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。

（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　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードのECCS再循環機能喪失への適用性について 1-161

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コード[1]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、ＲＷＳＴ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、SG２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（RHR 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蓄圧タンクからほう酸水を炉心に注水し、炉心水位を確保する。さらに、代替交流電源の確立後は、ＲＷＳＴ等を水源とした代替注入設備等による１次冷却材の補給を維持することで、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、停止時の崩壊熱除去機能喪失（RHR による停止時冷却機能喪失）と同様に、「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。

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の流出」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－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５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]

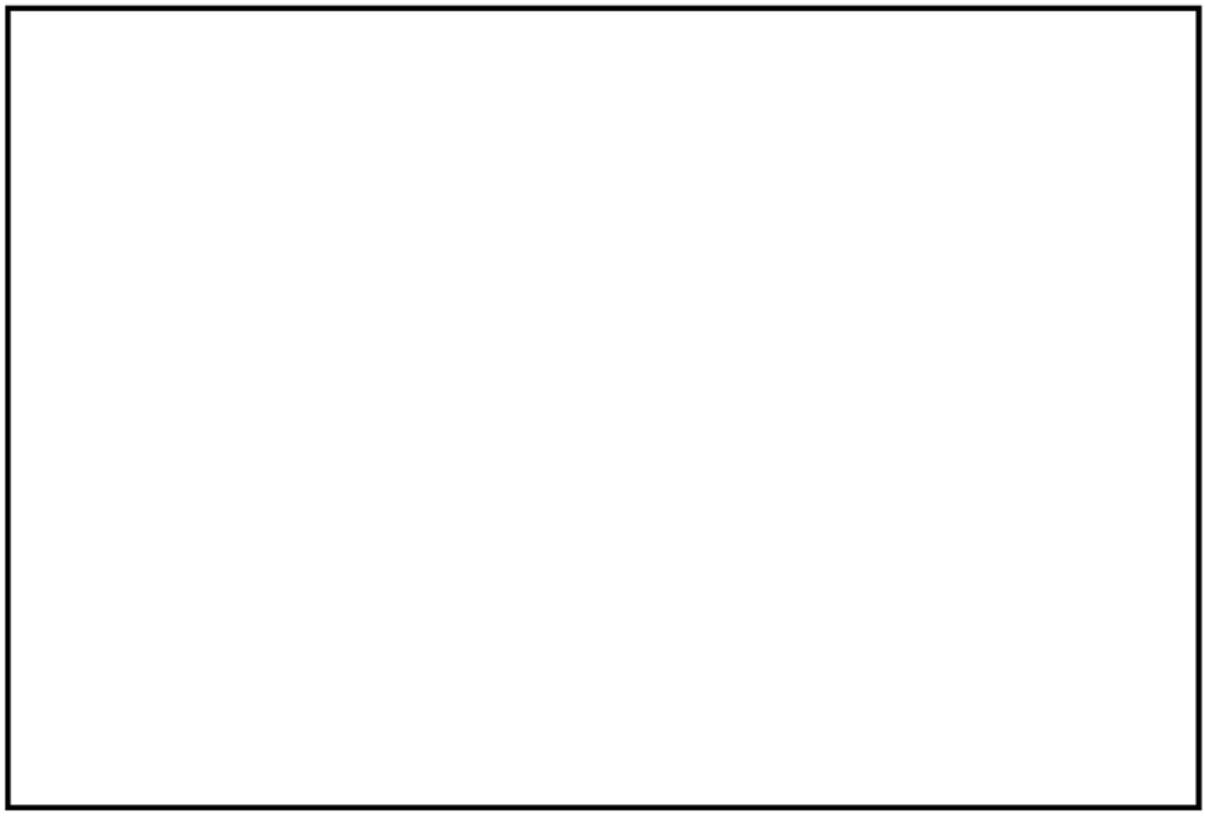
(22) 構造材との熱伝達[１次冷却系]

(23) ほう素濃度変化[１次冷却系]

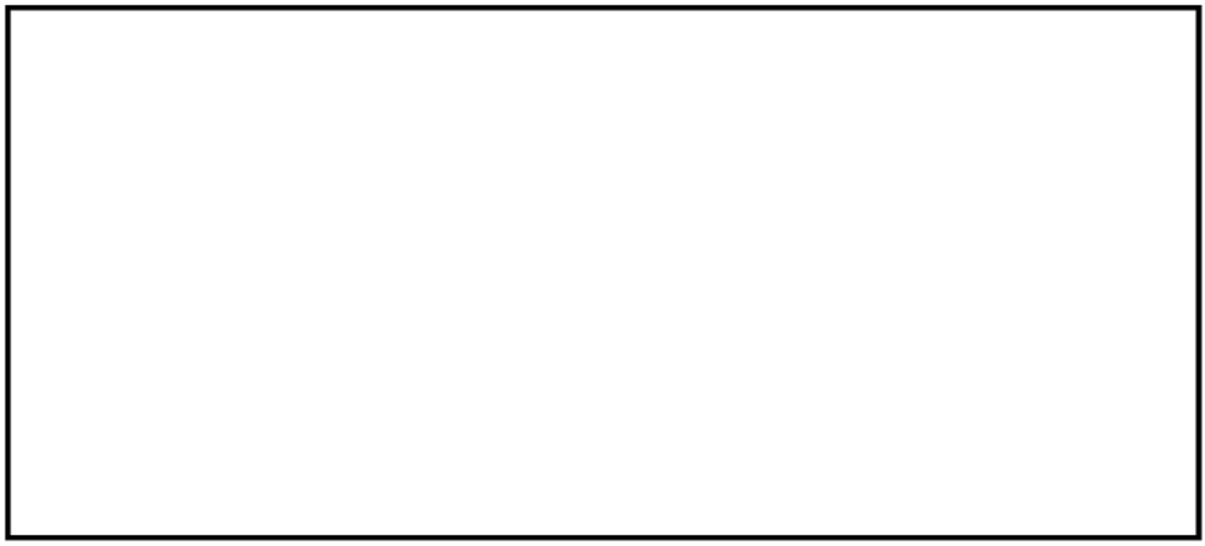
(24) ECCS 強制注入（充てん系含む）[１次冷却系]

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	
							インターフェイスシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
			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
炉心(核)	(1)	核分裂出力	L	L	L	L	L	L
	(2)	反応度帰還効果	L	L	L	L	L	L
	(3)	制御棒効果	L	L	L	L	L	L
	(4)	崩壊熱	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
炉心(燃料)	(5)	燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達	M	M	M	**H**	M	M
	(7)	限界熱流束（CHF）	L	L	L	L	L	L
	(8)	燃料被覆管酸化	L	L	L	M	L	L
	(9)	燃料被覆管変形	L	L	L	L	L	L
炉心(熱流動)	(10)	沸騰・ボイド率変化	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(11)	気液分離（水位変化）・対向流	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(12)	気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L
	(13)	圧力損失	L	L	L	L	L	L
	(14)	ほう素濃度変化	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
	(16)	冷却材流量変化（自然循環時）	L	**H**	**H**	L	**H**	**H**
	(17)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(18)	沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	M	M	M	M	L
	(19)	気液分離・対向流	L	**H**	**H**	L	**H**	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)	**H**	M	M	**H**	**H**	**H**
	(25)	ECCS蓄圧タンク注入	M	**H**	**H**	**H**	M	I
加圧器	(26)	気液非平衡	**H**	I	I	I	L	L
	(27)	水位変化	**H**	L	L	L	L	L
	(28)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	**H**	I	I	I	**H**	**H**
蒸気発生器	(29)	1次側・2次側の熱伝達	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(30)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	L	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**
	(31)	2次側水位変化・ドライアウト	**H**	I	I	I	I	I
	(32)	2次側給水（主給水・補助給水）	I	**H**	**H**	**H**	**H**	**H**

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		崩壊熱除去機能喪失（RHR による停止時冷却機能喪失） 炉心水位 (燃料被覆管温度)	全交流動力電源喪失 炉心水位 (燃料被覆管温度)	原子炉冷却材の流出 炉心水位 (燃料被覆管温度)
炉心 (核)	(4)	崩壊熱	**H**	**H**	**H**
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・ボイド率変化	**H**	**H**	**H**
	(11)	気液分離（水位変化）・対向流	**H**	**H**	**H**
	(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	**H**
	(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）	**H**	**H**	**H**
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入	**H**	**H**	I

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５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ＲＥＬＡＰ５－３Ｄ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。ＲＥＬＡＰ５－３Ｄ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ェット/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、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、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。

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

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

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

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、蒸気の存在は無視する。
・液相は熱容量が大きく、質量も大きいため、等温として扱う。
・液相流れは慣性、壁面摩擦、形状圧力損失、及び重力の効果を考慮する。

(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無くなり、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分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－ＲＥＬＡＰ５コードでは、破断口からの臨界流について、ＲＥＬＡＰ５－３Ｄ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。

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

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：ポリトロープ指数

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、径方向 1 次元の熱伝導方程式を解くことで、炉心を流れる冷却材に伝達される。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－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５コードでは、ＲＥＬＡＰ５－３Ｄ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－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５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、[redacted]

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。

[redacted]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ため、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 σ_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－ＲＥＬＡＰ５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[14]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ので、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－ＲＥＬＡＰ５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。

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。

(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

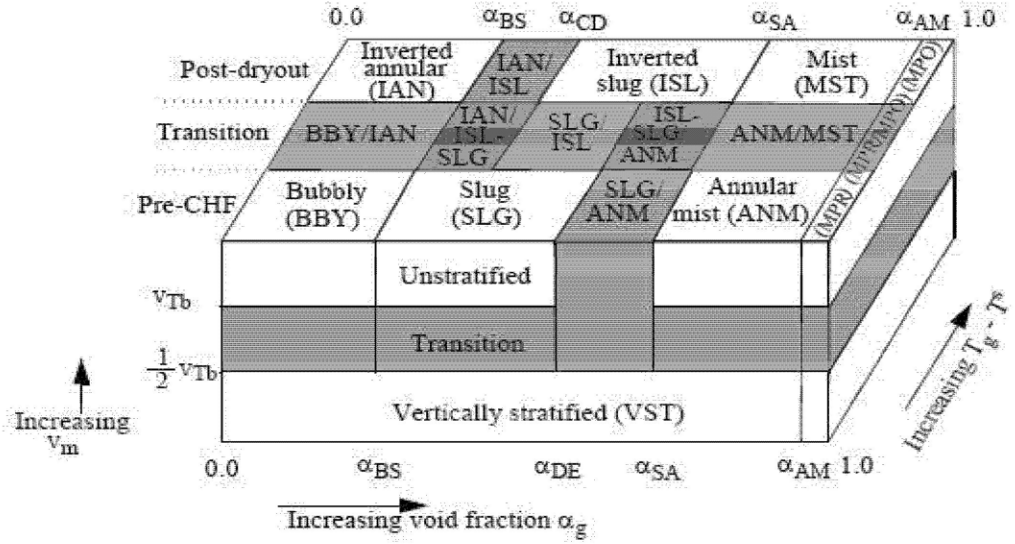
項　目		計算モデル
１次系モデル	１次系のモデリング	１次系を多数のノードに分割 （ボリュームジャンクション法）
	流動の基本式 （２流体モデル）	非定常２流体６保存 気液各相に対し下記保存則を適用 ・質量保存則 ・エネルギ保存則 ・運動量保存則
	数値解法	半陰解法
	流動様式	水平方向、垂直方向で複数の流動様式を模擬 各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、界面摩擦を計算
	ボイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬（EPRI のモデル等）
	破断流モデル	サブクール臨界流：Henry-Fauske モデル 二相臨界流　　：Moody モデル （ECCS 性能評価指針に適合するモデル）
	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 ・蒸気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-m²	熱流束 kW/m²	試験点数	EPRI モデル 平均誤差	EPRI モデル 標準偏差
Nylund	6&36 ロッドバンドル	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 ロッドバンドル	13.4	3.8	1.34 - 5.45	12.5 - 22	27.5, 44	37	-0.041	0.038
Anklam	64 ロッドバンドル	10.7	3.7	3.86 - 8.07	3 - 29.1	10.8 - 74.8	53	-0.009	0.074
Hall-Ardron	19 ロッドバンドル	33	0.46	0.1 - 0.4	0.02 - 0.65	1.1 - 41.4	18	0.045	0.032
Wong-Hochreiter	117 ロッドバンドル	11	3.7	0.14 - 0.41	14	26	14	0.009	0.071
Jowitt	61 ロッドバンドル	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	Sellars[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

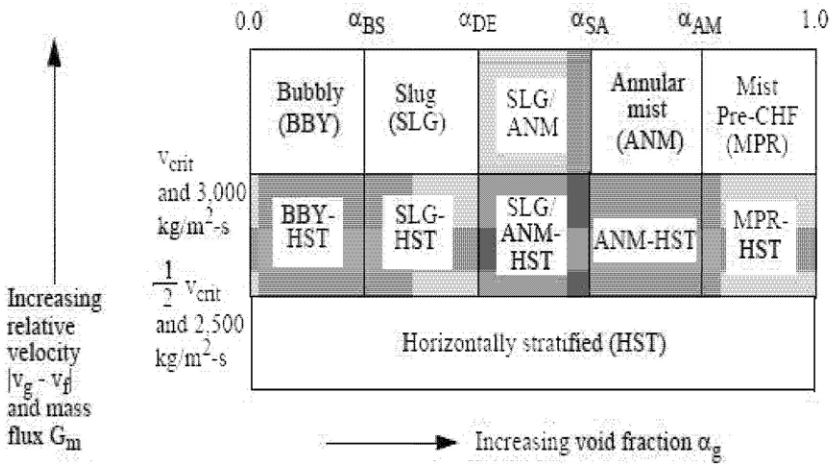
ＩＳＬ：逆スラグ流

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

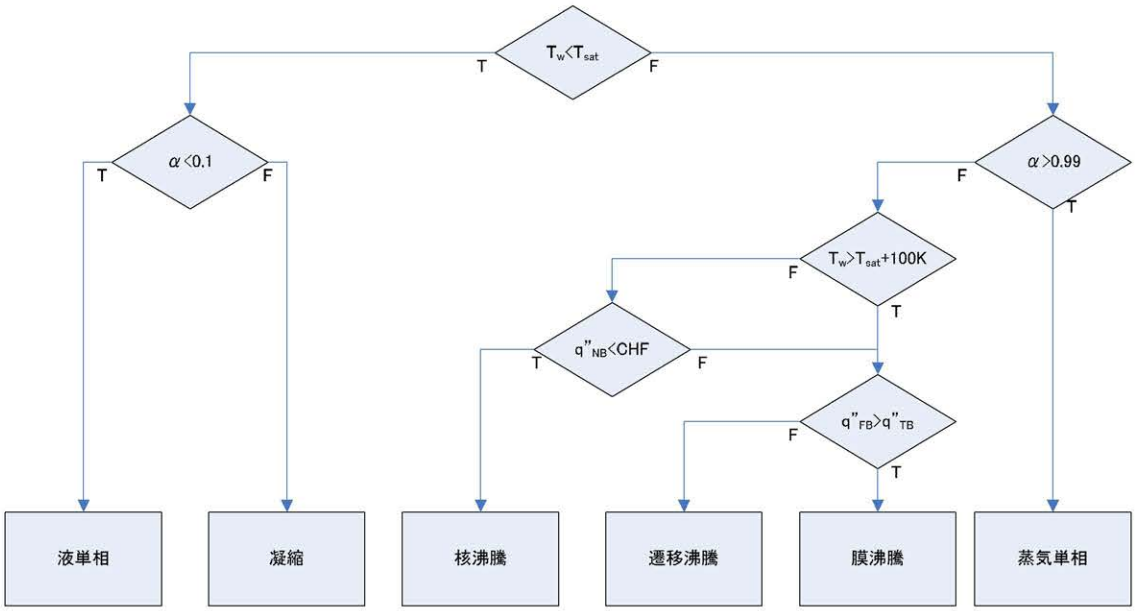
ＳＬＧ：スラグ流

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

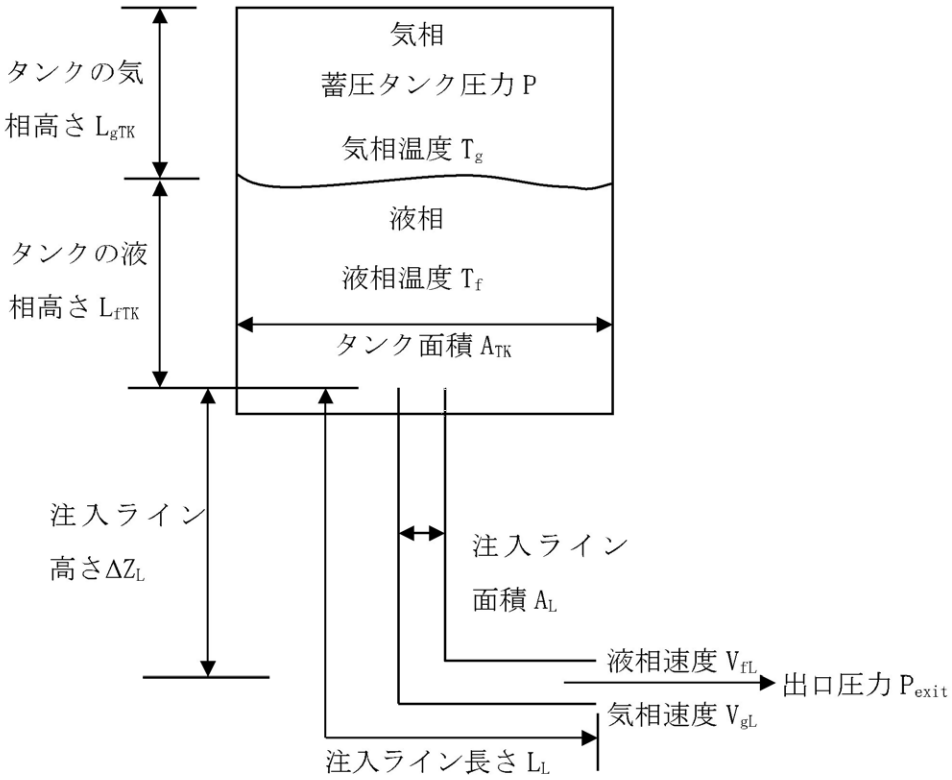


図 3-4　蓄圧タンクモデル

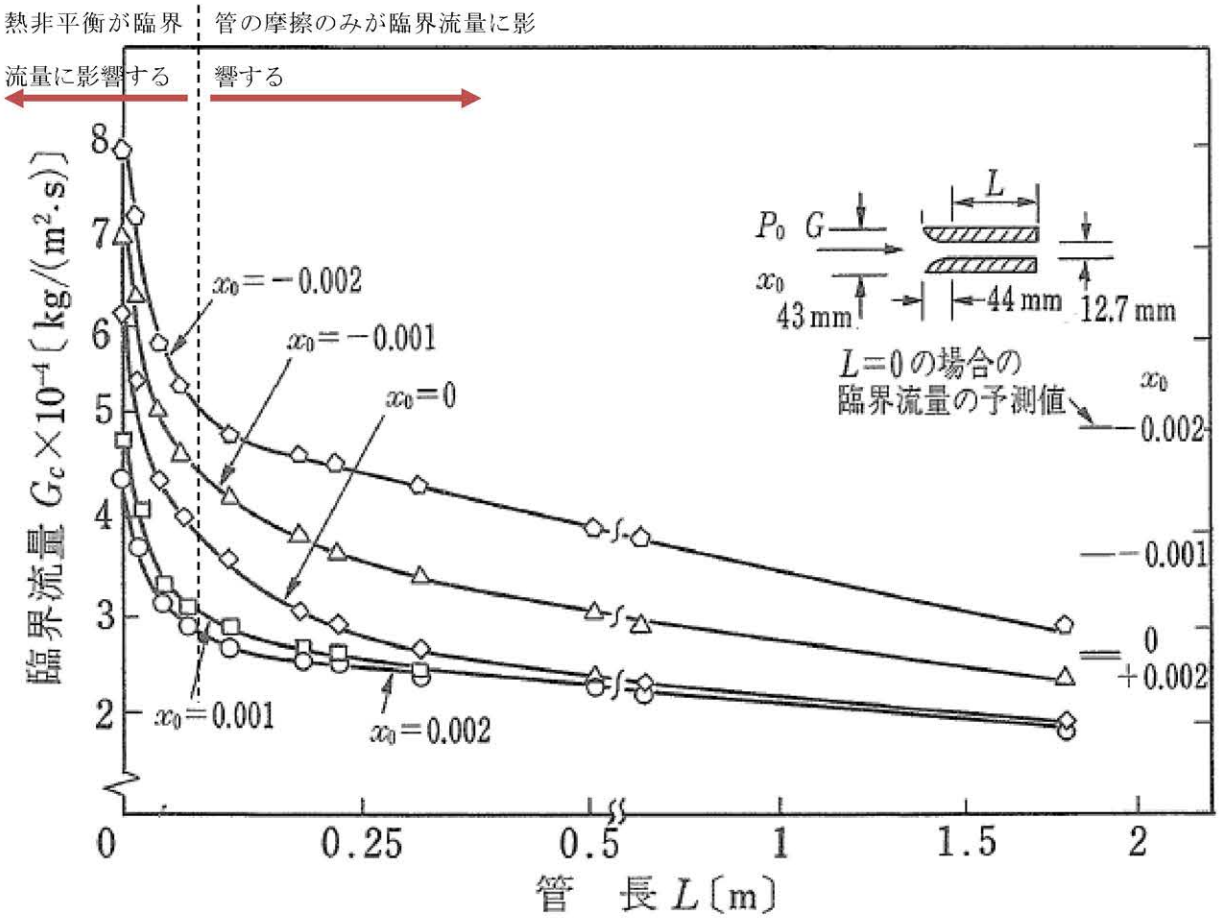


図 3-5　臨界流量の管長による変化

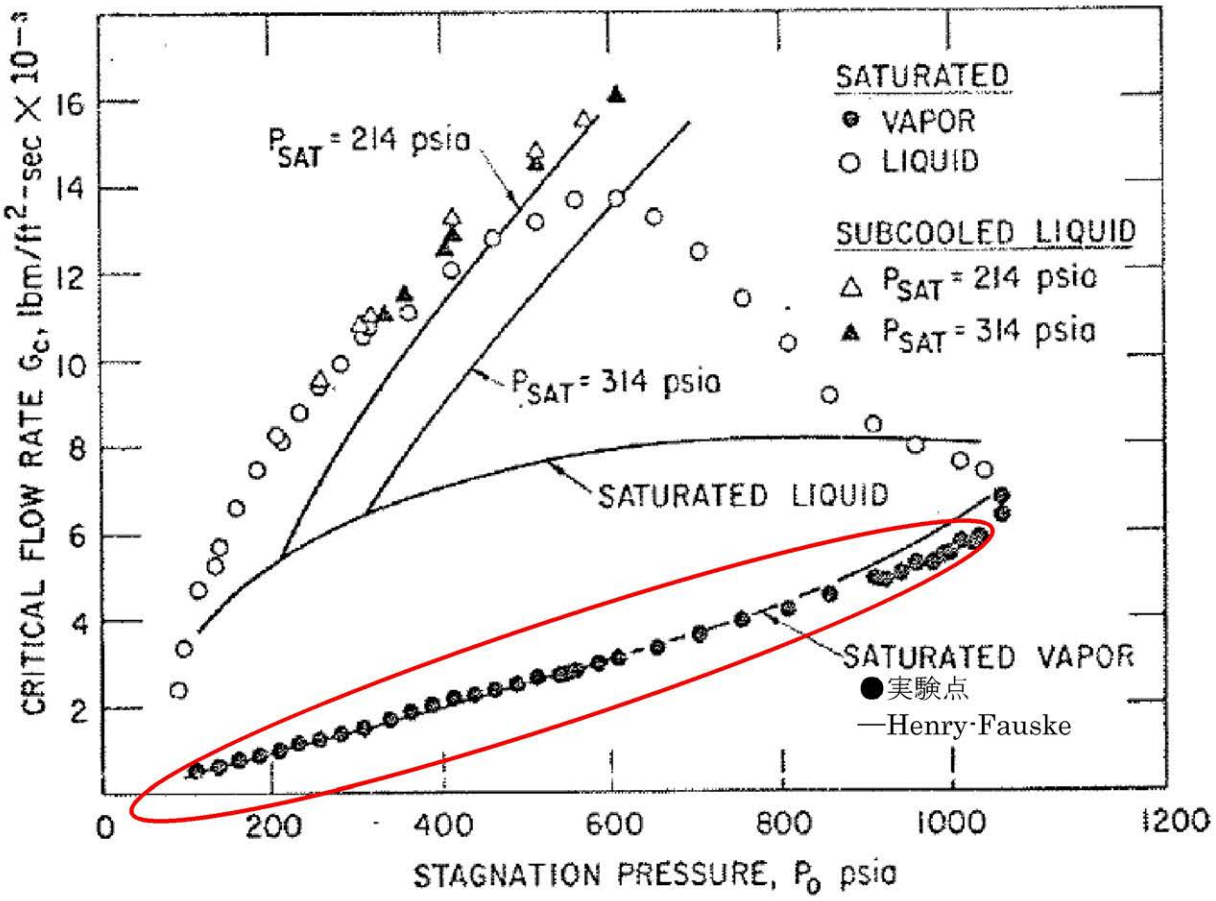


図 3-6　Henry-Fauske 臨界流量の不確かさ

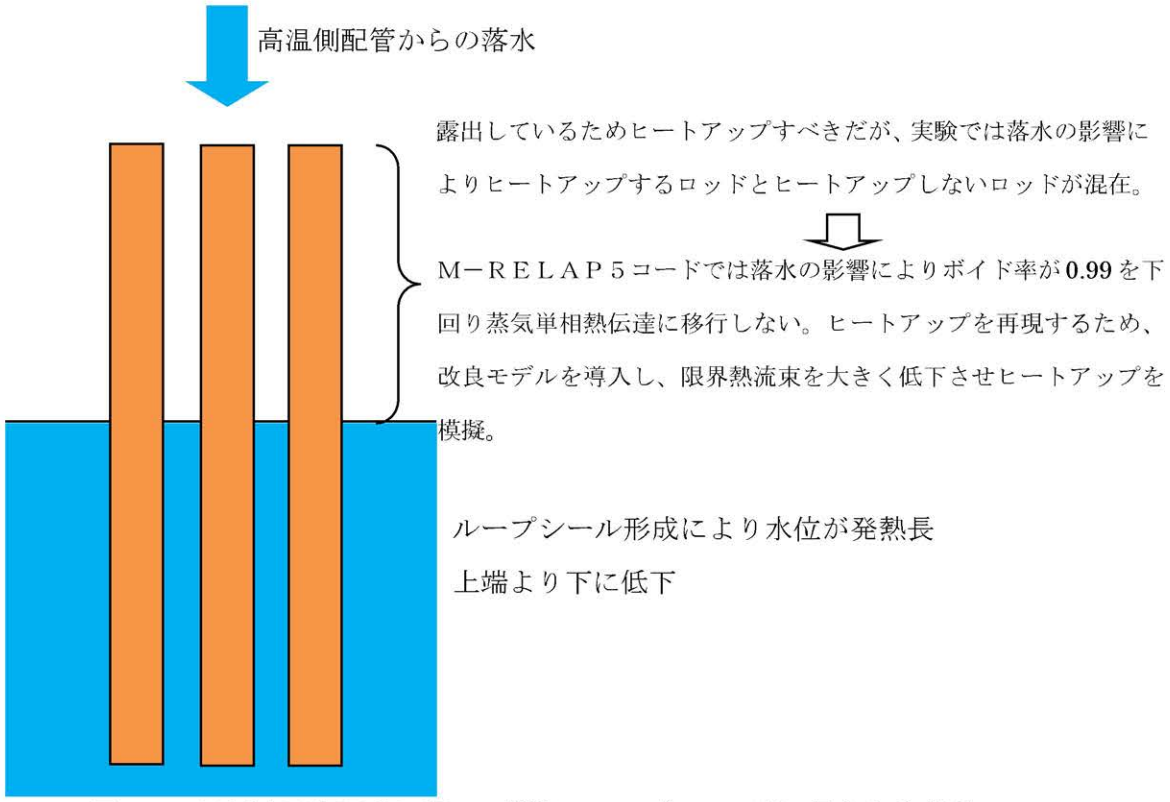


図 3-7　ROSA/LSTF SB-CL-18 試験のループシール時に見られた挙動

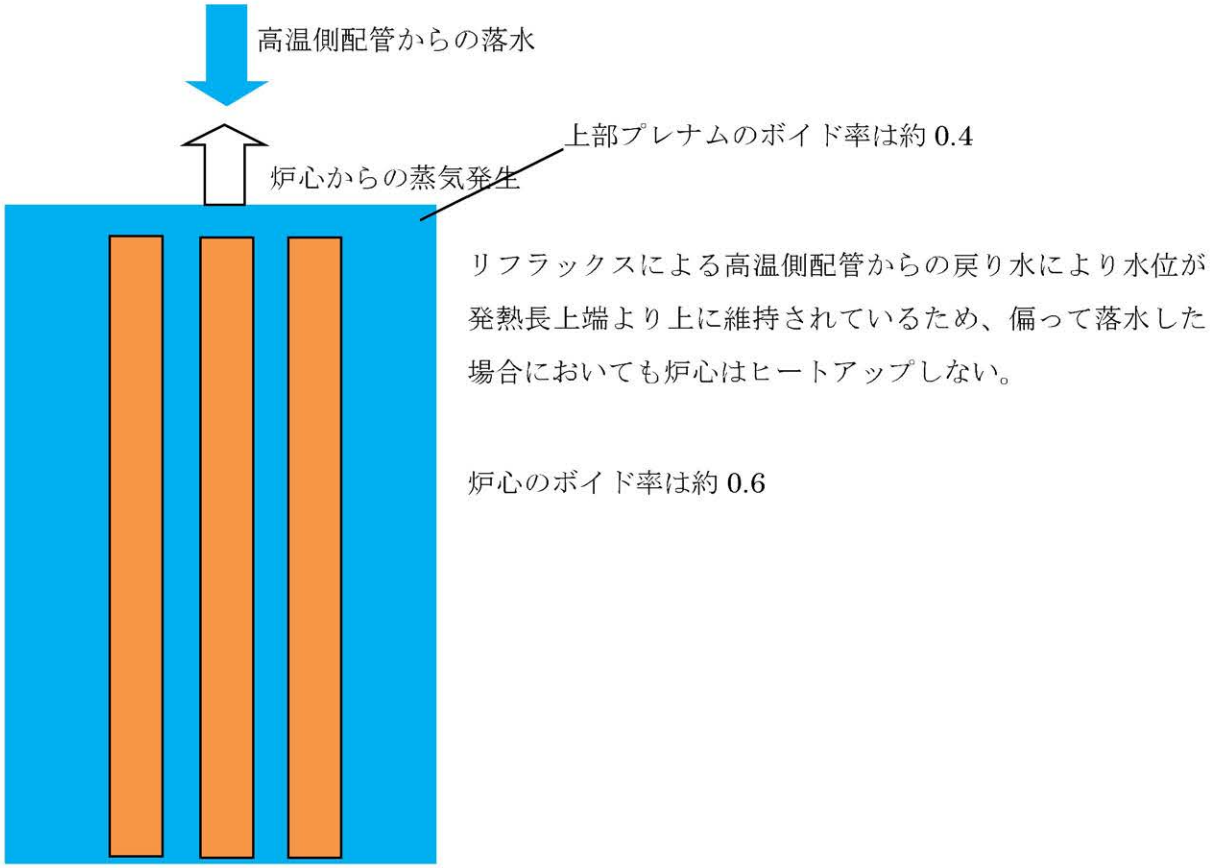


図 3-8　実機の RCP シール LOCA 解析でのリフラックス冷却時の炉心の流況

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り、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ので公開できません。

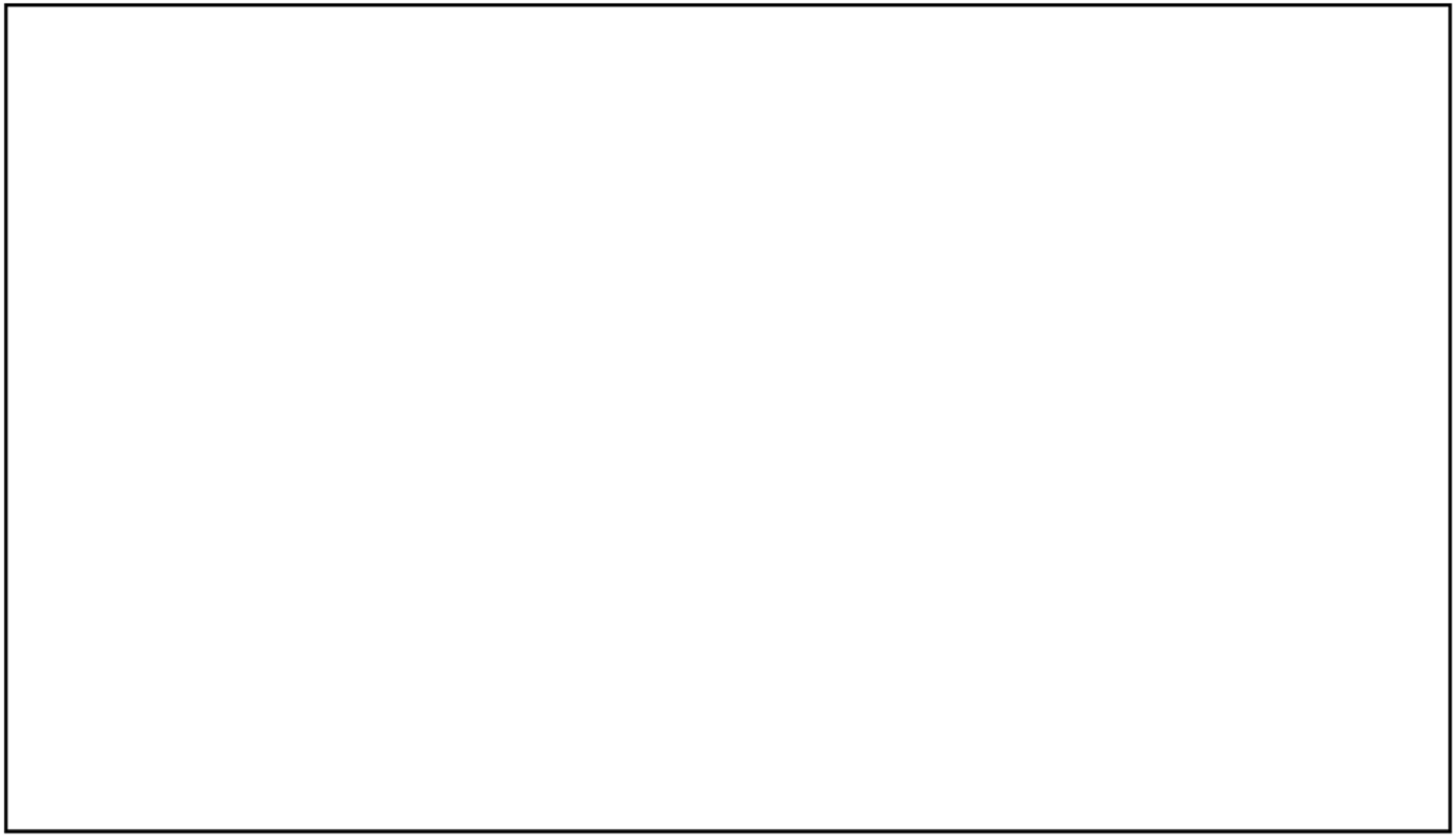


図 3-9　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード　ノード分割図（3 ループプラントの例）　[A,B ループ]

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。

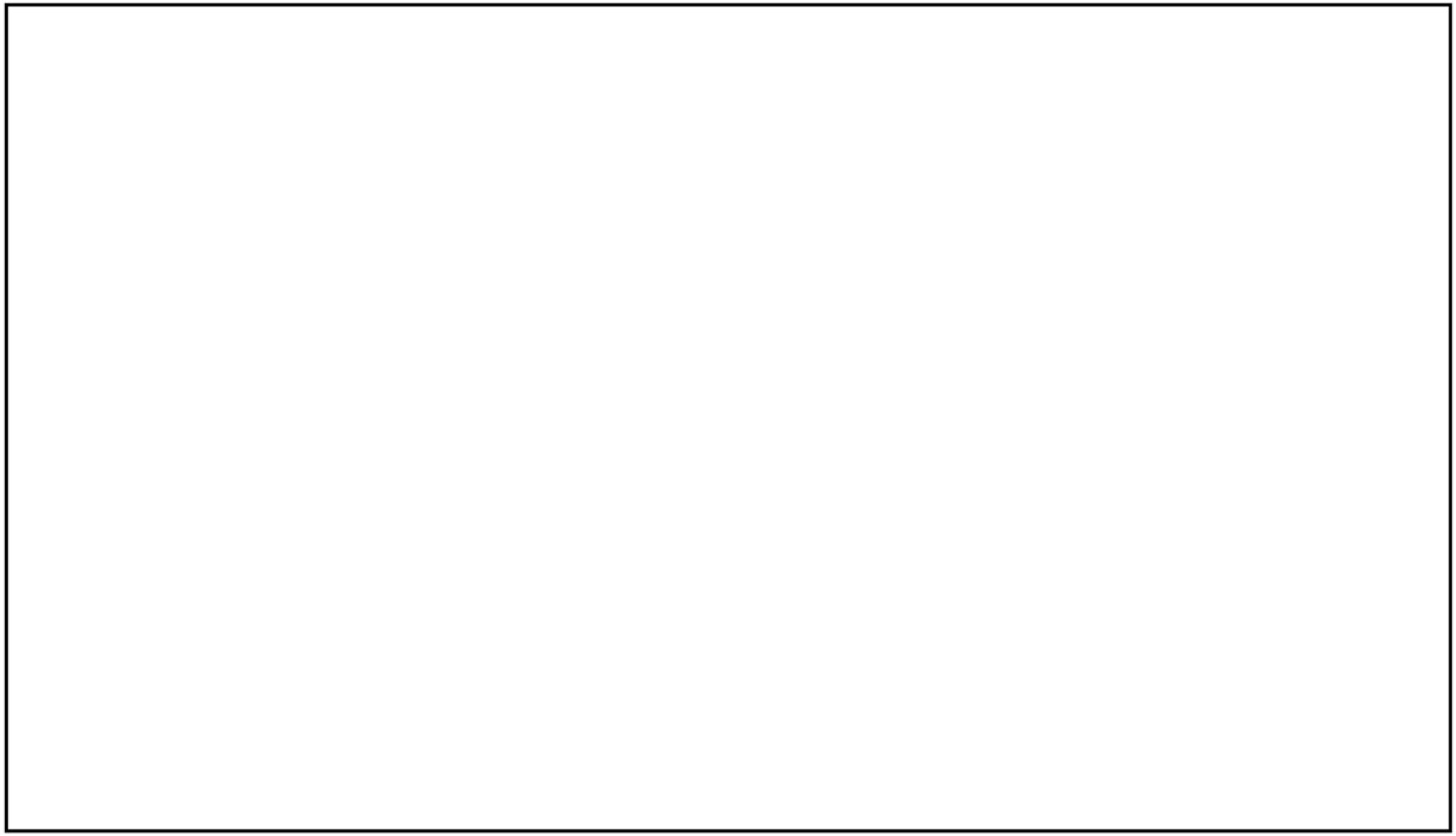


図 3-10　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード　ノード分割図（3 ループプラントの例）　[C ループ]

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。

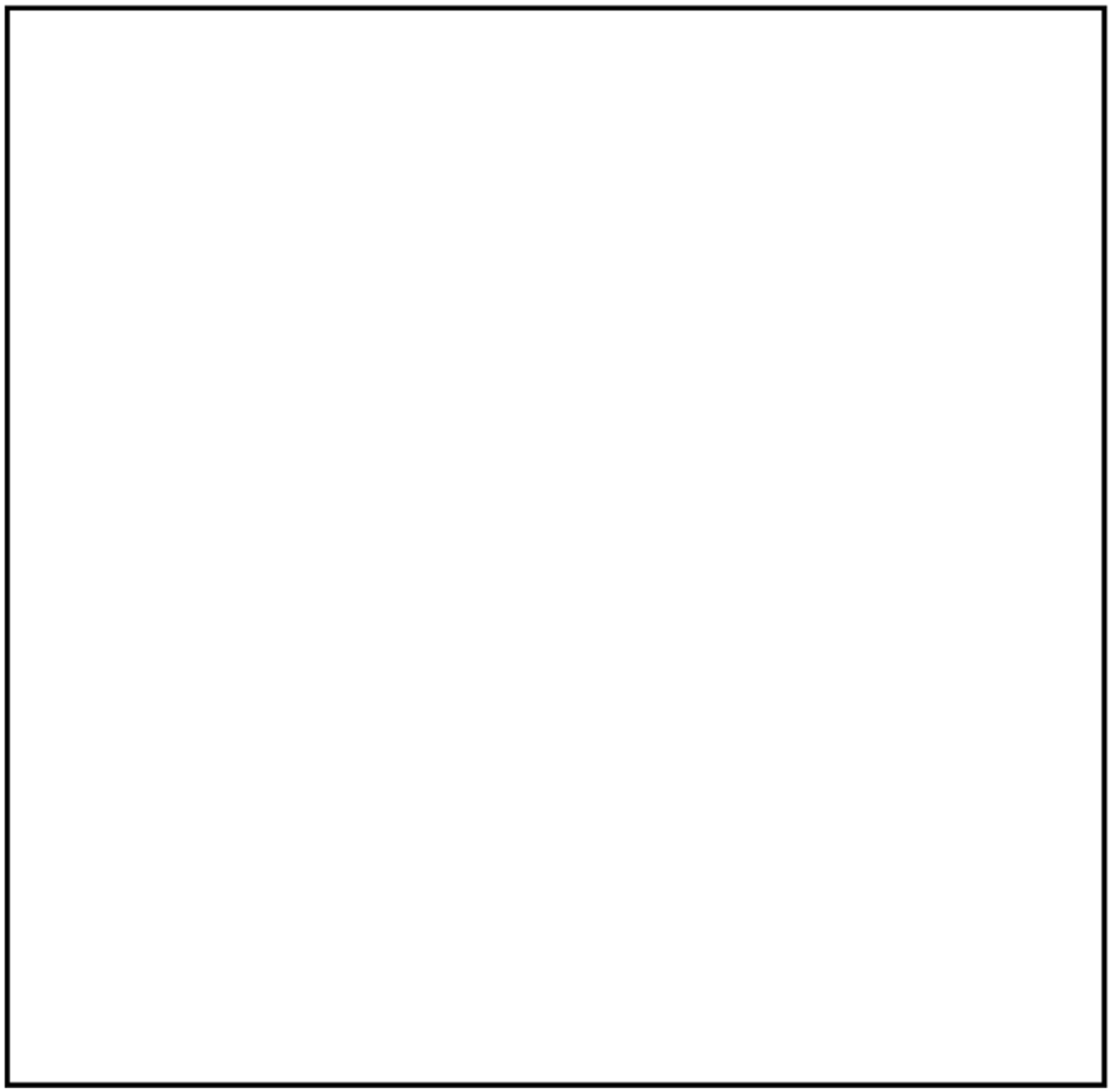


図 3-11　炉心ノード分割（3 ループプラントの例）

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

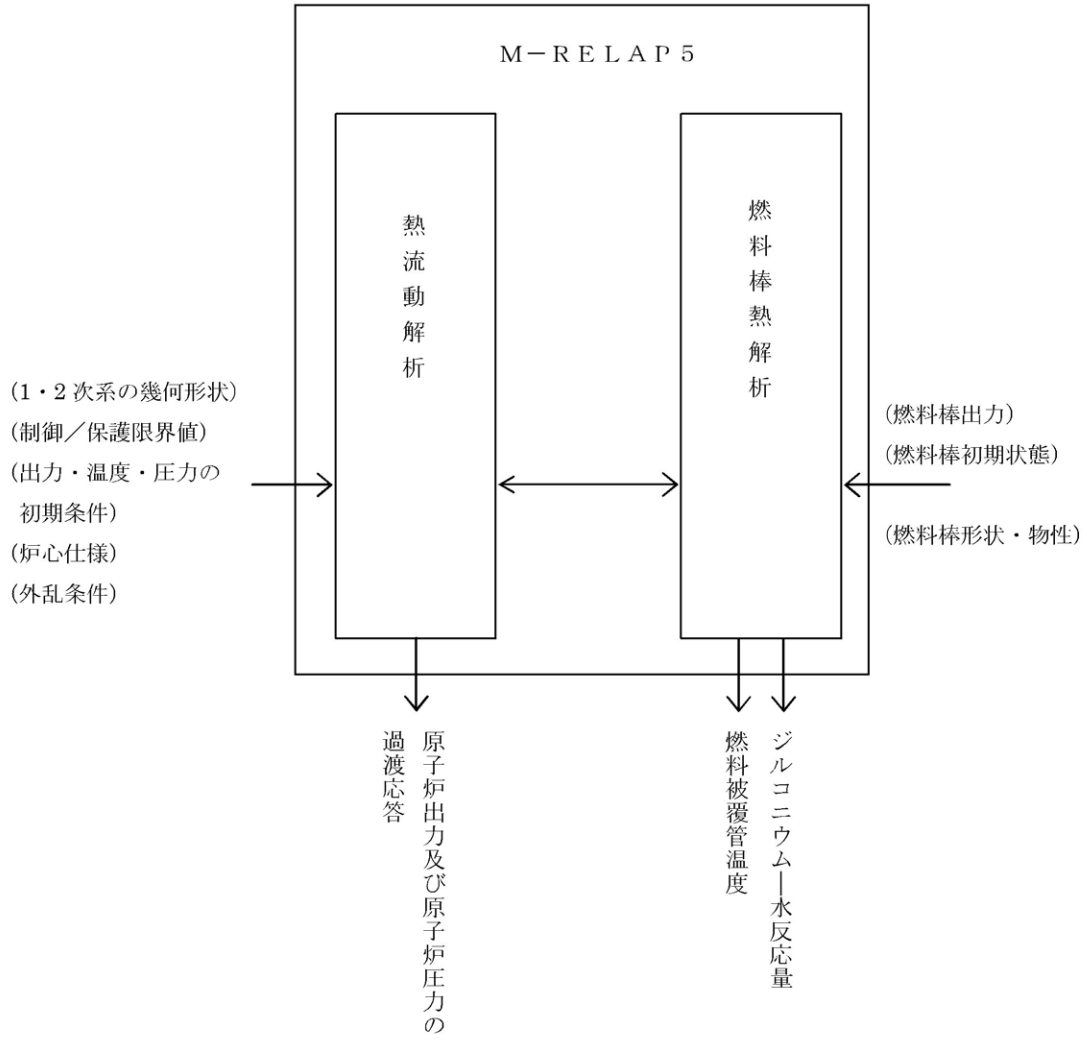


図 3-12　M－RELAP5コードの入出力

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－ＲＥＬＡＰ５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＋ＡＴＷＳ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－ＲＥＬＡＰ５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/THTF 試験解析	Marviken 試験解析	ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析	ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析	PKL/F1.1 試験解析	LOFT L6-1 試験解析	LOFT L9-3 試験解析	実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析（美浜２号機）
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	—	—	—
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	—	—	—	—	図 4-44	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	—	図 4-16	—	—	—	—	—	図 4-69
	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	—	—	—	—	—	図 4-57	図 4-61	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	—	—	図 4-32	図 4-39	—	—	図 4-62	—
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達 →１次系の温度及び圧力で確認	壁面熱伝達モデル	—	—	—	図 4-33	図 4-46 図 4-47	図 4-55 図 4-56	図 4-59 図 4-60	—
	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	—	—	—	—	—	—	図 4-63	—
	２次側給水（主給水・補助給水）*	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。試験の測定高さとノ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。

(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－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５コードは FRS 温度を高めに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－ＲＥＬＡＰ５コードによる解析では、軸方向に一様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－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５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･m²)	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ので公開できません。

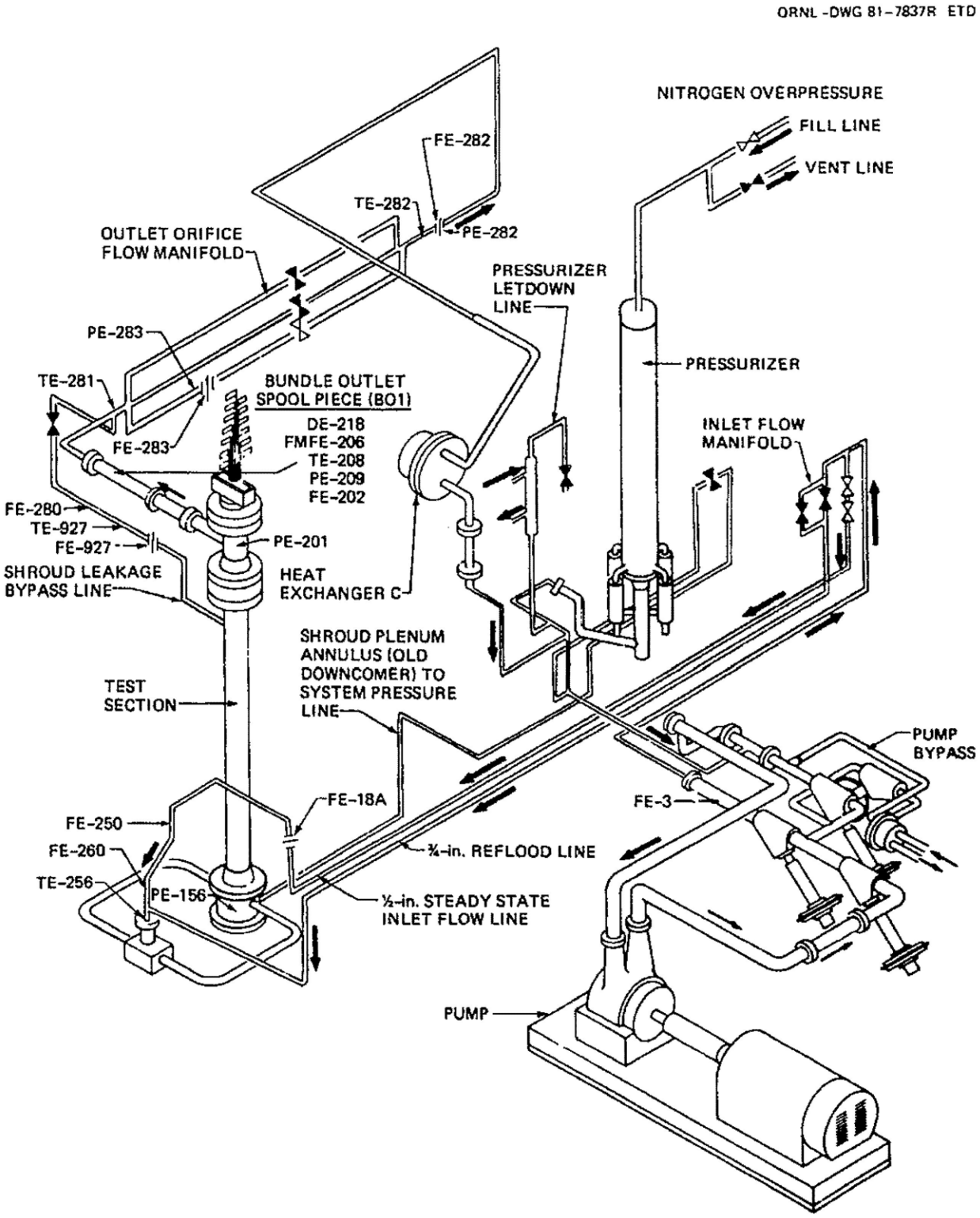


図 4-1　ORNL/THTF 試験装置

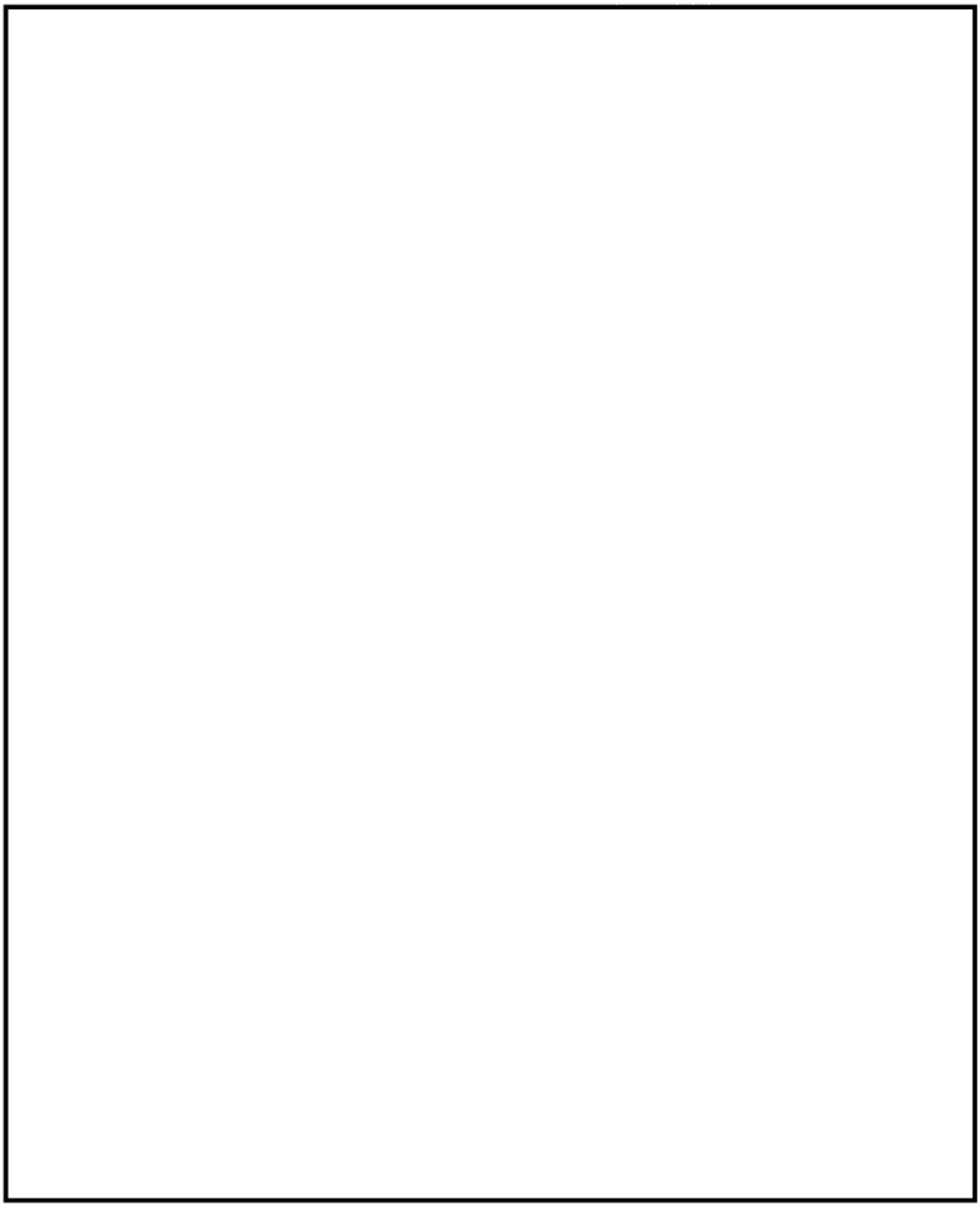


図 4-2　ORNL/THTF 試験解析のノーディング図

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。

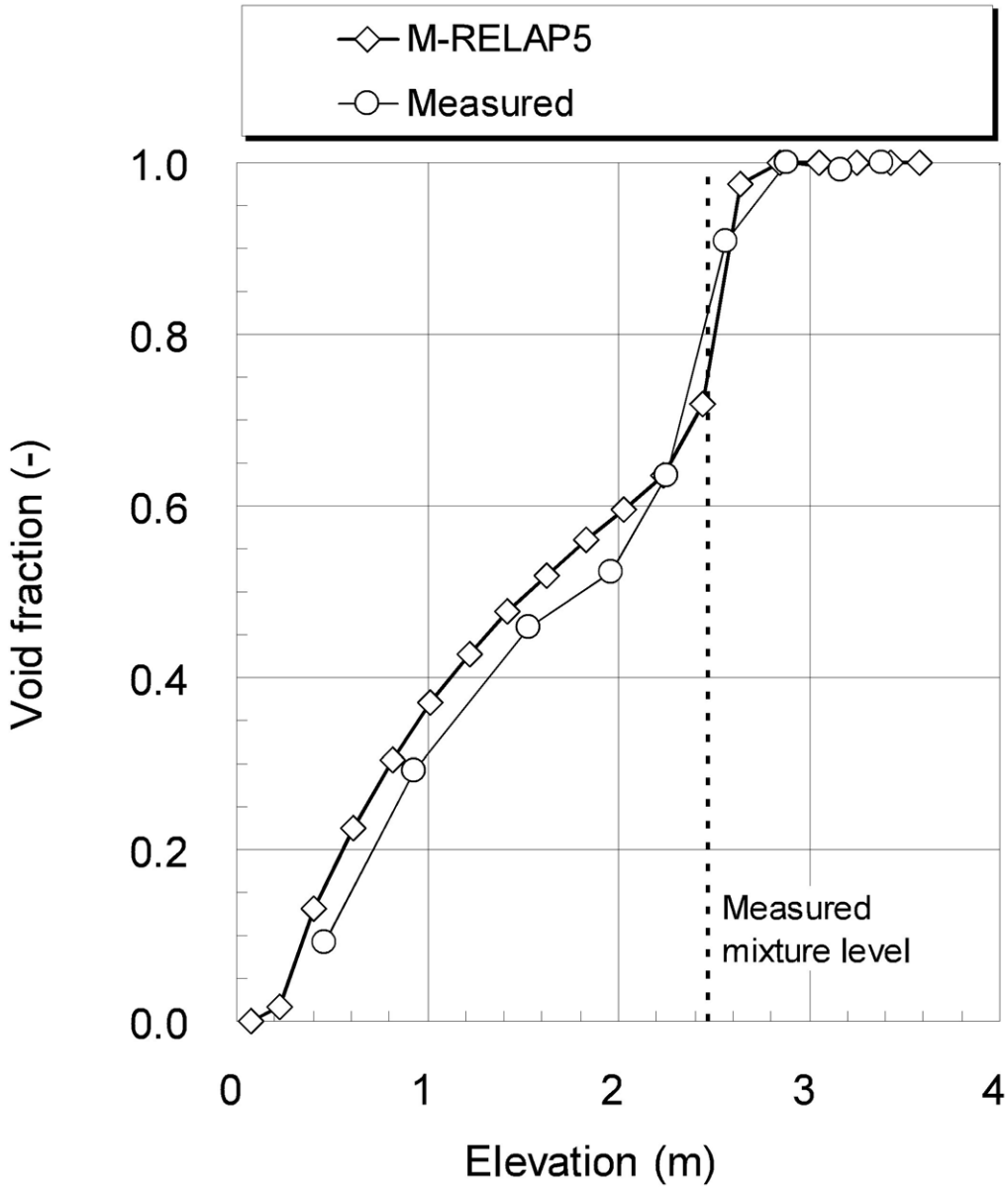


図 4-3　ボイド率比較図（Test 3.09.10J）

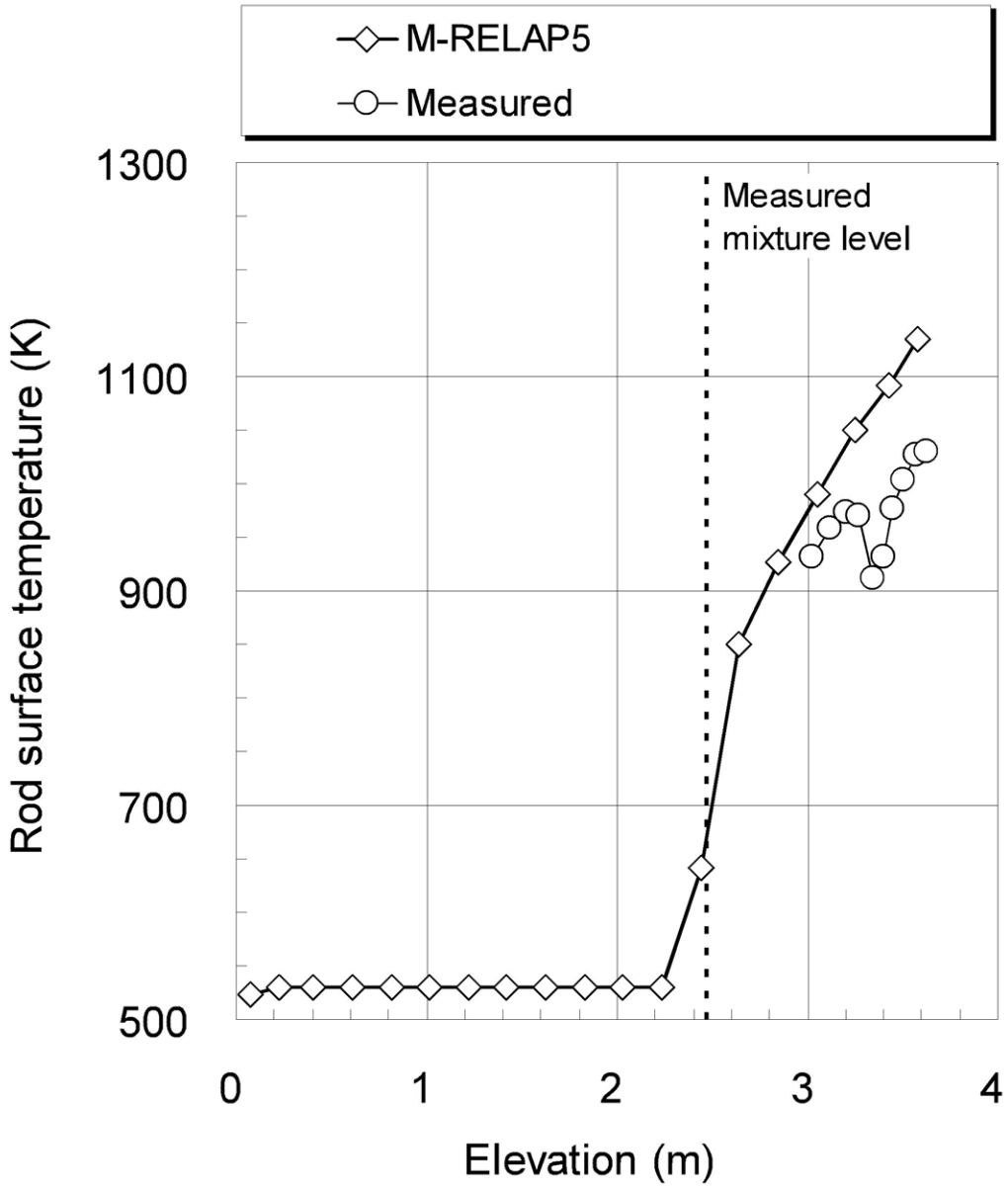


図 4-4　ヒータロッド表面（FRS）温度比較図（Test 3.09.10J）

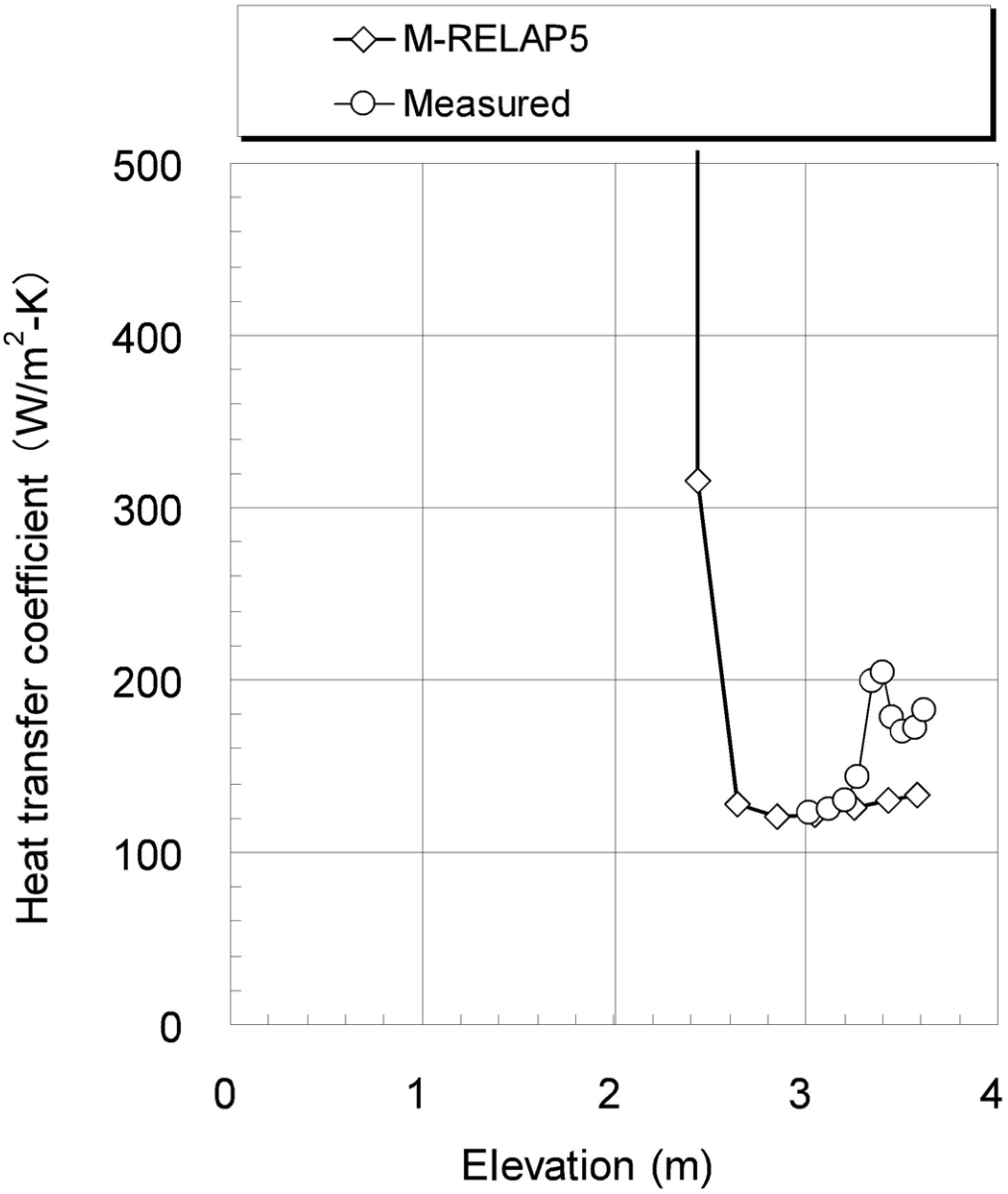


図 4-5　熱伝達係数比較図（Test 3.09.10J）

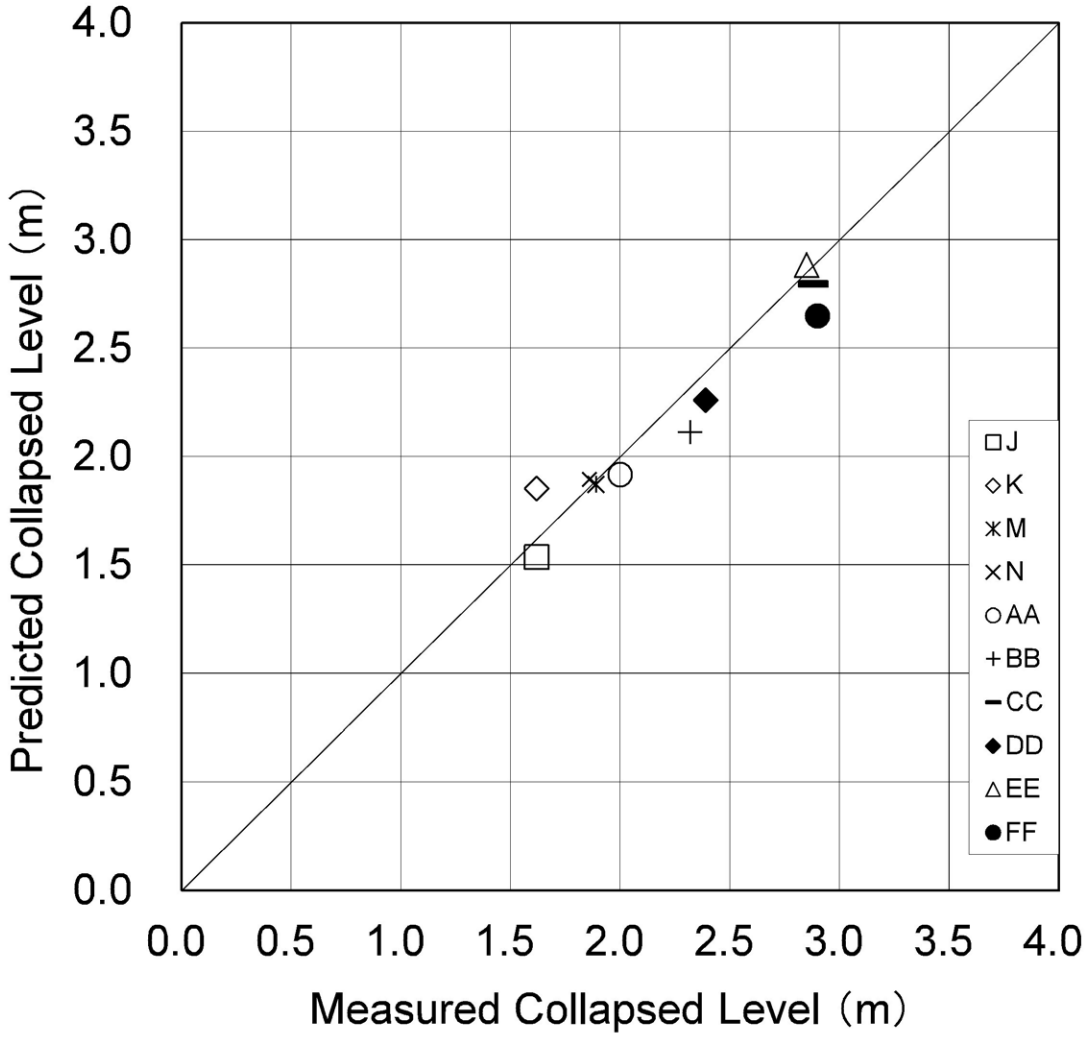


図 4-6　コラプスト水位比較

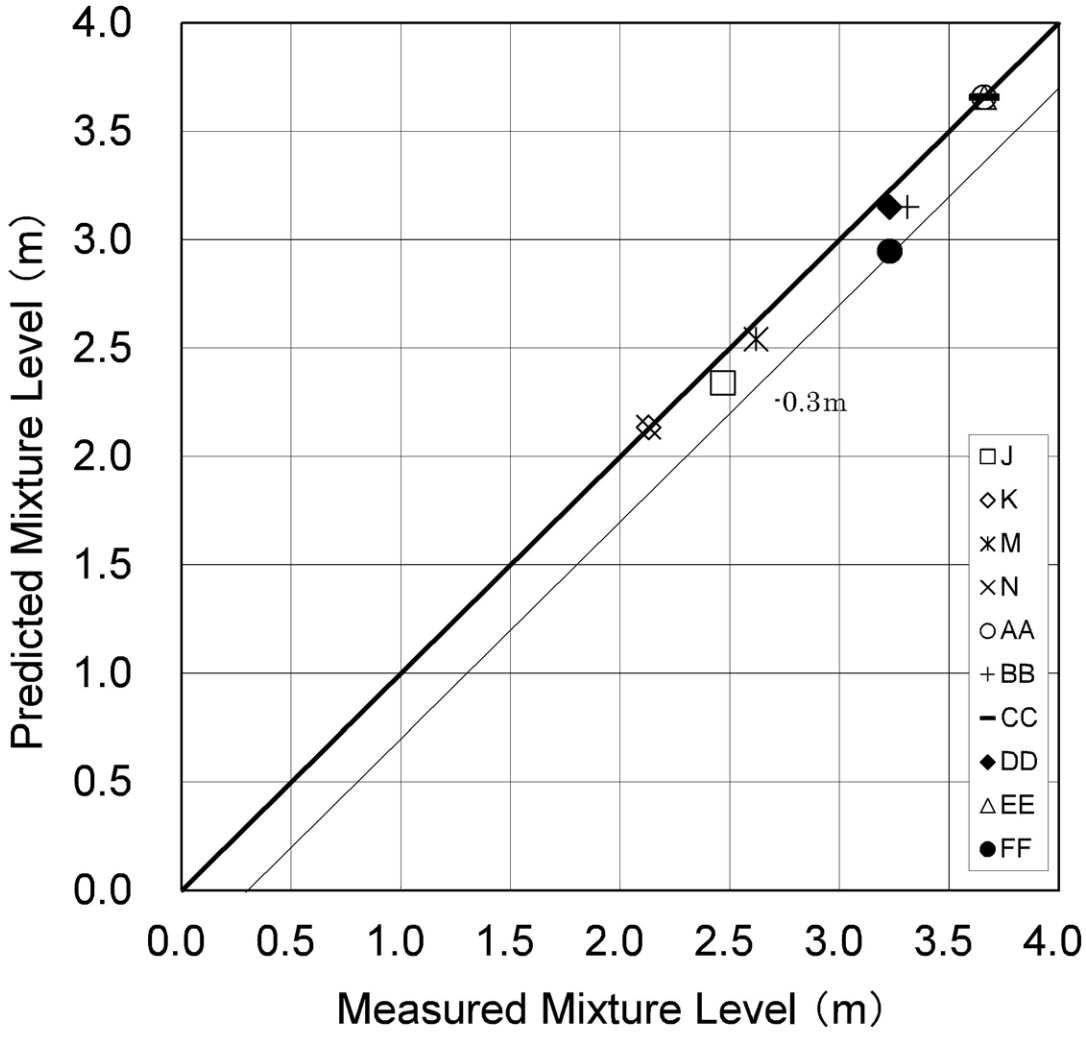

Predicted Mixture Level (m)
Measured Mixture Level (m)
4.0
3.5
3.0
2.5
2.0
1.5
1.0
0.5
0.0
0.0
0.5
1.0
1.5
2.0
2.5
3.0
3.5
4.0
-0.3m
J
K
M
N
AA
BB
CC
DD
EE
FF

図 4-7　二相水位比較

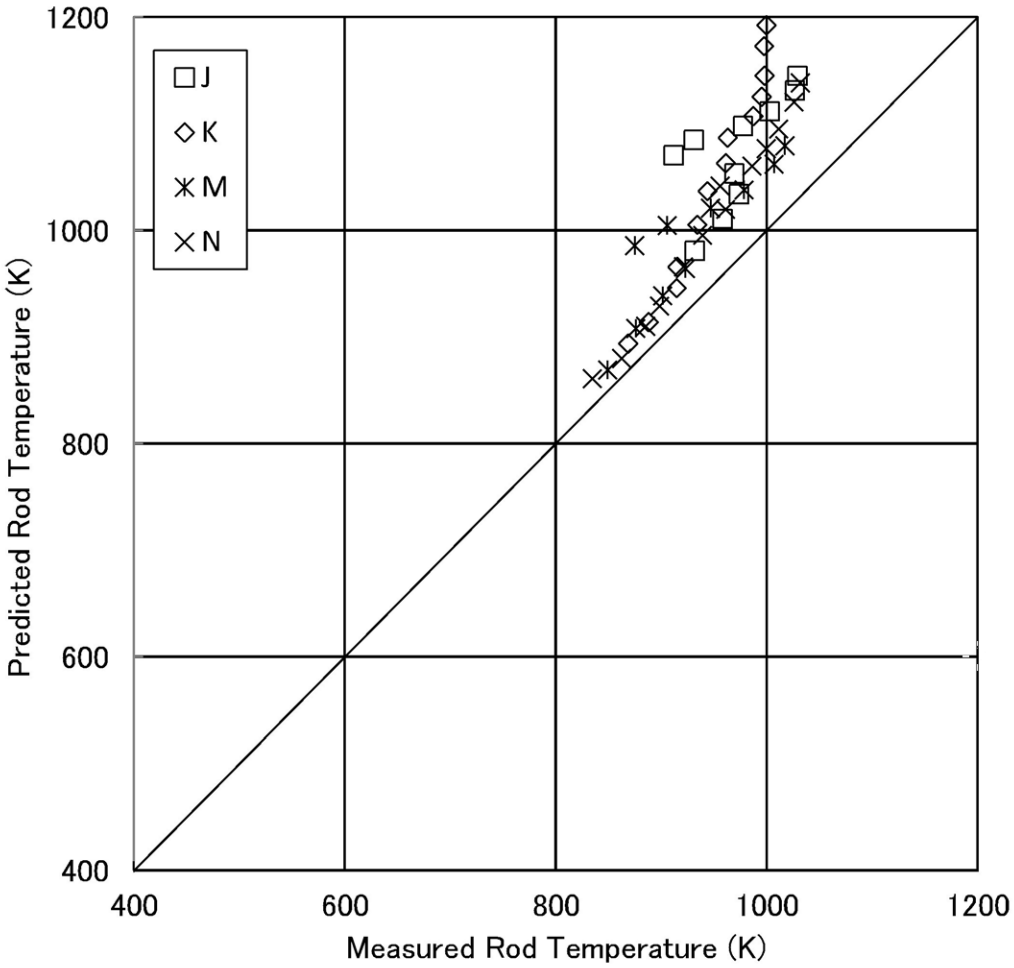


図 4-8　ヒータロッド表面（FRS）温度比較

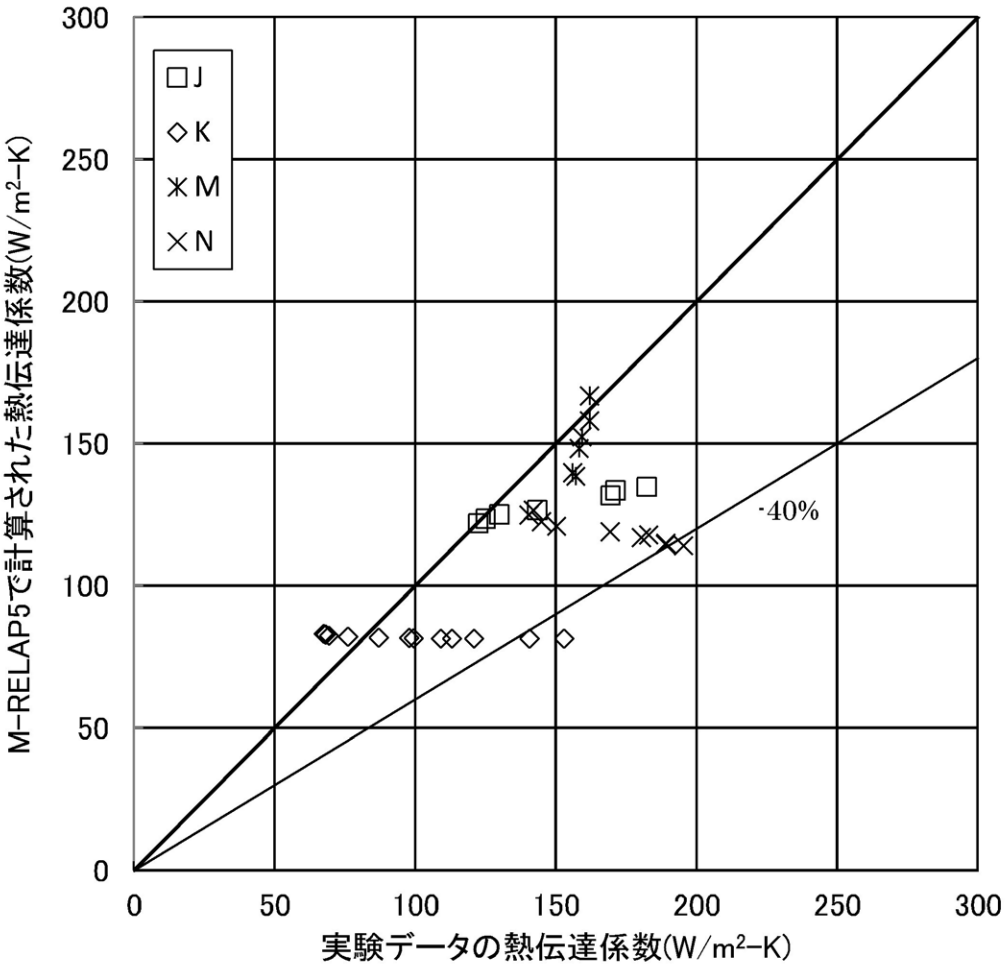

□J
◇K
✳M
×N
-40%
M-RELAP5で計算された熱伝達係数(W/m²-K)
実験データの熱伝達係数(W/m²-K)
0
50
100
150
200
250
300

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に使用される。

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ー状に広がっており、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の設計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－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５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り、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５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－ＲＥＬＡＰ５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/m^{2}s で起こる。そのことは、図 4-16で約 25,000~30,000kg/m^{2}s で相関の傾向が切り替わっていることからも確認できる。図 4-16の中の 30,000kg/m^{2}s 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/m^{2}s 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 (℃)	初期サブクール度 (℃)	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ので公開できません。

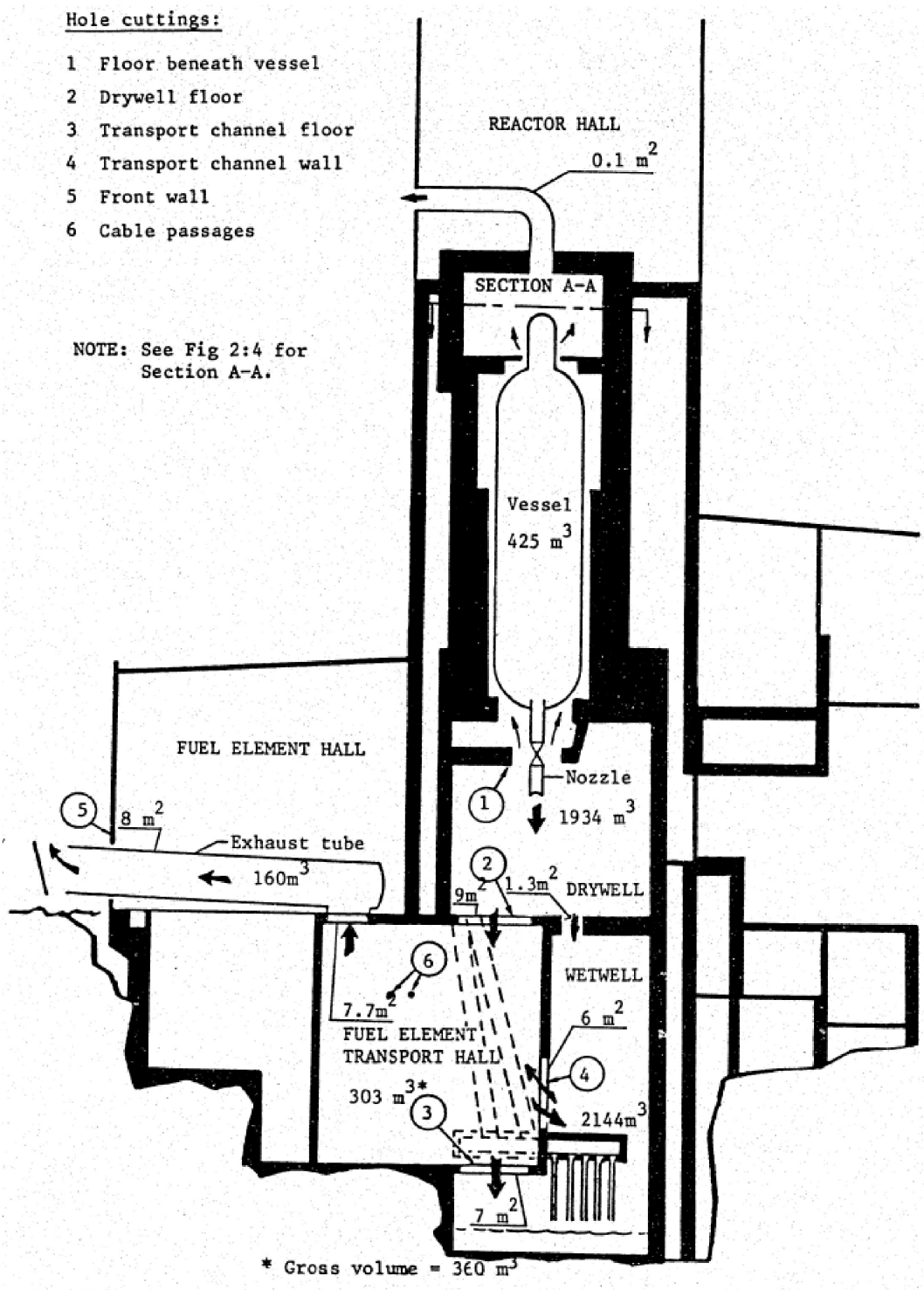


Fig 2:1 Outline diagram of the facility, including flow paths during the CFT

図 4-10 Marviken 臨界流試験装置概観

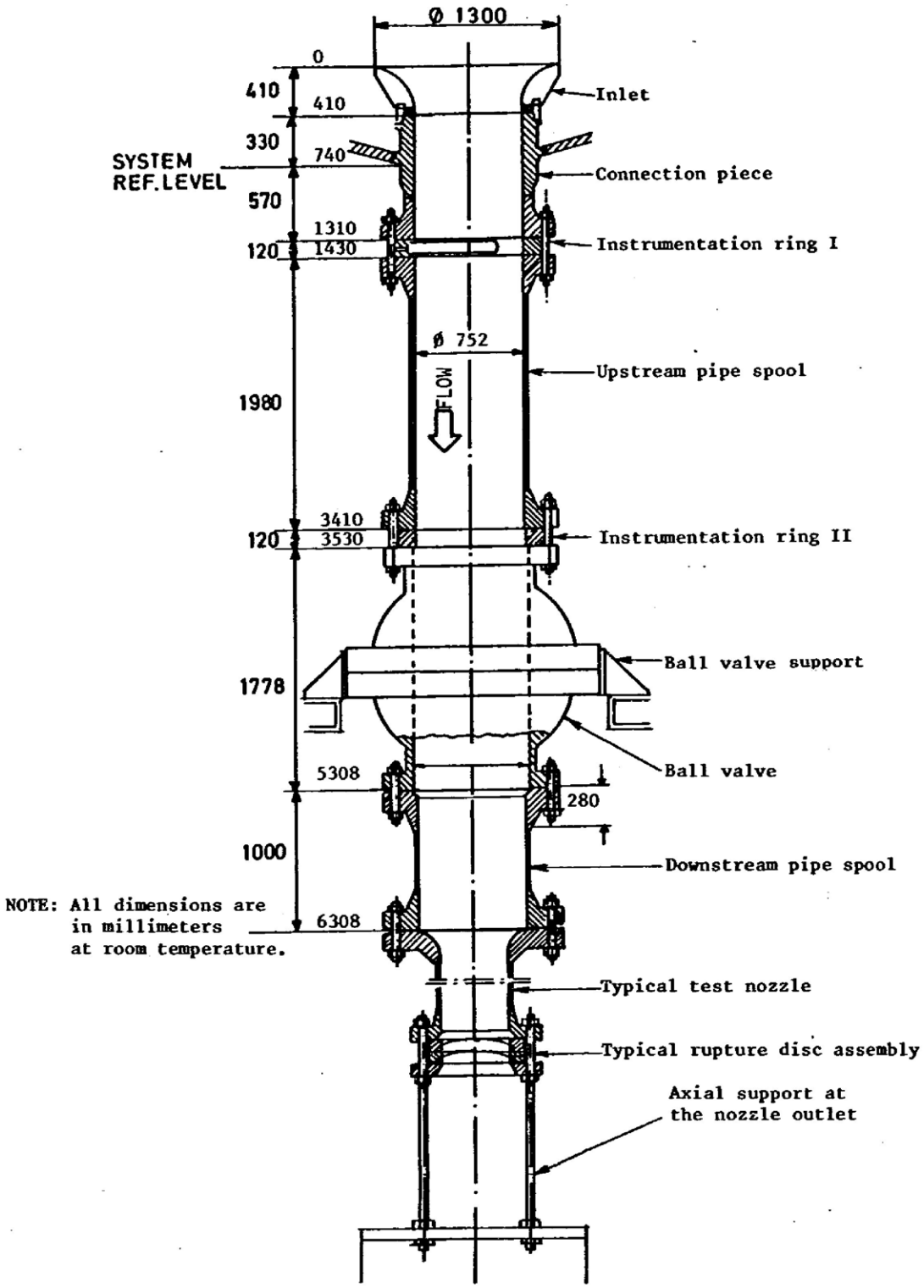


図 4-11　Marviken 放出管詳細図

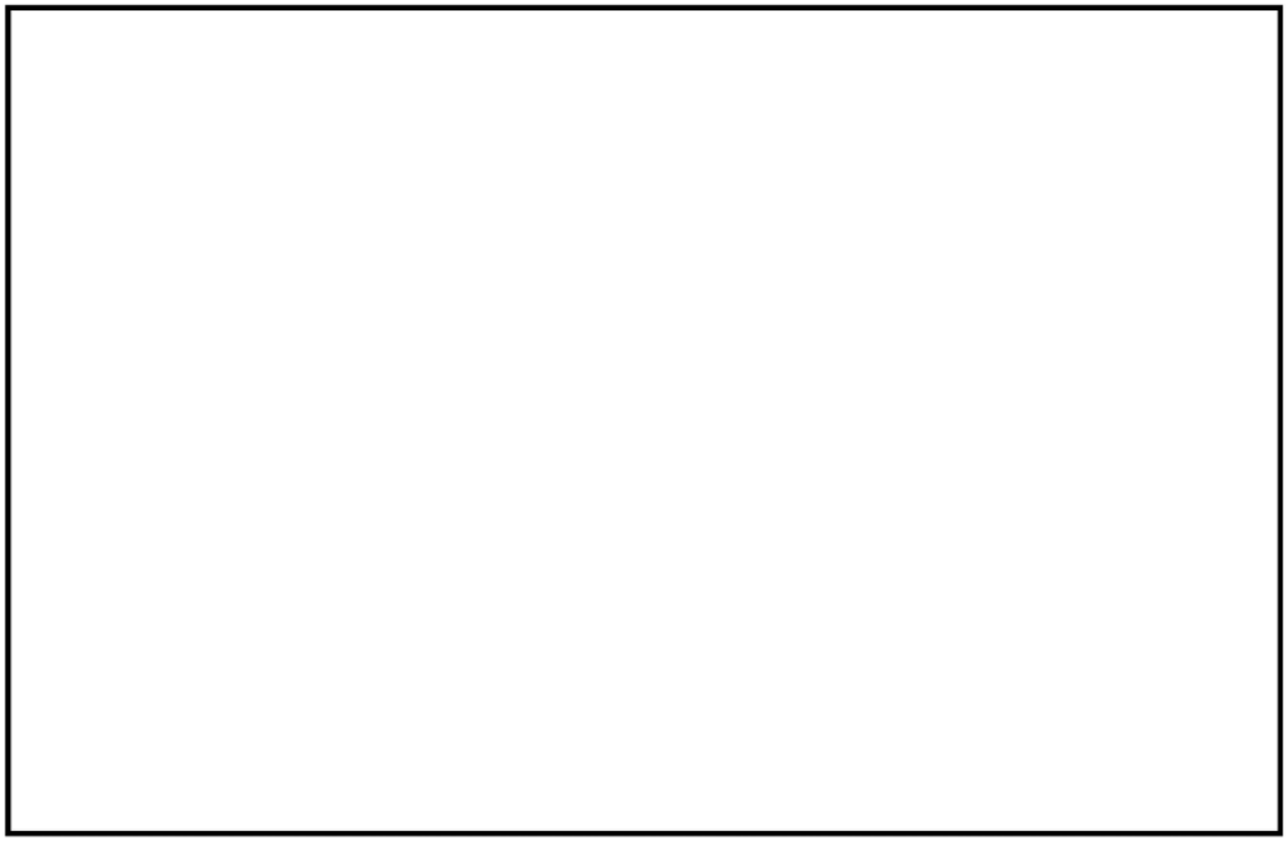


図 4-12　Marviken 試験解析のノーディング図

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。

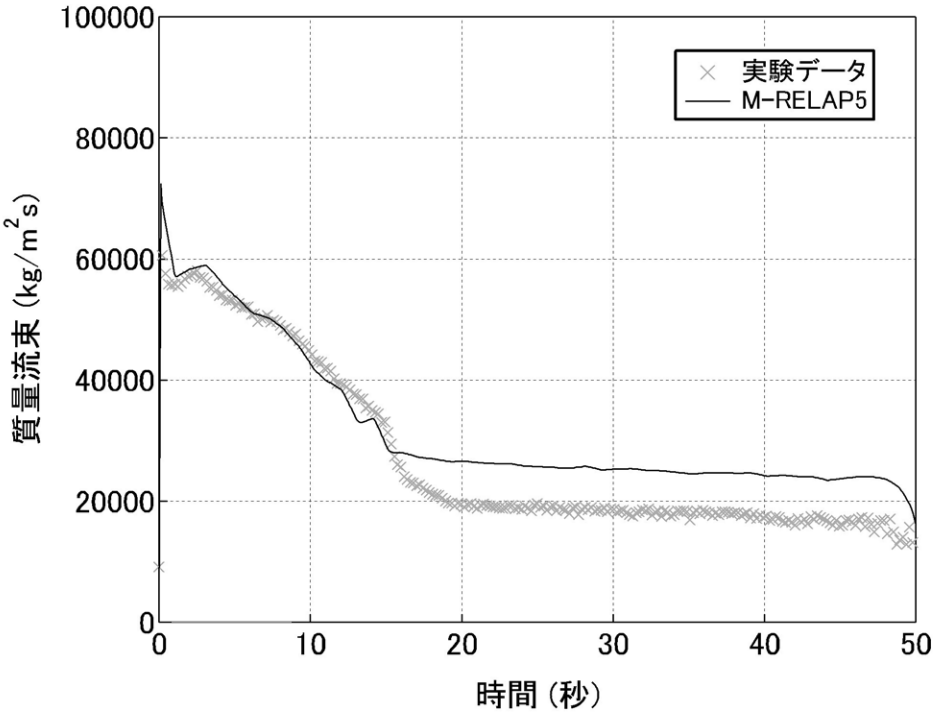


図 4-13　Marviken 破断流量の予測（Test 11）

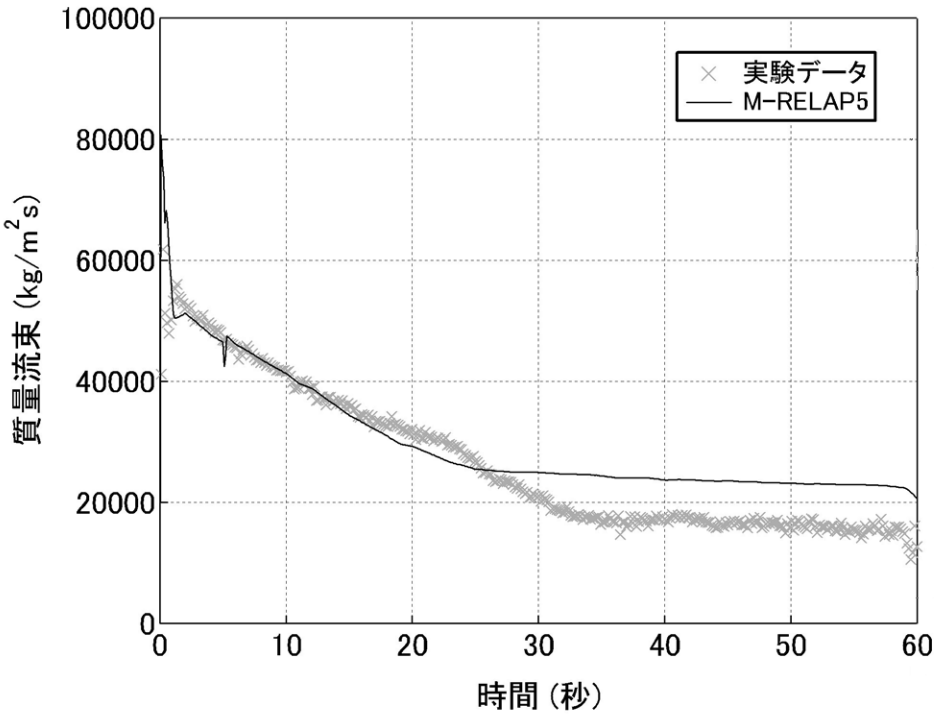


図 4-14　Marviken 破断流量の予測（Test 27）

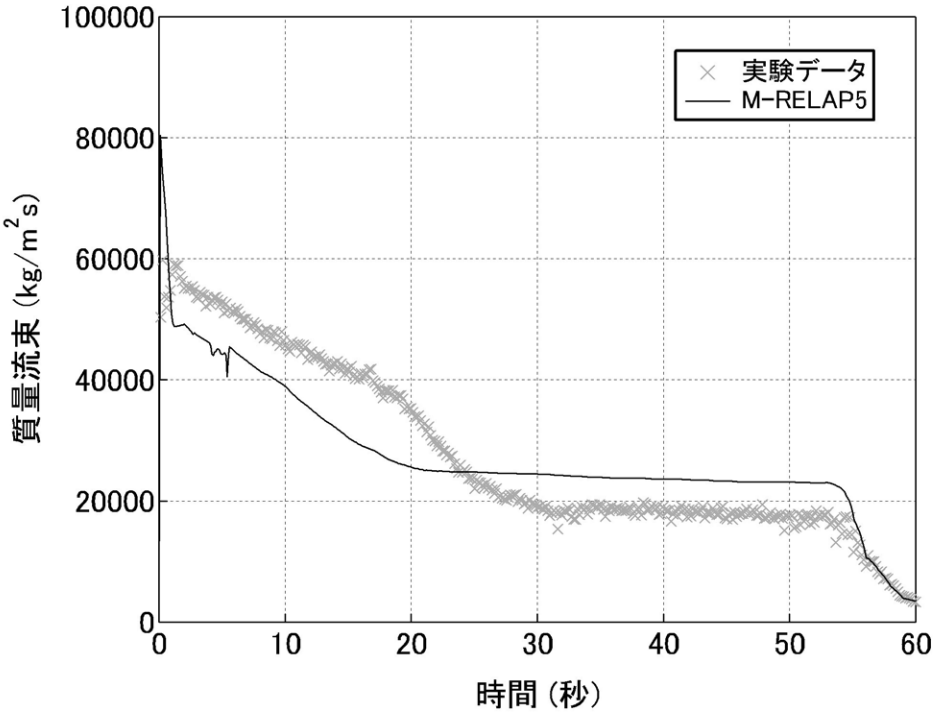


図 4-15　Marviken 破断流量の予測（Test 24）

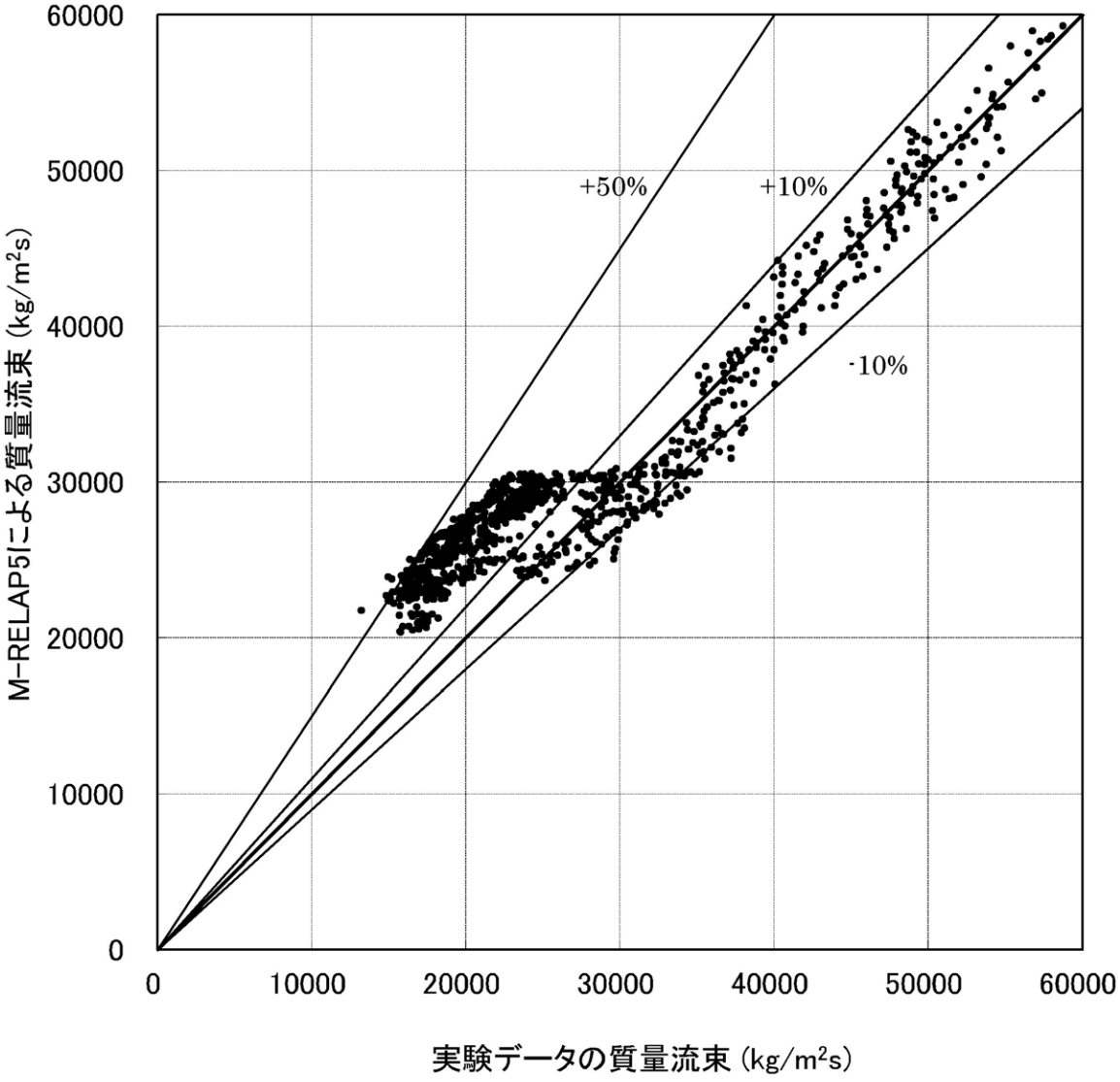


図 4-16　Marviken 破断流量の比較

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リングと L/√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。