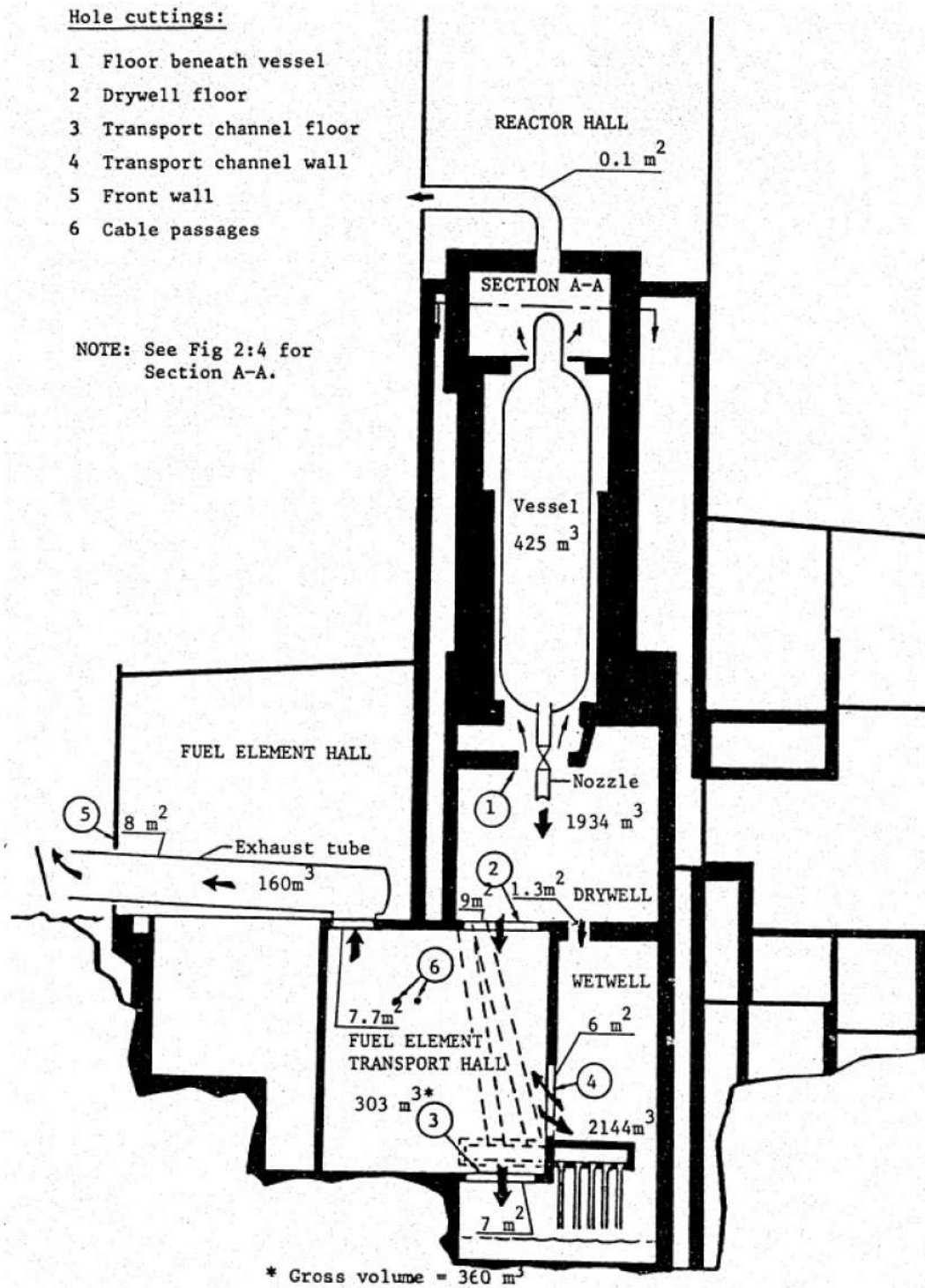


Fig 2:1 Outline diagram of the facility, including flow paths during the CFT

图 4-10 Marviken 临界流试验装置概观

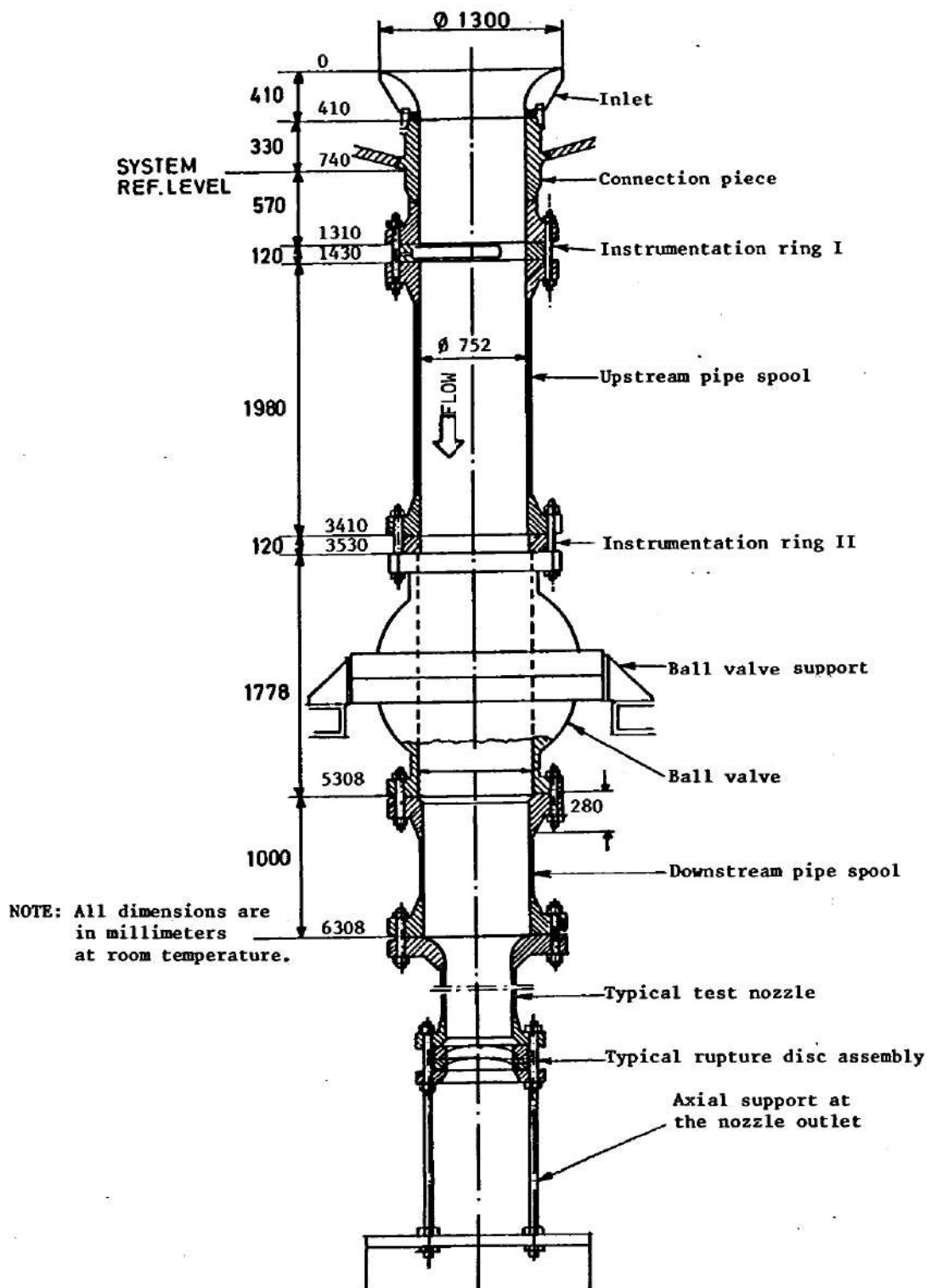


图 4-11 Marviken 放出管詳細図

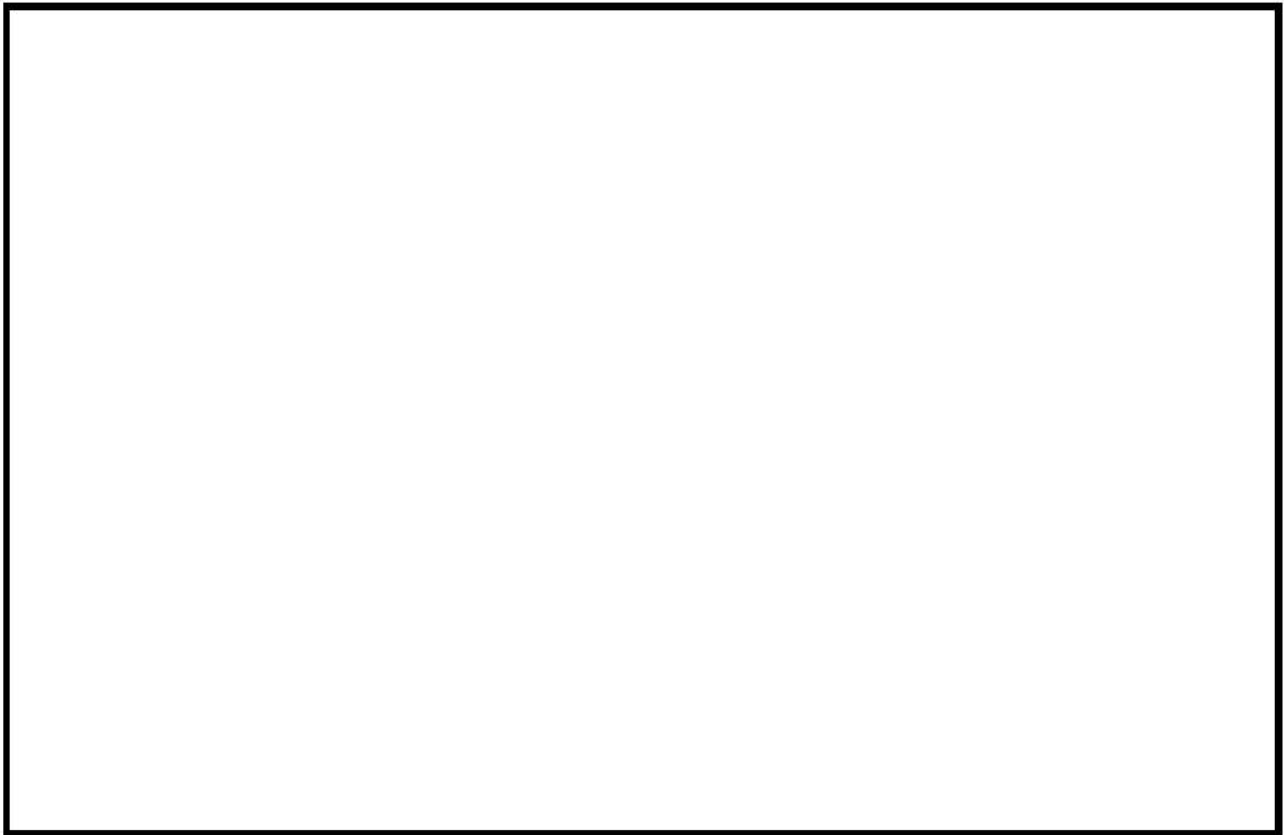


図 4-12 Marviken 試験解析のノーディング図

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

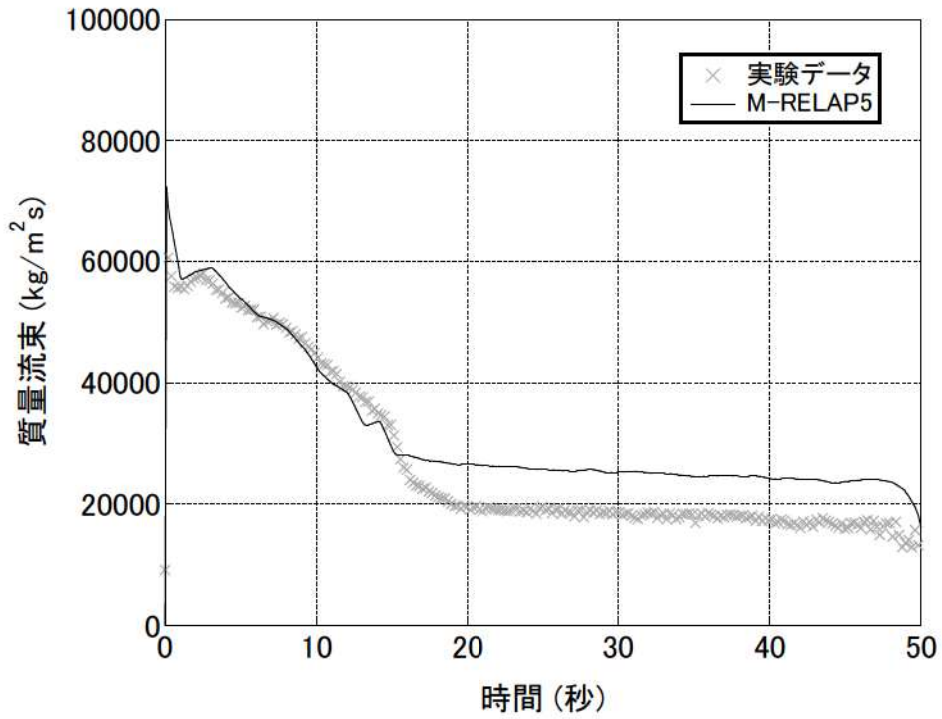


図 4-13 Marviken 破断流量の予測 (Test 11)

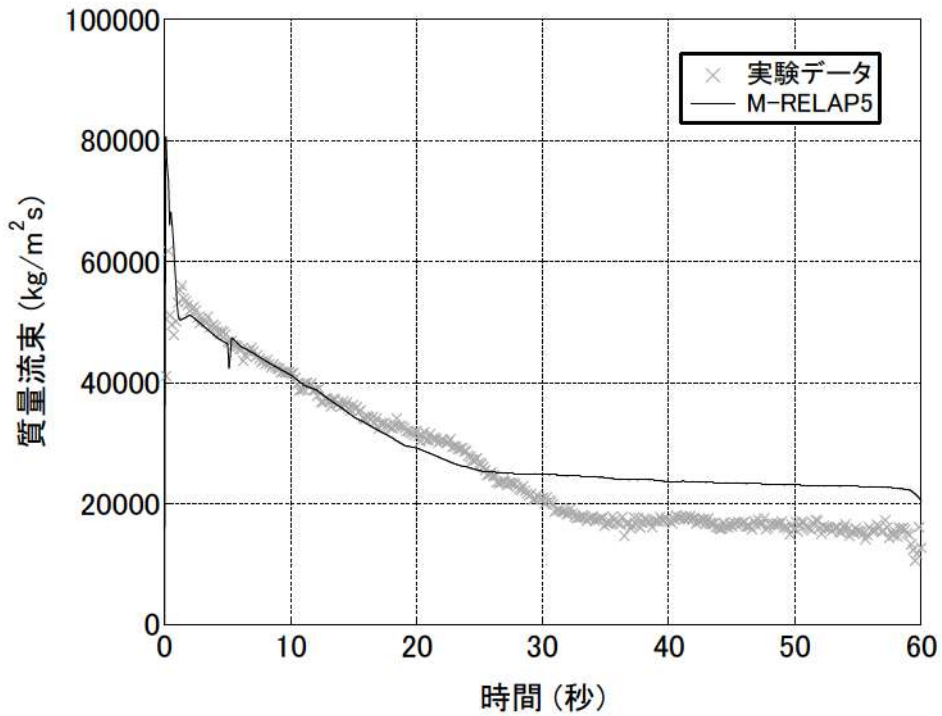


図 4-14 Marviken 破断流量の予測 (Test 27)

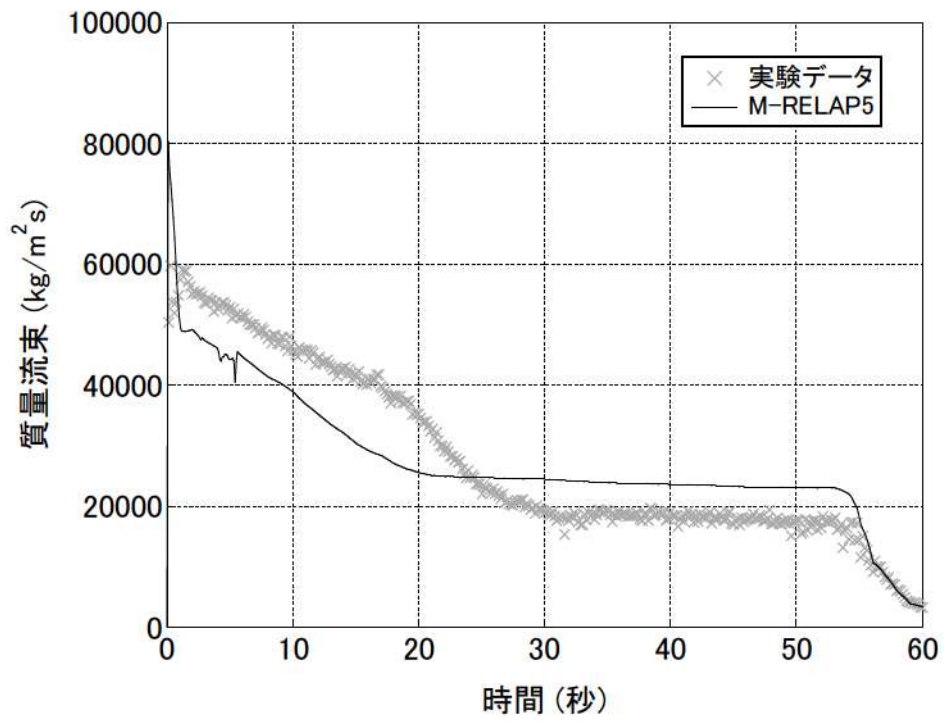


図 4-15 Marviken 破断流量の予測 (Test 24)

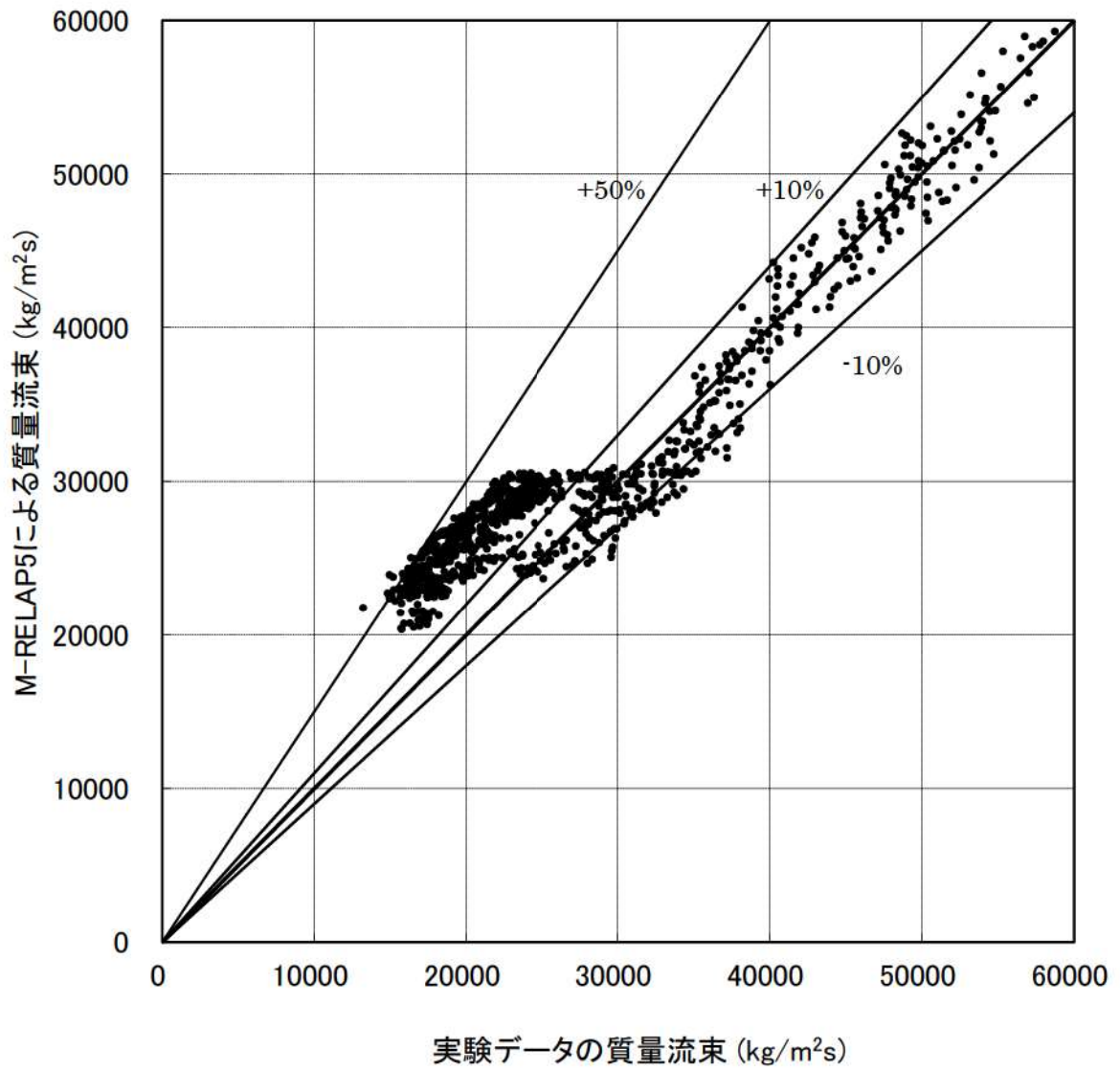


図 4-16 Marviken 破断流量の比較

4.4 ROSA/LSTF 試験

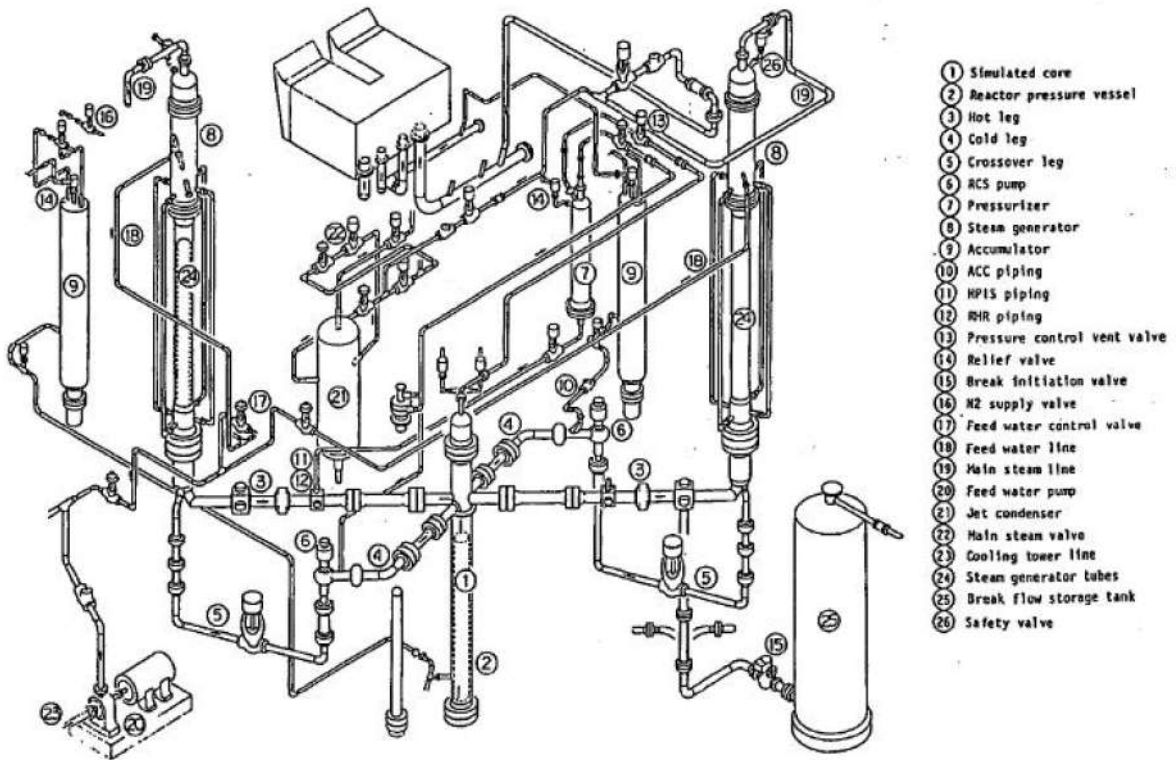
4.4.1 ROSA 試験概要

ROSA/LSTF^[35]は、熱出力 3,423MW の 4 ループ PWR の 1/48 の体積スケールの試験装置である。垂直方向の高さは実炉と同スケールであり、大口径の配管（高温側配管及び低温側配管の内径が 207mm）が設置されている。表 4-6 に ROSA/LSTF と 4 ループ PWR の比較を示す。図 4-17 に LSTF 装置の鳥瞰を示す。4 ループ PWR を 2 つのループで模擬するが、長時間の過渡時の運転員等操作を模擬するために、LSTF では実機同様の機器制御が可能であり、更に、実機と同様の高温高圧での運転が可能である。高温側配管と低温側配管は体積のスケージングと L/\sqrt{D} を保存するような形状となっており、実機 4 ループ PWR の流動挙動を再現可能である。

表 4-6 LSTF と PWR の比較

--

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



- ① Simulated core
- ② Reactor pressure vessel
- ③ Hot leg
- ④ Cold leg
- ⑤ Crossover leg
- ⑥ RCS pump
- ⑦ Pressurizer
- ⑧ Steam generator
- ⑨ Accumulator
- ⑩ ACC piping
- ⑪ HPLS piping
- ⑫ RHR piping
- ⑬ Pressure control vent valve
- ⑭ Relief valve
- ⑮ Break initiation valve
- ⑯ N₂ supply valve
- ⑰ Feed water control valve
- ⑱ Feed water line
- ⑲ Main steam line
- ⑳ Feed water pump
- ㉑ Jet condenser
- ㉒ Main steam valve
- ㉓ Cooling tower line
- ㉔ Steam generator tubes
- ㉕ Break flow storage tank
- ㉖ Safety valve

図 4-17 LSTF 鳥瞰図

(From JAERI-M 84-237)

4.4.2 ROSA 試験解析のノーディング

試験解析に用いたノーディング図を図 4-18に示す。蒸気発生器、炉心のノード分割は実機解析と同等の細かさである。ROSA/LSTF の蒸気発生器出口側配管は実機に対し径が小さいが高さは同等であるため、 L/D が大きい。ノードの L/D を出来るだけ実機と合わせるため、及びループシールの形成解除を精緻に計算するために、蒸気発生器出口側配管のノード分割は実機ノーディングより細かい。有効性評価解析で対象とするシーケンスで炉心での有意なヒートアップが見られるケースは ECCS 注水機能喪失である。このケースでは、高圧注入の不作動によりボイルオフ時に炉心水位が回復せず、ヒートアップが継続することが、燃料被覆管温度上昇の主要因である。そのため、ループシールは燃料被覆管温度に対して重要でないため、実機のノーディングは問題ない。低温側配管のノード分割は実機より粗いが、これらの配管での流れは急峻ではないため、本試験解析に対しては妥当である。

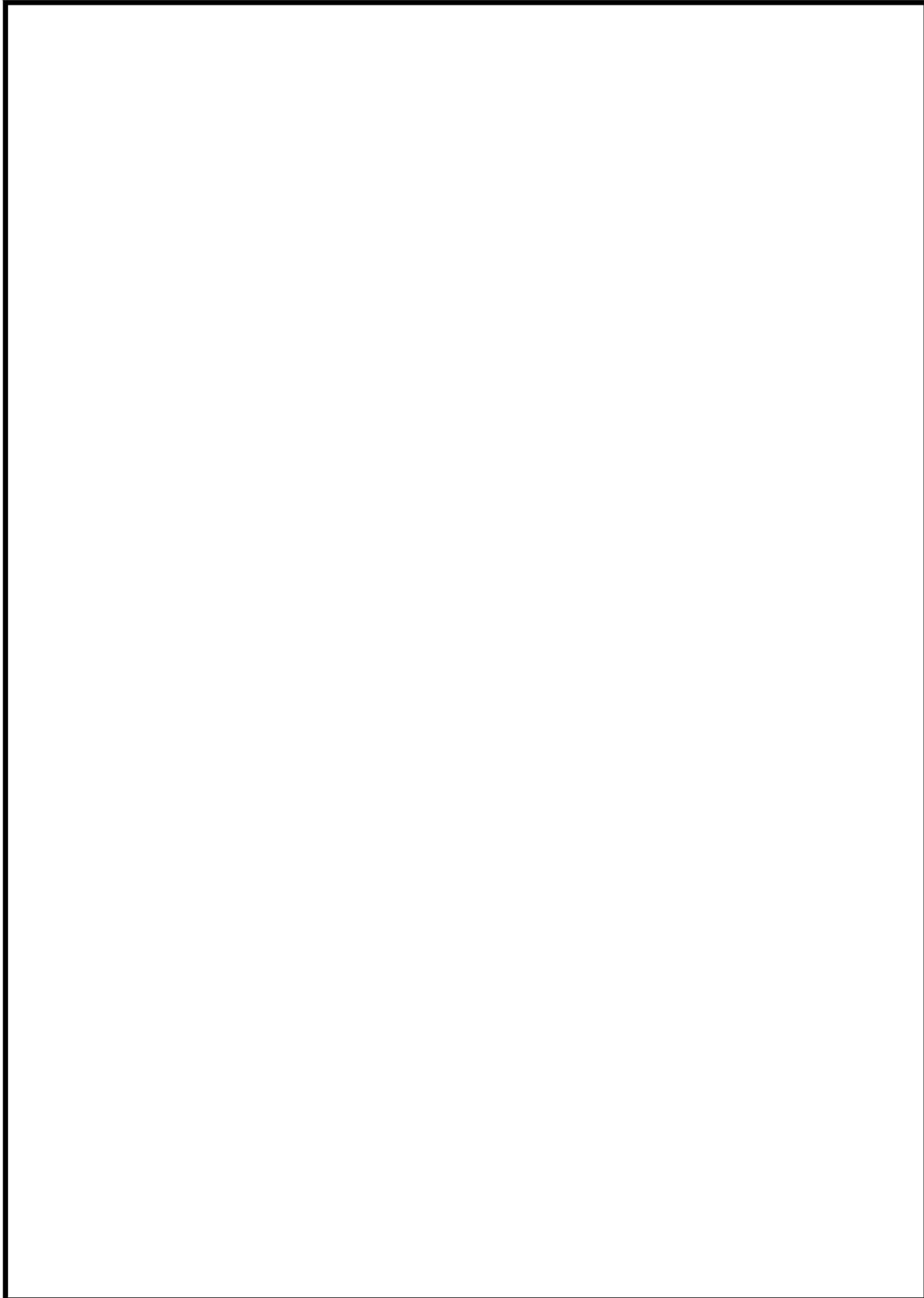


図 4-18 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析 ノード分割図

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

4.4.3 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析

(1) ROSA/LSTF SB-CL-18 試験概要

SB-CL-18 試験^[36]では、時刻 0 秒で低温側配管に 5%の破断を仮定する。5%破断は実機 4 ループ PWR では 6 インチ破断相当である。また、同試験では、炉心ヒートアップ挙動を厳しく見積もるために高圧注水を不作動としている。ECCS 注水機能喪失の検証対象として適当と判断できるうえ、その他の事象に対しても Reference となる中小破断 LOCA の代表的な総合効果試験であることから選定した。なお、SB-CL-18 試験は International Standard Problem (ISP) No.26 として国際標準問題となっている

(2) ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析の解析条件

採用したノーディングは4.4.2に記載しており、図 4-18に示すとおりである。試験解析の解析条件を以下に示す。

- ・ 炉心出力カーブ、ポンプコーストダウンデータ、蒸気発生器 2 次側圧力を境界条件とした。
- ・ 破断流量については、1 次系の保有水量、減圧を試験と合わせるため、試験データと同じ流量が流出するように境界条件とし、流速を設定した（破断流量の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）。
- ・ ループシールでの蒸気発生器での蓄水を模擬するため、対向流制限（CCFL）係数を蒸気発生器伝熱管の入口、蒸気発生器入口に設定した。蒸気発生器伝熱管入口の CCFL は、Wallis^[37]の考えに基づき、Wallis 型の切片が 0.88、傾きが 1.0 の係数を設定した。蒸気発生器入口の CCFL は、Tien^[38]の考えに基づき、Kutateladze 型の CCFL を採用し、切片が約 1.79、傾きが 0.65 の係数を設定した。（実機の高圧側配管の径は ROSA とは異なるため、実機と同等の大きさである UPTF の実験^[39]から蒸気発生器入口の係数を設定した。有効性評価解析においては、2 次系強制冷却の運転員等操作後に蒸気発生器での蓄水は見られないため、CCFL は重要ではない。）

(3) ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析の解析結果

解析結果を試験データとの比較として図 4-19から図 4-30に示す。破断開始と同時に減圧が進み、約 60～100 秒にかけて自然循環状態となり、一時的に 2 次系圧力近傍で 1 次系圧力が整定する（図 4-19）。その後、蒸気発生器出口配管にある冷却材シールと崩壊熱による蒸発により、炉心水位が一時的に低下（ループシールによる炉心水位の低下）してヒートアップが生じる（図 4-20、図 4-30）。約 160 秒にループシールが解除して炉心水位は回復する（図 4-20）。その後、崩壊熱による冷却材の蒸発が継続することから炉心露出が進展する（ボイルオフによる炉心水位の低下、図 4-20、図 4-29）。本試験では意図的に高圧注水を不作動としていることから顕著なヒートアップが生じるが、圧力低下に伴い蓄圧タンクが作動し（図 4-27、図 4-28）、この蓄圧注水により約 470 秒でヒータロッド温度がピークに達した後、炉心はクエンチする（図 4-29）。

この期間中の蓄圧タンク流量をM-RELAP5コードが正しく模擬できていることは図 4-27 及び図 4-28より分かる。ROSA/LSTF 試験装置では、蓄圧タンクの流量はベンチュリ流量計で測定しており、測定幅は0・15 kg/s である。ベンチュリ流量計では、測定の最大値の10%までの流量の精度はかなり低いため、1.5kg/s 以下の流量測定値の精度は良くない。図 4-28に見られる実験データの流量の振動は、低流量の測定に関する測定器の限界により生じるものであり、実際の流量が振動しているわけではない。

(4) ループシールの形成解除時の炉心水位、燃料表面熱伝達の不確かさ

M-RELAP5コードによる1次系圧力の予測と試験との比較を図 4-19に示す。約100～160秒のループシールによる炉心水位の低下及び回復は、コードにより正確に模擬される。蒸気発生器の上昇側の蓄水による水頭での炉心水位の押し下げがこの期間における重要な現象であるが、図 4-21及び図 4-22に示すとおり、コードは、約100～160秒の期間の蒸気発生器入口での対向流制限現象(CCFL)による蒸気発生器上昇側での蓄水を試験と同程度、あるいは多めに模擬する。図 4-23、図 4-24に示すとおり、蒸気発生器出口側配管下降側の水位低下に伴い、水頭バランスにより炉心水位も低下するが、その挙動をM-RELAP5コードは模擬できている。蒸気発生器出口側配管下降側の水が無くなるとループシールが解除され、図 4-25、図 4-26に示すとおり、蒸気発生器出口側配管上昇側の水位も瞬時に低下し、炉心水位は回復する。ヒータロッド表面のヒートアップ(高出力バンドル)を図 4-29及び図 4-30に示す。

図 4-30に複数のロッド表面温度の試験データを示すが、ロッドによってヒートアップの有無、ヒートアップ量が異なる。ループシール期間に炉心水位が低下し炉心が露出するが、同時に高温側配管に存在する液相が炉心へ落水する。落水する液相が炉心全体を冷却するのに十分な流量では無いため、落水の影響を受けない、もしくは影響が小さいロッドがヒートアップする。逆に十分に落水の影響を受けるロッドはヒートアップが生じない結果となる。試験で温度を測定しているロッドについて、ヒートアップの有無を図 4-31に示す。また、図 4-30と図 4-31の対応については、ロッド①～③として示す。M-RELAP5コードでは、3.3.2(1)に記載したとおり、リフラックスによる炉心冷却に不均一性が存在した場合でもヒートアップ挙動を模擬できるモデルである改良 AECL-UO Look-up Table を組み込んでいる。改良 AECL-UO Look-up Table は落水の流量に依存しないモデルであり、上部からの落水が存在し炉心水位が低下するような現象において、限界熱流束を十分に低下させヒートアップを計算し、図 4-30に示すとおり、最もヒートアップしているロッド①より高い温度を計算する。

ROSA 試験装置の炉心そうの内径は0.5m、高温側配管から上部プレナムに逆流する液相の流速は数 m/s である。実機の炉心そうの内径は約4m、液相流速は数 m/s である。したがって、双方とも高温側配管の水が、炉心における高温側配管に近い部分に落水しないという傾向は同様であると考えられる。ただし、ROSA 試験においては、図 4-31に示されるとおり、ヒートアップしているロッドが右側に偏っている結果となっている。この理由としては、ROSA 試験装置が2

ループであり落水部が限られているためと考えられる。実機においては、ループ数が増えるほど落水部が多くなることにより、ヒートアップするロッドの炉心内での分布は改善されると考えられる。

上記のように実機体系と試験体系には差があると考えられるものの、改良 AECL-UO Look-up Table は落水量に依存しないモデルであり、このモデルを用いることで限界熱流束を十分に低下させることで、ヒートアップを計算できる。したがって、ROSA 試験解析で妥当性を確認した炉心冷却の不均一による燃料被覆管のヒートアップに対する M-RELAP5 コードの予測については、実機解析に適用できると考える。

M-RELAP5 コードは炉心中心付近ではヒータロッド表面温度を高めにより予測しているが、ループシール期間中は高温側配管からの落水の影響もあり、炉心上部のヒートアップが抑えられている。この傾向は試験、解析の両者に見られるが、解析予測でより顕著となる。これは、試験では同一位置に複数の温度計装が設置され、上記の落水の影響のため、計測値にバラつきが見られるが、解析では高温出力バンドル平均の流動に基づいてヒートアップを計算するためと考える。

ループシール時については、炉心水位の低下挙動を良く模擬できており、炉心冷却に不均一性が存在してもヒートアップ挙動を高めにより予測している。有効性評価解析で対象とするシーケンスで炉心での有意なヒートアップが見られるケースは ECCS 注水機能喪失である。このケースでは、高圧注入の不作動によりボイロフ時に炉心水位が回復せず、ヒートアップが継続することが、燃料被覆管温度上昇の主要因である。そのため、ループシールは燃料被覆管温度に対して重要でない。

(5) ボイロフ時の炉心水位、燃料表面熱伝達の不確かさ

ループシール解除後は蒸気発生器上昇側から炉心への落水、蒸気発生器出口側配管及び低温側配管にある冷却材の原子炉容器への流入、頂部ヘッドからダウンコマへのバイパス（スプレインズルからの落水）により炉心水位が維持される。一方、M-RELAP5 コードは、図 4-20 に示されるように、約 300 秒から蓄圧注水開始となる約 450 秒までの期間、炉心水位を低く予測している。図 4-25、図 4-26 に示すとおり、ループシール解除後において、蒸気発生器出口配管での気液界面摩擦が小さめに評価され、蒸気が摩擦により引っ張る液相の輸送量を小さめに予測するため、蒸気発生器出口側配管の残存水を多めに予測し、炉心に供給される冷却材を少なく予測するためである。M-RELAP5 コードはループシール解除に係る蒸気発生器出口側配管の界面摩擦を小さく予測する。図 4-29 及び図 4-30 のヒータロッド温度の比較では、コードは膜沸騰熱伝達モデルによる影響に加え、炉心水位を低めに予測し、炉心露出期間がより長いため、炉心上部から炉心中央部に至るまで試験より高く評価する。

有効性評価解析で対象とするシーケンスで炉心での有意なヒートアップが見られるケースは ECCS 注水機能喪失である。このケースでは、高圧注入の不作動によりボイロフ時に炉心水位が回復せず、ヒートアップが継続することが、燃料被覆管温度上昇の主要因である。ECCS

注水機能喪失では中小破断 LOCA を想定しており、ループシール形成解除後にボイルオフが起
こり、炉心がヒートアップする可能性がある。その場合、本試験で見られる不確かさが影響する。
本試験からは、ボイルオフでのヒートアップにおいて、炉心水位低下開始、ヒートアップ開始と
もにM-R E L A P 5 コードでは 100 秒程度早く予測している。本試験の破断サイズは 4 ルー
プ PWR で 6 インチ破断相当である。2 インチ破断を想定した場合、破断面積は 9 分の 1 となり、
事象は 9 倍遅くなる。そのため、破断サイズ違いを考慮した場合、6 インチ破断相当での 100
秒の不確かさは数百秒となる可能性がある。

(6) 蓄圧タンク注入特性への適用性

有効性評価解析において、蓄圧タンクについては、気相部で断熱膨張を仮定しているため、注
入流量に対する蓄圧タンクのガス圧力の低下が最大となり、注入流量が小さくなる設定となっ
ている。また、蓄圧タンク流量の不確かさは圧力損失に依存するが、有効性評価解析が対象とする
シーケンスグループでは、緩やかな事象であり、蓄圧タンク圧力と 1 次系圧力はほぼ均圧するた
め、圧力損失の不確かさは影響しない。さらに、破断サイズの違う SB-CL-39 においても蓄圧タ
ンク流量の妥当性を確認しており、破断サイズの違いによる流量の不確かさ影響も確認できてい
る。

(7) 高温側配管の二相流の不確かさ

2 次冷却系からの除熱機能喪失では、炉心損傷防止対策としてフィードアンドブリード運転を
実施する。フィードアンドブリード運転では加圧器逃がし弁を手動で開き、1 次系を減圧させる
が、この時の高温側配管での気相と液相の相互作用が加圧器逃がし弁での放出のクオリティに影
響する。SB-CL-18 試験では、破断に伴う 1 次系の減圧、自然循環流及びその停止、ループシー
ルの形成解除の期間があり、高温側配管では気液の並行流あるいは対向流の幅広い流動が見られ
る。M-R E L A P 5 コードの高温側配管での密度の模擬能力を確認する。

ROSA 試験では、高温側配管の同じ流路断面内で高さの違う 3 点の密度を 3 ビームガンマ線
密度計で計測している。加圧器が接続している A ループの高温側配管の密度を図 4-32 に示す。
配管内の高い位置を測定した密度計の測定値は約 40 秒で密度が低下しており、配管の高い位置
は蒸気になっていると考えられる。100 秒までは中ほどの位置及び低い位置の密度は減圧に伴い
低下しているため、蒸気割合が上昇していると考えられる。その後、自然循環が停止し、ループ
シール期間となるが、その期間においては炉心で発生した蒸気と蒸気発生器側からの凝縮水との
対向流が生じる。

有効性評価解析では、約 7MPa まで低下すると加圧器からは蒸気単相放出となる。SB-CL-18
では約 160 秒でループシールが解除したのち減圧が加速し、図 4-19 に示されるとおり、約 200
秒で 7MPa まで低下するため、高温側配管の密度の確認は 200 秒までを対象とする。M-R E
L A P 5 コードの密度は流路断面の平均である。試験データとの比較は、高中低すべての高さ

比較する。約 100 秒までは、ループは強制循環、自然循環により循環している状態であり、気相と液相は並行して流れている。M-RELAP5 コードの結果は試験データの低い位置の密度と一致しているため、密度を大きめに評価し、ボイド率を低く予測しているが、低下挙動は良く模擬できている。

100 秒以降、試験では自然循環が停止し、ループシール期間となる。この期間では、M-RELAP5 コードは高温側配管はほとんど蒸気であるため、試験データの高い位置の結果と一致している。高温側配管では蒸気発生器からの落水と炉心で発生する蒸気との対向流となっているが、(5)で記載した蒸気発生器出口側配管と同様に、気液界面摩擦が小さい影響により蒸気が摩擦により引っ張る液相の輸送量を小さめに予測し、高温側配管からの落水量を多めに予測するためと考えられる。

以上より、M-RELAP5 コードは高温側配管での気液二相流動を概ね良好に予測するものの、並行流ではそのボイド率を若干低く予測し、対向流状態では、高温側配管での蓄水を過小評価する傾向がある。

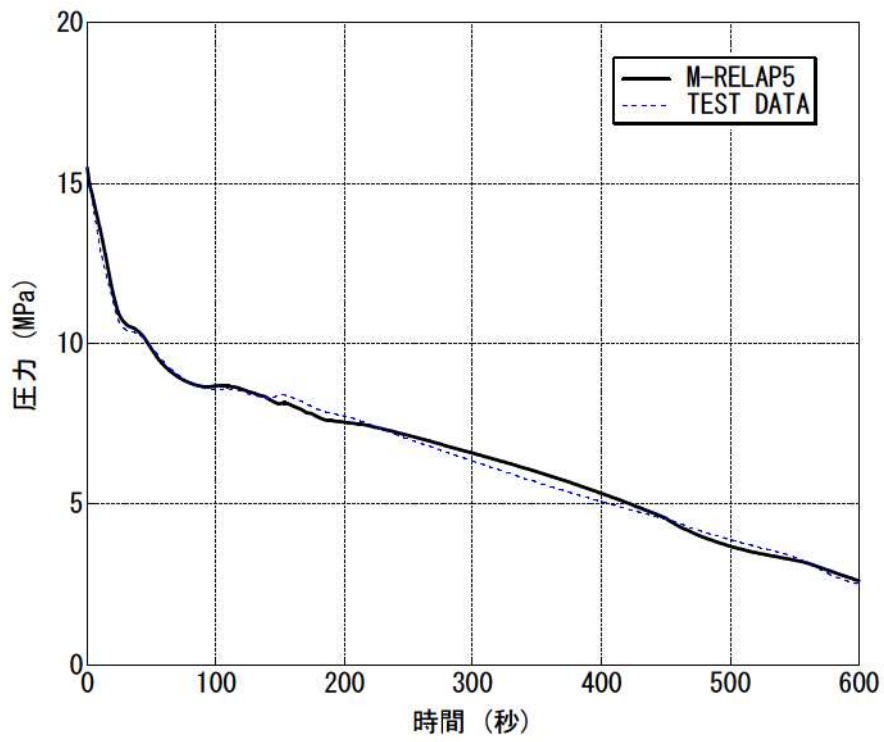


図 4-19 加压器压力

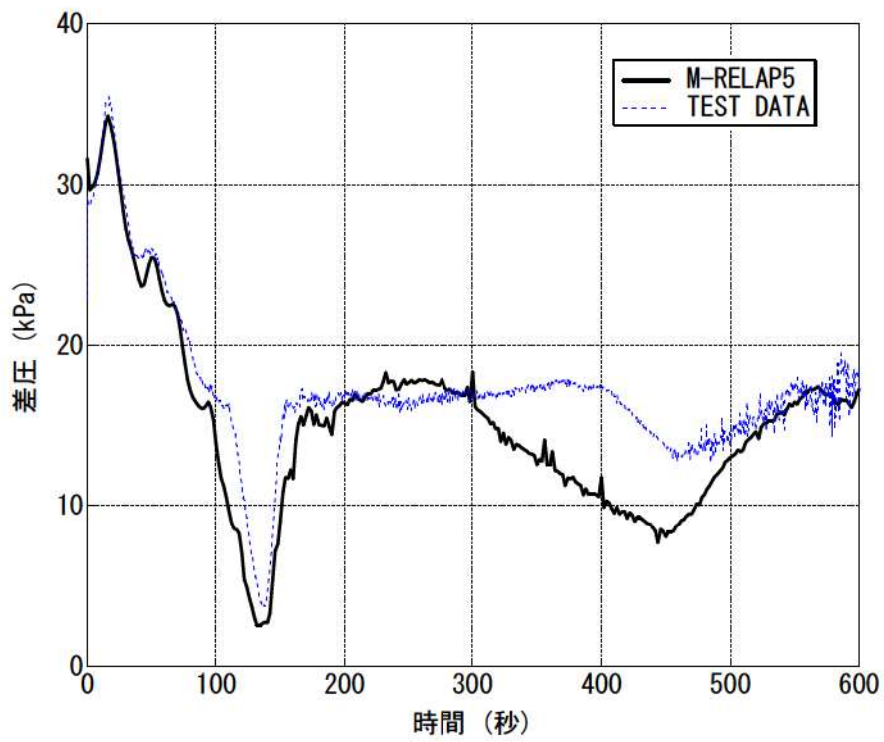


図 4-20 炉心差压

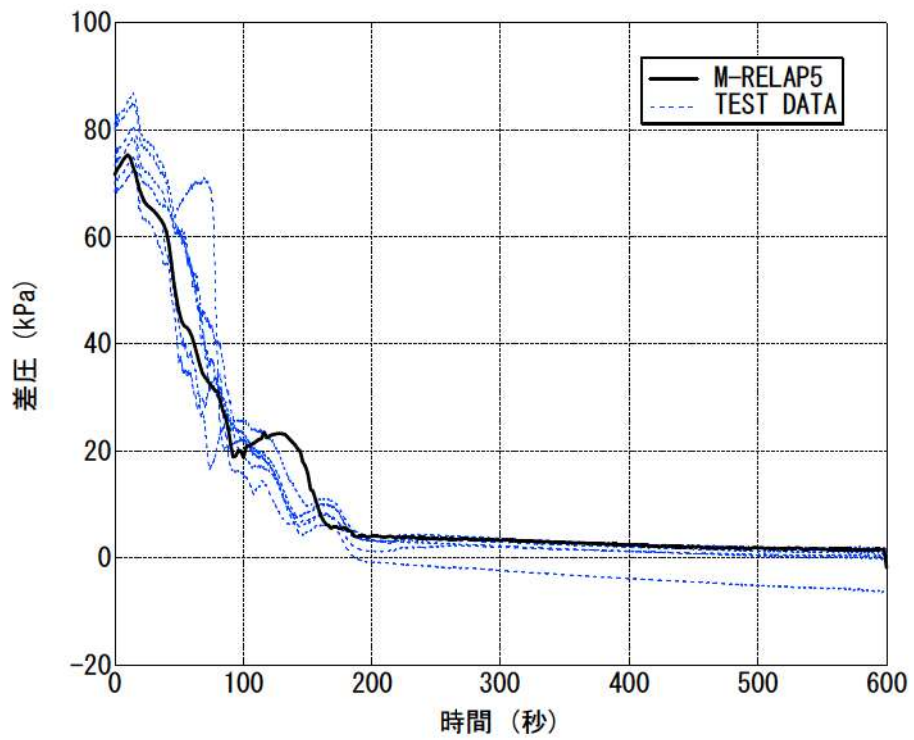


図 4-21 ループ A 蒸気発生器上昇側の差圧

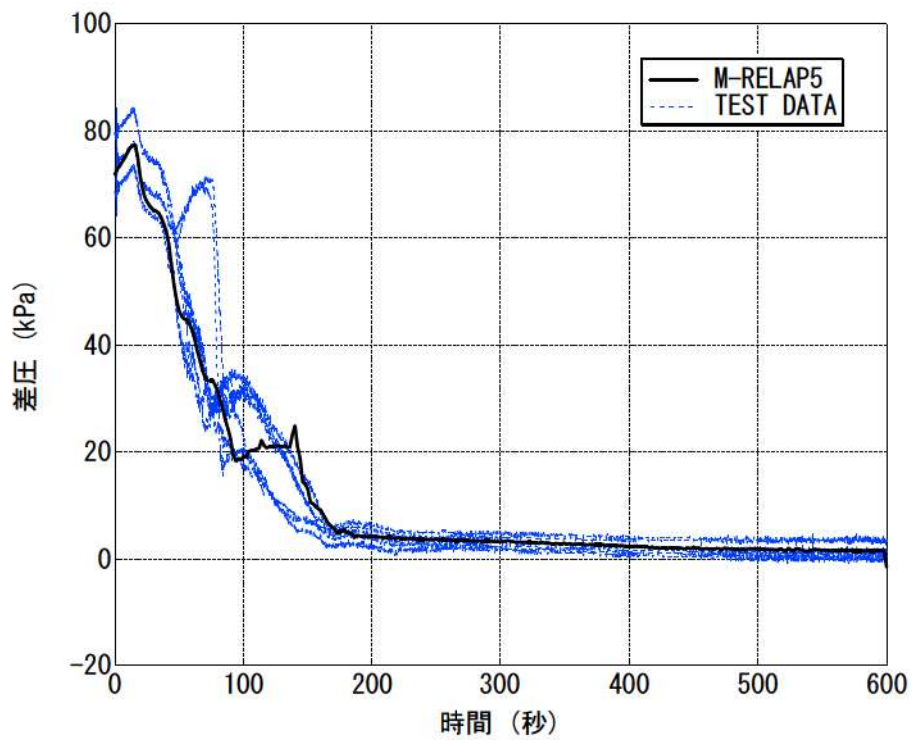


図 4-22 ループ B 蒸気発生器上昇側の差圧

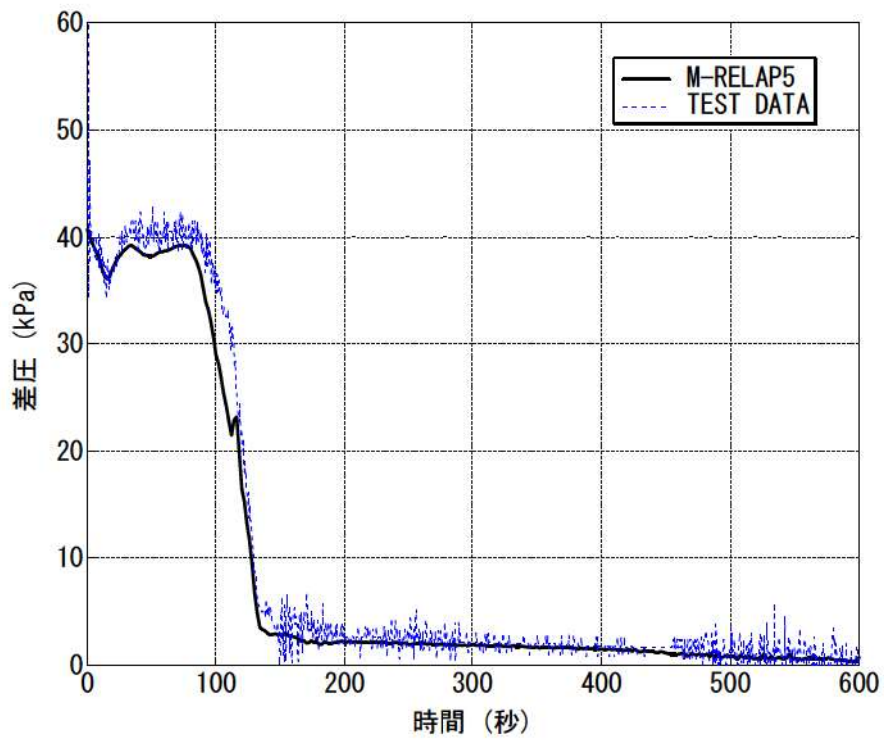


図 4-23 ループ A 蒸気発生器出口側配管下降側の差圧

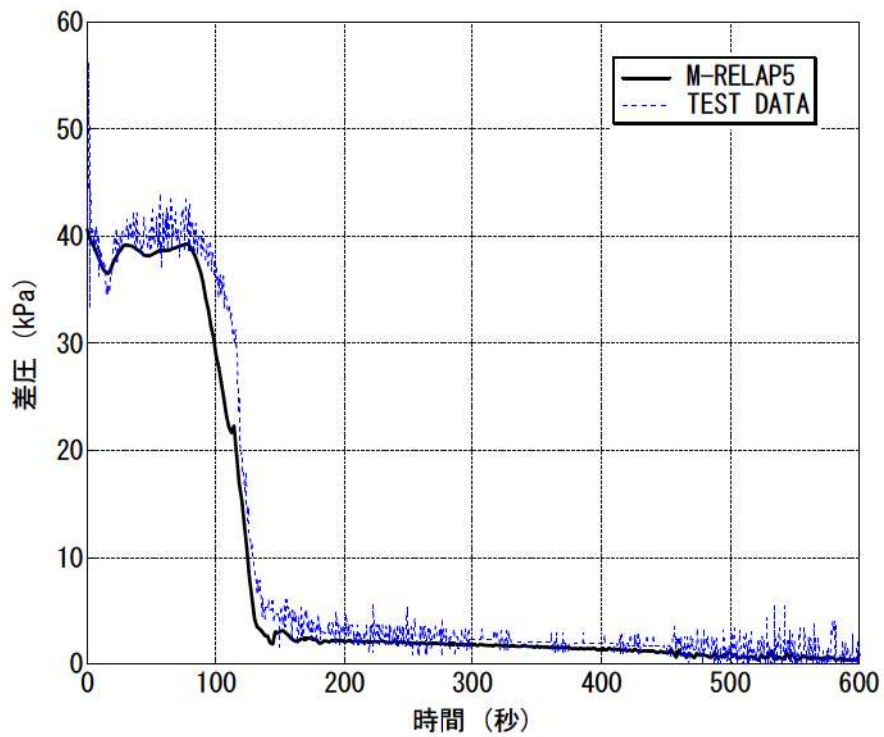


図 4-24 ループ B 蒸気発生器出口側配管下降側の差圧

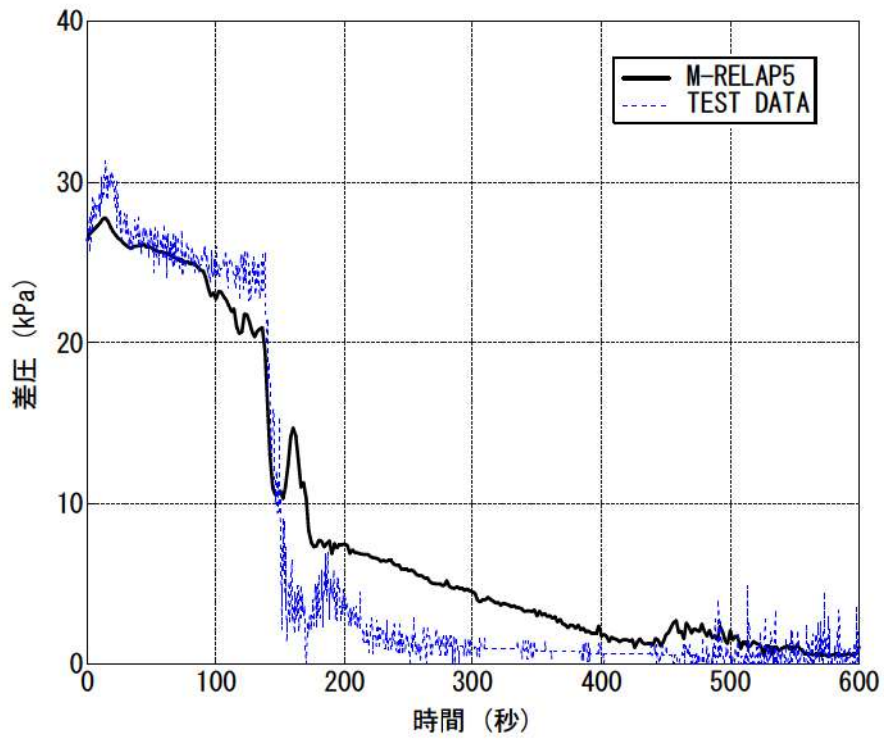


図 4-25 ループ A 蒸気発生器出口側配管上昇側の差圧

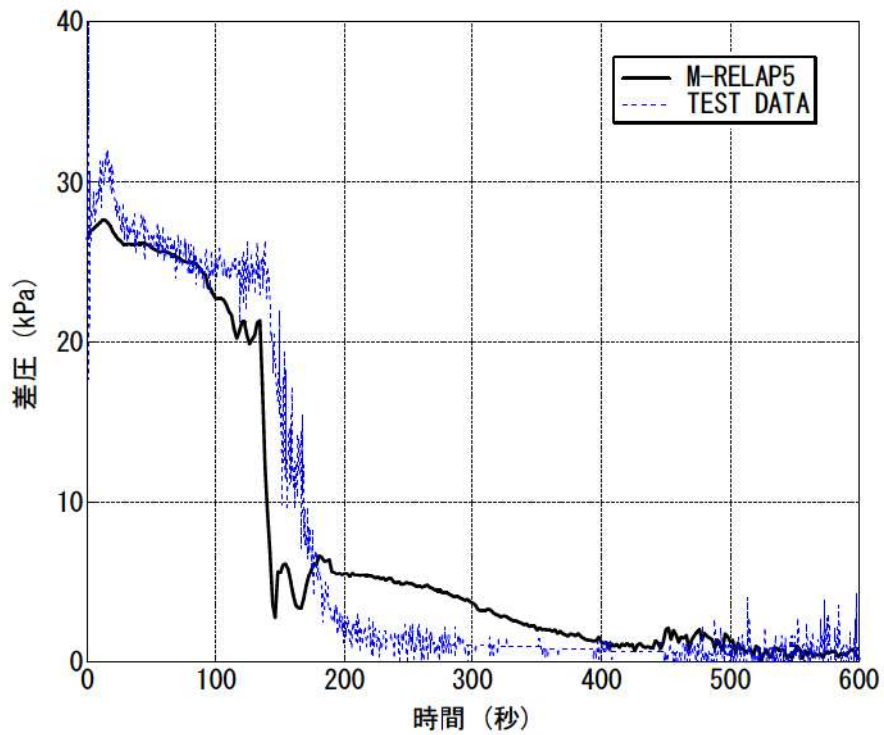


図 4-26 ループ B 蒸気発生器出口側配管上昇側の差圧

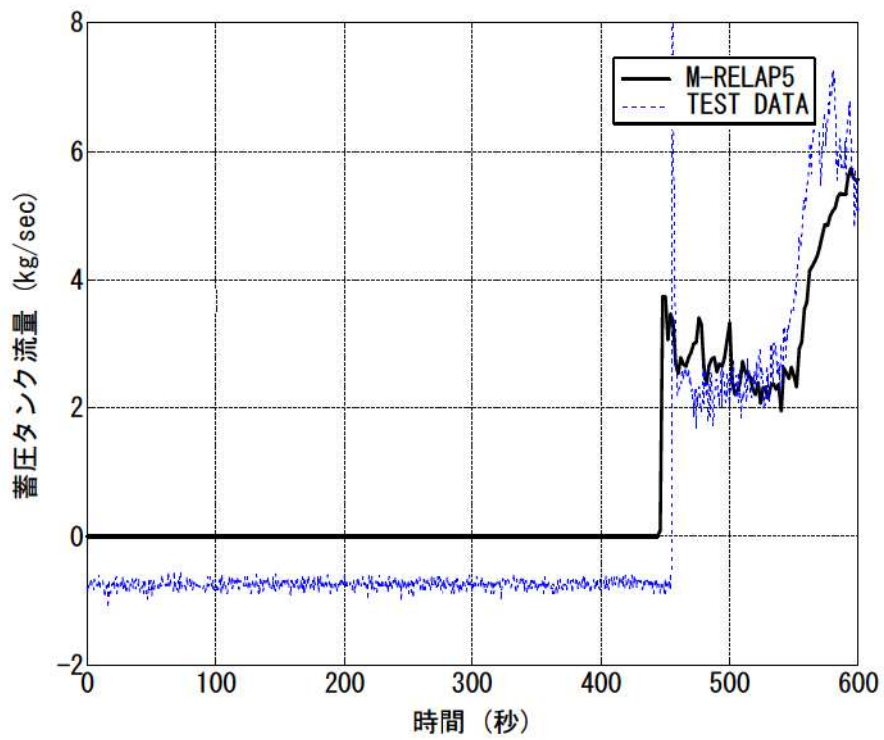


図 4-27 ループ A 蓄圧タンク流量

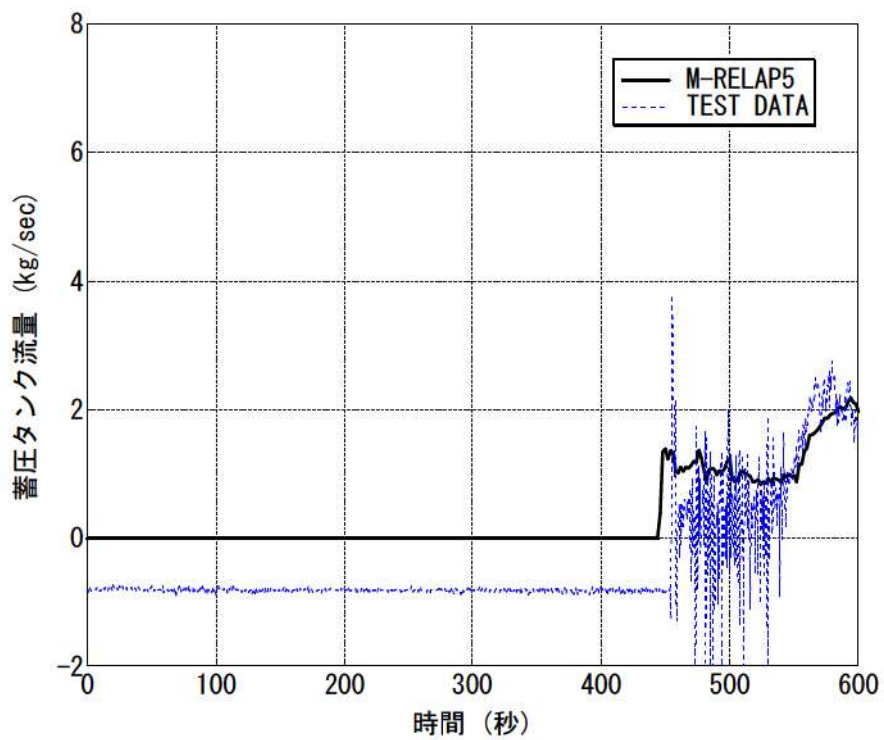


図 4-28 ループ B 蓄圧タンク流量

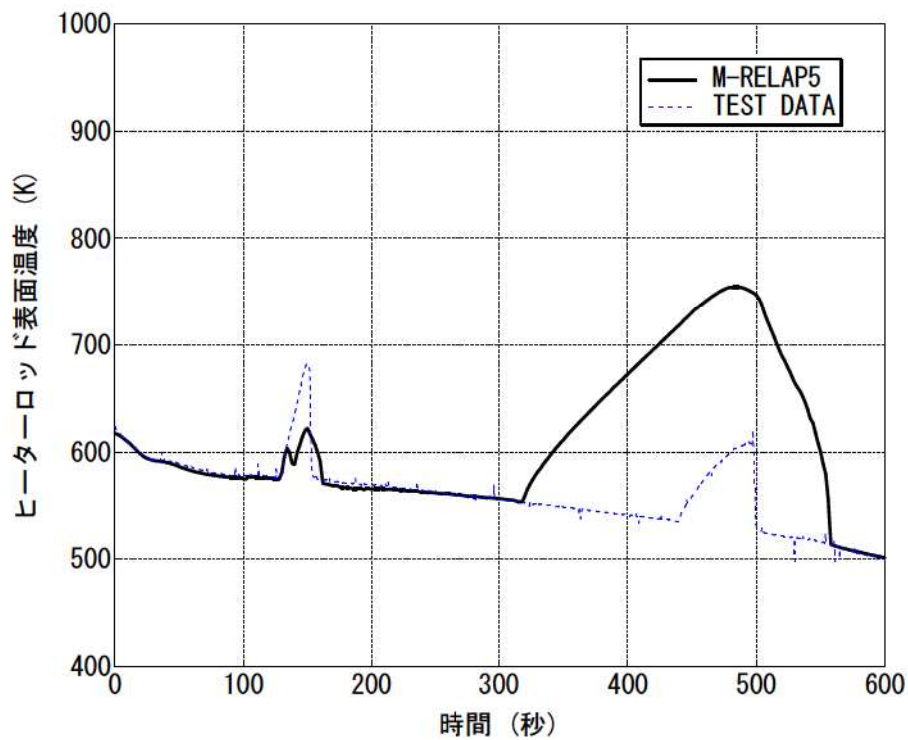


図 4-29 ヒータロッド表面温度 3.05m (試験データ), 3.17m (M-RELAP5)
(炉心上部)

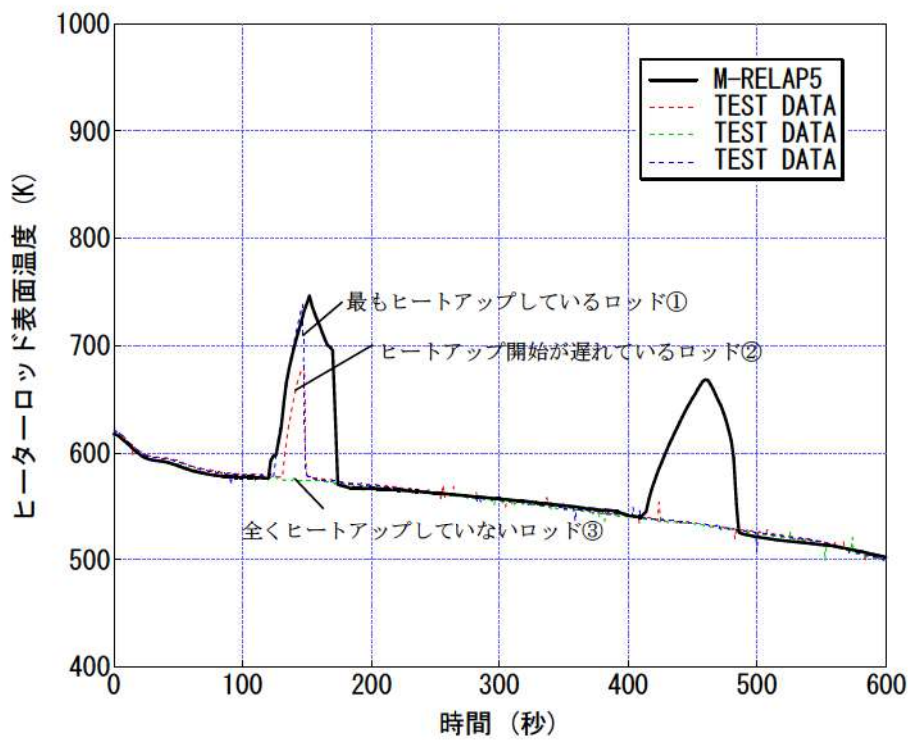


図 4-30 ヒータロッド表面温度 1.83m (試験データ), 1.82m (M-RELAP5)
(炉心中心付近)

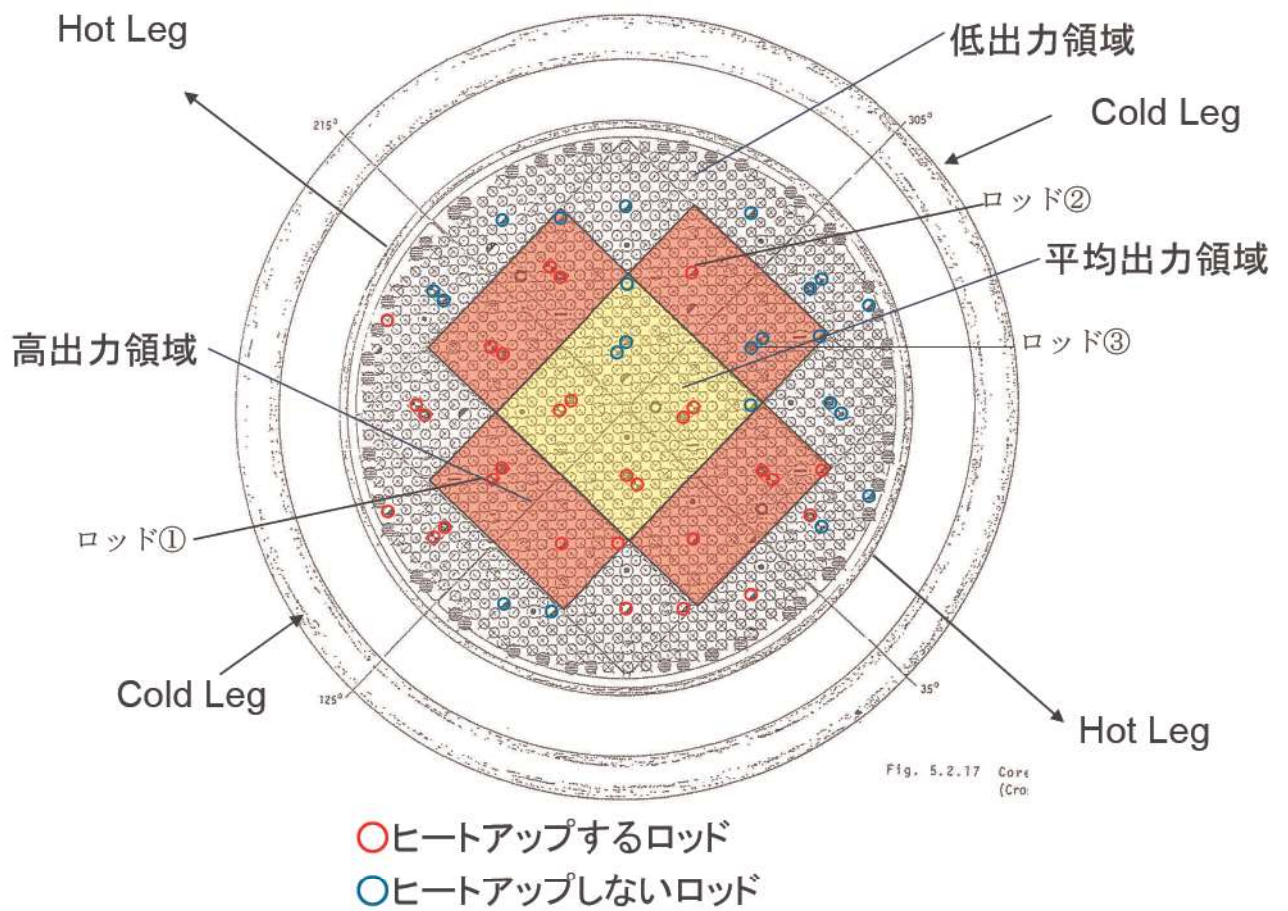


図 4-31 SB-CL-18 試験のループシール期間におけるヒートアップ位置

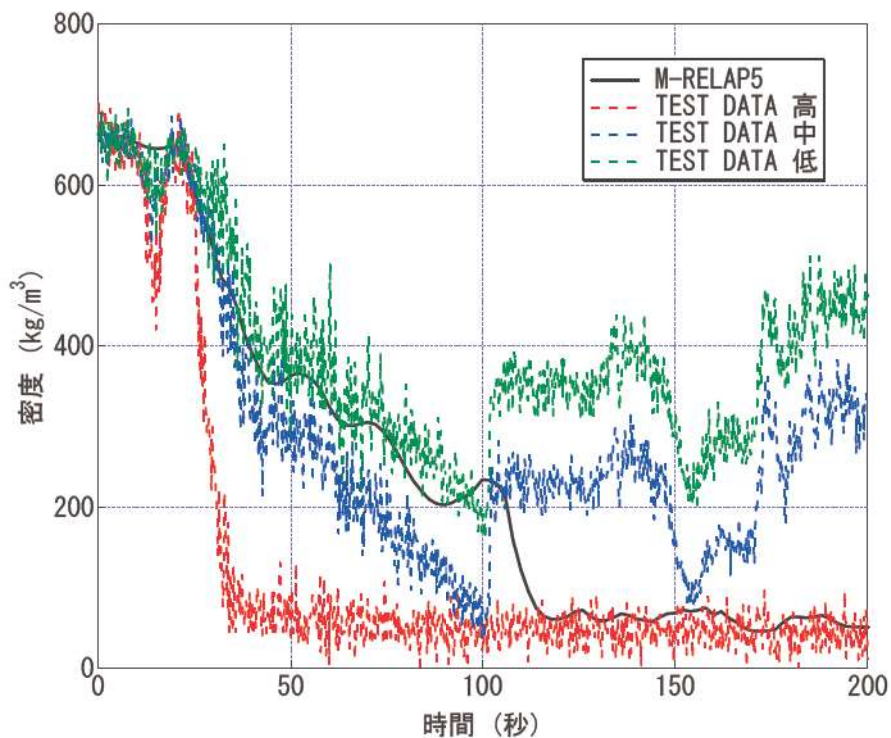


図 4-32 高温側配管密度

4.4.4 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析

(1) ROSA/LSTF SB-CL-39 試験概要

SB-CL-39 試験^[40]は ROSA/LSTF 試験装置を用いた、0.5%小破断 LOCA 総合試験であり、事故後の蒸気発生器 2 次系強制冷却の運転員等操作を模擬している。試験での仮定は以下のとおりである。また、試験中の事象推移を表 4-7 に示す。

- ・ 高圧注入系の全故障を仮定
- ・ トリップと同時に外電喪失を仮定
- ・ 0.5%の低温側配管破断を仮定。4 ループプラントでは 2 インチ破断相当
- ・ 1 次系圧力 12.27MPa の SI 信号発信の 10 分後から蒸気発生器 2 次系強制冷却の運転員等操作開始、同時に補助給水開始

SB-CL-39 では 2 次系強制冷却を実施しており、有効性評価で期待しているシーケンスと条件が同等である。試験データが公開されていることもあり、有効性評価解析の妥当性確認という観点で最も適切であるため、本試験を選定した。

(2) ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析の解析条件

試験解析の解析条件を以下に示す。

- ・ 炉心出力カーブ、ポンプコストダウンデータを境界条件とした
- ・ 2 次系強制冷却時の 1 次系の減圧効果を確認するため、蒸気発生器 2 次系圧力を境界条件とした（2 次系からの冷却材放出の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）
- ・ 破断流量については、1 次系の保有水量、減圧を試験と合わせるため、試験データと同じ流量が流出するように境界条件とし、流速を設定した（破断流量の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）
- ・ 本実験ではループシールは顕著に見られないが、SB-CL-18 と同様に、CCFL 係数を蒸気発生器伝熱管の入口、蒸気発生器入口に設定した。蒸気発生器伝熱管入口の CCFL は、Wallis の考えに基づき、Wallis 型の切片が 0.88、傾きが 1.0 の係数を設定した。蒸気発生器入口の CCFL は、Tien の考えに基づき、Kutateladze 型の CCFL を採用し、切片が約 1.79、傾きが 0.65 の係数を設定した。

(3) ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析の解析結果

M-R E L A P 5 コードの解析結果を試験データとの比較として図 4-33～図 4-36 に示す。破断と同時に 1 次系圧力が低下するが、約 400 秒以降、2 次系圧力と釣り合う圧力で一定になる。その後、低温側配管は液相で満たされているため、液相の破断流が継続する。蒸気発生器出口側配管の水位が低下するまで破断が継続すると、ループシールが形成されるが、本実験では、2 次系強制冷却の運転員等操作を実施するため、ループシールが形成される前に 1 次系圧力が十分低下し、蓄圧タンクからの注入が開始され、1 次系の保有水量が低下しないためループシールが見

られない(図 4-33)。1次系圧力が低下し、蓄圧タンク保持圧力である 4.51MPa より低下することにより蓄圧タンクからの注入が約 1,400 秒より開始する(図 4-35、図 4-36)。炉心水位は約 400 秒以降低下傾向にあるが、蓄圧タンクの注入により炉心水位が回復傾向となる(図 4-34)。試験で見られる上記の挙動について、M-RELAP5 コードは模擬することができており、M-RELAP5 コードは小破断 LOCA 及びその後の 2 次系強制減圧の運転員等操作のシーケンスにおいて、炉心水位、蓄圧タンクの注入挙動、及び 1 次系の圧力低下挙動、つまり運転員等操作時の 1 次側・2 次側の熱伝達を正しく模擬できることを確認した。

(4) 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさ

本試験解析では、2 次側の温度及び圧力を境界条件としている。そのため、2 次系強制冷却時の 1 次系圧力の M-RELAP5 コードと試験データの相違は M-RELAP5 コードの 1 次側、2 次側の熱伝達の不確かさに起因するものである。

表 4-7 に示すとおり、2 次系の減圧操作は 754 秒で開始している。図 4-33 に示されるとおり、754 秒以降では、M-RELAP5 コード、試験データ共に減圧が開始するが、M-RELAP5 コードでは試験データと比較し、減圧が遅い結果となっている。約 1,000 秒で両者の圧力差が約 0.5MPa となった後、圧力差は縮まっていく傾向となり、2,500 秒では両者に差は無い。

また、図 4-37 は加圧器圧力の拡大図であるが、試験では高圧測定用と低圧測定用の 2 種類の圧力計を用いている。低圧用の圧力計の値と比較すると、M-RELAP5 コードとの差は約 0.3MPa である。

M-RELAP5 コードでは、蒸気発生器のボイラー一部は 1 次元で模擬しているため、ボイラー一部での管群での横流れは計算しないため、伝熱は試験と比較し悪い傾向である。蒸気発生器伝熱管についても 1 本の模擬で代表しているため、複数の伝熱管の不均一流れを計算しない。これらの効果により、2 次系強制減圧時の 1 次側と 2 次側の伝熱が試験と比較し、M-RELAP5 コードでは悪くなっていると考えられる。

1 次系圧力の不確かさは最大で +0.5MPa である。1 次系の温度は飽和温度であると考えられるため、不確かさは圧力で代表する。

(5) 蓄圧タンク注入の不確かさ

図 4-35、図 4-36 では、蓄圧タンク注入開始のタイミングについて試験データと解析結果に違いがある。解析結果の方が 100 秒ほど開始が遅い。その理由を以下に考察する。図 4-37 に示されるとおり、低圧用の圧力計の値と比較すると、M-RELAP5 コードの減圧は蓄圧タンク注入開始のタイミングでは約 80 秒の遅れとなっている。また、蓄圧タンクの設定圧力は 4.51MPa となっており、解析においても 4.51MPa を入力しているが、試験中に熱伝達の影響で蓄圧タンクの圧力が上昇しており、蓄圧タンク注入のタイミングでは約 0.03MPa 上昇している。この圧力差は減圧速度を考慮すると約 10 秒の違いとなっている。減圧速度の違い、及び蓄圧タンク圧

力の上昇の 2 つの理由により、M-RELAP5 コードでは蓄圧タンク注入のタイミングが遅れている。

注入開始後の蓄圧タンク流量は振動を有するものの、試験と同等であるため、蓄圧タンクの不確かさは確認された。

(6) 高温側配管の二相流の不確かさ

4.4.3(7)に記載した SB-CL-18 と同様に、SB-CL-39 においても加圧器接続ループの高温側配管の二相状態を確認する。ROSA 試験では、高温側配管の同じ流路断面内で高さの違う 3 点の密度を 3 ビームガンマ線密度計で計測している。さらに、SB-CL-39 では試験データから高温側配管の水位を導出している。A ループの高温側配管の密度を図 4-38 に、水位を図 4-39 にそれぞれ示す。配管内の高い位置を測定した密度計の測定値、及び水位は約 200 秒で低下している。1,000 秒まで水位は約 0.15m であり、水の割合が多い。また、密度、水位は低下傾向であるため、蒸気割合が上昇している。

図 4-33 に示されるとおり、SB-CL-39 では約 750 秒に減圧操作を開始し、1 次系圧力 7MPa 以下に低下するため、高温側配管の密度、水位の確認は 1,000 秒までを対象とする。M-RELAP5 コードは密度、水位の低下傾向を良く模擬できている。SB-CL-39 での高温側配管では気液は並行流であった。

4.4.3(7)で述べた SB-CL-18 において、並行流での密度の予測はほぼ妥当であった。SB-CL-39 の結果と併せると並行流における高温側配管でのボイド率を M-RELAP5 コードは良く予測できるものと考えられる。

表 4-7 SB-CL-39 試験の事象推移

時間 (s)	イベント
0	破断バルブ開
95	原子炉トリップ信号(加圧器圧力=12.97MPa)
145	SI 信号(加圧器圧力=12.27MPa)
349	1次冷却材ポンプ停止
754	蒸気発生器2次系強制冷却開始、補助給水開始
約 1,360	蓄圧タンク注入開始(1次系圧力=4.51MPa)
約 2,560	蓄圧タンクからの非凝縮性ガス混入防止のため、蓄圧タンク注入ラインのゲートバルブ閉止

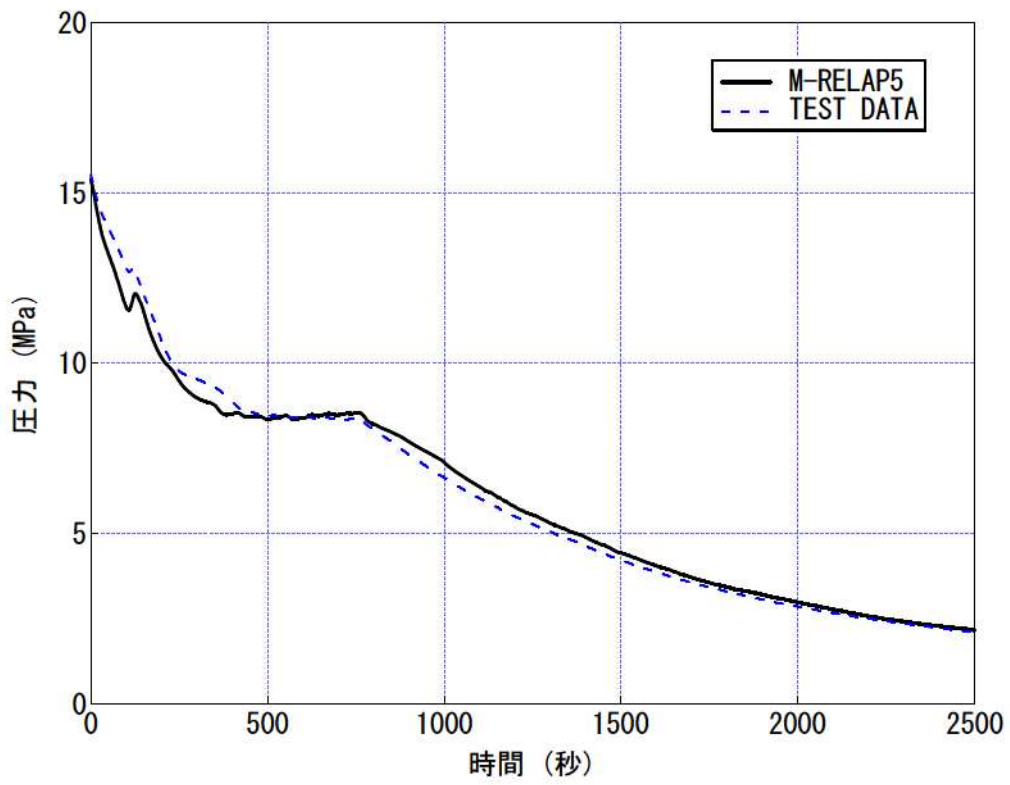


图 4-33 加压器压力

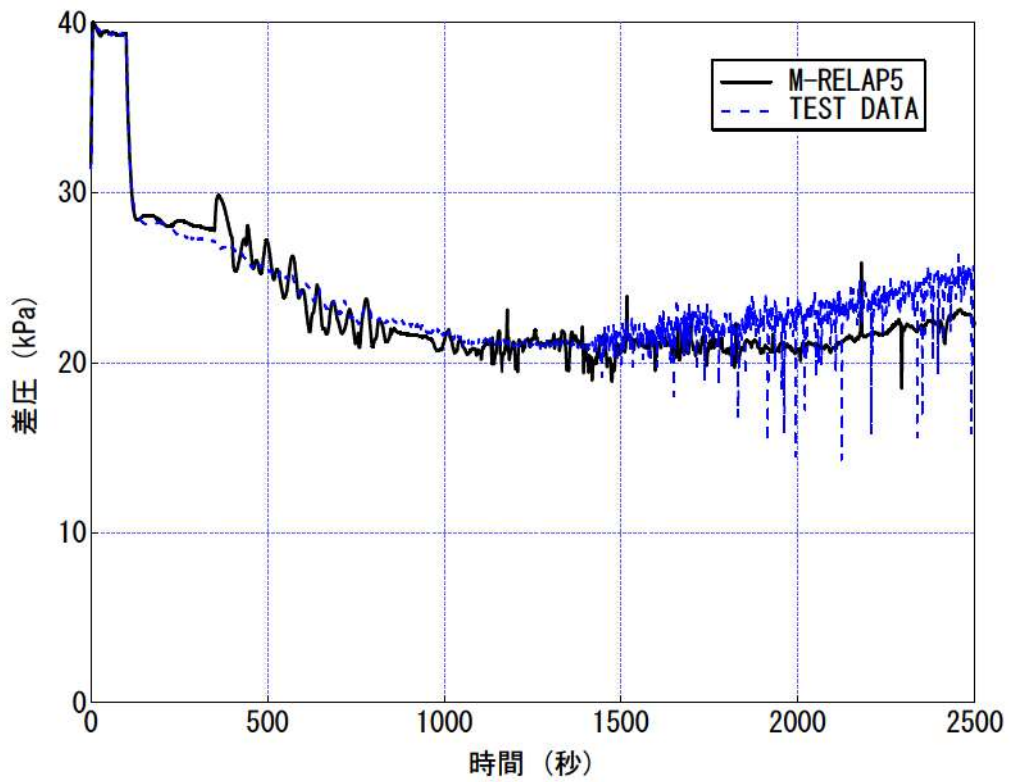


图 4-34 炉心差压

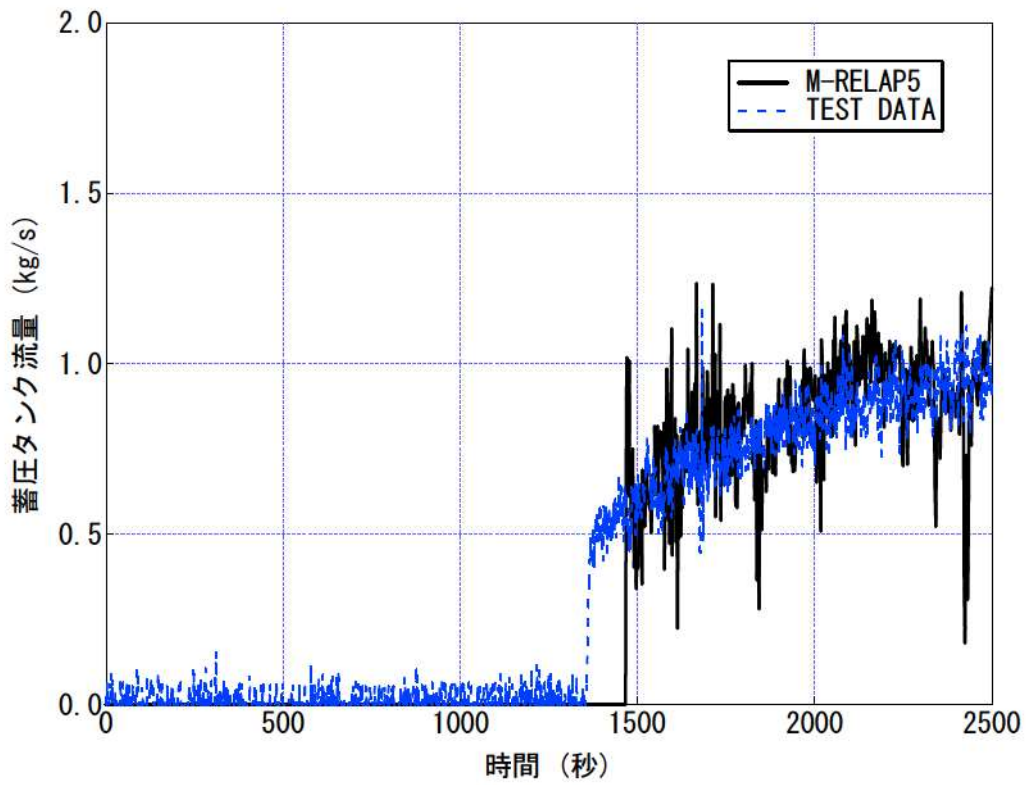


図 4-35 ループ A 蓄圧タンク流量

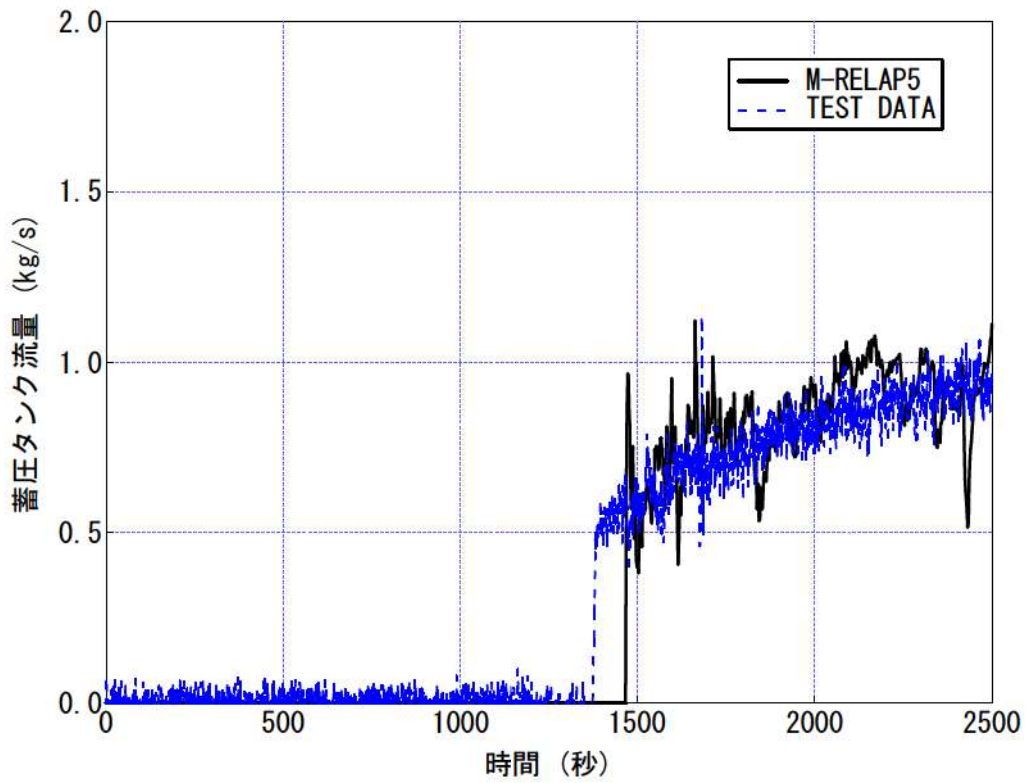


図 4-36 ループ B 蓄圧タンク流量

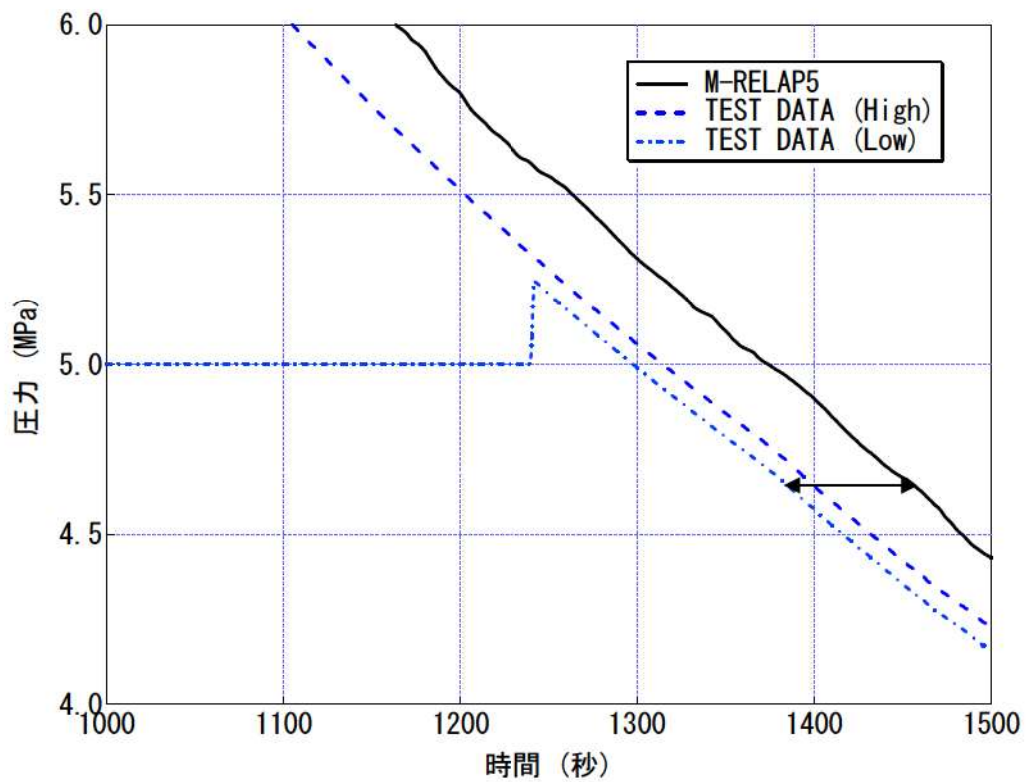


図 4-37 試験と解析の減圧速度の違い (加圧器圧力の比較)

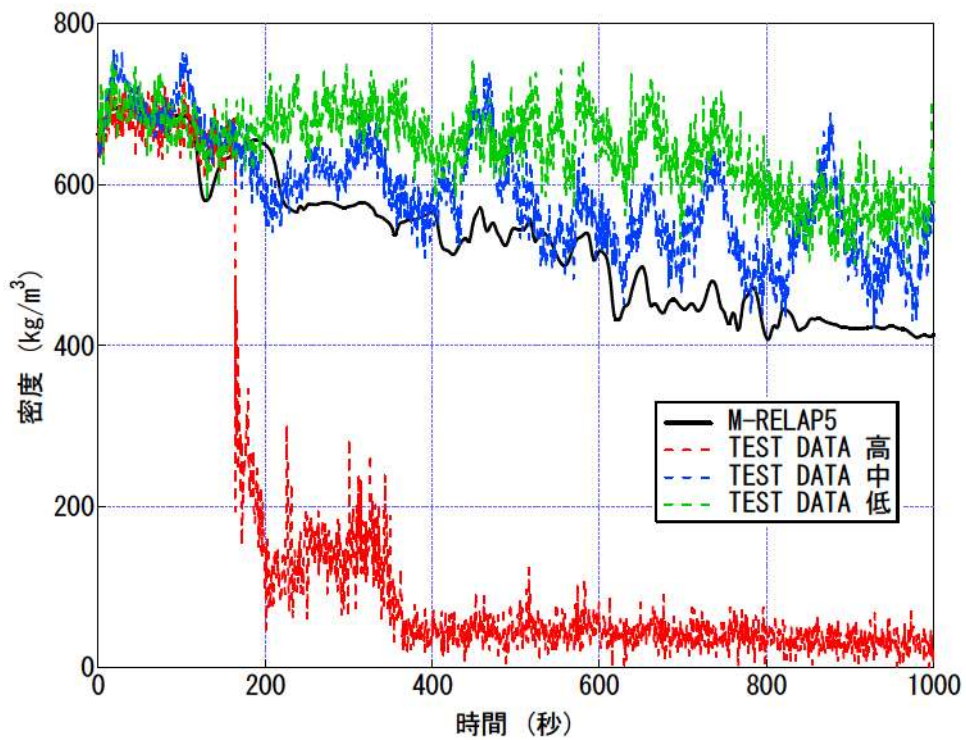


図 4-38 高温側配管密度

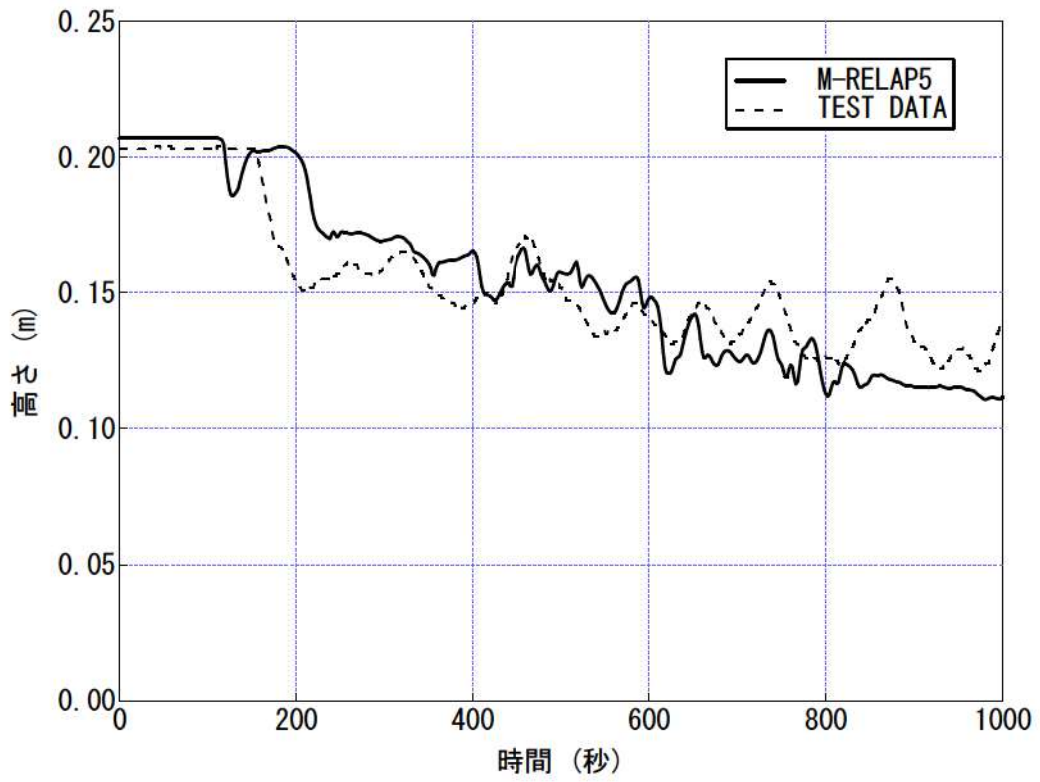


図 4-39 高温側配管水位

4.5 PKL/F1.1 試験

(1) PKL/F1.1 試験概要

PKL 試験装置^[41]の鳥瞰を図 4-40に示す。PKL 試験装置は、電気出力 1,300MW となる 4 ループ PWR (Philippsburg 2 号機) の 1/145 の装置である。ROSA/LSTF 試験装置と同様、垂直方向の高さは実炉と同スケールであり、自然循環等の静水頭(重力)の影響が支配する流動挙動について実機と同等となる。

F1.1 試験^[42]は、小破断 LOCA とそれに伴う自然循環の停止とそれに伴う炉心のリフラックス冷却、更にその後実施する蒸気発生器 2 次系強制冷却の運転員等操作による 1 次系減圧とそれに伴う自然循環の回復を対象とした試験である。小破断 LOCA が発生し、1 次系の保有水量が減少すると、炉心部で発生した蒸気が蒸気発生器 2 次系の冷却(減圧)により蒸気発生器伝熱管内で冷却され凝縮する、いわゆるリフラックス凝縮の状態が生じる。リフラックス凝縮により、蒸気発生器伝熱管の低温側で凝縮した冷却材が蒸気発生器出口側配管に蓄積する。1 次系が減圧して破断流が減少し、ECCS 注入量が破断流を上回ると 1 次系の保有水量が増加し、やがて自然循環が回復する。試験条件を表 4-8 に示す。

(2) PKL/F1.1 試験条件と実機 PWR の比較

表 4-9に PKL と 4 ループ PWR の比較を示す。PKL 試験装置は使用圧力が 4.5MPa のため、PWR の運転圧力である約 15.5MPa からの破断は模擬できない。そのため、コンディショニングフェーズと呼ばれる 0 秒より前のフェーズにて実機での約 4.5MPa での状態(自然循環の停止、リフラックス冷却、蒸気発生器出口側配管の蓄水)を再現し、0 秒以降のテストフェーズにて約 4.5MPa 以降(以下)の状態(蒸気発生器 2 次系の強制冷却、ECCS 注水、自然循環の回復)を模擬する。-8,000 秒に低温側配管の破断による冷却材流出が開始し、暫くの間は自然循環状態が継続するが、約-6,000 秒には冷却材の減少のため自然循環が一旦終了し、リフラックス凝縮状態に遷移する。約 0 秒時点で蒸気発生器 2 次系の冷却を開始し、1 次系減圧による ECCS 注水の増加に伴い、原子炉水位が上昇を開始し、約 5,000 秒で自然循環が回復する。

(3) PKL/F1.1 試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-41～図 4-43に示す。本試験は炉心のヒートアップに着目した試験では無いため、炉心のノード分割は実機解析のノーディングより粗い。試験測定と合わせるために、蒸気発生器伝熱管について 3 本分模擬しているが、有効性評価解析では蒸気発生器伝熱管での不均一な流れは重要ではないため、問題ない。また、試験装置の配管は細く、相対的に L/D が大きいため、配管の分割は細かくなっている。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- ・ 炉心出力カーブを境界条件とした
- ・ 2 次系強制冷却時の 1 次系の減圧効果を確認するため、蒸気発生器 2 次側圧力を境界条件と

した（2次系からの冷却材放出の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）

- ・ 破断流量については、1次系の保有水量、減圧を試験と合わせるため、試験データと同じ流量が流出するように境界条件とし、流速を設定した（破断流量の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）

(4) PKL/F1.1 試験解析の解析結果

M-RELAP5コードによるF1.1試験を模擬した解析結果を図4-44（ループ流量）及び図4-45（原子炉水位）、図4-46（1次系圧力）、図4-47（上部プレナム水温）、図4-48～図4-51（SI流量）に示す。図4-44に示されるとおり、M-RELAP5コードは自然循環回復前のリフラックス冷却期間でのループ流量及び自然循環回復のタイミングを適切に模擬する。また、図4-45に示されるとおり、自然循環回復前の炉心水位挙動、自然循環回復に伴う炉心水位上昇の挙動を妥当に模擬する。さらに図4-46、図4-47に示すとおり、2次系の強制冷却による1次系の減圧挙動、減温挙動が模擬できている。これは、コードが破断に伴う減圧と、ECCSからの注水挙動、蒸気発生器2次系冷却の減圧に伴う1次系の温度及び圧力の低下、そして、原子炉1次系内の保有水分分布を適切に予測できるためである。図4-48～図4-51に示すとおり、SI流量についても良く模擬できている。

(5) 自然循環流量の不確かさ

自然循環流量の不確かさは図4-44に示されるとおり、約20%過大評価となる。M-RELAP5コードでは流量が過大評価となっているため、炉心から発生する崩壊熱が同じ場合、M-RELAP5コードの評価結果と比較し実際の炉心出口温度が高いか又は炉心出口クオリティが高くなる。しかし、自然循環状態が維持できていれば、炉心は強制対流熱伝達状態、核沸騰状態により冷却できる。また、蒸気発生器伝熱管の伝熱面積は出力運転中の炉心発生熱量を除熱するのに十分であるため、自然循環での炉心から発生する崩壊熱（出力運転中の数%）は、蒸気発生器内の流体が単相、二相に関わらず、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達により十分に除熱できる。そのため、実際の流量が小さく、入口温度が上昇したとしても、伝熱管内で十分に熱伝達し、伝熱管出口の水温は2次側のダウンコマ水温まで減温される。蒸気発生器で2次側の流体に与えられる熱量は変わらないため、1次系の流量の大小には大きく依存せず炉心の冷却は維持される。

(6) リフラックス冷却の適用性

M-RELAP5コードではリフラックス及び自然循環について、1次系の保有水量の減少による自然循環の停止、1次側から2次側への伝熱によるSG1次側での凝縮、及び凝縮水の炉心への落下を計算することにより、リフラックス冷却を適切に模擬することにより計算することができる。

実機スケールでのリフラックス冷却へのM-RELAP5コードの適用性について、以下に記

述する。1次系の保有水量、及び原子炉容器内の保有水量によりリフラックス冷却の発生の有無がきまる。また、リフラックス流量は炉心で発生する蒸気量、及び蒸気発生器での除熱及び凝縮が重要となる。

リフラックス冷却状態は炉心発生蒸気量と蒸気発生器での除熱量のバランスに依存するが、本試験解析により、2次系の強制冷却による1次系の減圧挙動、減温挙動が模擬できることを確認しているため、蒸気発生器での除熱量は妥当である。また、炉心で発生する蒸気量は崩壊熱に依存するが、実機解析では適切な崩壊熱モデルを設定する。

さらに、1次系の保有水量は1次系からの冷却材の放出と安全注入流量のバランスで決まる。1次系からの冷却材の放出は試験解析にて妥当性を確認しており、実機解析での ECCS 注入流量については注入特性を適切に設定することにより模擬できる。

したがって、リフラックス冷却において重要となる現象については適切な入力設定をしているか、又は試験解析にて妥当性を確認しているため、M-RELAP5 コードは実機 PWR のリフラックス冷却に適用できる。

リフラックス冷却での不均一な炉心冷却の効果は PKL のような小さな炉心では確認できない。4.4.3(4)に記載したとおり、ROSA 試験では、ループシールでの高温側配管からの落水時に、炉心での不均一な冷却が見られる。3.3.2(1)に記載したとおり、M-RELAP5 コードでは改良 AECL-UO Look-up Table を採用することにより、不均一な炉心冷却が存在する場合でも、ヒートアップを模擬できる。

以上より、M-RELAP5 コードは小破断 LOCA 後の運転員等操作による2次系強制冷却において、炉心水位の回復挙動、及び自然循環の回復を模擬できることを確認した。

表 4-8 F1.1 試験コンディショニングフェーズ及びテストフェーズ開始時の条件

項目		コンディショニングフェーズ開始時 (t=-8,730 秒)	テストフェーズ開始時 (t=0 秒)
1次系	保有水量	2,370 kg (加圧器は含まない)	1,280 kg = 57%* (うち、加圧器に約 30 kg)
	圧力	4.15MPa	3.9 MPa
	炉心出口冷却材温度	249 °C	249 °C
	炉心出口サブクール度	4 K	0 K
	加圧器冷却材温度	249 °C	249 °C
	加圧器水位	3.0 m	0.9 m
	流動条件	4 ループとも自然循環	4 ループとも循環なし
2次系	主蒸気圧力	28.3 bar	37.3 bar
	主蒸気温度	231 °C	246 °C
	コラプスト水位	12.2 m	12.2 m
	給水温度	110~120 °C	110~120 °C

※ 100% = 2,250kg

この質量は密度を 709kg/m³ (典型的な PWR 通常運転時の値) として PKL 装置の 1 次系を加圧器水位 7.5m まで満たす量である。

表 4-9 PKL と PWR の比較

--

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

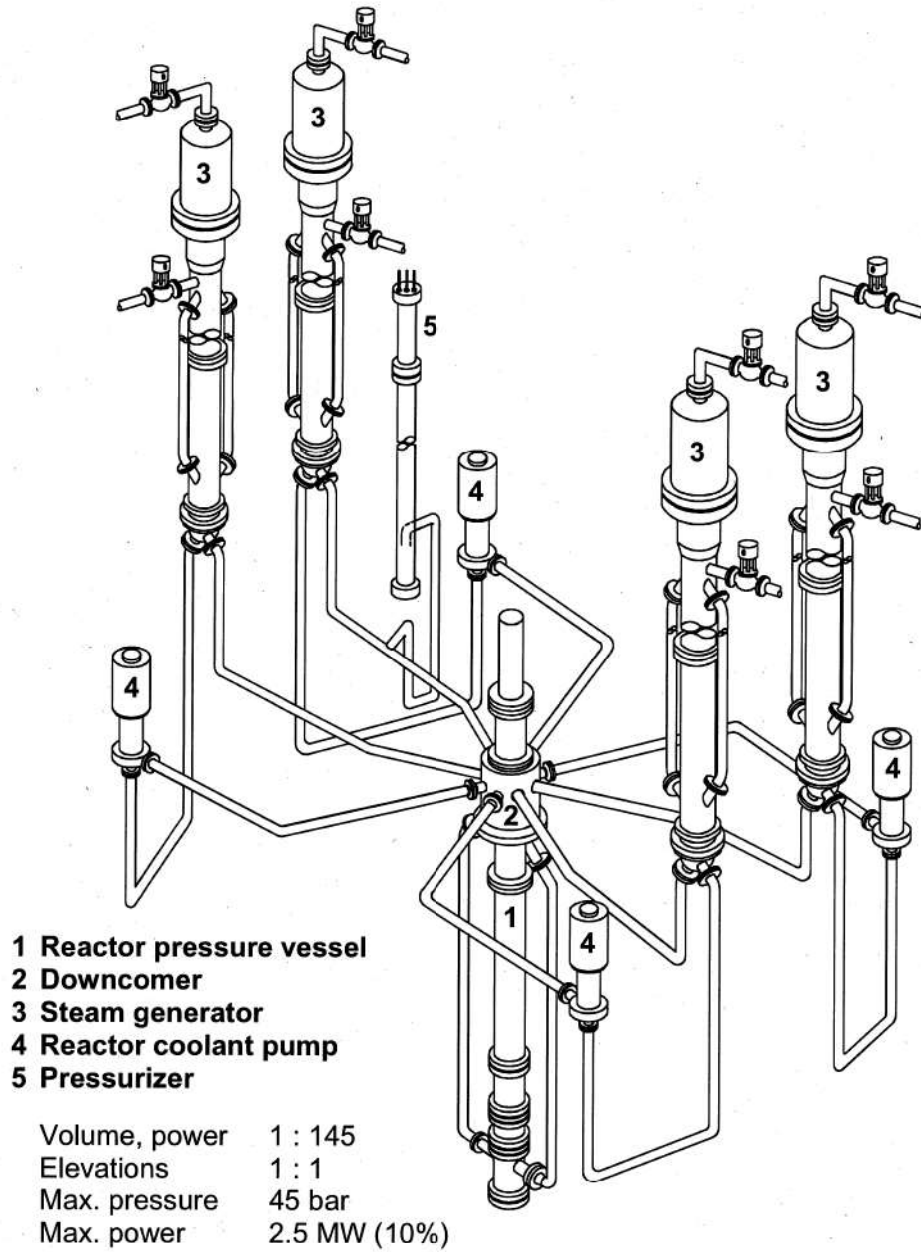


図 4-40 PKL 試験装置概観

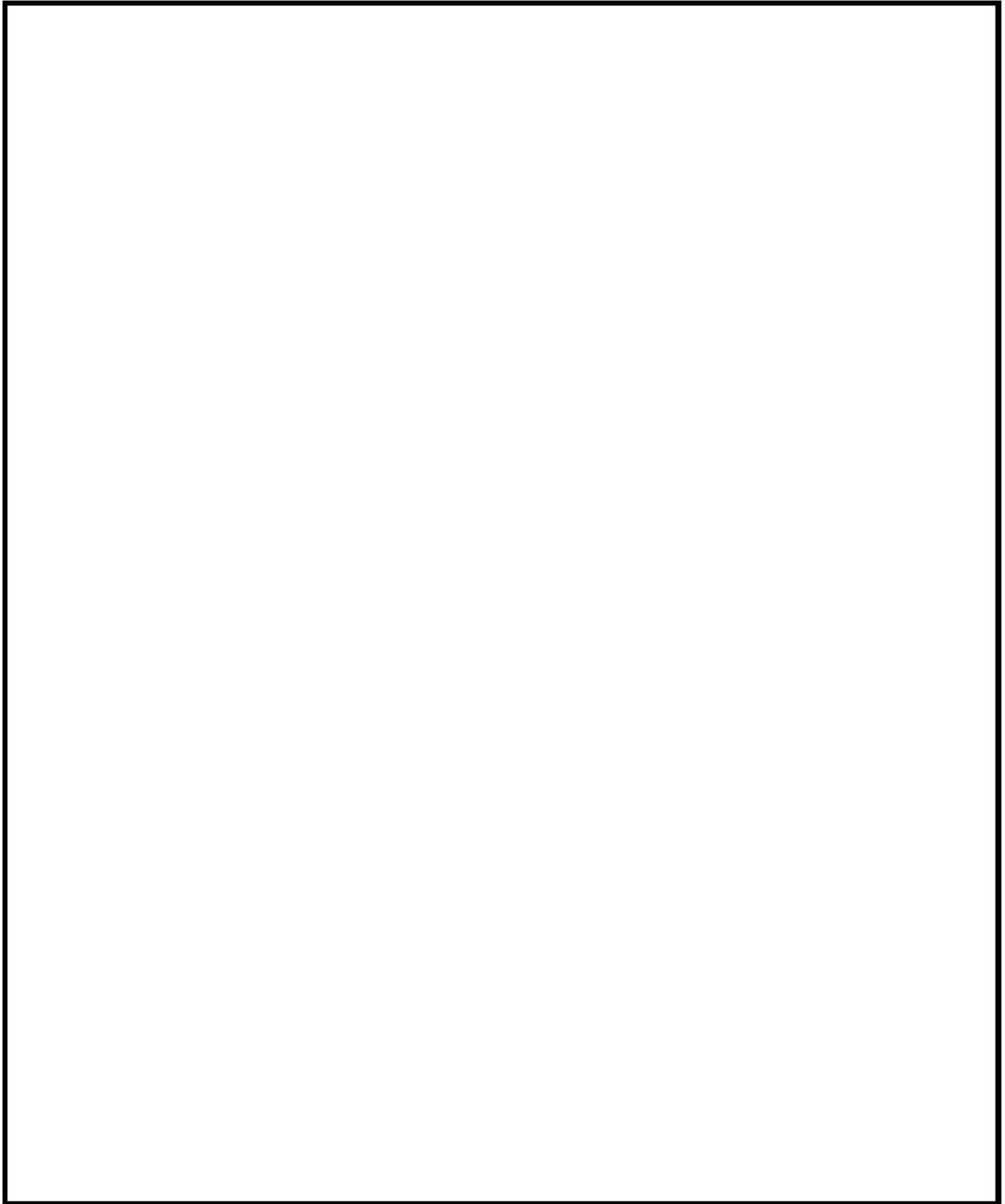


図 4-41 PKL/F1.1 試験解析のノーディング図 (ベッセル部)

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

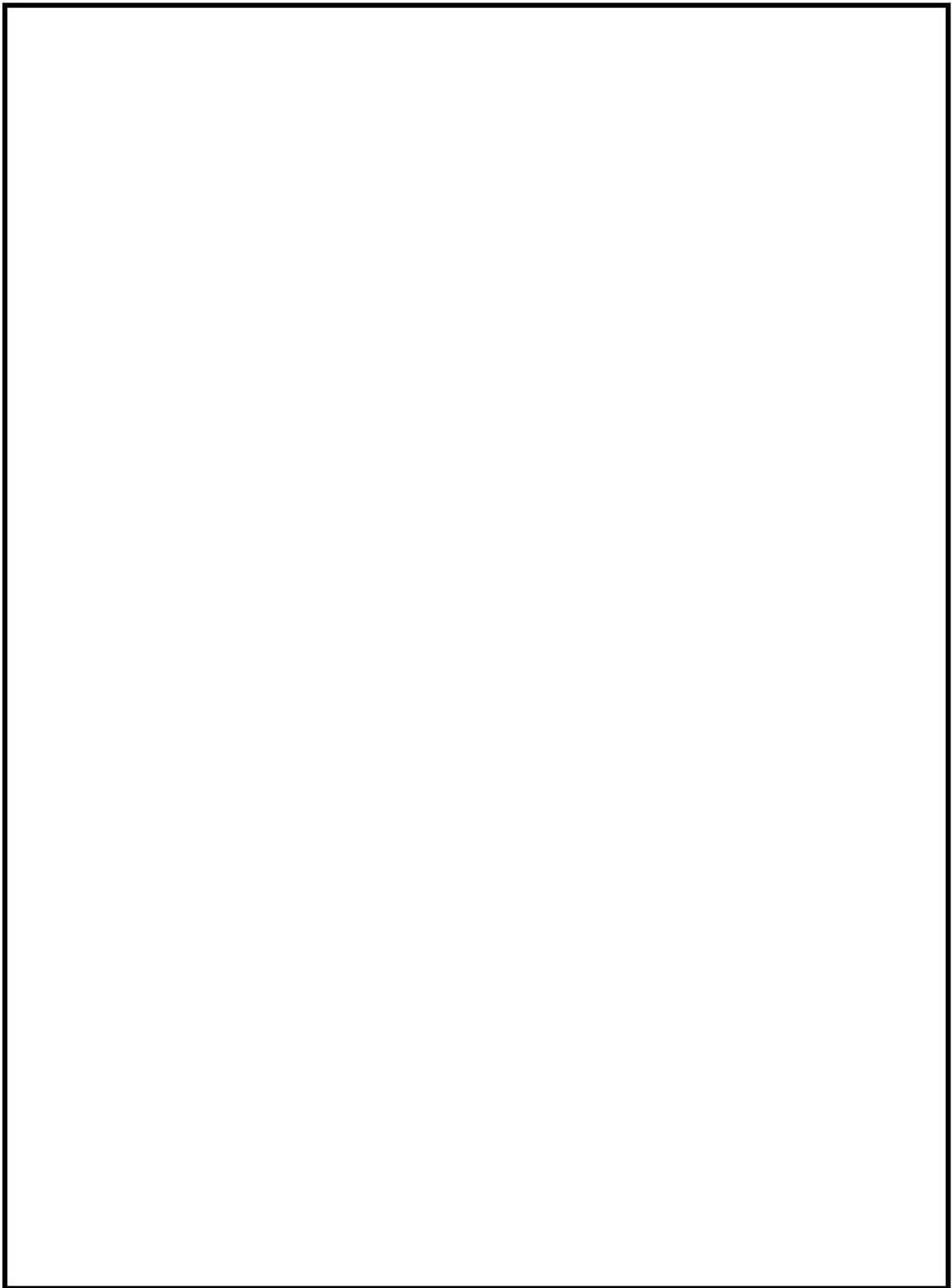


図 4-42 PKL/F1.1 試験解析のノーディング図 (破断ループ)

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

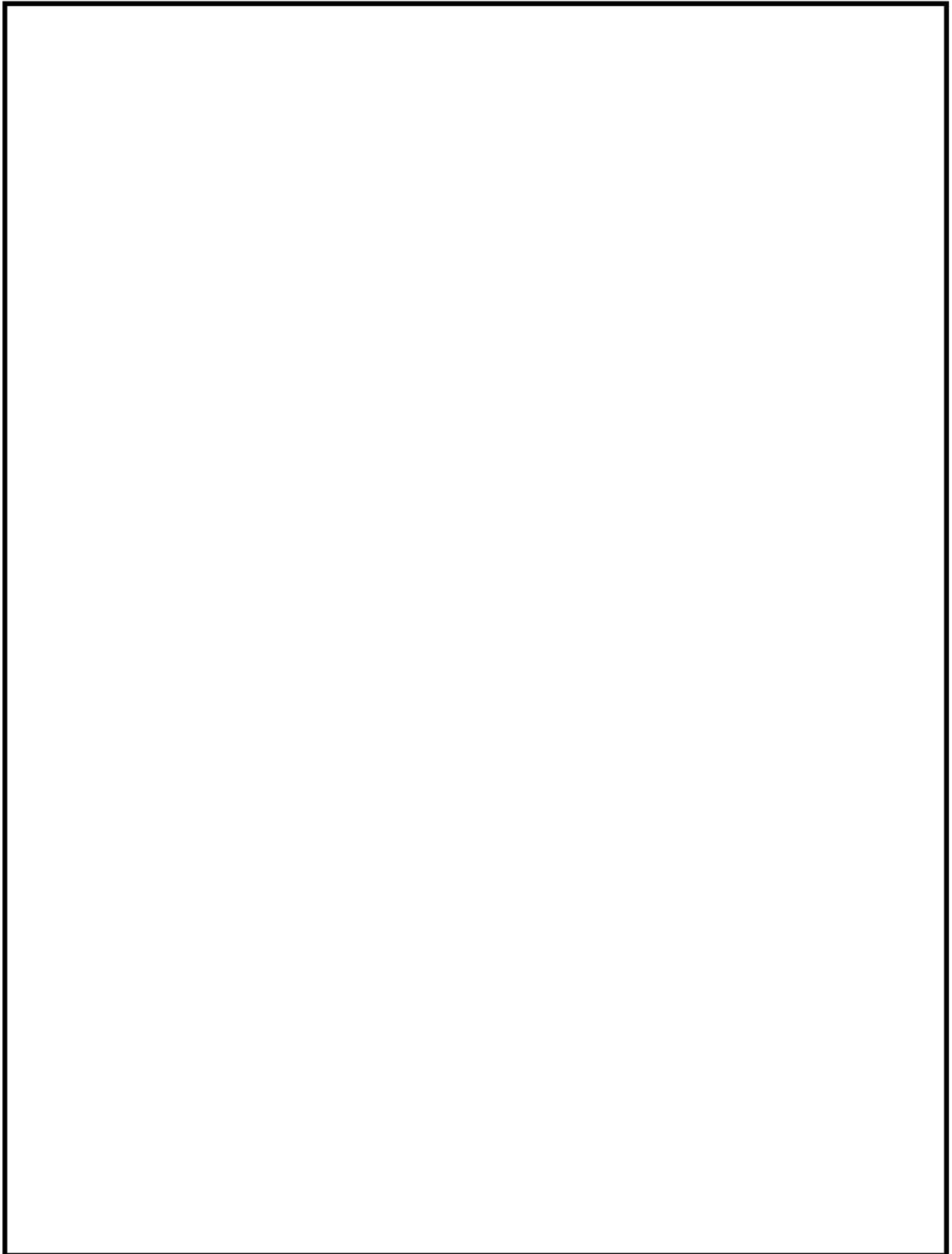


図 4-43 PKL/F1.1 試験解析のノーディング図 (健全ループ)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

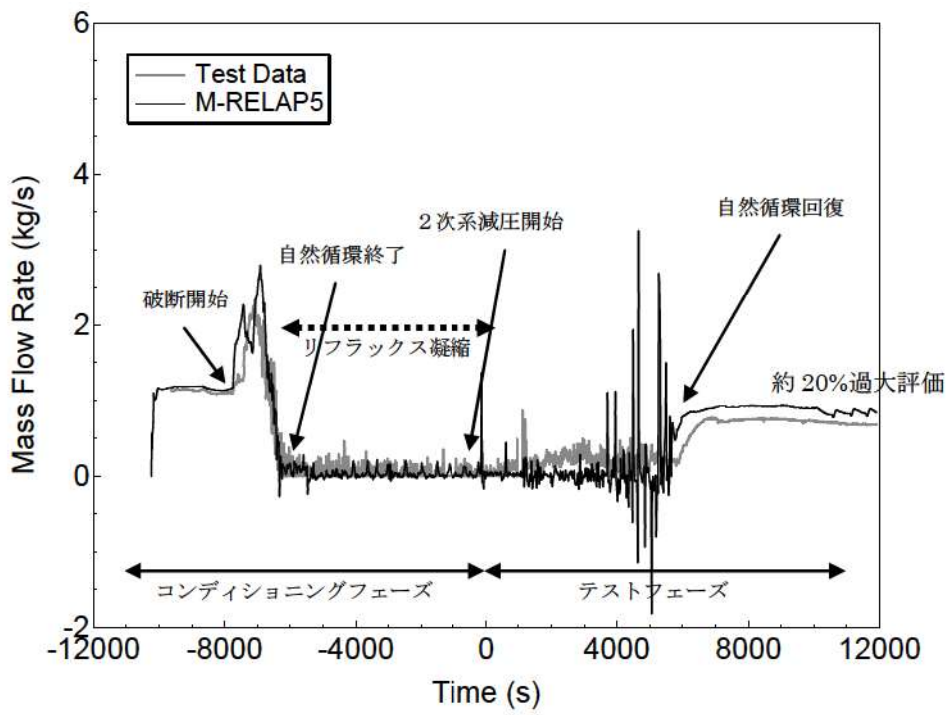


図 4-44 ループ流量

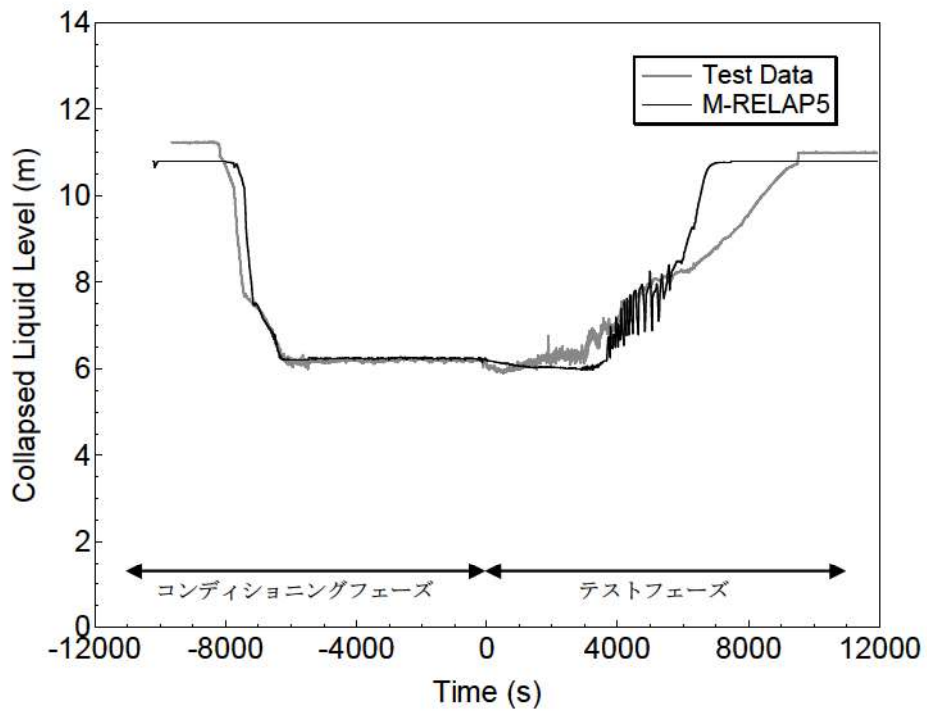


図 4-45 原子炉水位

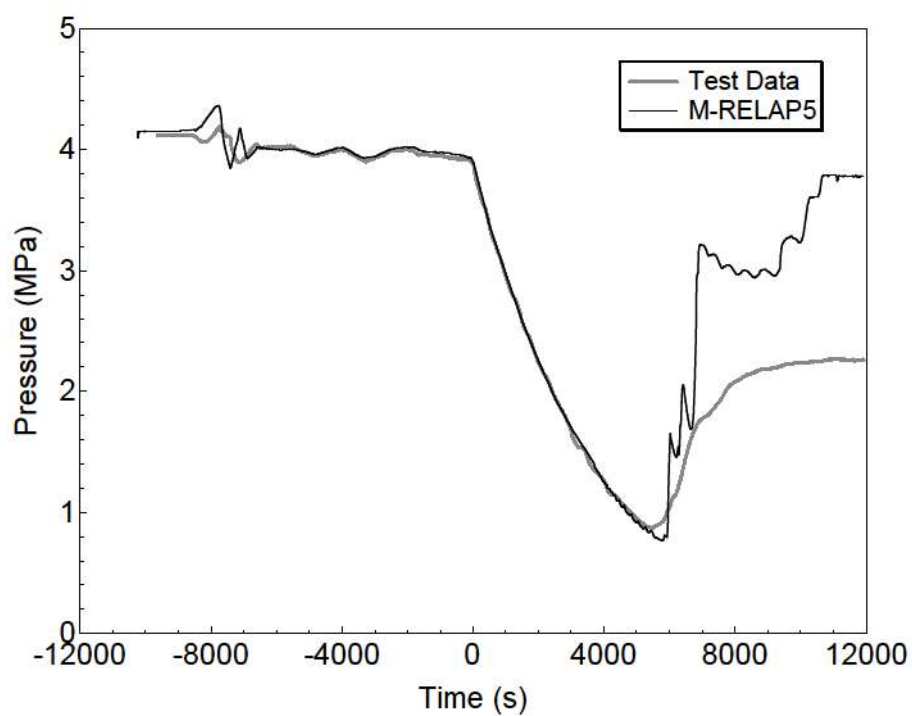


図 4-46 1次系圧力

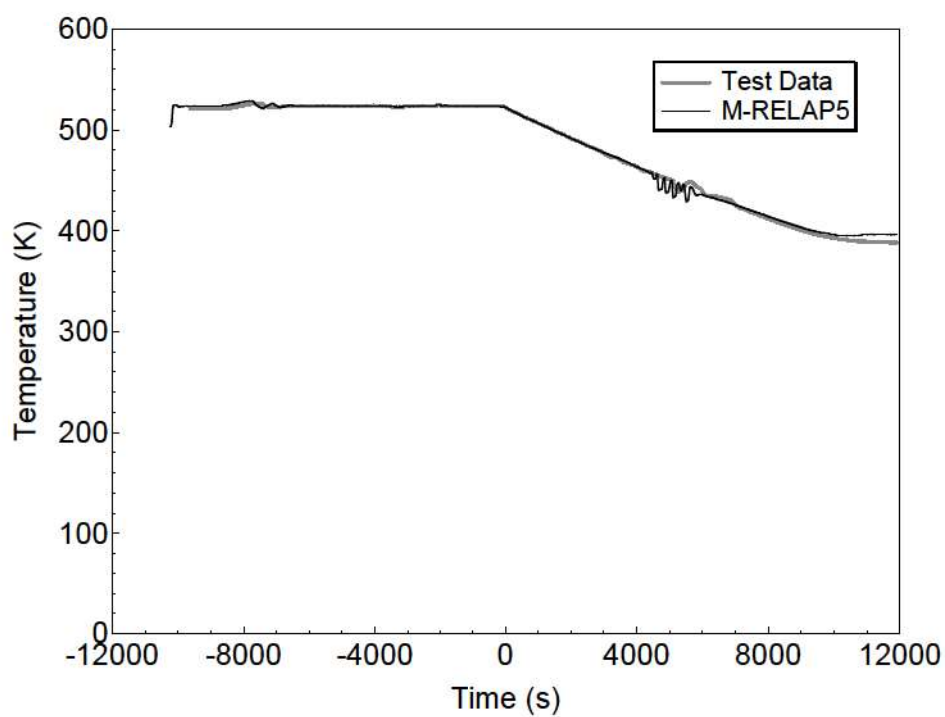


図 4-47 上部プレナム水温

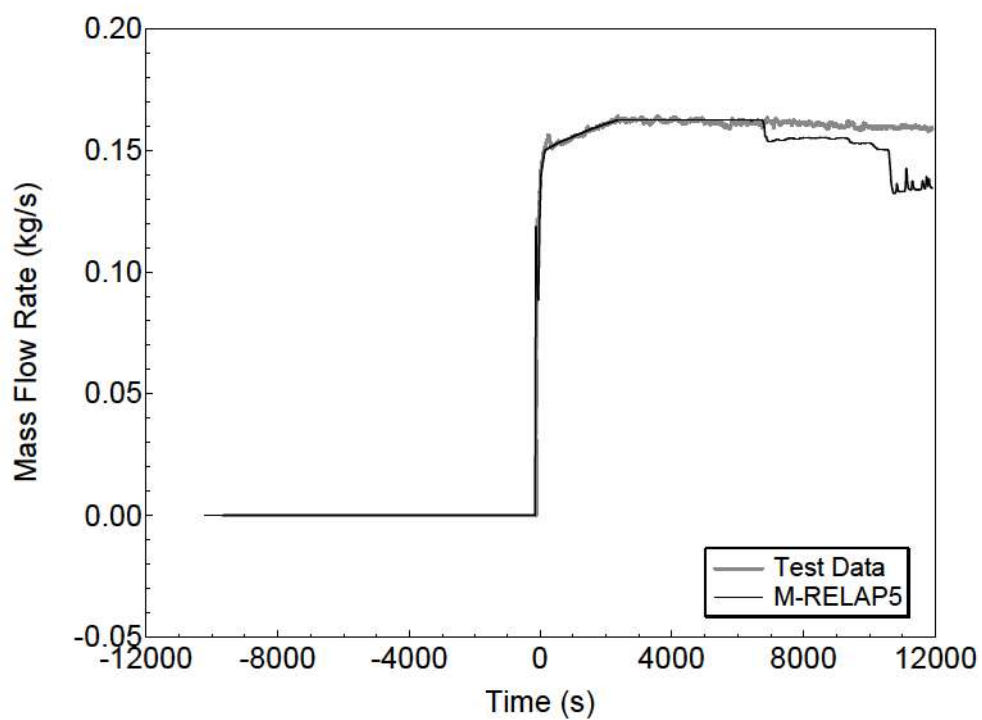


図 4-48 SI 流量 (ループ 1)

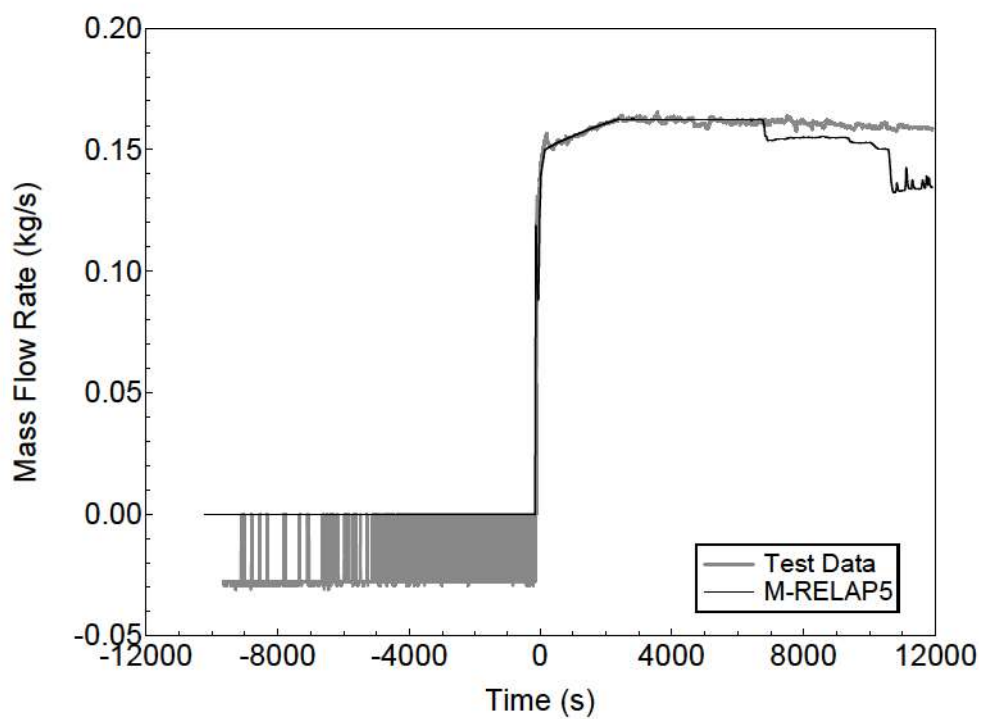


図 4-49 SI 流量 (ループ 2)

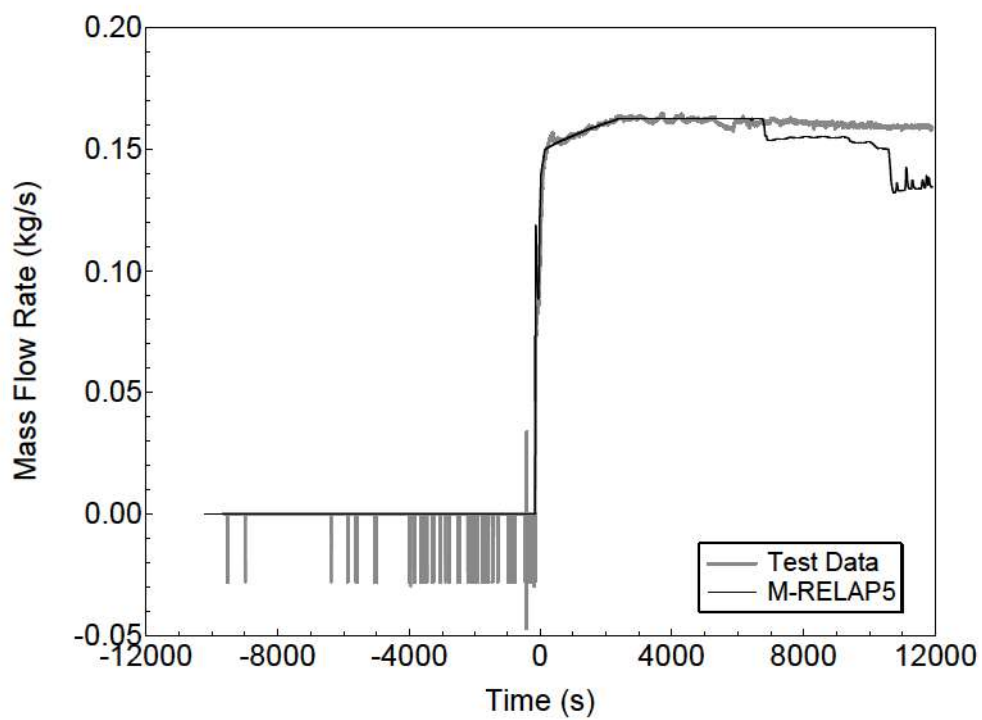


図 4-50 SI 流量 (ループ 3)

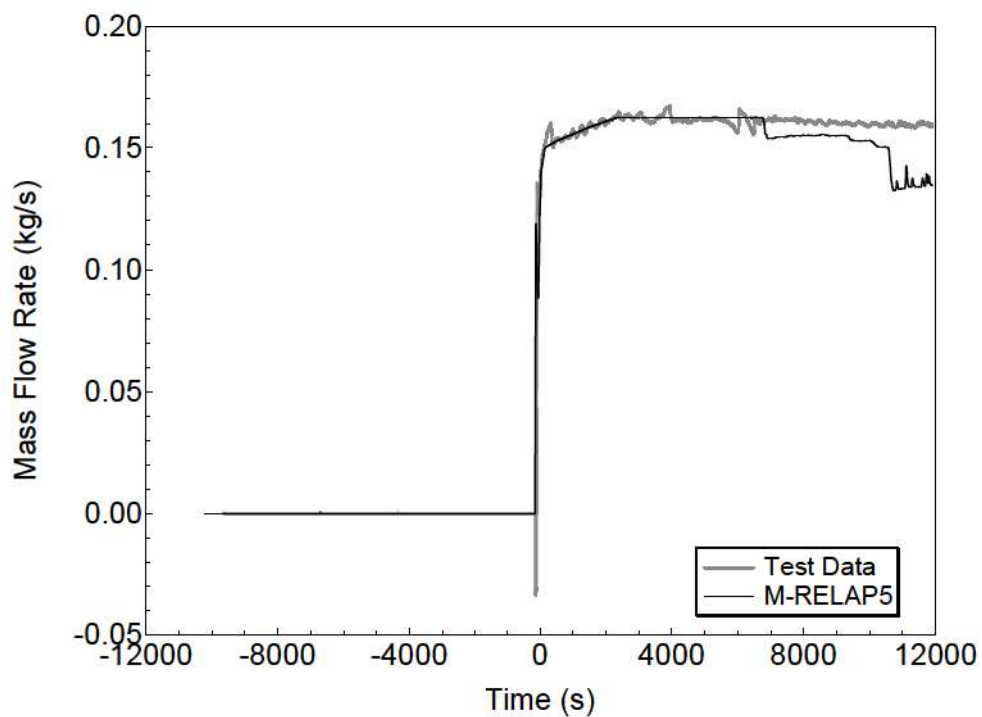


図 4-51 SI 流量 (ループ 4)