

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 次冷却系外に放出される。

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 次冷却材圧力が **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 次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の 1 次冷却材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 次冷却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 次冷却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 次冷却材圧力が高い場合の 1 次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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。代替格納容器スプレイは、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次冷却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次冷却系外に放出される。

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次冷却材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次冷却系強制減圧により原子炉容器破損時の1次冷却材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次冷却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）

分類	評価事象 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 気直接加熱	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次冷却材圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
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次冷却材圧力	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		○	○	○	○	○
	気液熱非平衡		○	○	○	○	○
	水位変化		○	○	○	○	○
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		○	○	○	○	○
加圧器							

○：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	評価指標						
		物理現象	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 気直接加熱	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	
蒸気発生器	評価指標	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	評価指標	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	高圧溶融物放出	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次冷却材圧力	原子炉格納容器 圧力		コンクリート 侵食量
原子炉 （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 （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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却系保有水量）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次冷却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次冷却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次冷却系保有水量、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次冷却系保有水量は、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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却系保有水量）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次冷却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次冷却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次冷却系保有水量、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次冷却系保有水量は、充てん系からの注入により補われる。充てん／高压注入ポンプ又は充てんポンプによる注入は、1次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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
	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)
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 MAA 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”

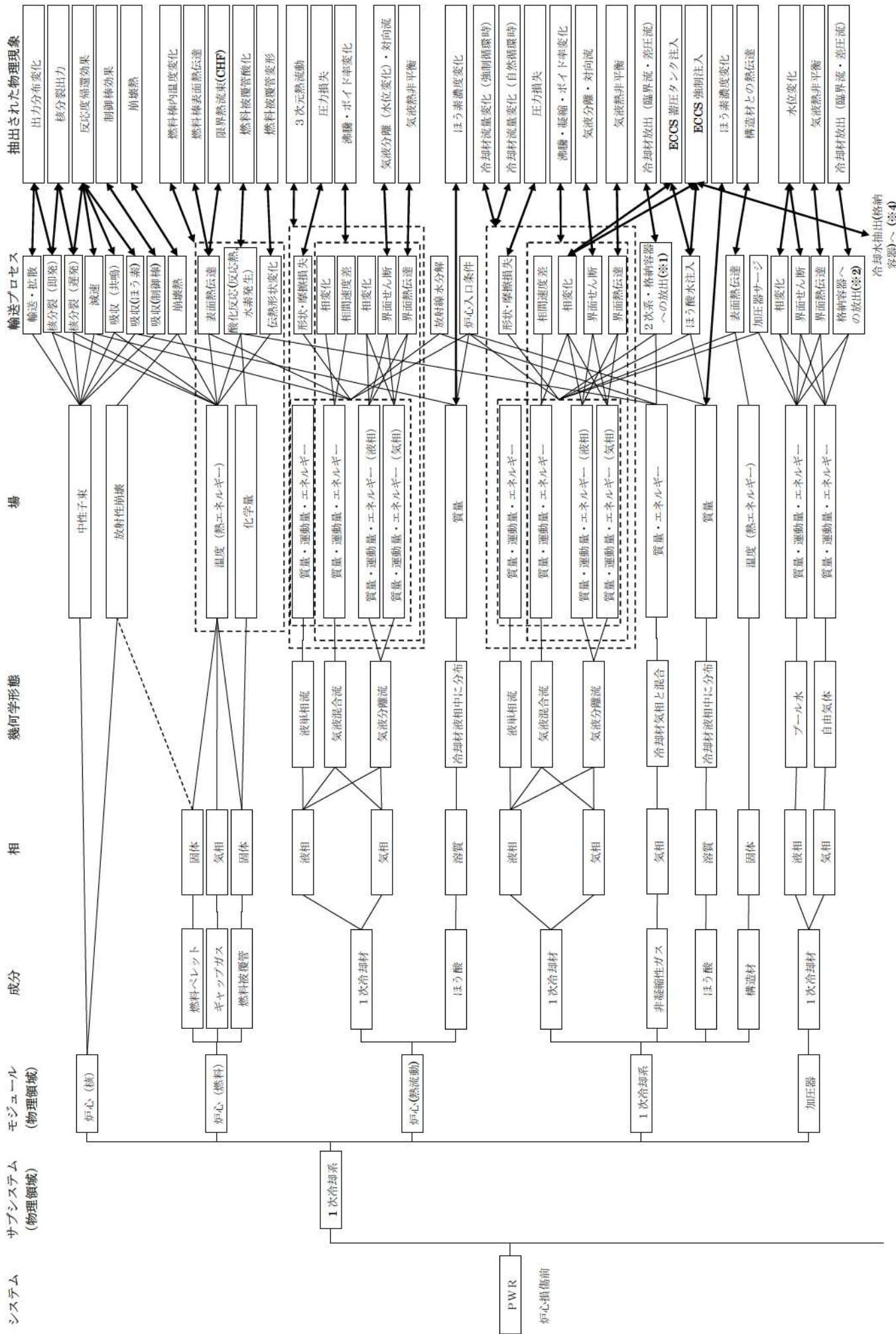


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理(1/4)

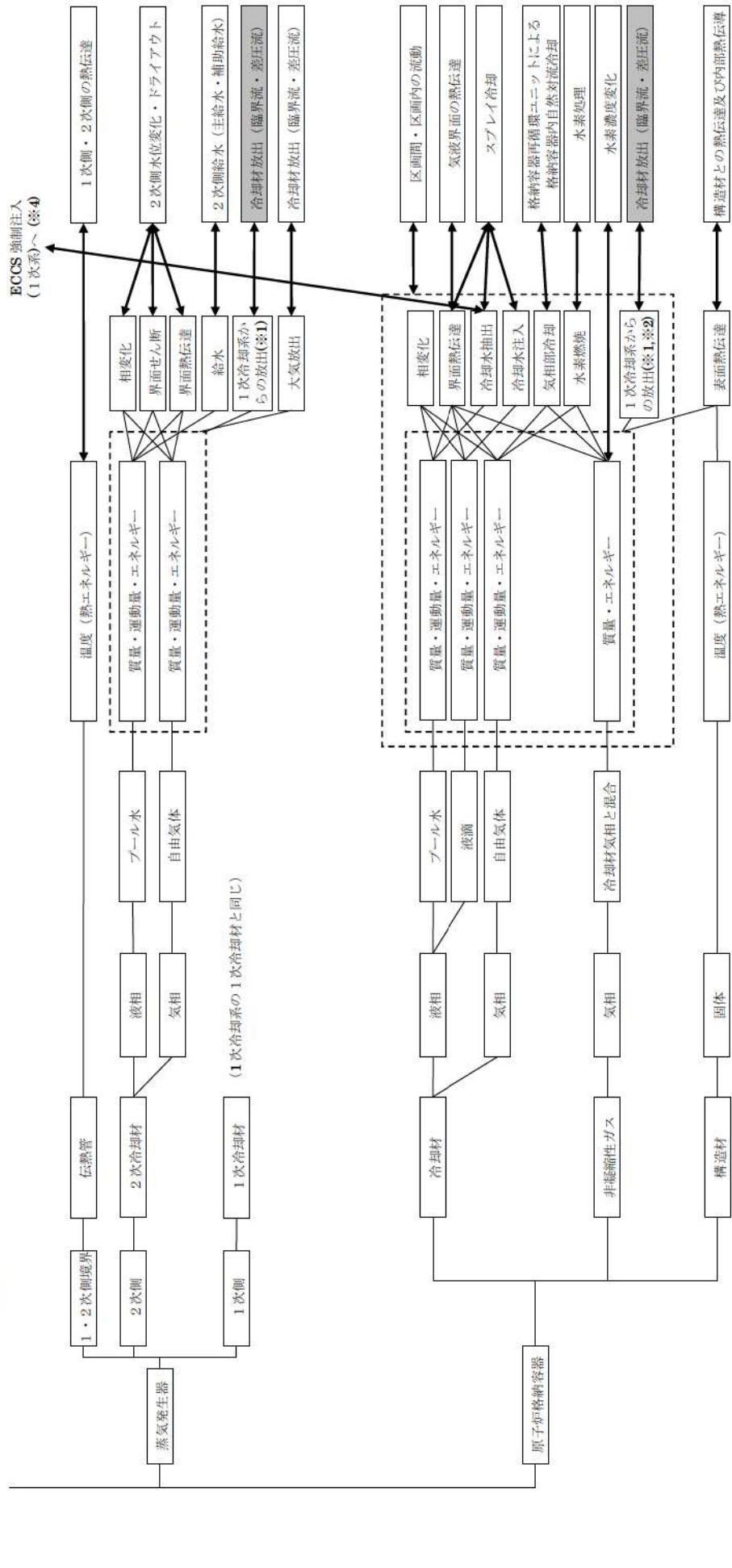


図 8-1 有効性評価面における物理領域の階層化と物理現象の整理(2/4)

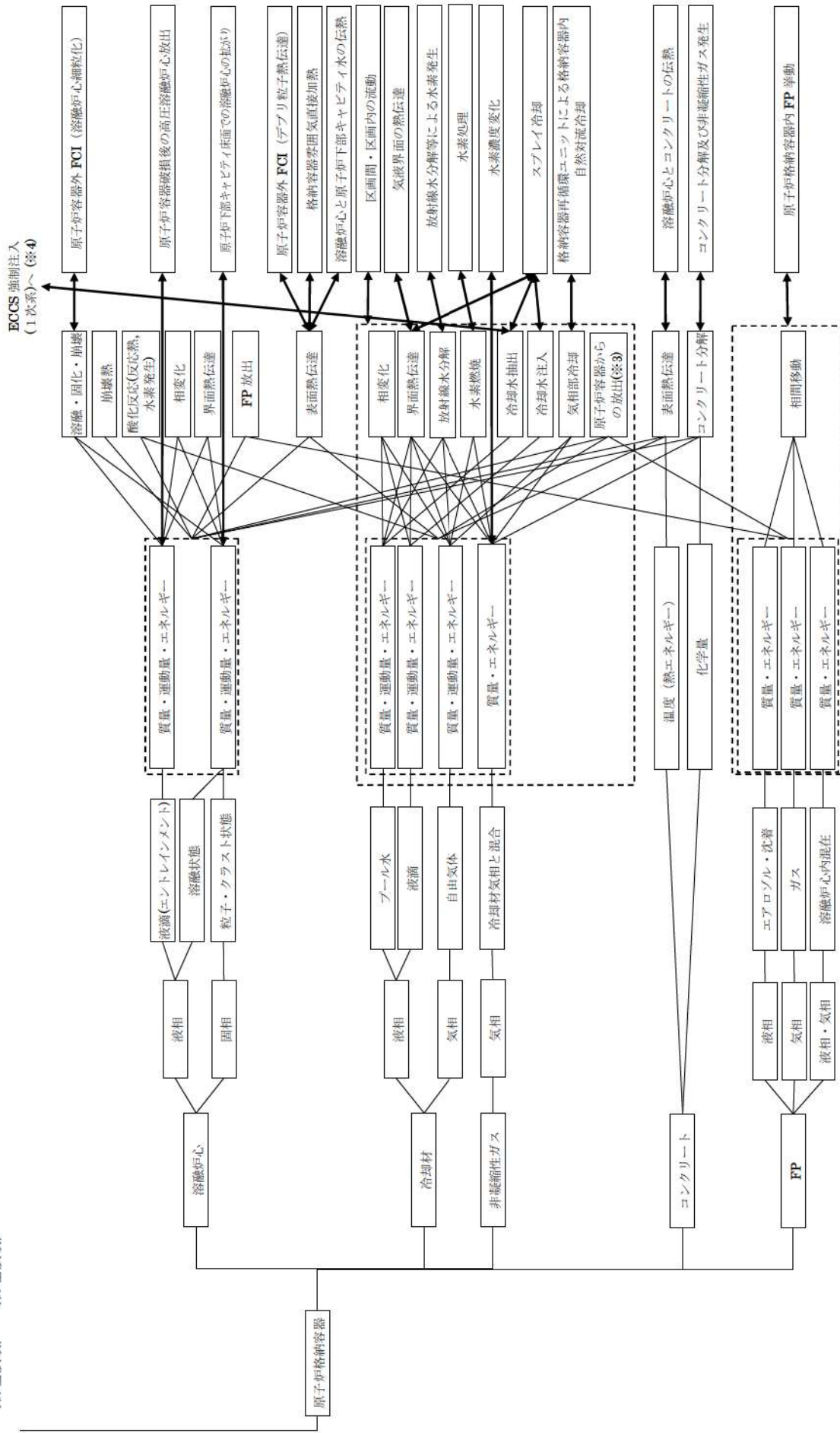


図 3-1 有効性評価における物理領域の階層化と物理現象の整理 (4/4)

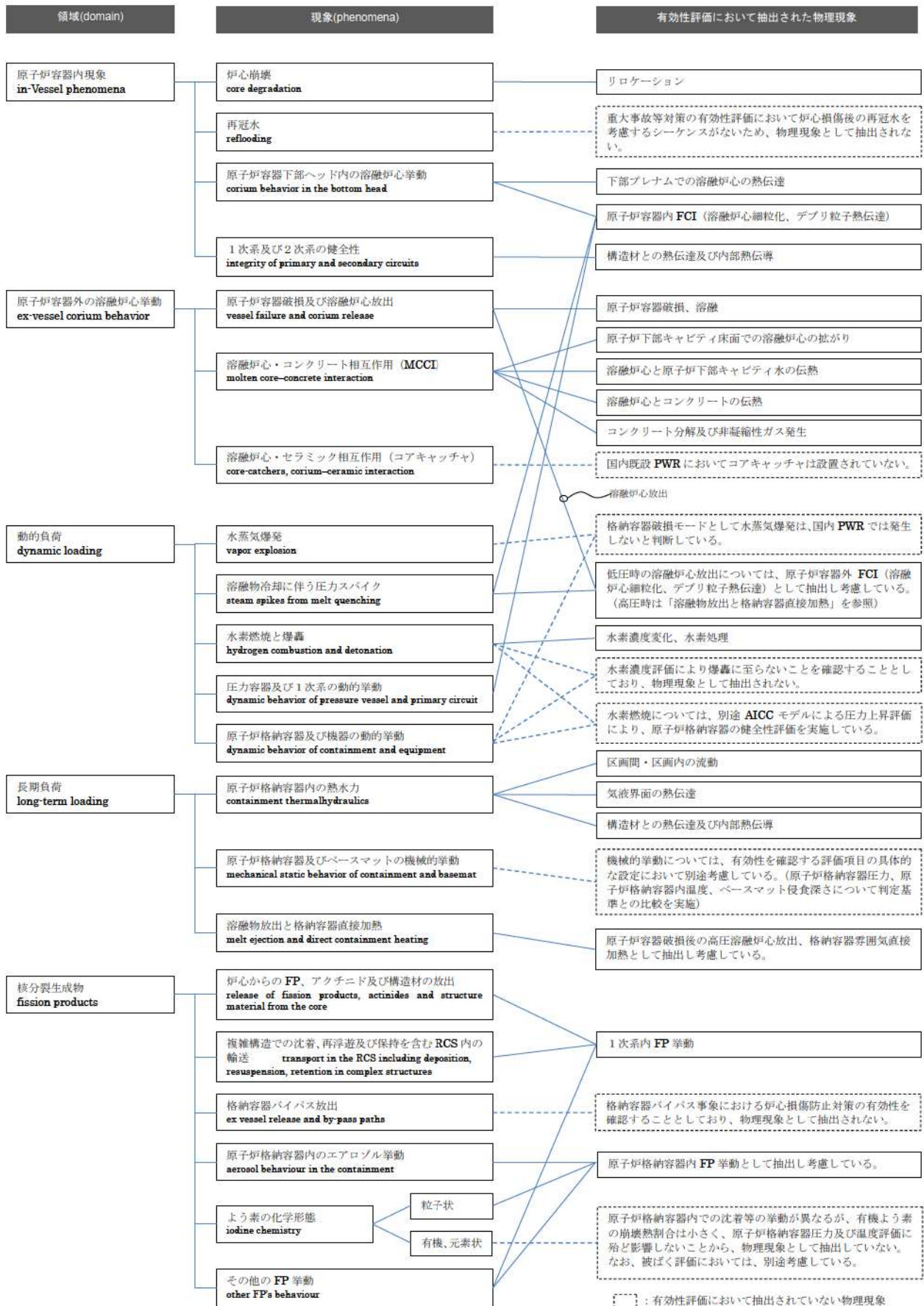


図 3-2 EURLSAFE における現象分類と有効性評価において抽出された物理現象との関係の整理

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次冷却系、2次冷却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次冷却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、エンタルピー、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次冷却系の模擬を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次冷却系の模擬を行い、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次冷却系全体の模擬を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次冷却系全体の模擬を目的としたコードであり、1次冷却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次冷却系、2次冷却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次冷却系全体の熱流動と 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次冷却系、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次冷却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次冷却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次冷却系モデルを有する、MARVELコード、SATAN-Mコード、SATAN-M (Small LOCA) コード、M-RELAP5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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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、格納容器破断防止の雰囲気圧力・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次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却系モデルとしては、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 次冷却系及び 2 次冷却系モデルを有する、MARVEL コード、SATAN-M (Small LOCA) 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 次冷却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 次冷却材圧力に注目する場合には 2 次冷却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に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 次冷却系強制冷却により 1 次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却材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 次冷却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 MAA P コードと S A T A N - M コードか、あるいは 1 次冷却系の LOCA を取り扱える M - R E L A P 5 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。

S A T A N - 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。

MAA P 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 次冷却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 次冷却材圧力が高い場合の 2 次冷却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 - R E L A P 5 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 次冷却材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 次冷却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、MAA P コードを共通に用いることとした。

なお、1 次冷却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 - R E L A P 5 コード」において、大破断 LOCA 時に再循環失敗した場合の M - R E L A P 5 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 M A A P コード」においては、M - R E L A P 5 コードとの比較を通じて有効性評価上考慮すべき M A A P 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、事故後短期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、事故後短期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、事故後短期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次冷却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ー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	○	○	○	○	○	○	—	—
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)	○	○	○	○	○	○	—	—
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)炉心	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	—	—	—	—	—	○	○	—
原子炉格納容器後部	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	—	—	—	—	—	○	—	—
原子炉格納容器後部	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：高圧熔融物放出／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	-	-	-	-	-	○	-	-
(原子炉格納容器) 原子炉損傷後	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	—	—	—	—	—	○	○	—
(原子炉格納容器後) 原子炉損傷後	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	—	—	—	—	—	○	—	—
(原子炉格納容器後) 原子炉損傷後	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M A A P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次冷却系強制冷却開始：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を仮定

※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°C	同左	無	差異はない。

解析条件

※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	不作動	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。

解析条件

※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書(3号炉) 添付書類 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(7/10)

項目	従来許認可解析※ (原子炉炉冷却材喪失)	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	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 原子炉格納容器	1次冷却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、事故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。
	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、格納容器スプ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プ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	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圧の蒸気は、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ネクタ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	無	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。	有	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)

物理現象	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	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)	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

(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.....	1-10
3. 解析モデルについて.....	1-20
3.1 コード概要.....	1-20
3.2 重要現象に対する解析モデル.....	1-21
3.3 解析モデル.....	1-22
3.4 ノード分割.....	1-40
3.5 入出力.....	1-45
4. 妥当性確認.....	1-47
4.1 重要現象に対する妥当性確認方法.....	1-47
4.2 ORNL/THTF炉心露出熱伝達試験解析.....	1-51
4.3 Marviken臨界流試験解析.....	1-63
4.4 ROSA/LSTF試験.....	1-74
4.5 PKL/F1.1試験.....	1-98
4.6 LOFT試験.....	1-110
4.7 実機での蒸気発生器伝熱管損傷（美浜2号機）.....	1-125
4.8 実機解析への適用性.....	1-132
5. 有効性評価への適用性.....	1-144
5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の視点）.....	1-144
5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）.....	1-147
6. 参考文献.....	1-158
添付1 解析コードにおける解析条件.....	1-161
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.....	1-166
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.....	1-169

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次冷却系からの除熱機能が喪失することから1次冷却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次冷却系からの除熱機能が喪失することから1次冷却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次冷却材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次冷却材圧力の上昇は設定値近傍に維持される一方で1次冷却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次冷却系がドライアウトして1次冷却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次冷却系の圧力上昇を防止し、かつ高圧注入ポンプ等により1次冷却系への注水を行う（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次冷却材圧力が高いため、放出流量が注入流量を上回り、1次冷却系保有水は減少を続ける。この期間に1次冷却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次冷却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次冷却系強制冷却により1次冷却系を冷却、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次冷却系強制冷却を実施し、1次冷却系を冷却、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次冷却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次冷却系強制冷却により1次冷却系を冷却、減圧させ、1次冷却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次冷却系減圧により、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次冷却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次冷却系から隔離し、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次冷却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次冷却系弁の開固着のため、1次冷却系の冷却材の漏えいが継続する。1次冷却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次冷却系の減圧及び補助給水系と2次冷却系弁による1次冷却系の冷却、並びに余熱除去系による崩壊熱の除去を実施し、1次冷却系を減圧させる。1次冷却材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次冷却系ループでの循環流が無くなるため、1次冷却系の流量変化、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」若しくは「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次冷却系の温度が上昇し、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（若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次冷却系の温度が上昇し、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 次冷却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 次冷却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/高圧注入ポンプ若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	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

	要でない現象	／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次冷却系を強制的に減圧し、1次冷却系の温度及び圧力を低下させるシーケンスでは、1次冷却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次冷却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
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)]

A large rectangular box with a thick black border, completely empty, representing redacted content for item (5).

(6) 燃料棒表面熱伝達[炉心 (燃料特性)]

A large rectangular box with a thick black border, completely empty, representing redacted content for item (6).

(7) 限界熱流束 (CHF) [炉心 (燃料特性)]

A large rectangular box with a thick black border, completely empty, representing redacted content for item (7).

(8) 燃料被覆管酸化[炉心 (燃料特性)]

A large rectangular box with a thick black border, completely empty, representing redacted content for item (8).

(9) 燃料被覆管変形[炉心 (燃料特性)]

A large rectangular box with a thick black border, completely empty, representing redacted content for item (9).

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]

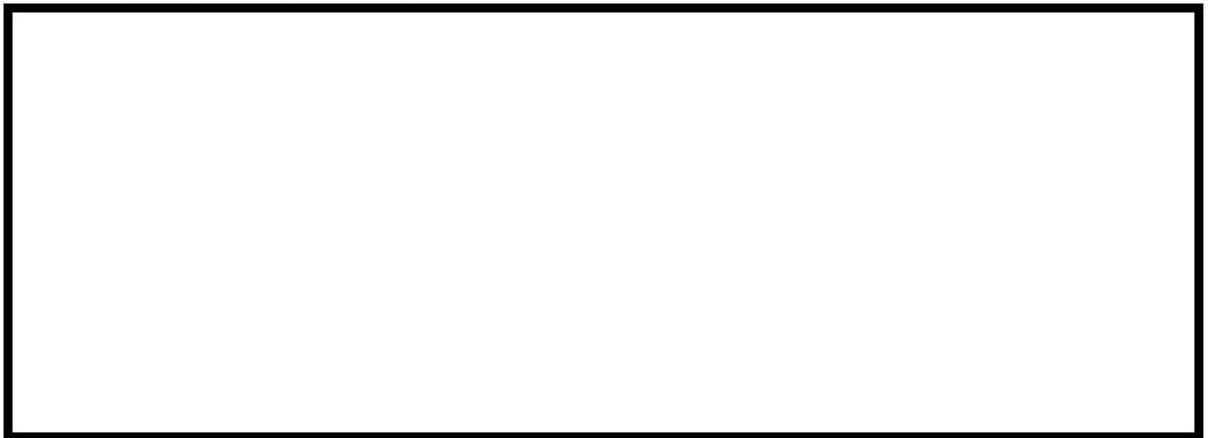
--

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]



材の流出」では、事象中に蓄圧タンクからの注入が発生しないため、その影響は無い(I)。

(26) 気液熱非平衡[加圧器]



(27) 水位変化[加圧器]



(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		
			炉心水位 (燃料被覆管温度)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
炉心 (核)	(4)	崩壊熱	<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-R E L A P 5 コードのモデルは 1 次冷却系並びに蒸気発生器 2 次側の熱流動解析を実施する 1 次冷却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 次冷却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-R E L A P 5 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-R E L A P 5 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 次冷却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 次冷却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-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。

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

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 次冷却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 次冷却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¹⁰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)¹⁴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-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 次冷却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

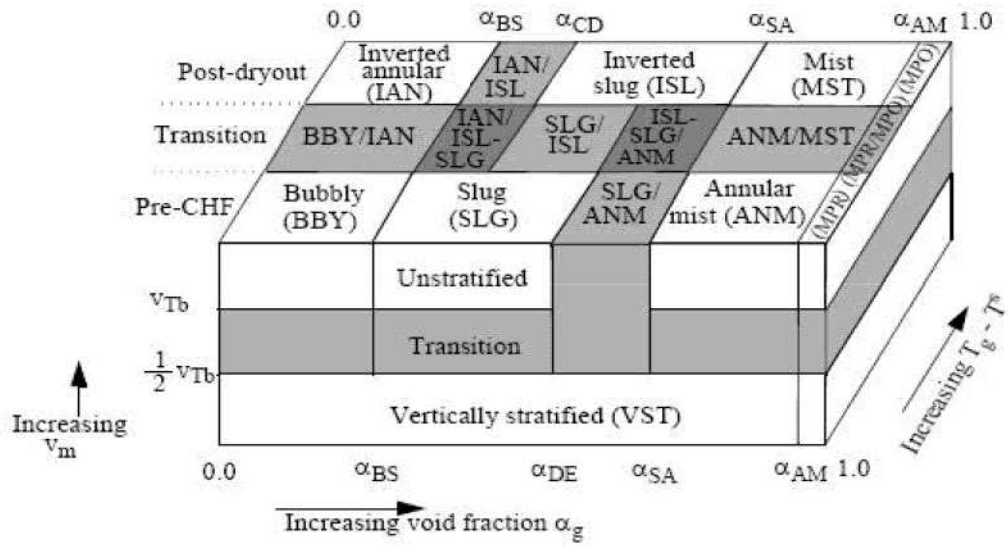
項目	計算モデル
1次冷却系モデル	1次冷却系を多数のノードに分割 (ボリュームジャンクション法)
流動の基本式 (2流体モデル)	非定常2流体6保存 気液各相に対し下記保存則を適用 ・質量保存則 ・エネルギー保存則 ・運動量保存則
数値解法	半陰解法
流動様式	水平方向、垂直方向で複数の流動様式を模擬 各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、 界面摩擦を計算
ボイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬 (EPRI の モデル等)
破断流モデル	サブクール臨界流: Henry-Fauske モデル 二相臨界流: Moody モデル (ECCS 性能評価指針に適合するモデル)
1次冷却材ポンプの挙動	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·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

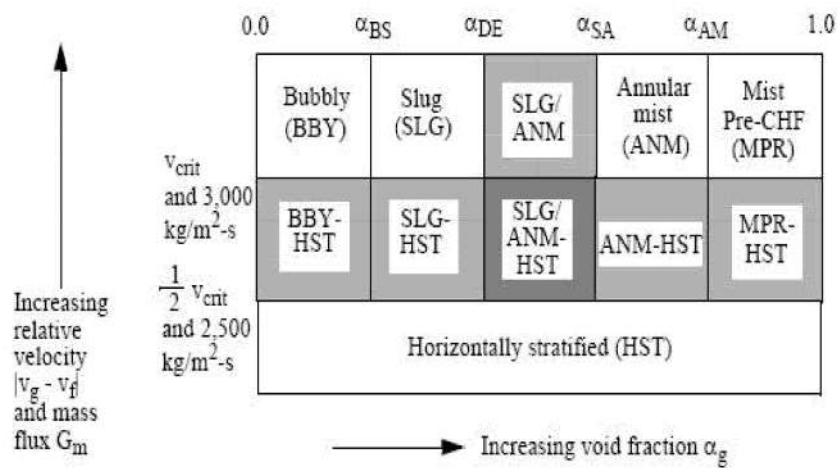
表 3-4 壁面熱伝達モデル

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]



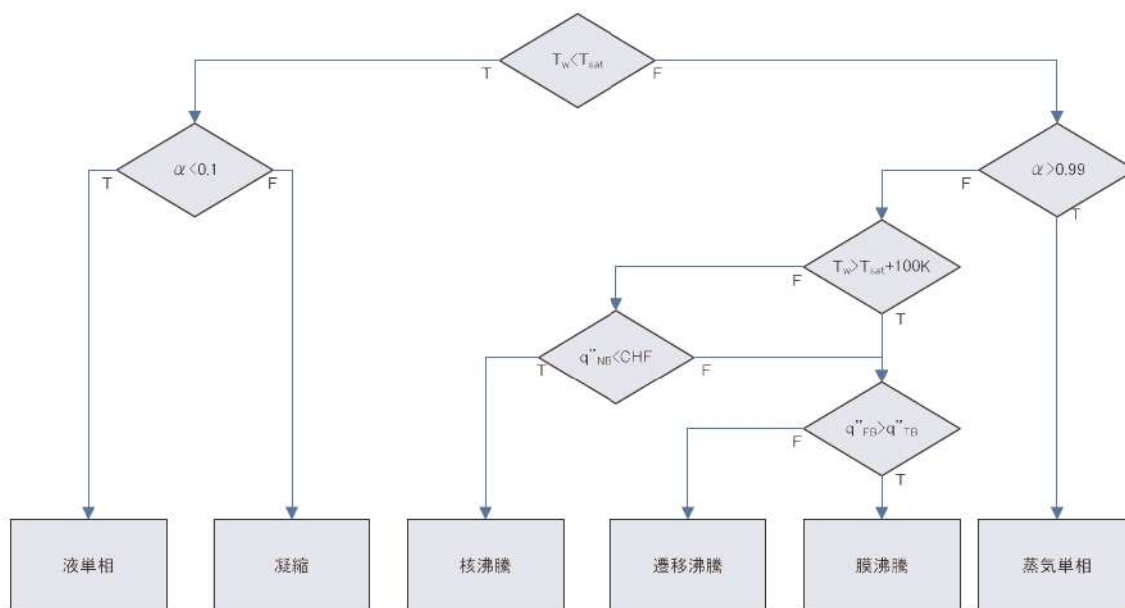
- BBY : 気泡流
- SLG : スラグ流
- ANM : 環状噴霧流
- MPR : pre-CHF 噴霧流
- IAN : 逆環状流
- ISL : 逆スラグ流
- MST : 噴霧流
- MPO : post-CHF 噴霧流
- VST : 垂直層状流

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

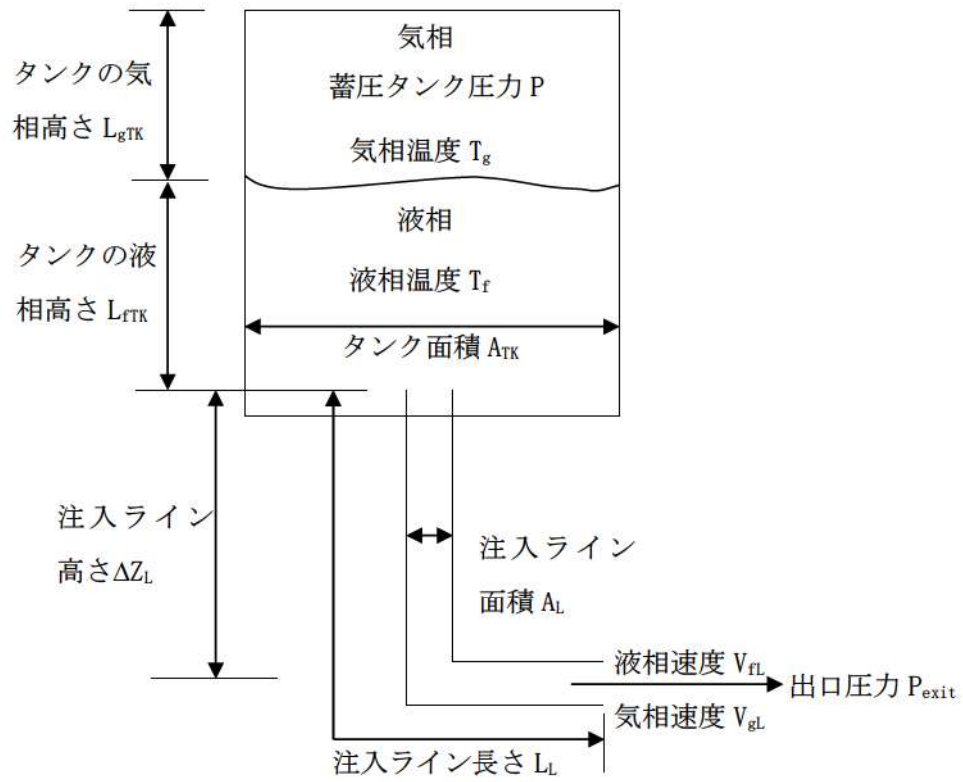


図 3-4 蓄圧タンクモデル

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

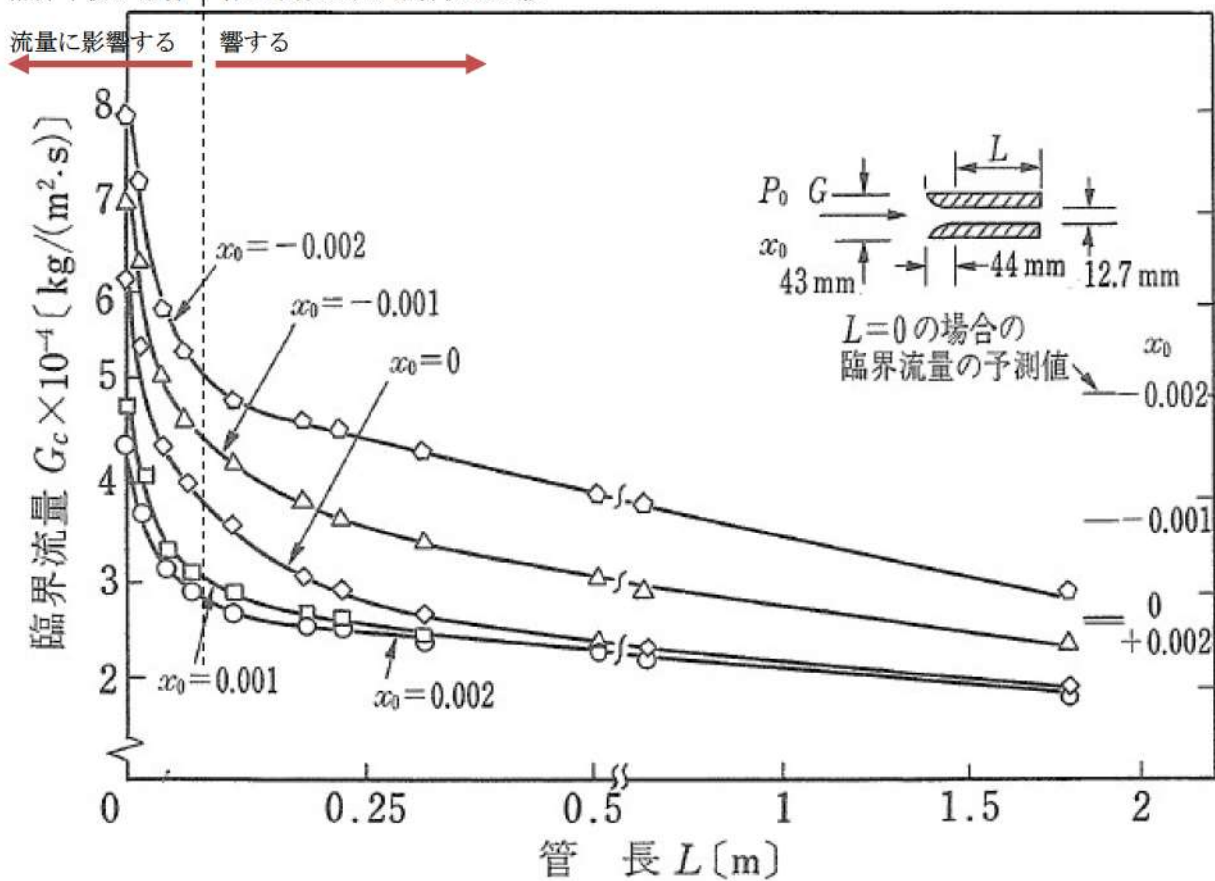


図 3-5 臨界流量の管長による変化

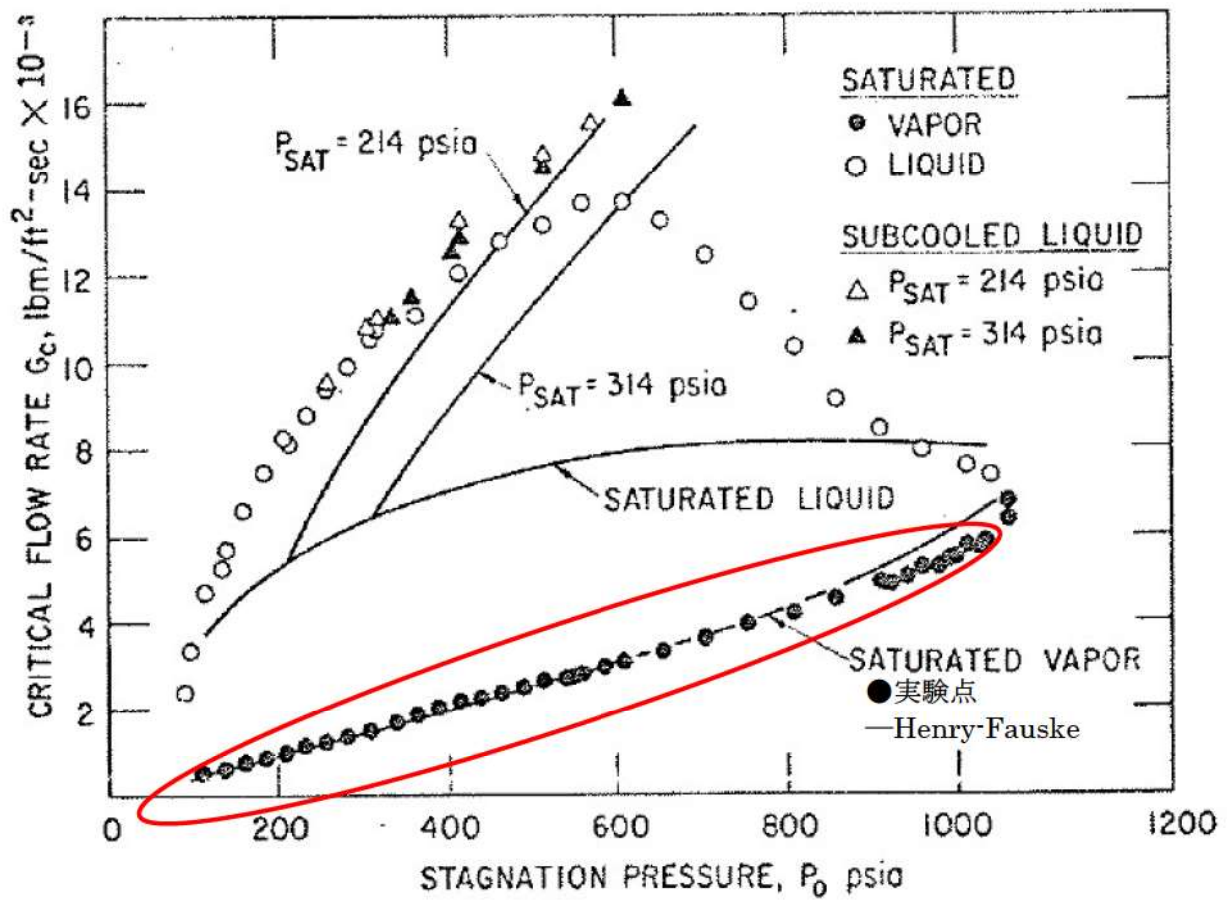


図 3-6 Henry-Fauske 臨界流量の不確かさ

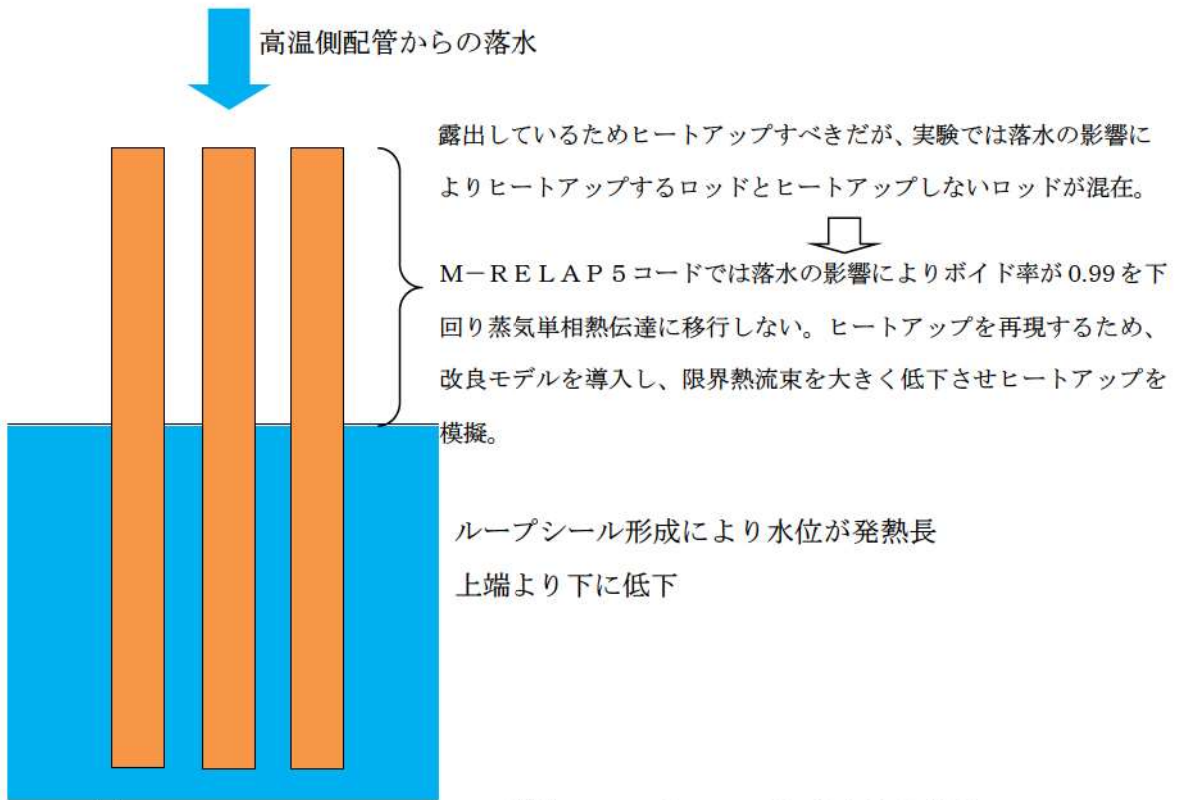


図 3-7 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験のループシール時に見られた挙動

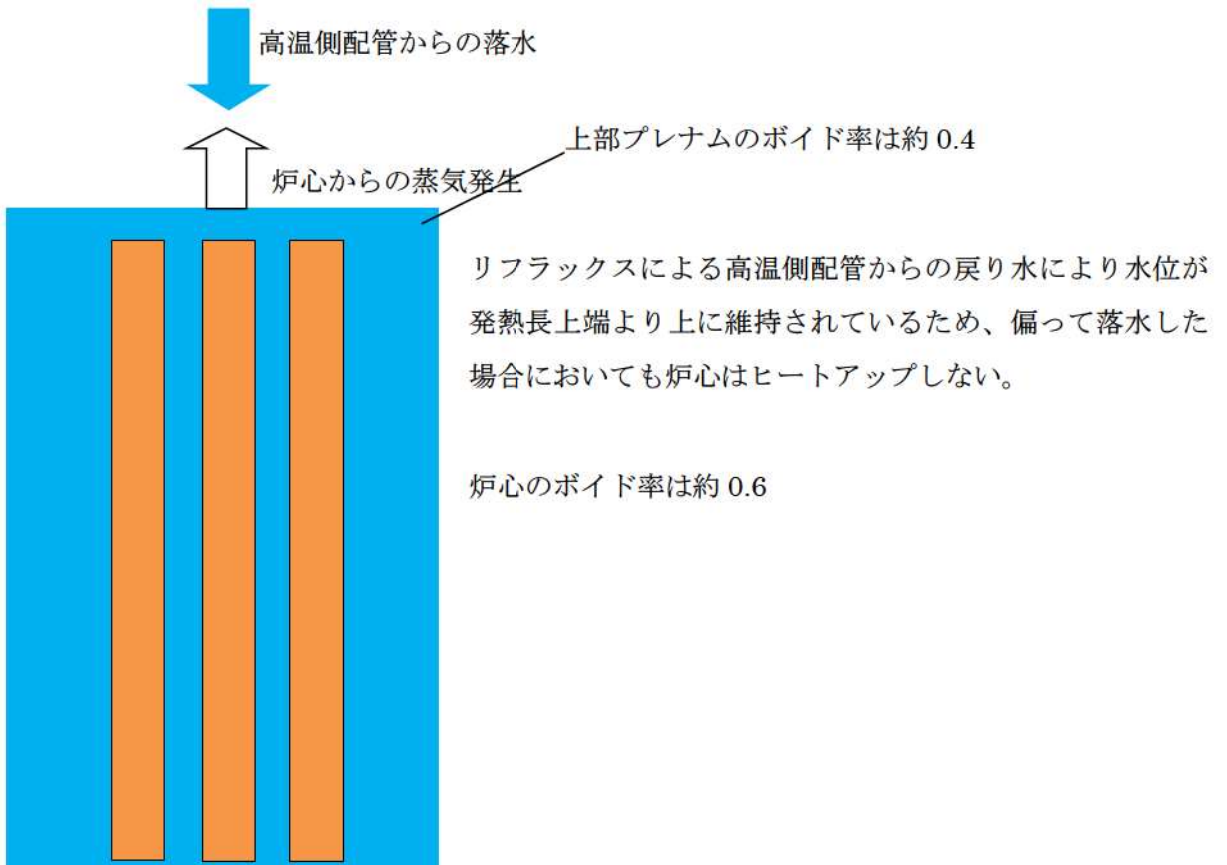


図 3-8 実機の RCP シール LOCA 解析でのリフラックス冷却時の炉心の流況

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次冷却系強制冷却の運転員等操作時の1次冷却系と2次冷却系での熱伝達、及び2次冷却系保有水が減少する過程での1次冷却系と2次冷却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次冷却材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次冷却系の熱構造材	

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。

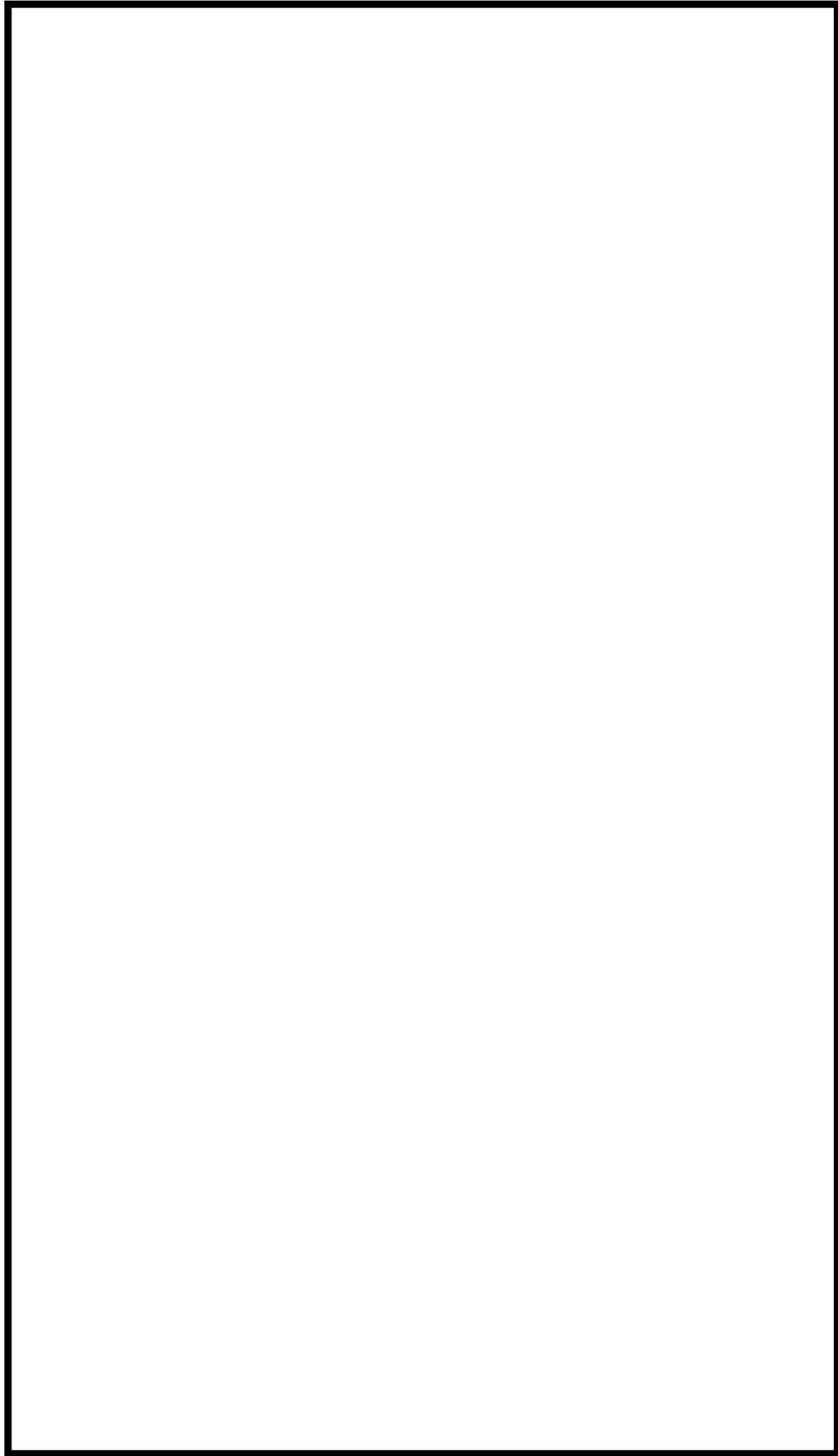


図 3-9 M-RE LAP5コード ノード分割図 (3 ループプラントの例) [A,B ループ]

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。

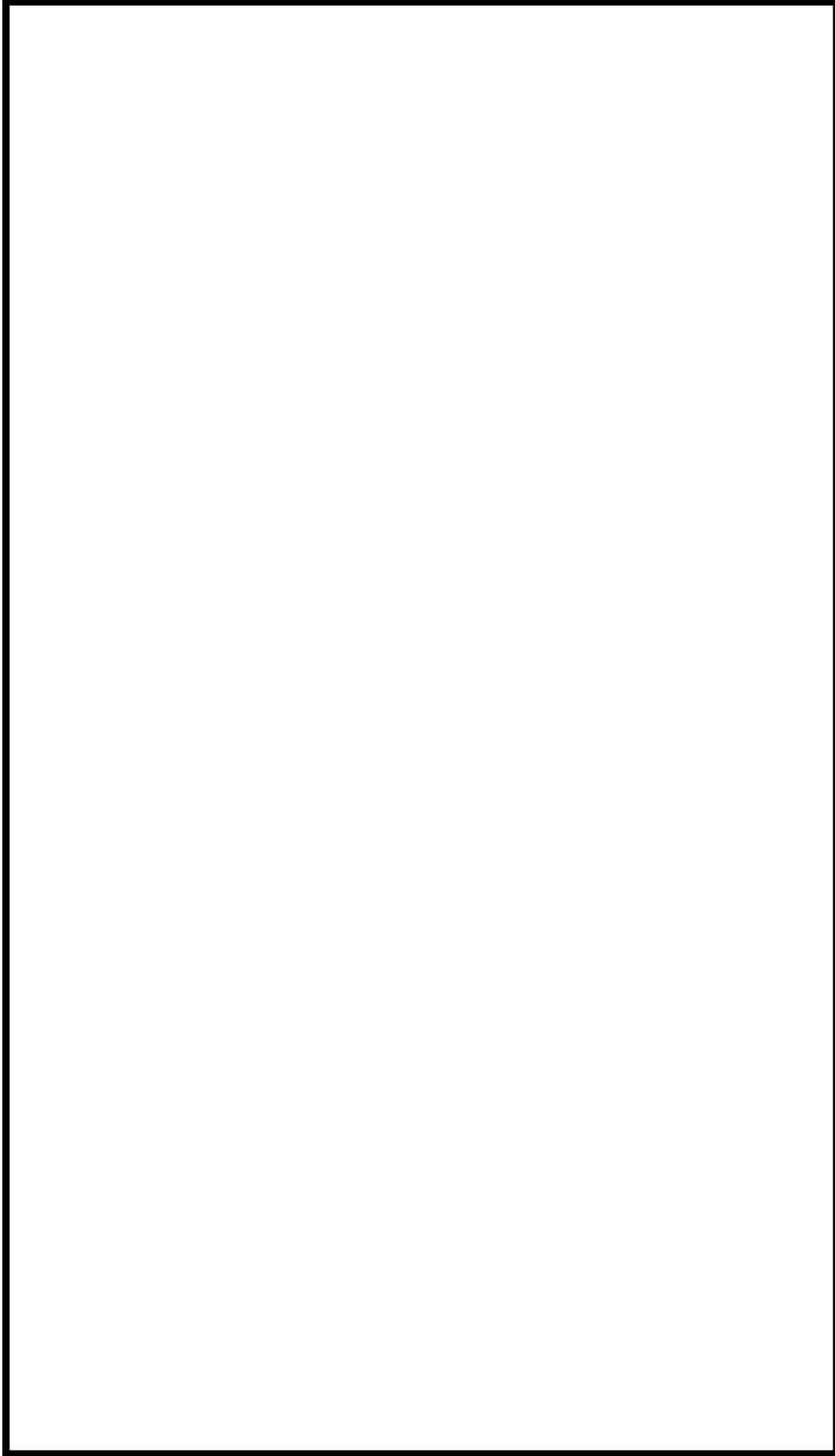


図 3-10 M-RELAP5コード ノード分割図 (3ループプラントの例) [Cグループ]

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。

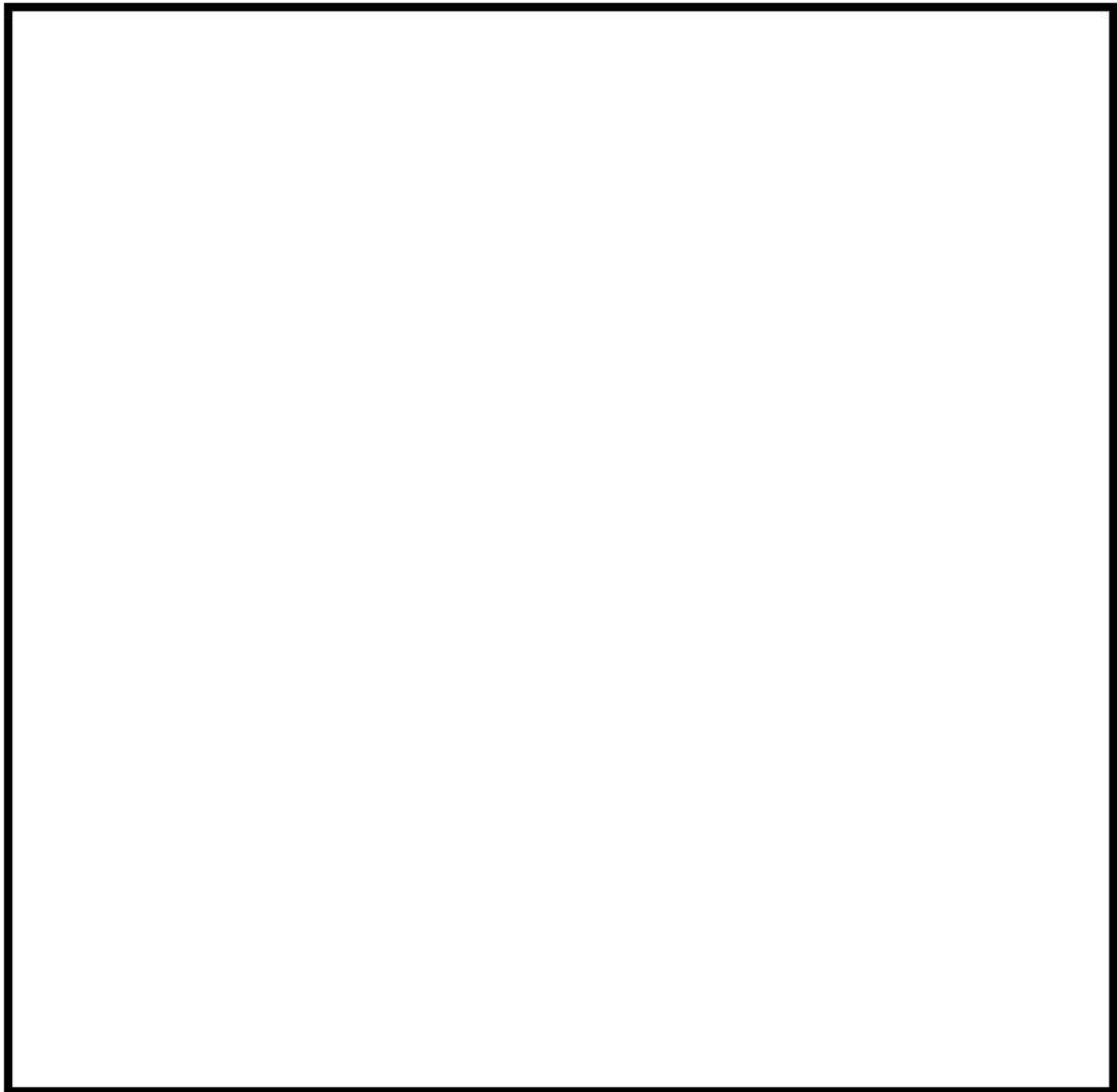


図 3-11 炉心ノード分割 (3 ループプラントの例)

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次冷却材圧力）
- 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次冷却材圧力の過渡応答
- ② 燃料被覆管温度
- ③ ジルコニウム-水反応量

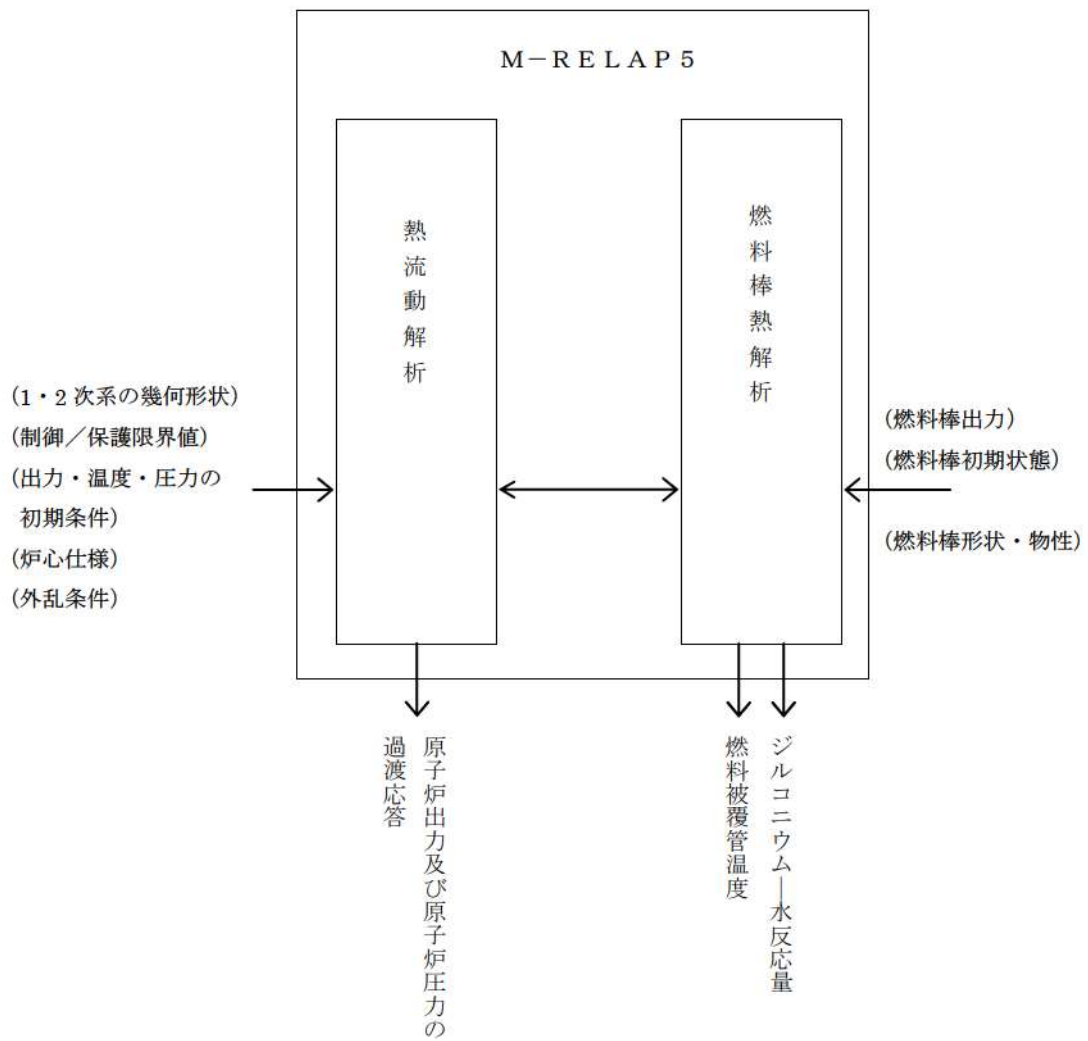


図 3-12 M-RELAP5 コードの入出力

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次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温減圧とそれに伴う自然循環やリフラックス、1次冷却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次冷却系の気液分離・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次冷却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次冷却系強制冷却の効果である1次冷却材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次冷却系が加

圧するシーケンス、又は 2 次冷却系強制冷却により 1 次冷却系を減圧する事象において 2 次冷却系の挙動による 1 次冷却系の温度及び圧力の上昇又は下降に寄与するため、1 次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却系強制冷却時の 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 次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却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 次冷却系の加熱、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 次冷却系から 2 次冷却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	実機での熱気発生器試験 (非圧入試験) 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	—	—	—
	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	—	図 4-16	—	—	—	—	—	図 4-69
	気液分離・対向流 → 1次冷却材圧力の低下で確認	流動様式	—	—	—	図 4-33	図 4-46	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化 → 1次冷却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	—	—	—	—	—	—	—	—
	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	—	—	—	—	—	—	—	—
加圧器	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	—	—	—	—
	気液熱非平衡	2流体モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	加圧器水位変化	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 → 1次冷却系の温度及び圧力で確認	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	—	—	—	—	—	—	—	—
	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。

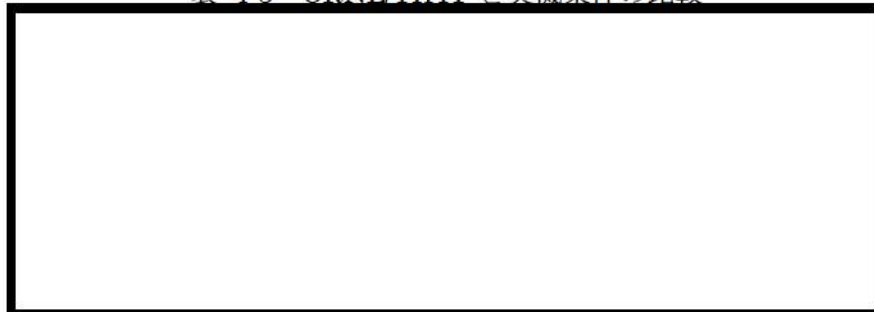
J、K、N の試験は蒸気温度が高くなる試験である。蒸気温度が高いため、試験では蒸気単相領域での熱損失が大きく、蒸気温度が低下しやすい。そのため、上部の熱伝達係数が相対的に大きくなる。一方、M-RELAP 5 コードによる解析では熱損失は高さ方向に均一であるため、上部での熱伝達係数は相対的に小さくなり、図 4-9プロットでは横這いの傾向となる。それらに対し、M の試験での蒸気温度は比較的低いため、熱損失の影響は他の試験より小さい。そのため、M は他の試験と異なる傾向となる。

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。

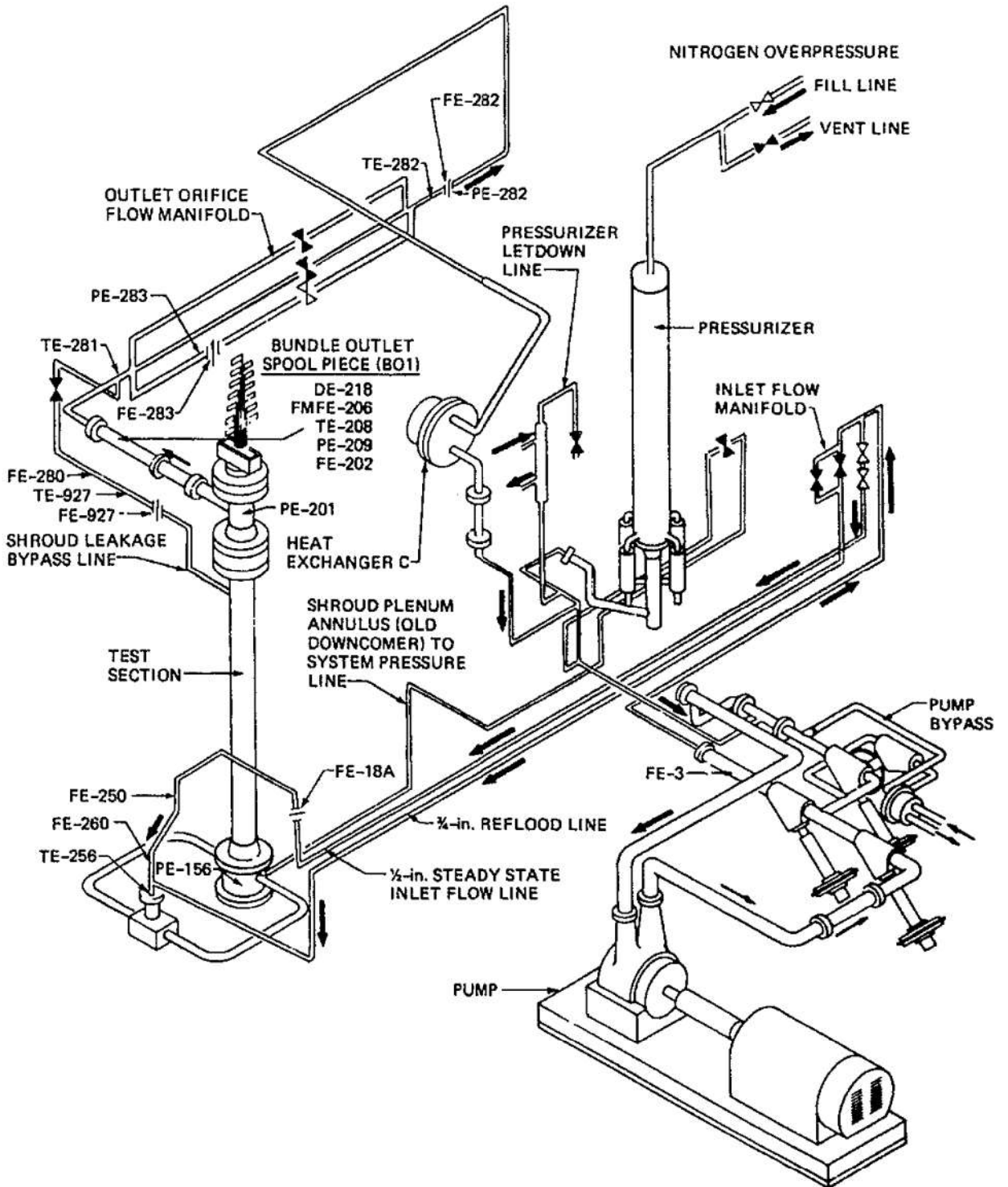


图 4-1 ORNL/THTF 試驗裝置

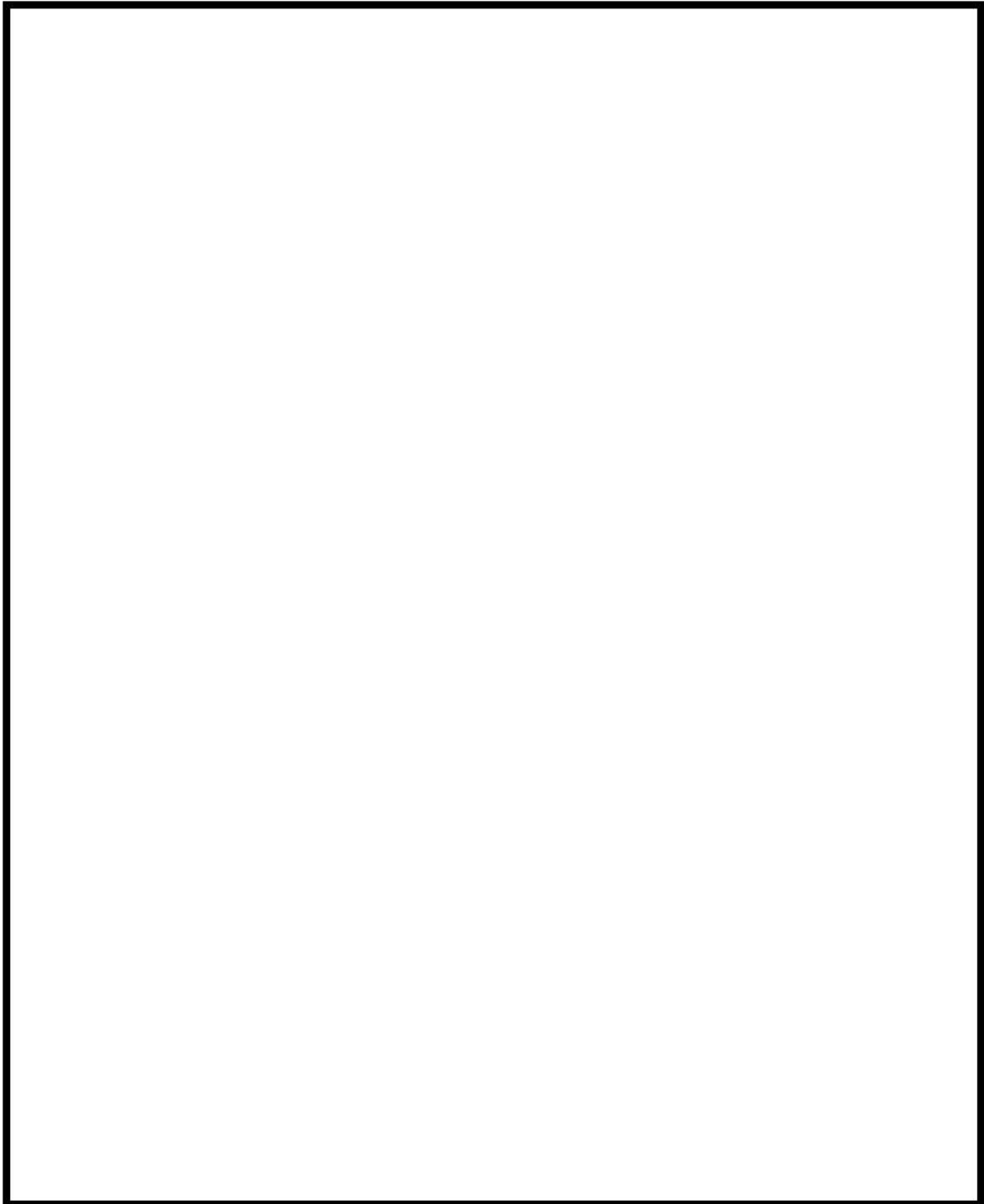


図 4-2 ORNL/THTF 試験解析のノーディング図

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。

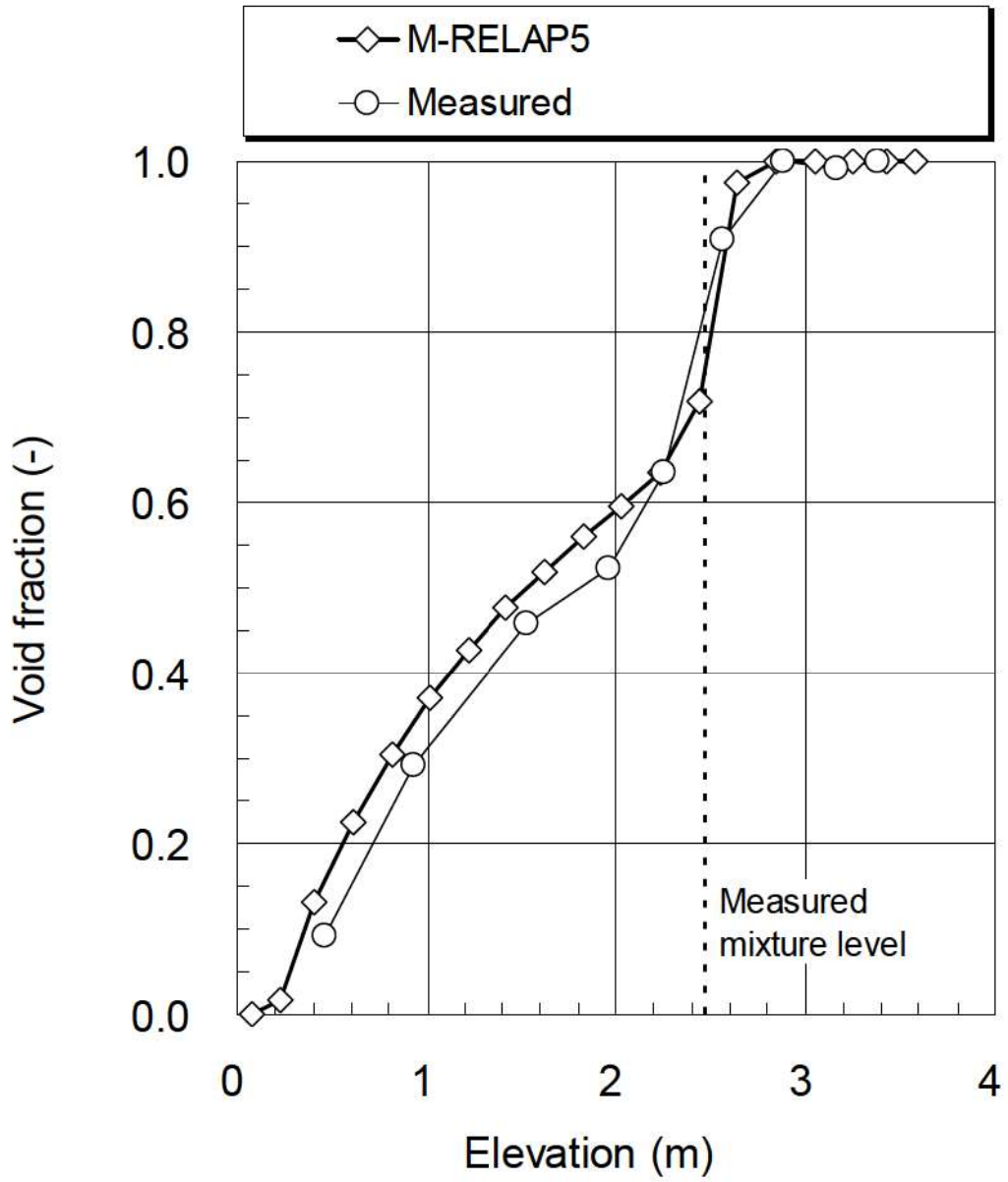


図 4-3 ボイド率比較図 (Test 3.09.10J)

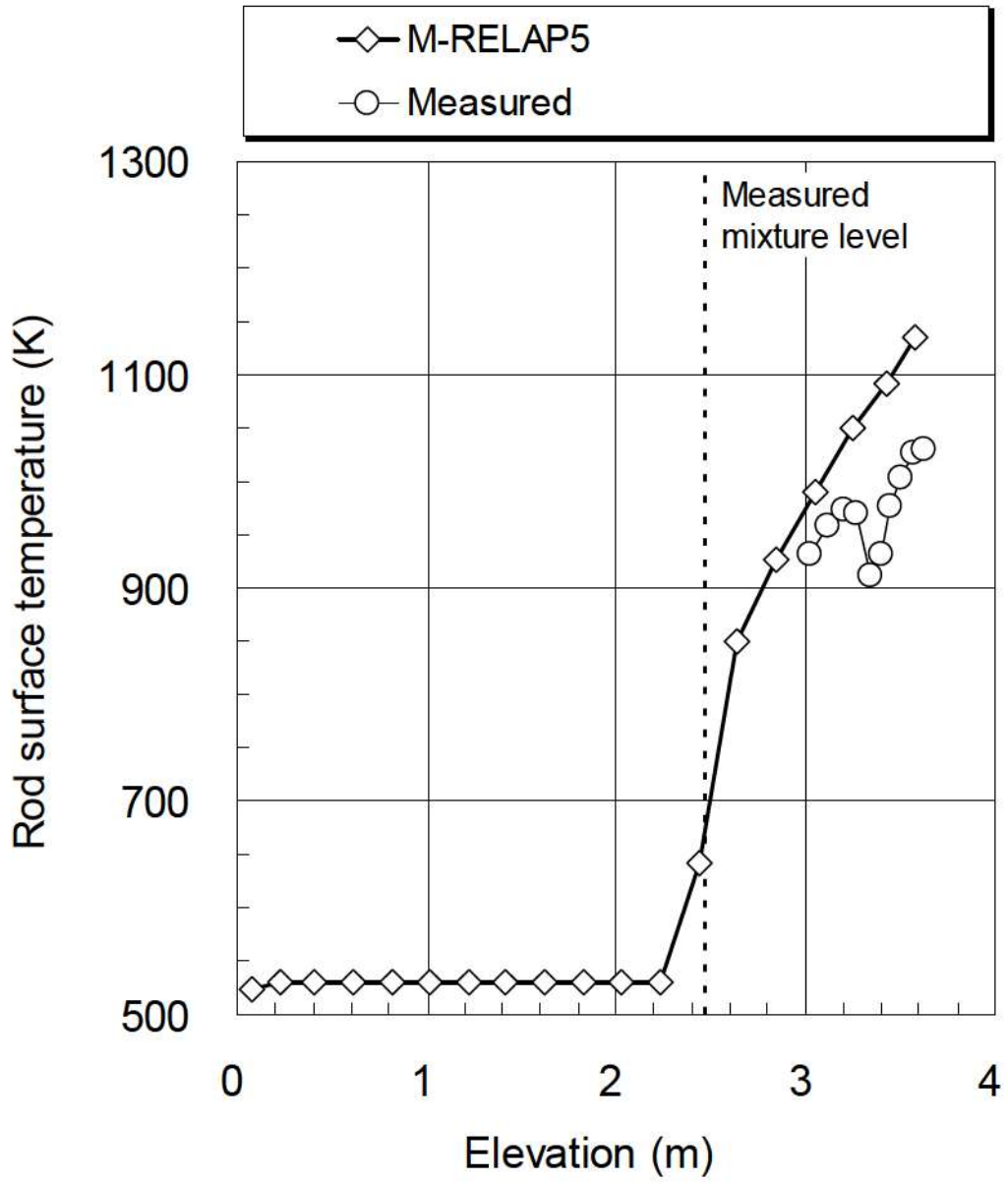


図 4-4 ヒータロッド表面 (FRS) 温度比較図 (Test 3.09.10J)

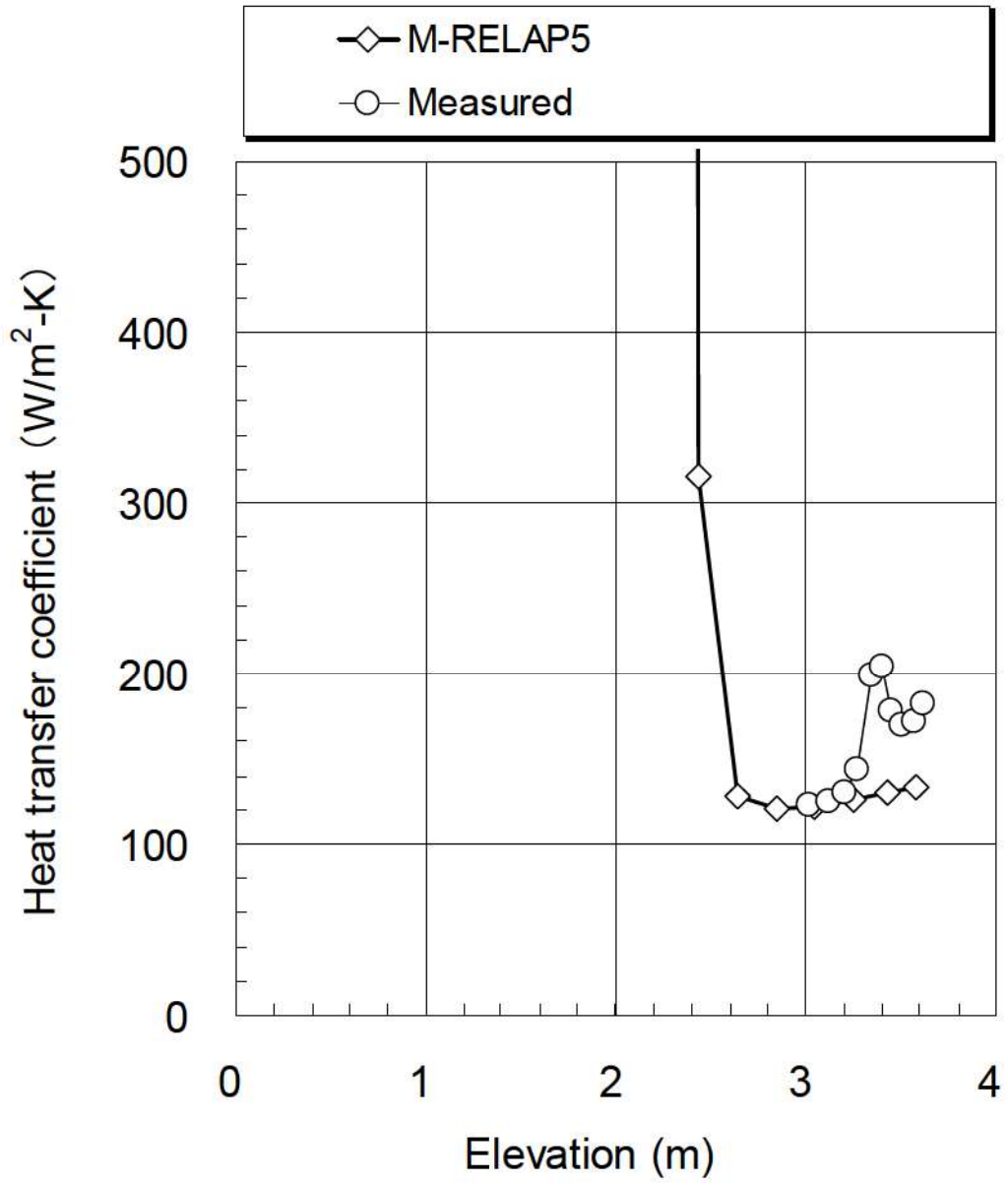


図 4-5 熱伝達係数比較図 (Test 3.09.10J)

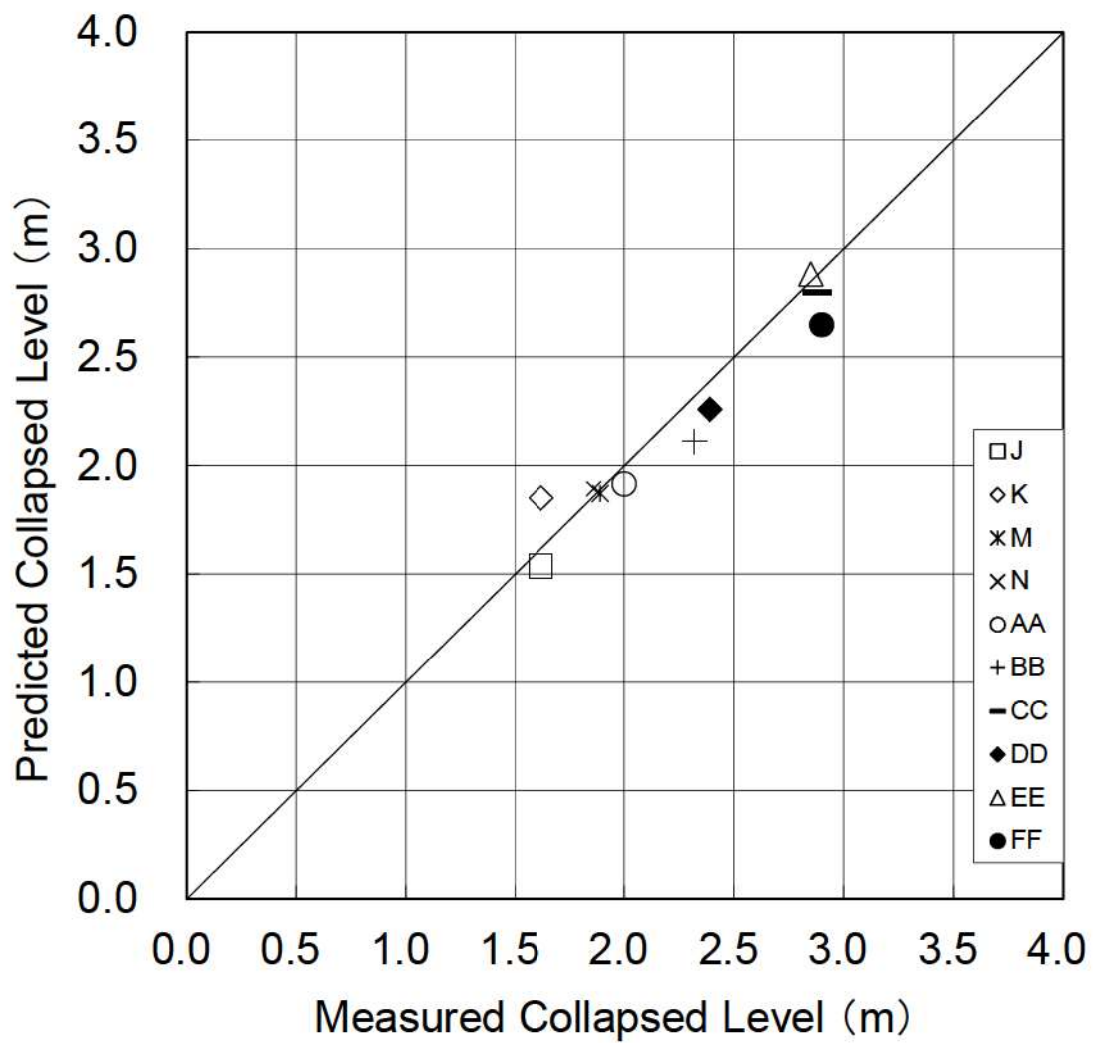


図 4-6 コラプスト水位比較

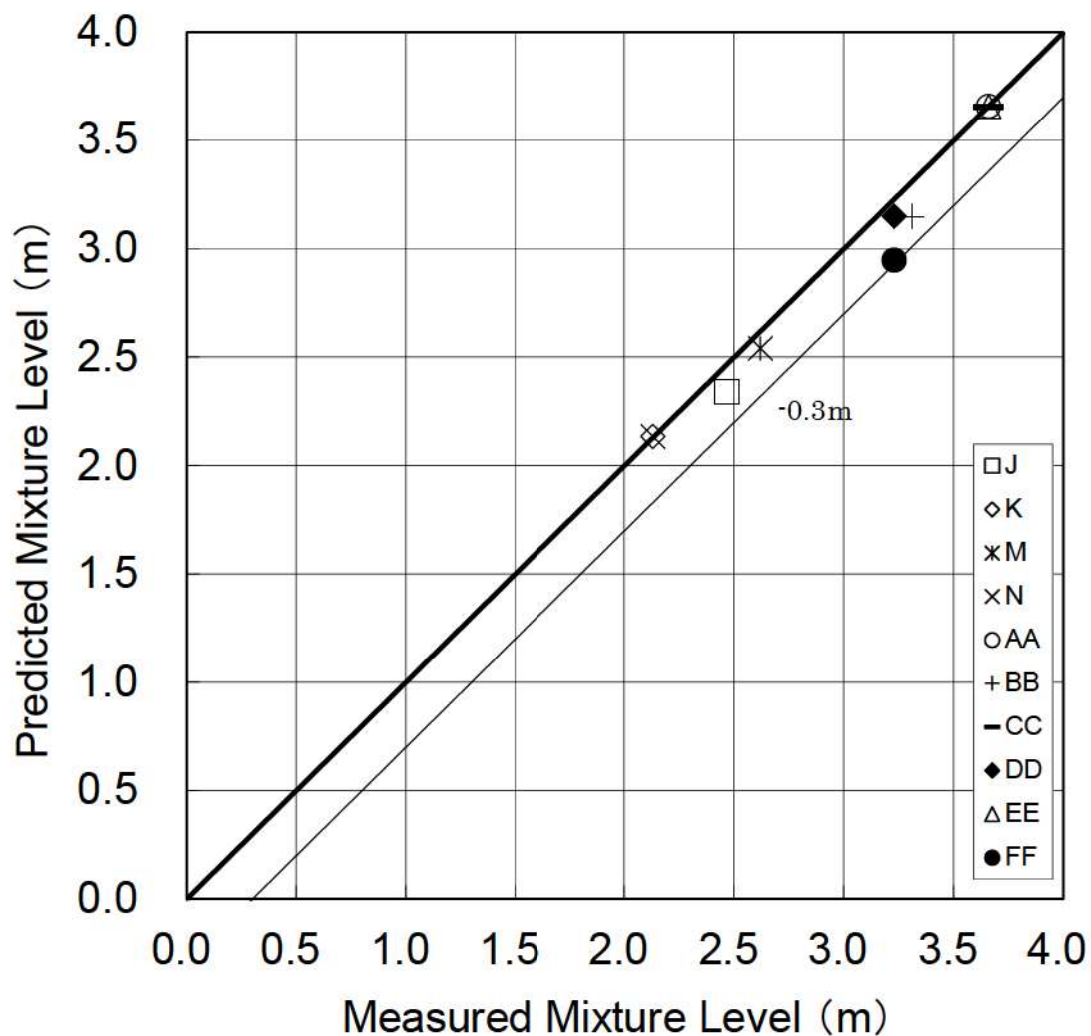


图 4-7 二相水位比较

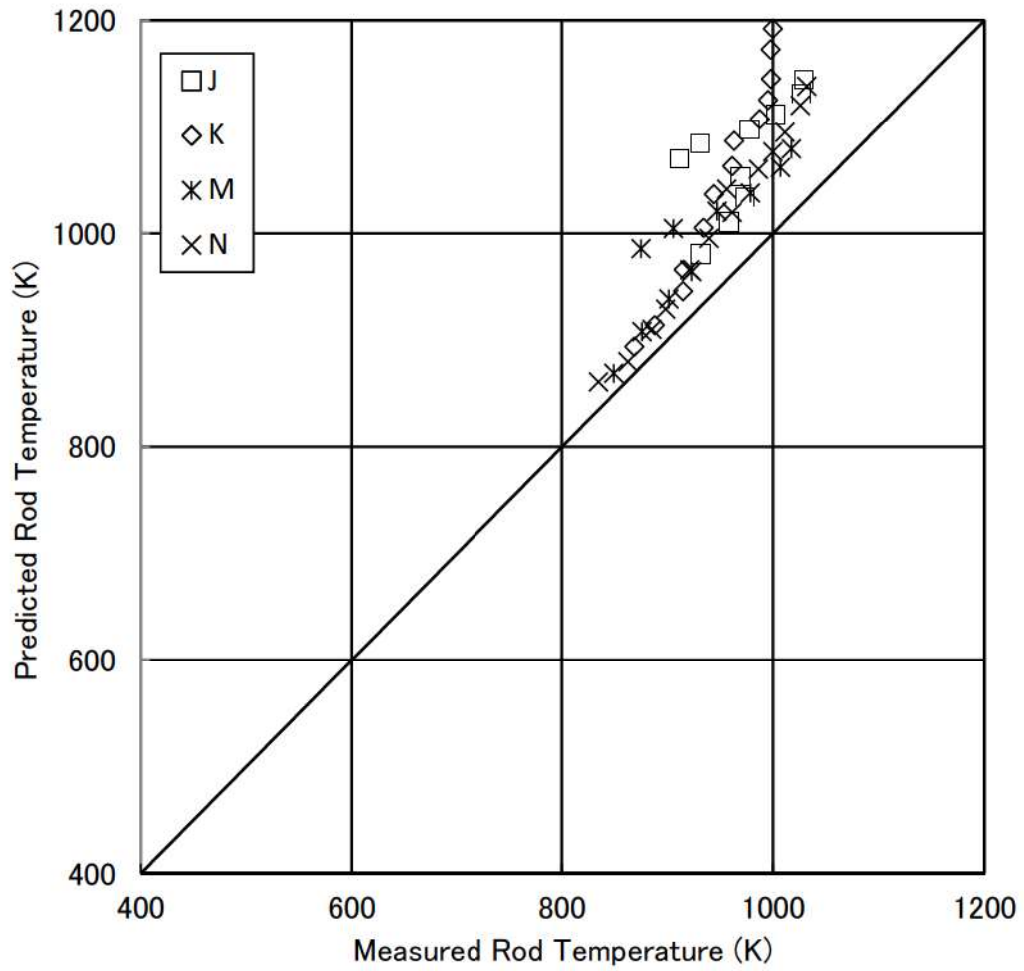


図 4-8 ヒータロッド表面 (FRS) 温度比較

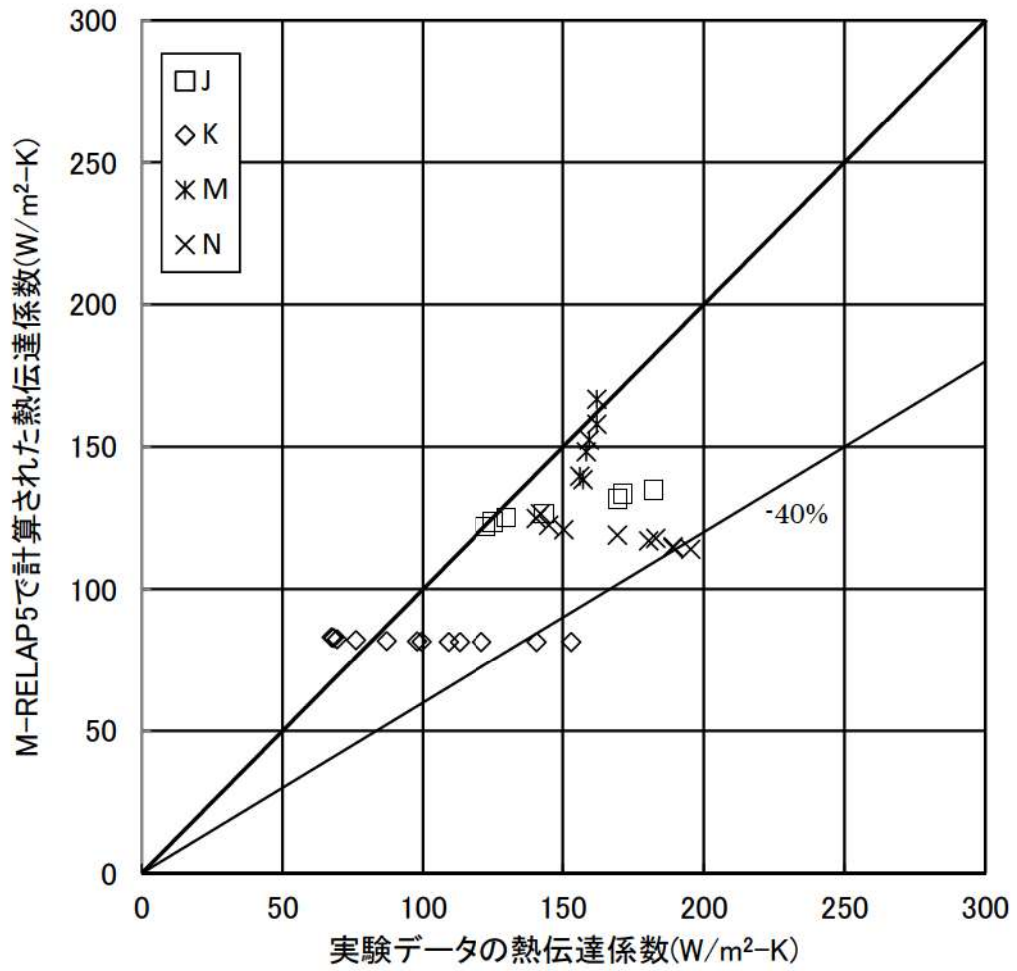


図 4-9 熱伝達係数比較

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 次冷却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 次冷却系の冷却材の減少速度、1 次冷却系の減圧速度に影響する。1 次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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。

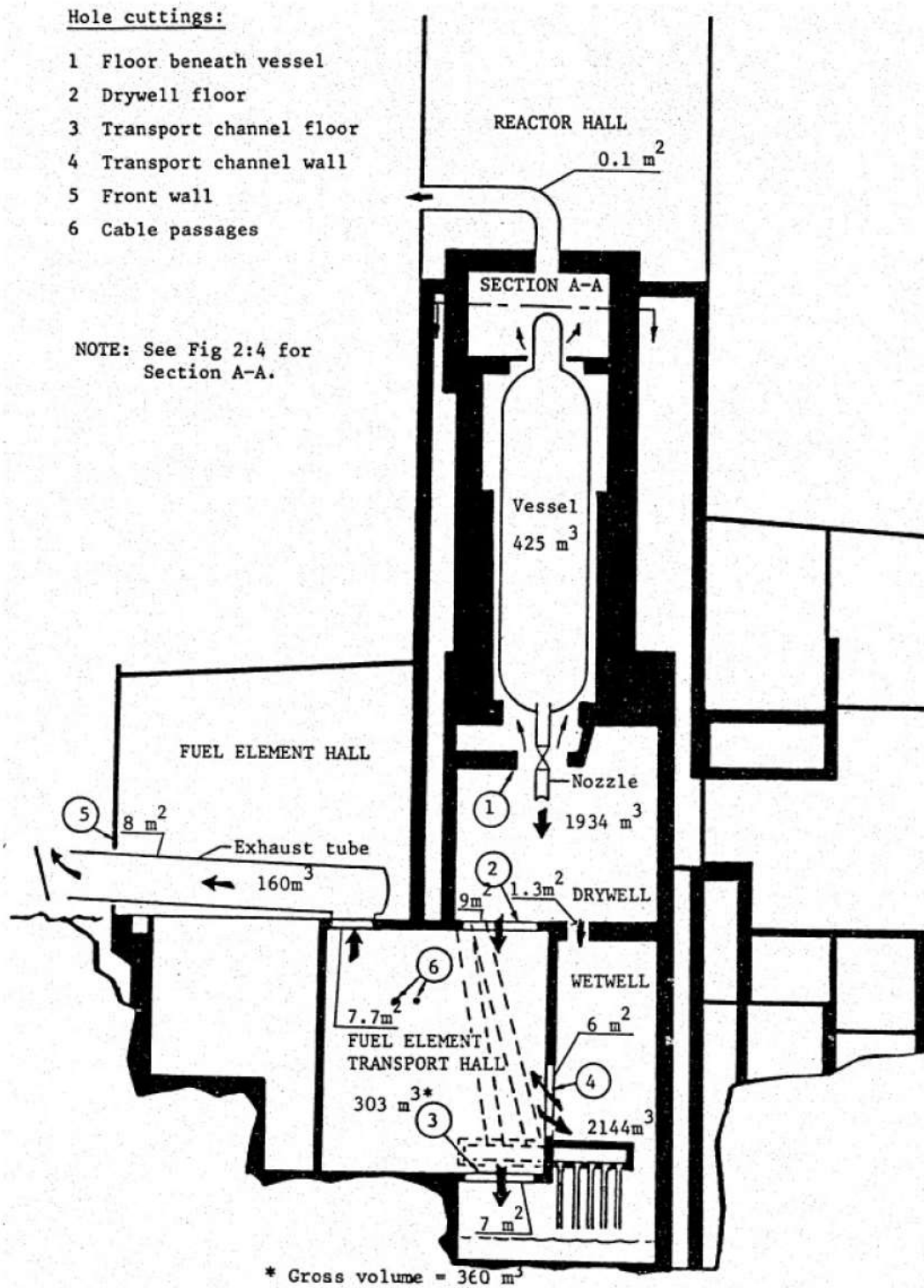


Fig 2:1 Outline diagram of the facility, including flow paths during the CFT

图 4-10 Marviken 臨界流試驗裝置概觀

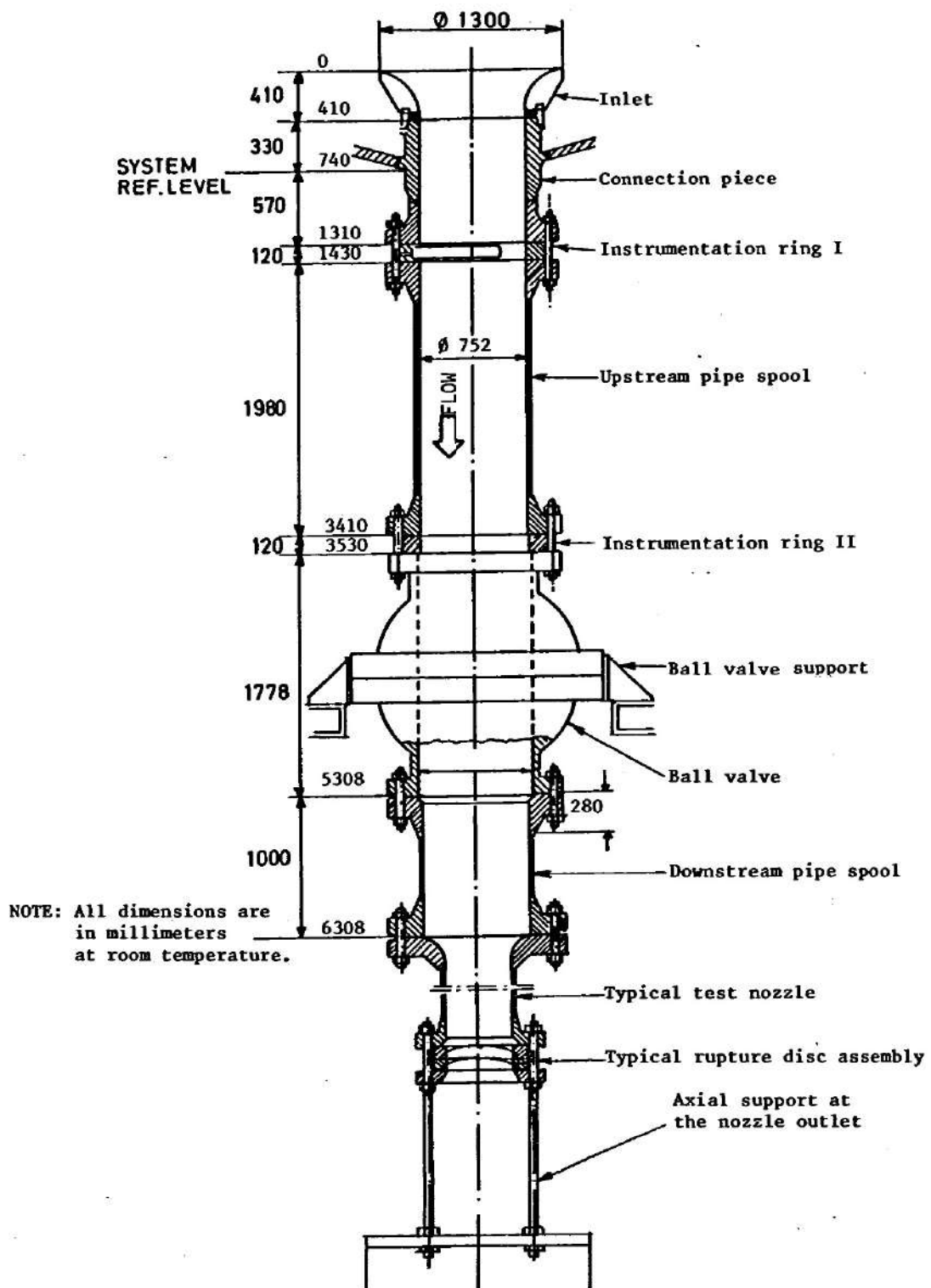


图 4-11 Marviken 放出管詳細図



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。

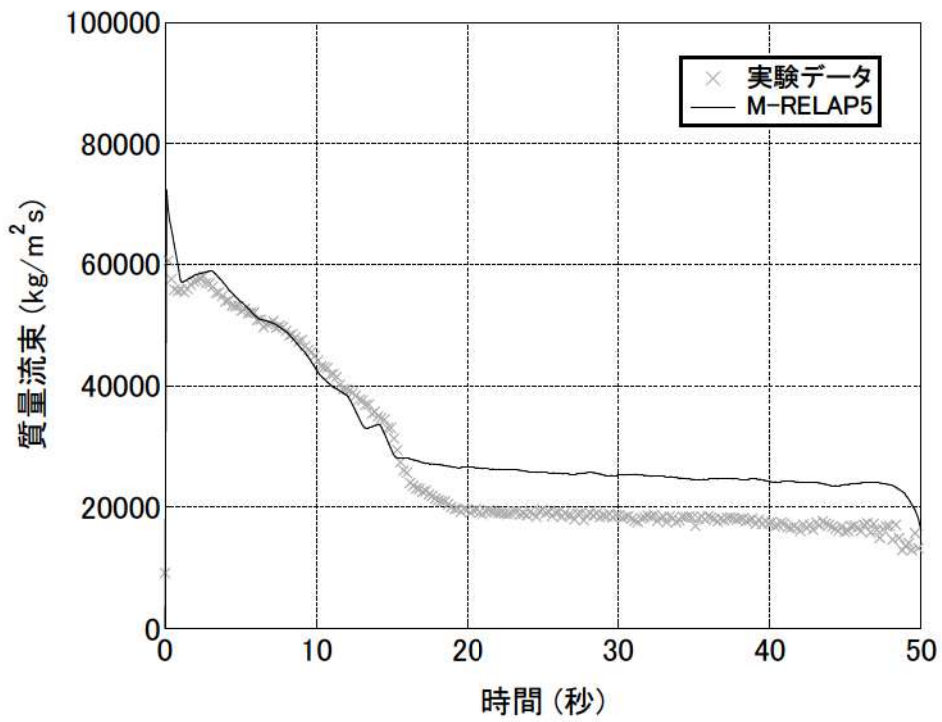


図 4-13 Marviken 破断流量の予測 (Test 11)

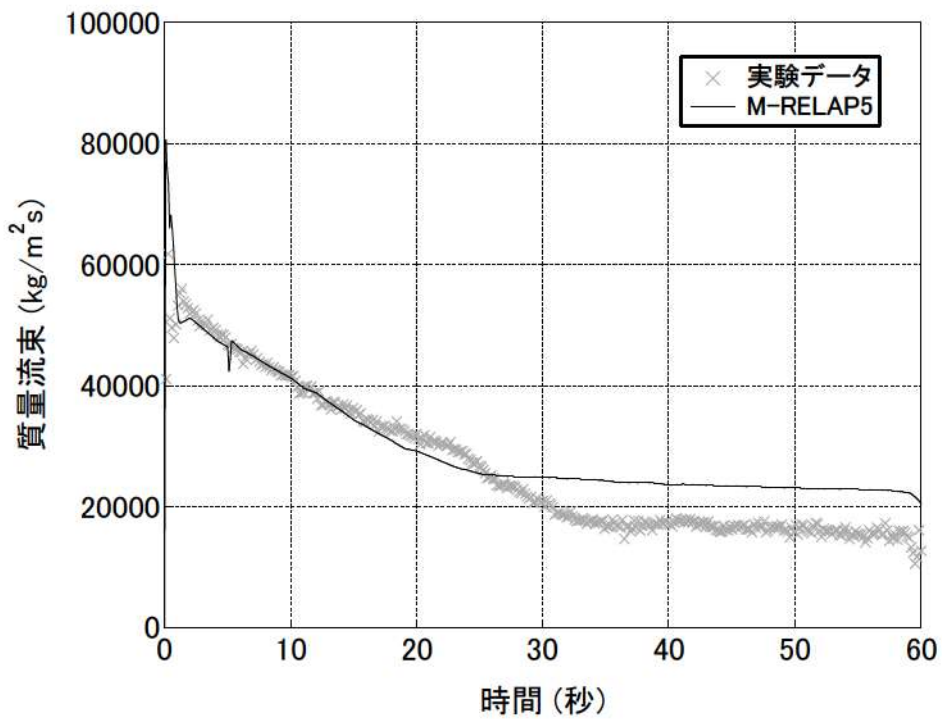


図 4-14 Marviken 破断流量の予測 (Test 27)

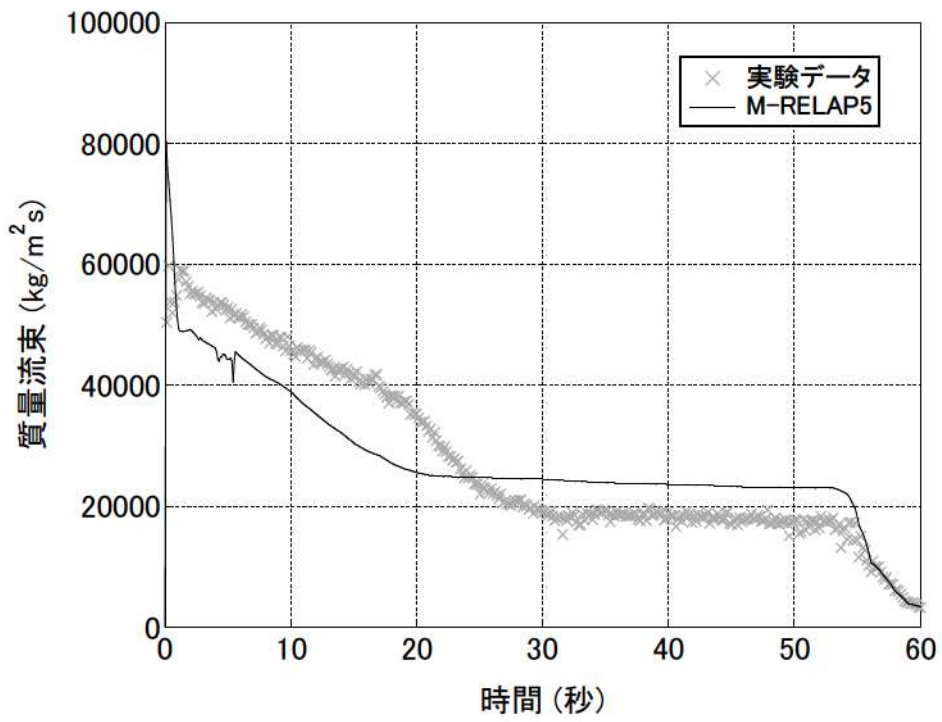


図 4-15 Marviken 破断流量の予測 (Test 24)

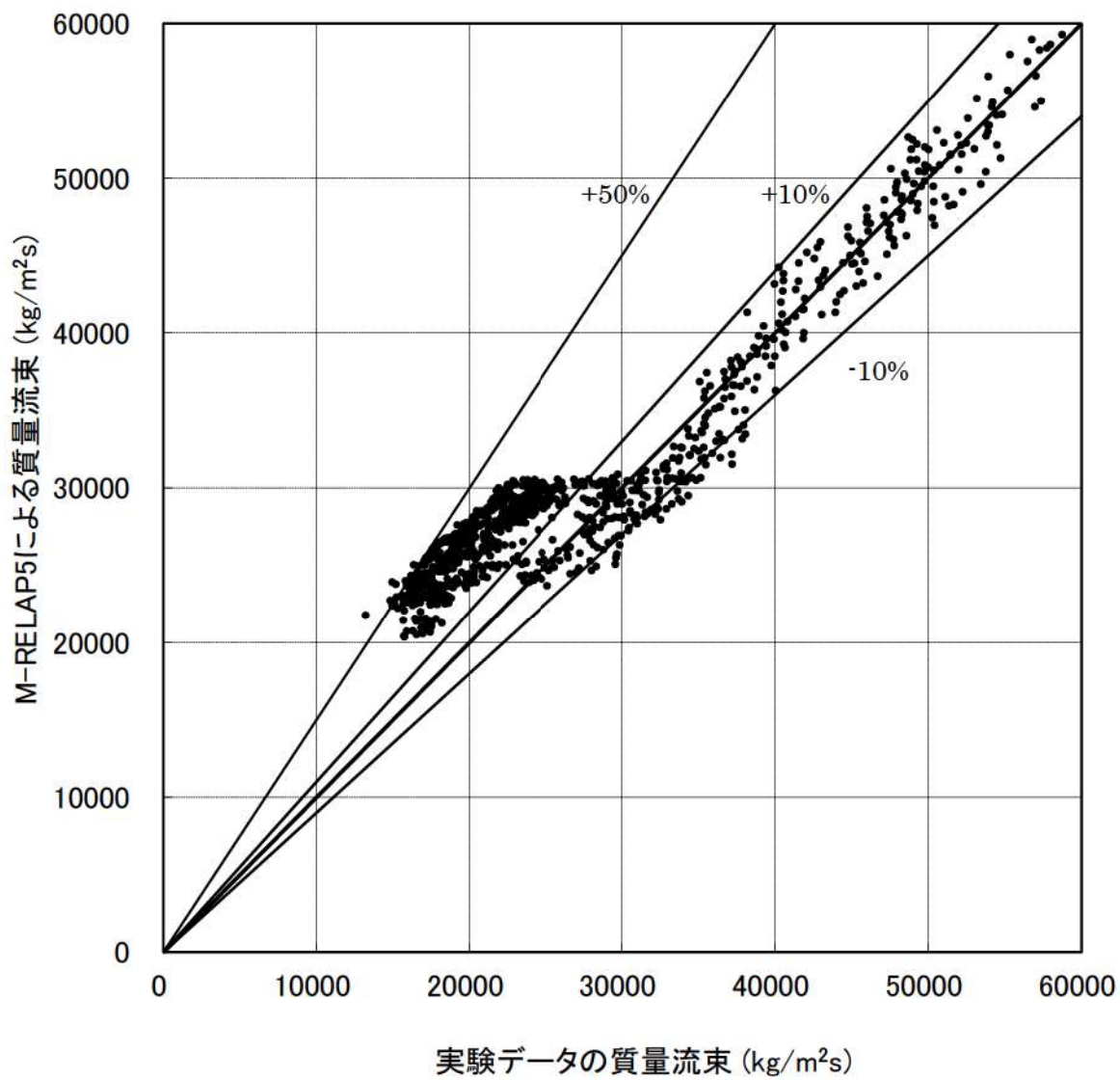


図 4-16 Marviken 破断流量の比較

4.4 ROSA/LSTF 試験

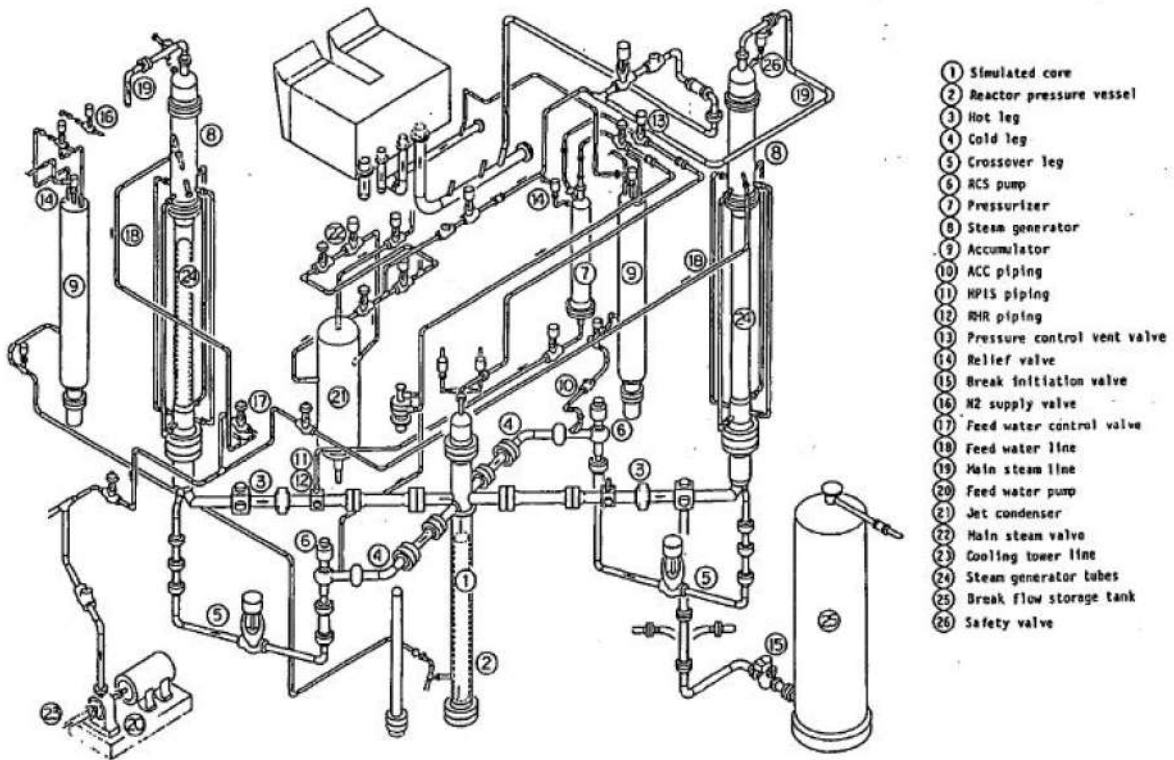
4.4.1 ROSA 試験概要

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、さらに、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/\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。

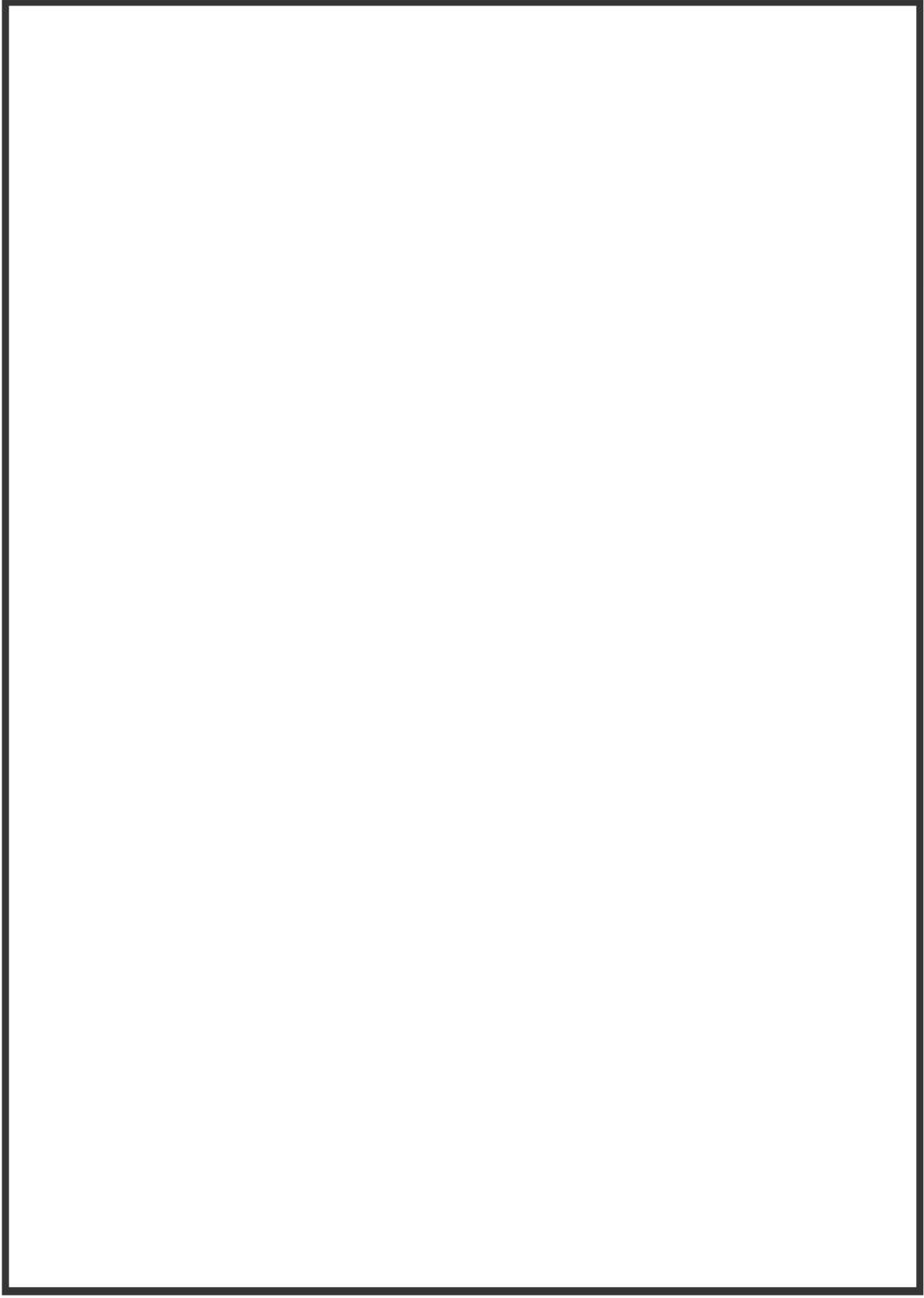


図 4-18 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析 ノード分割図

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 次冷却系の保有水量、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 次冷却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 次冷却系圧力近傍で 1 次冷却材圧力が安定する（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次冷却材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、若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 次冷却材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 次冷却系を減圧させるが、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 次冷却系の減圧、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。

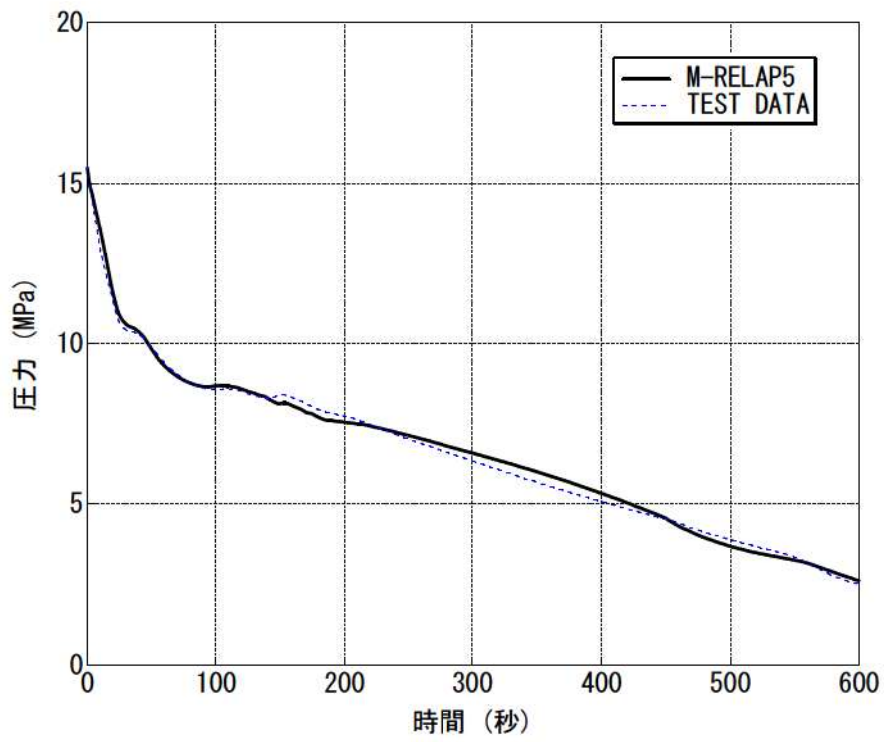


図 4-19 加压器压力

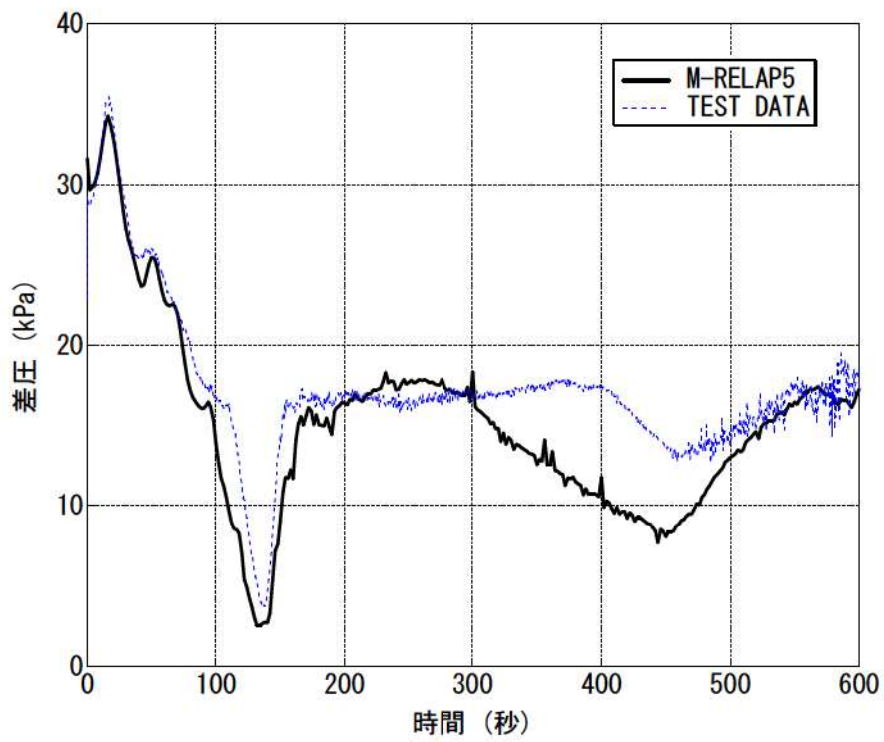


図 4-20 炉心差压

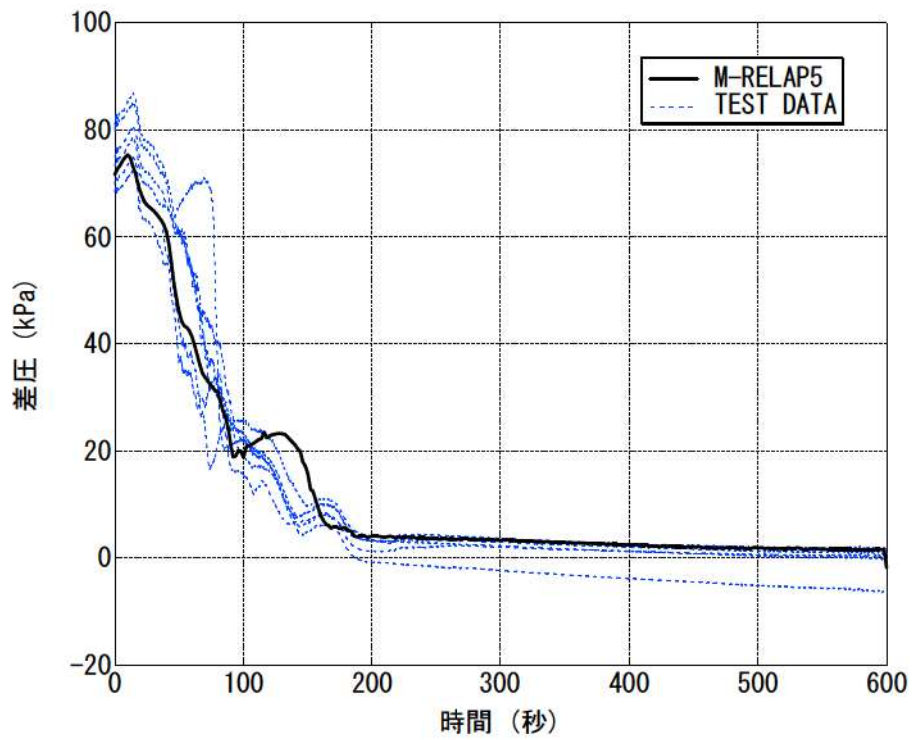


図 4-21 ループ A 蒸気発生器上昇側の差圧

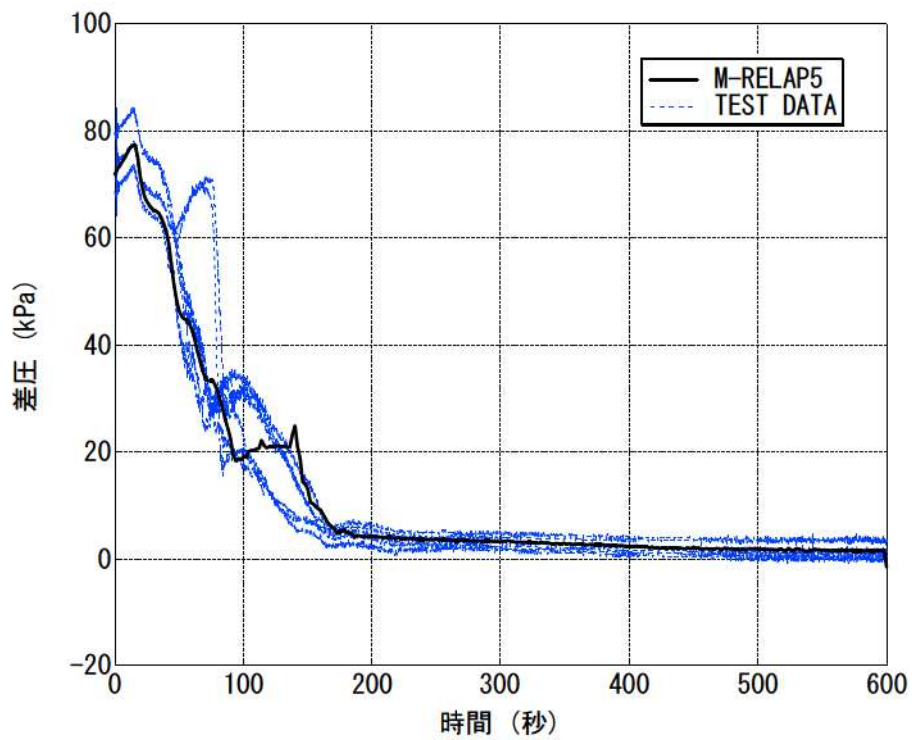


図 4-22 ループ B 蒸気発生器上昇側の差圧

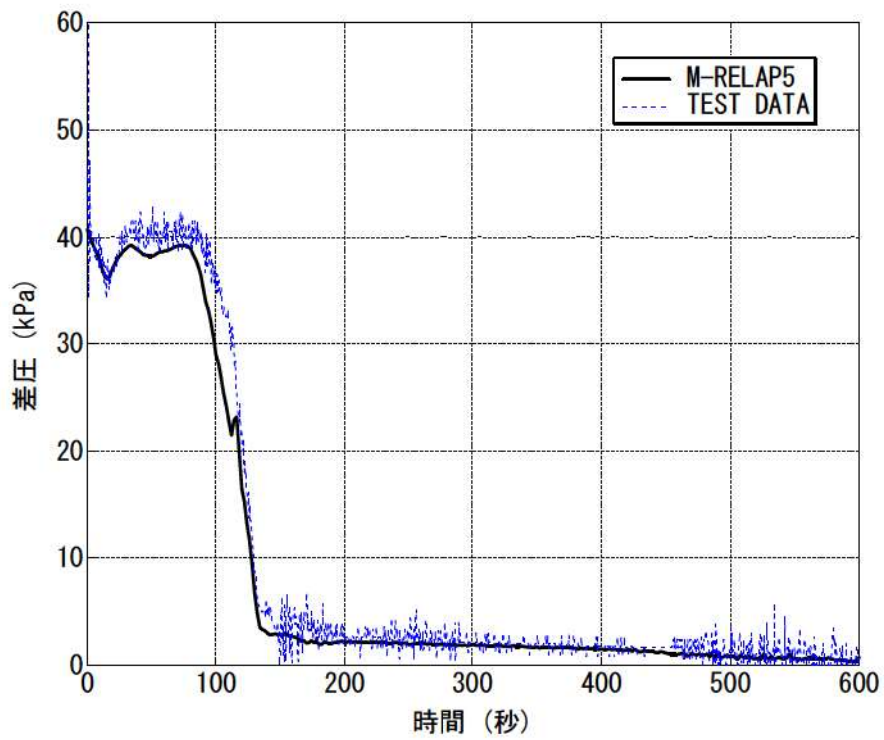


図 4-23 ループ A 蒸気発生器出口側配管下降側の差圧

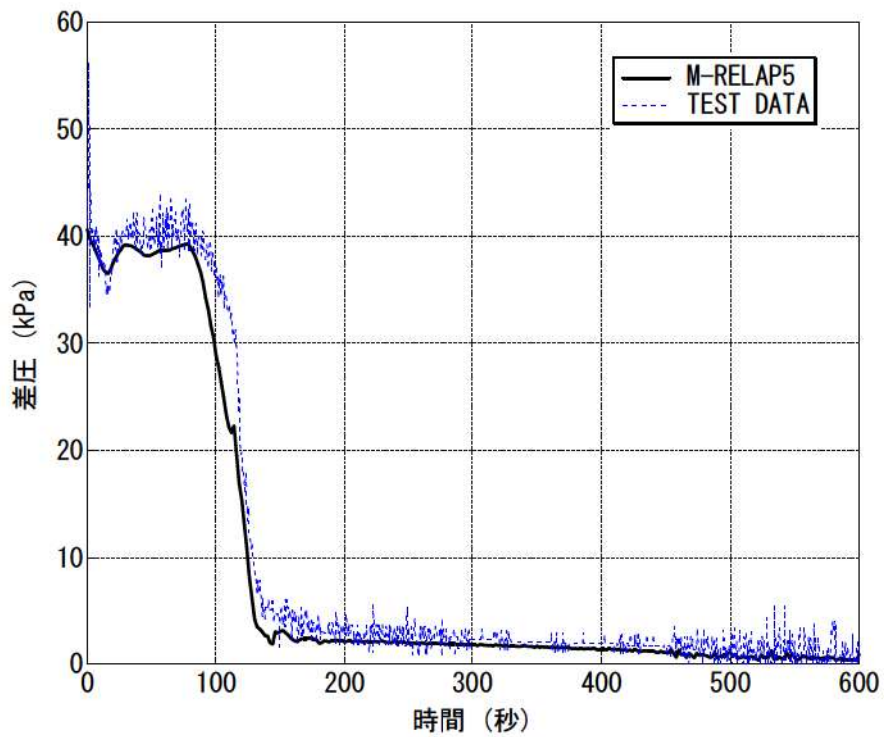


図 4-24 ループ B 蒸気発生器出口側配管下降側の差圧

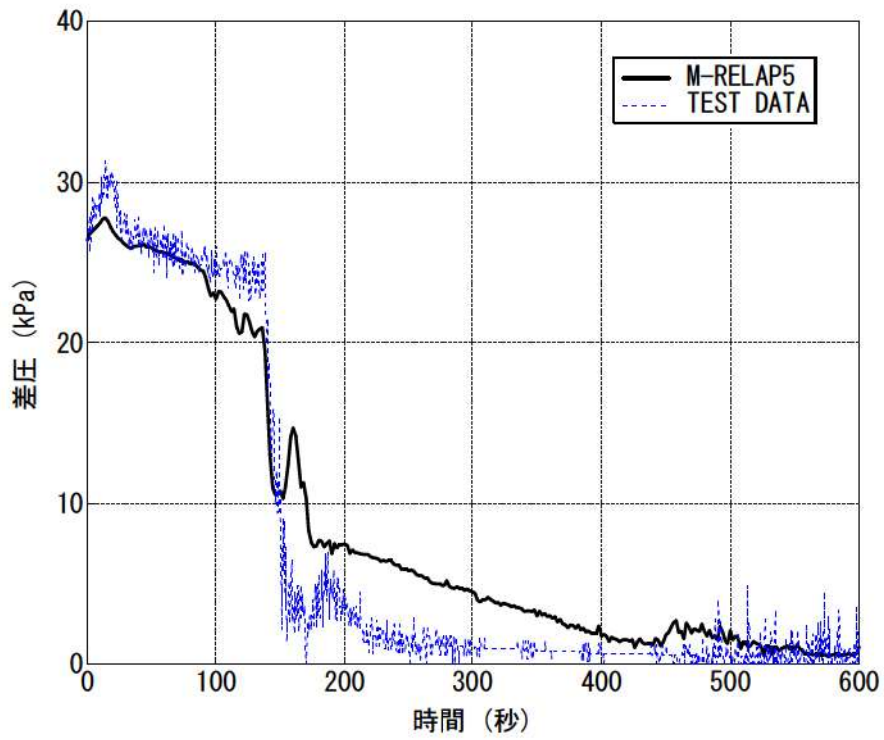


図 4-25 ループ A 蒸気発生器出口側配管上昇側の差圧

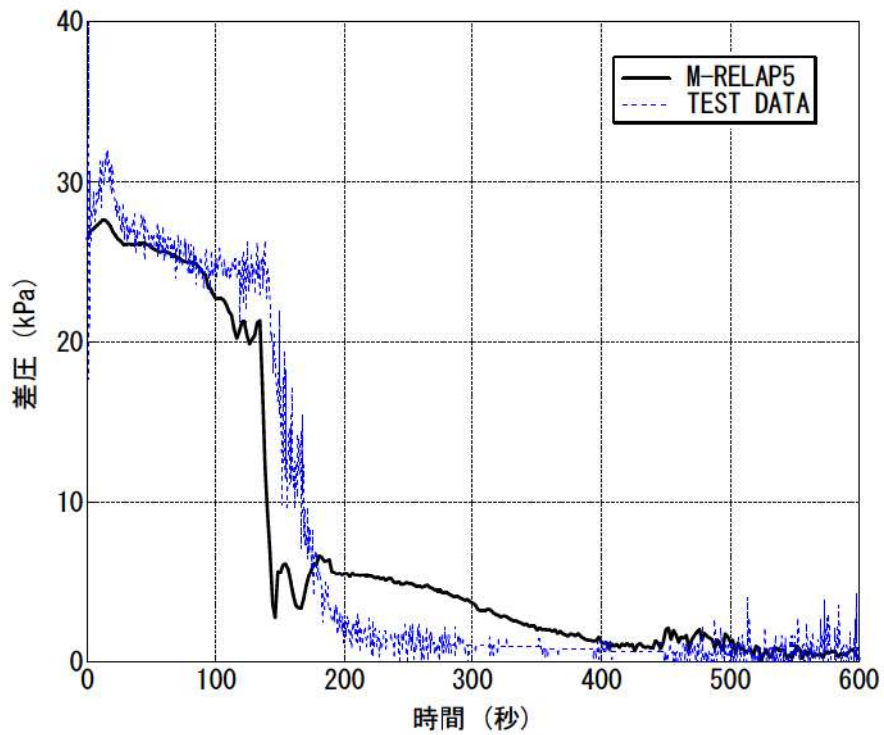


図 4-26 ループ B 蒸気発生器出口側配管上昇側の差圧

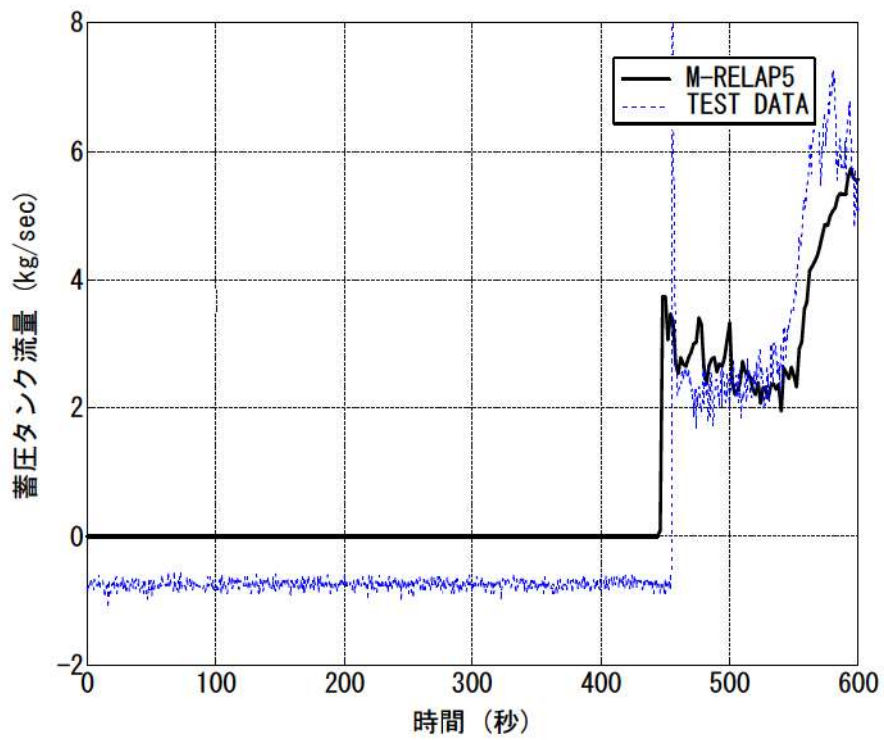


図 4-27 ループ A 蓄圧タンク流量

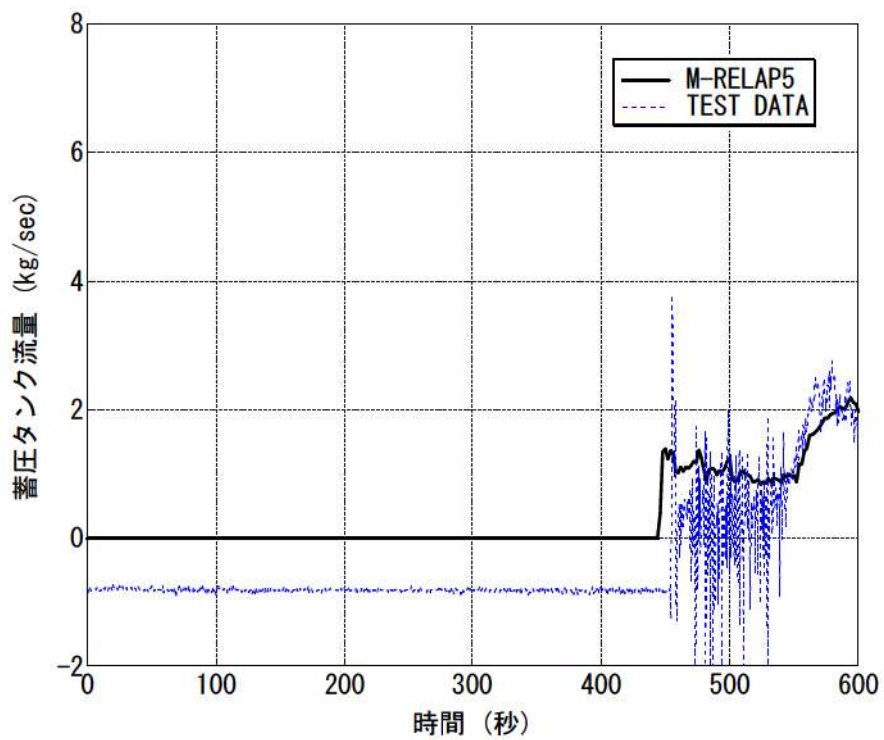


図 4-28 ループ B 蓄圧タンク流量

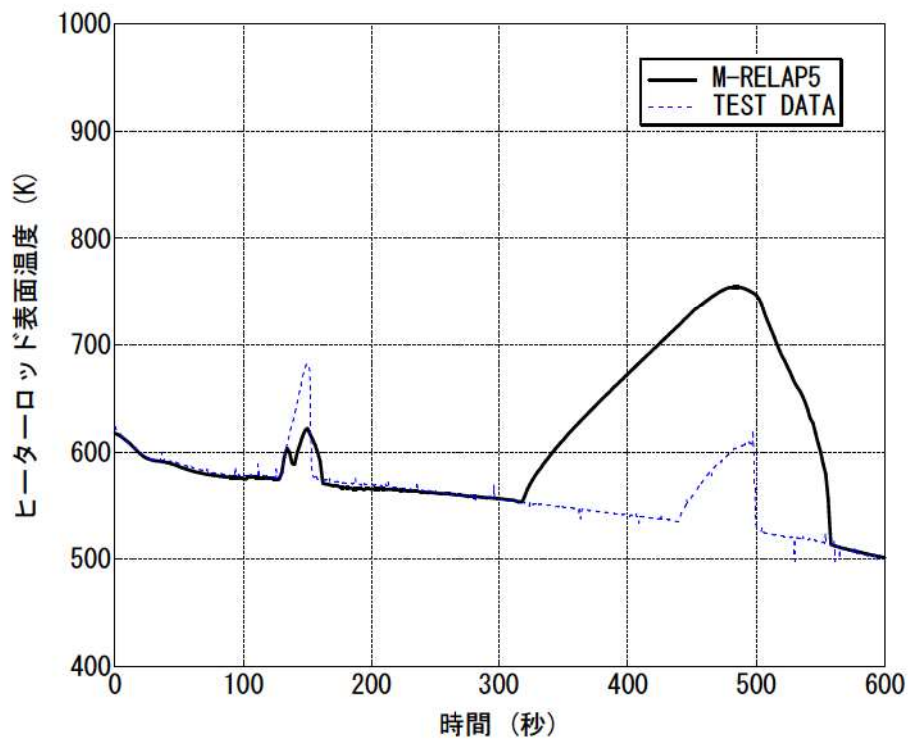


図 4-29 ヒータロッド表面温度 3.05m (試験データ), 3.17m (M-RELAP5)
(炉心上部)

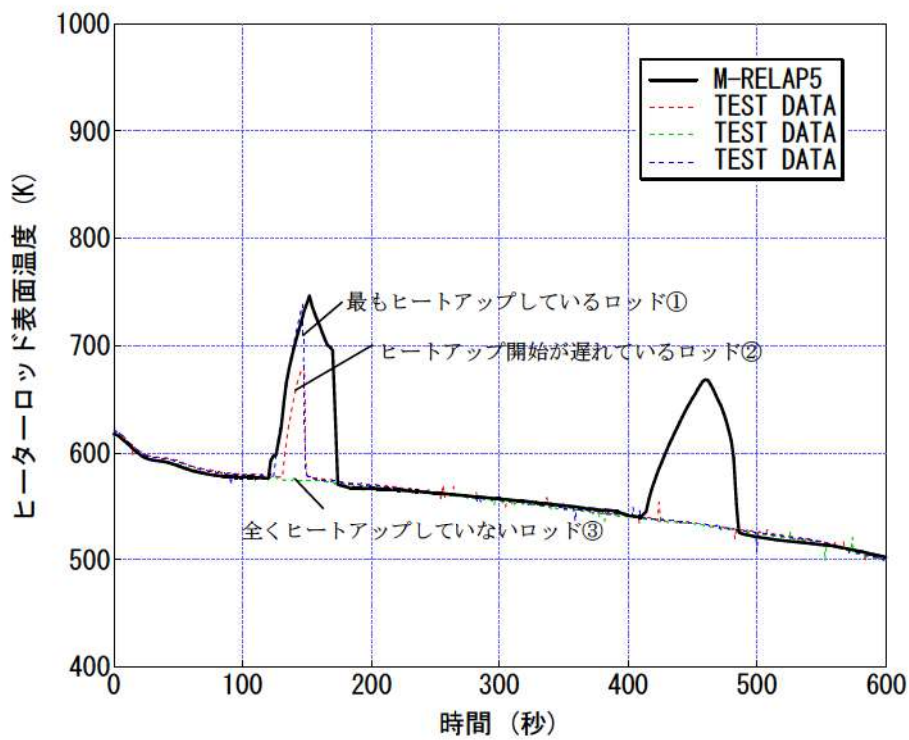


図 4-30 ヒータロッド表面温度 1.83m (試験データ), 1.82m (M-RELAP5)
(炉心中心付近)

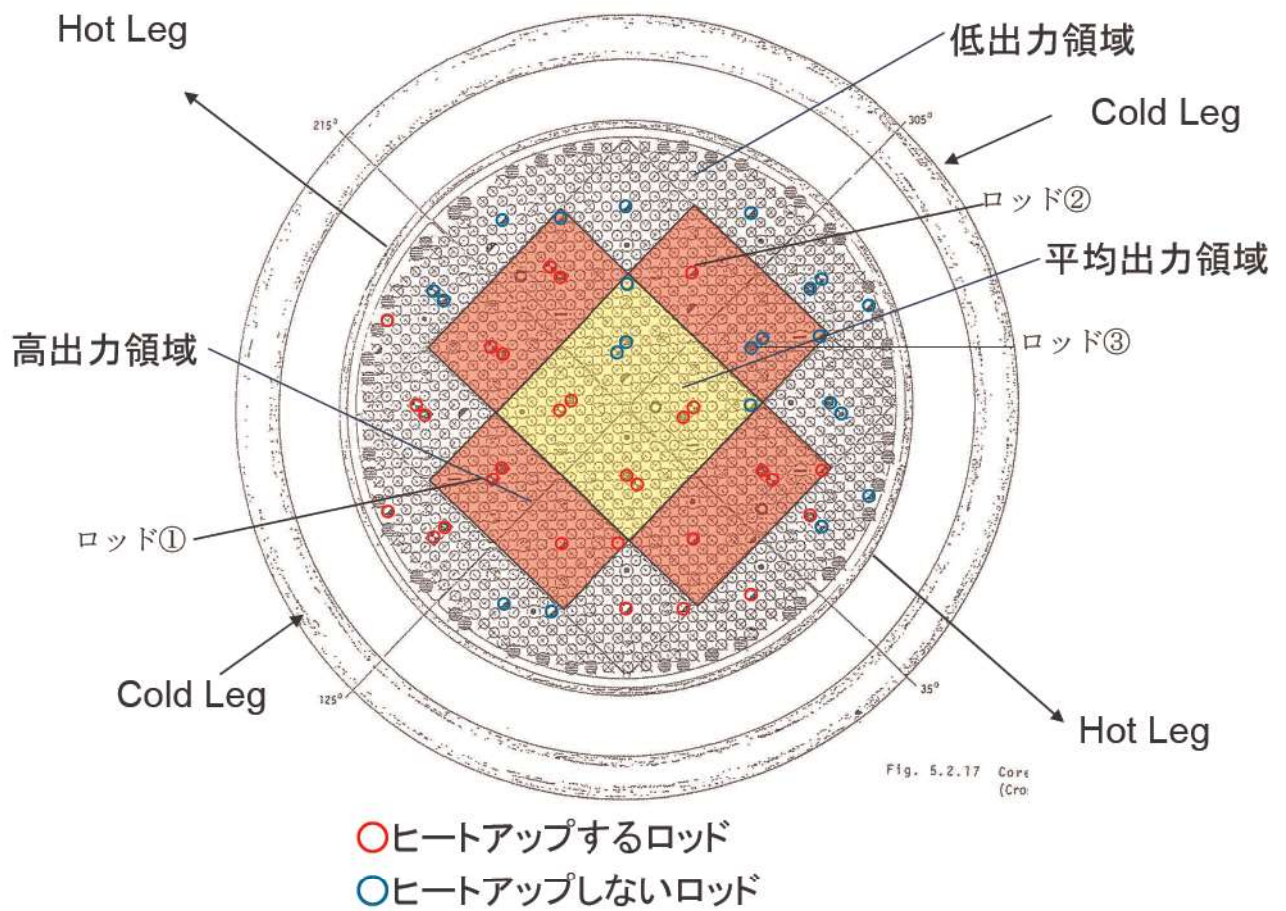


図 4-31 SB-CL-18 試験のループシール期間におけるヒートアップ位置

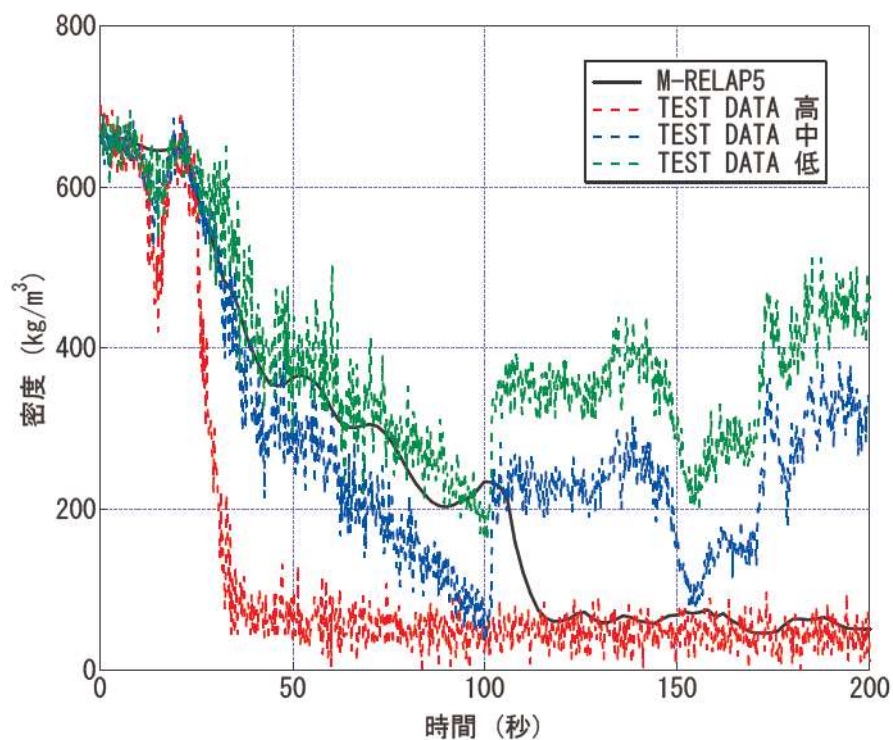


図 4-32 高温側配管密度

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 次冷却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 次冷却材圧力 12.27MPa の SI 信号発信の 10 分後から蒸気発生器 2 次冷却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 次冷却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 次冷却系強制冷却時の 1 次冷却系の減圧効果を確認するため、蒸気発生器 2 次冷却系圧力を境界条件とした（2 次冷却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 次冷却系の保有水量、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 次冷却材圧力が低下するが、約 400 秒以降、2 次冷却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 次冷却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 次冷

却材圧力が十分低下し、蓄圧タンクからの注入が開始され、1次冷却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次冷却材圧力が低下し、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 次冷却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 次冷却系の圧力低下挙動、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 次冷却系強制冷却時の 1 次冷却材圧力の 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 次冷却系の減圧操作は 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部は 1 次元で模擬しているため、ボイラー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 次冷却系強制減圧時の 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 次冷却材圧力の不確かさは最大で +0.5MPa である。1 次冷却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 次冷却材圧力 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 次冷却系強制冷却開始、補助給水開始
約 1,360	蓄圧タンク注入開始(1 次冷却材圧力=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

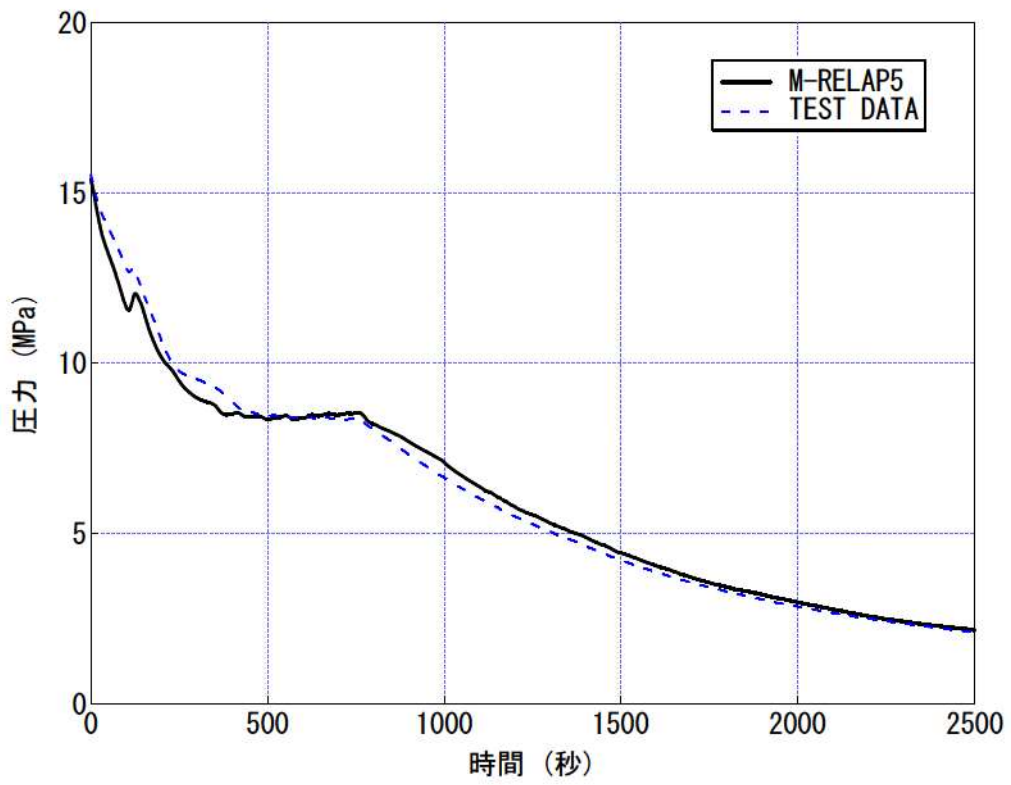


图 4-33 加压器压力

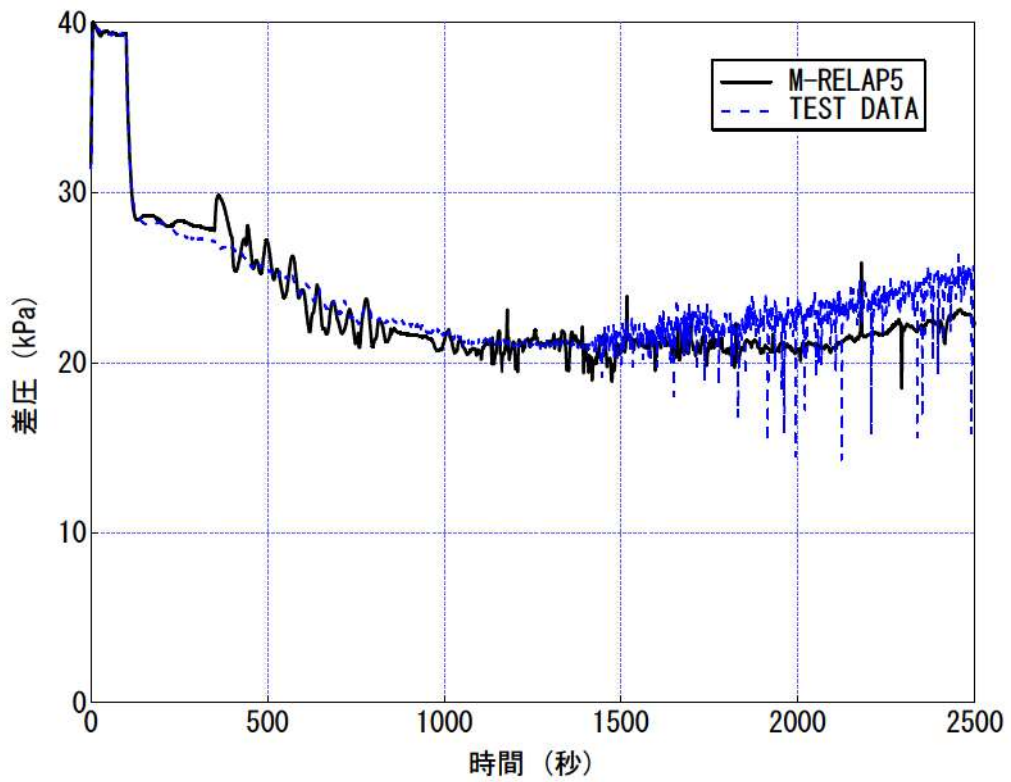


图 4-34 炉心差压

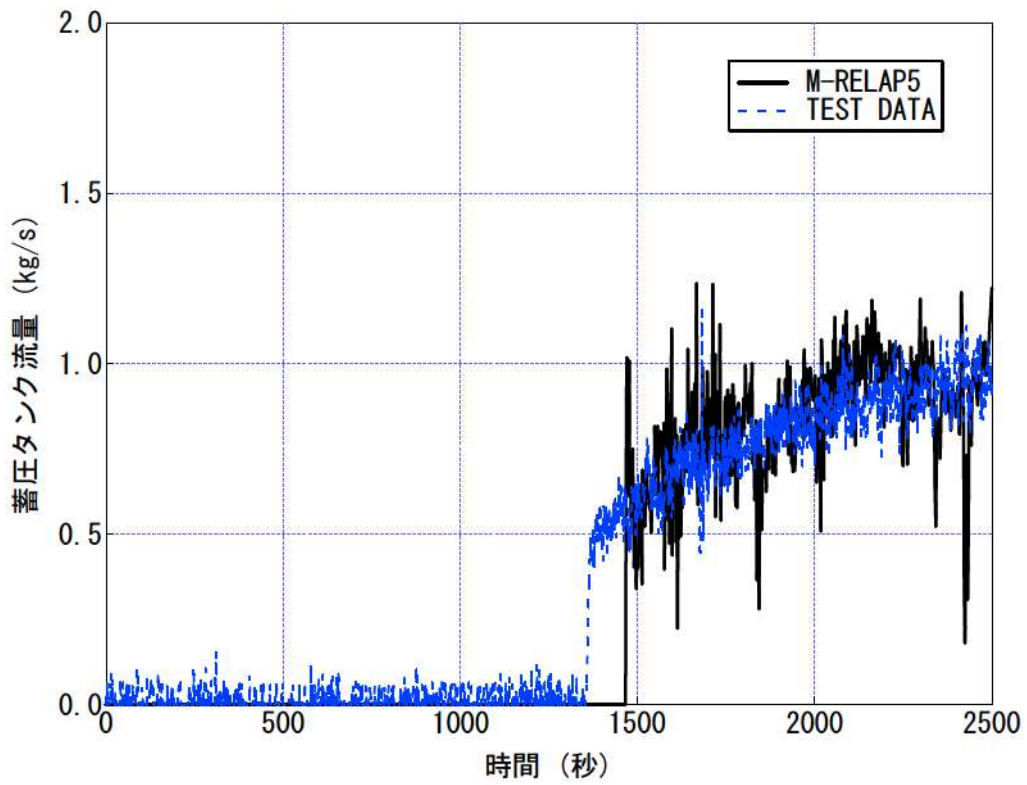


図 4-35 ループ A 蓄圧タンク流量

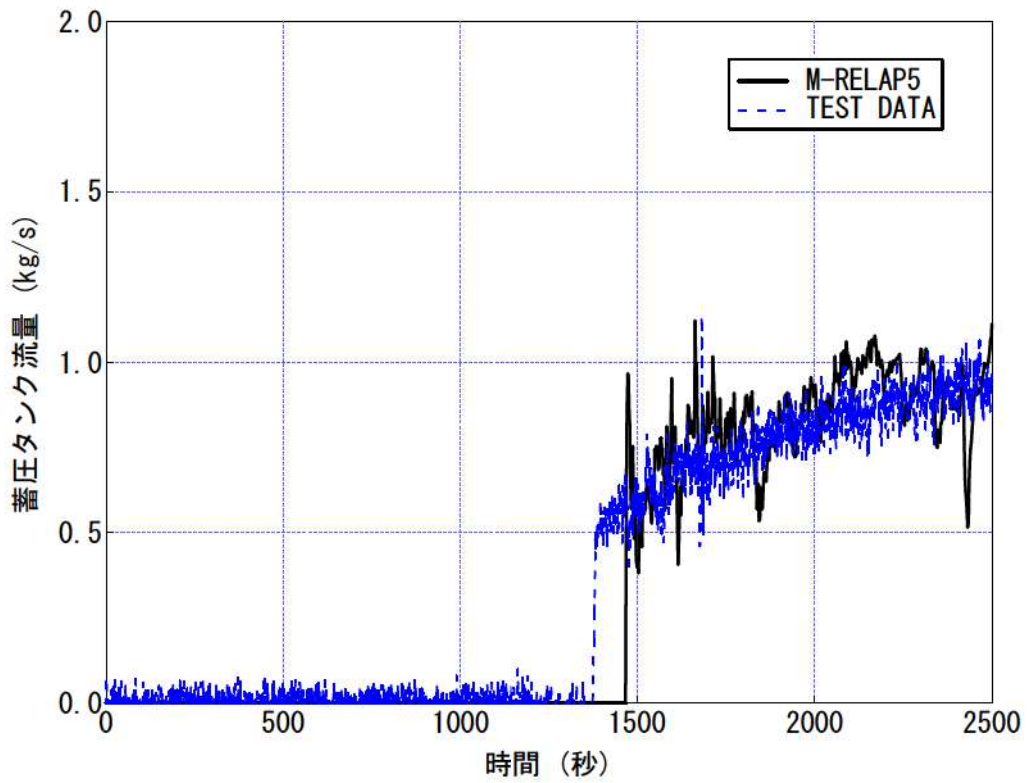


図 4-36 ループ B 蓄圧タンク流量

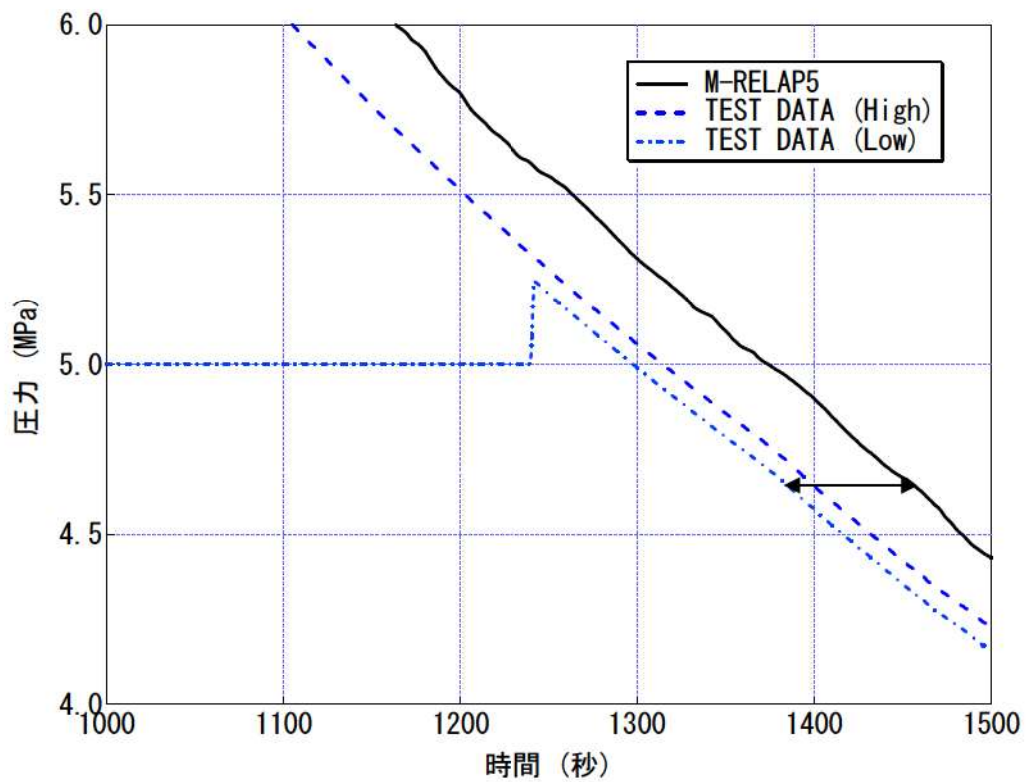


図 4-37 試験と解析の減圧速度の違い (加圧器圧力の比較)

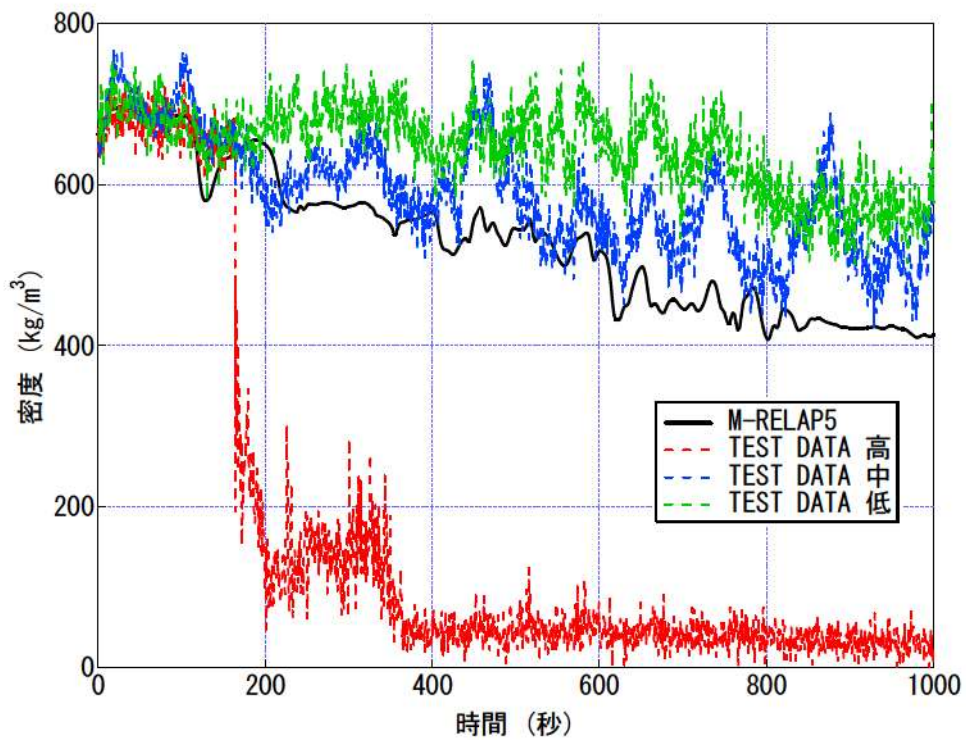


図 4-38 高温側配管密度

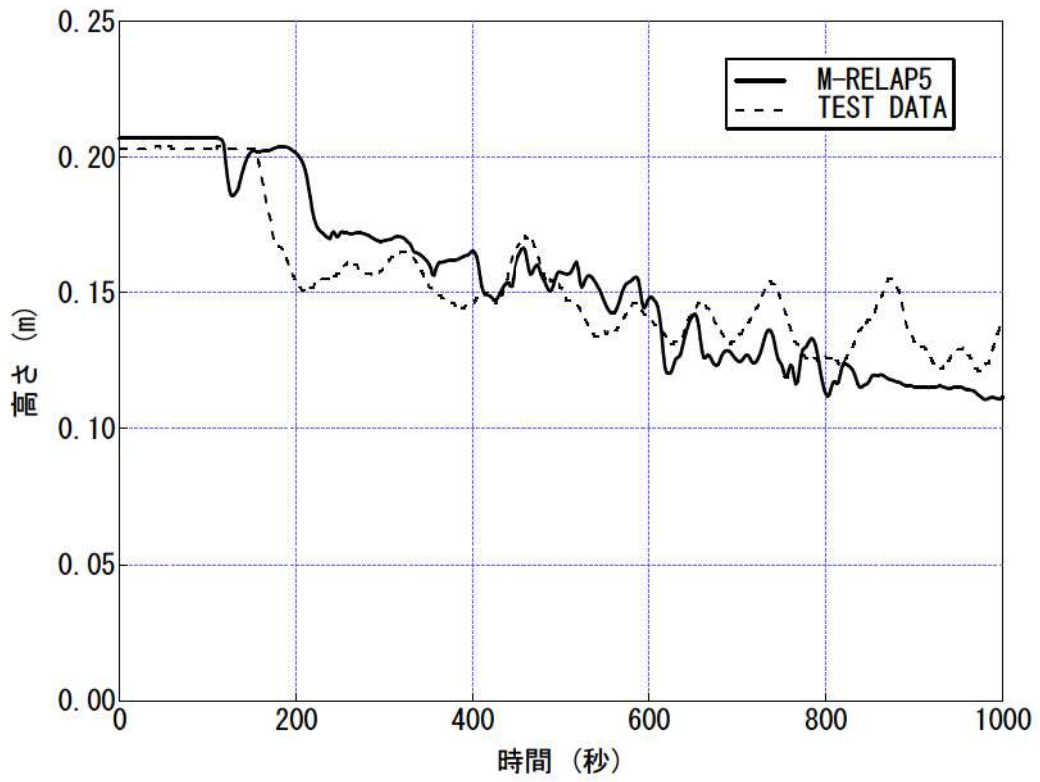


図 4-39 高温側配管水位

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、更にその後を実施する蒸気発生器 2 次冷却系強制冷却の運転員等操作による 1 次冷却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 次冷却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 次冷却系の冷却(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 次冷却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 次冷却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 次冷却系の強制冷却、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 次冷却系の冷却を開始し、1 次冷却系減圧による 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次冷却系強制冷却時の1次冷却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次冷却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次冷却系の保有水量、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次冷却材圧力)、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次冷却系の強制冷却による1次冷却系の減圧挙動、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次冷却系冷却の減圧に伴う1次冷却系の温度及び圧力の低下、そして、原子炉1次冷却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、二相にかかわらず、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次冷却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次冷却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次冷却系の保有水量、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次冷却系の強制冷却による1次冷却系の減圧挙動、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次冷却系の保有水量は1次冷却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次冷却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次冷却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 冷 却 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 次冷却系を加圧器水位 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。

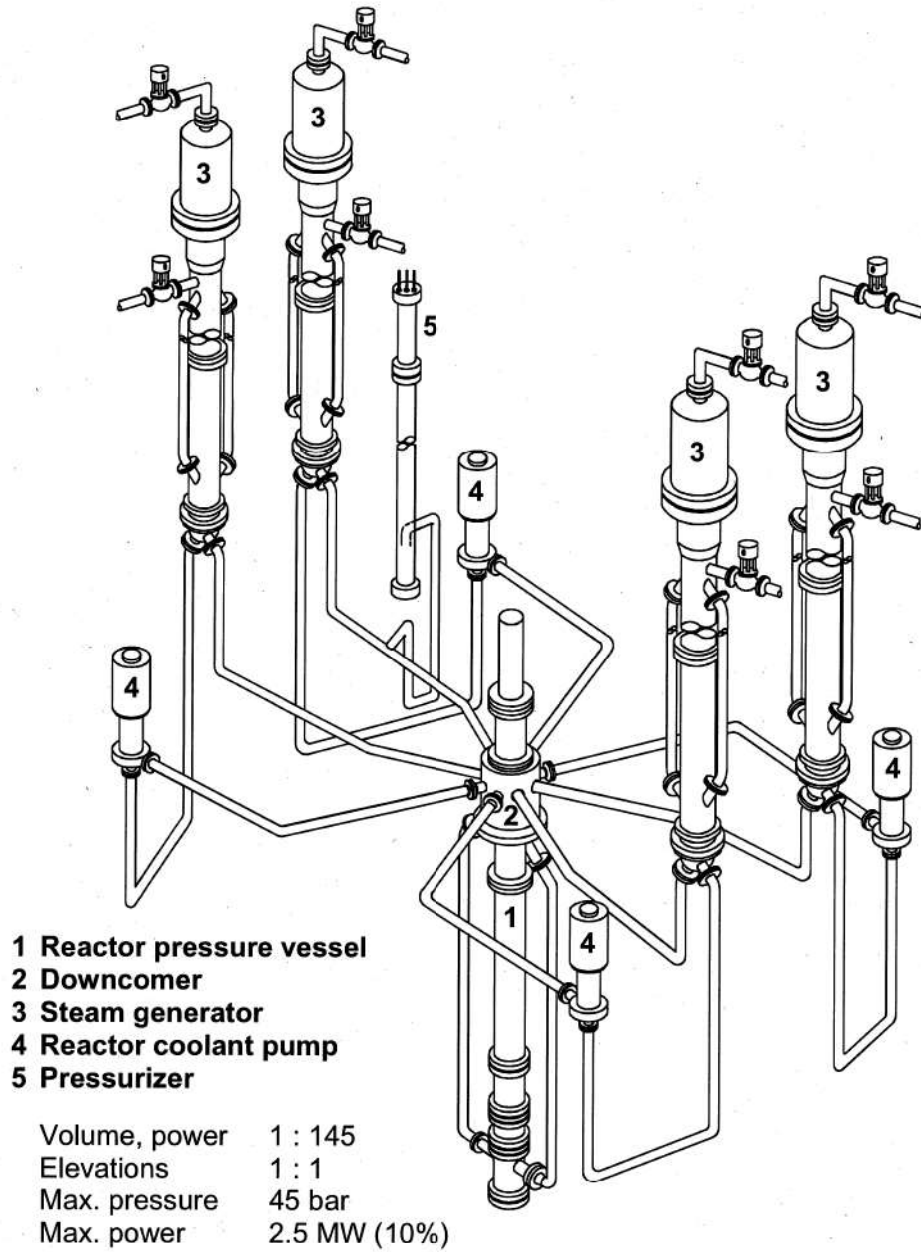


図 4-40 PKL 試験装置概観

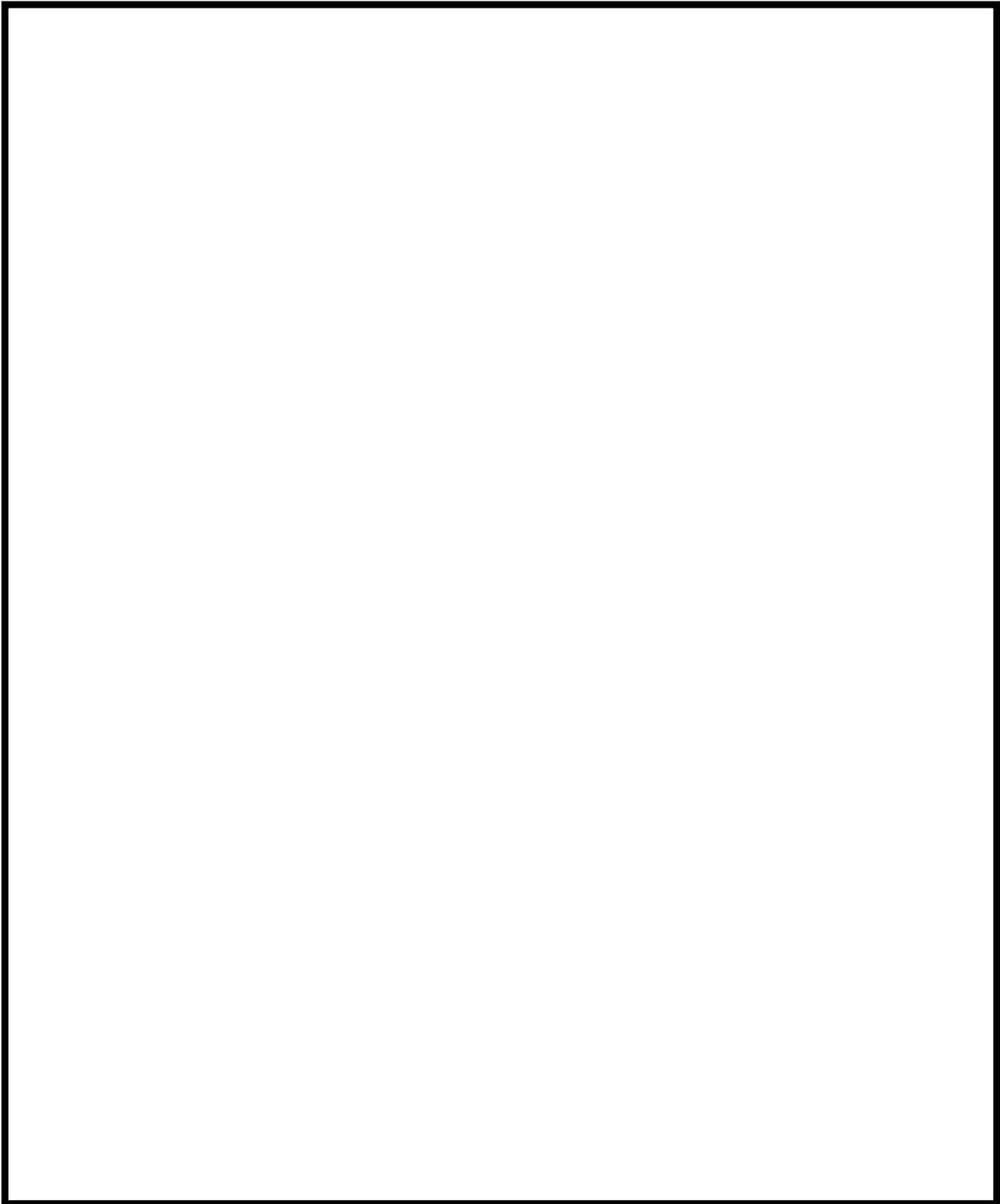


図 4-41 PKL/F1.1 試験解析のノーディング図 (ベッセル部)

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。

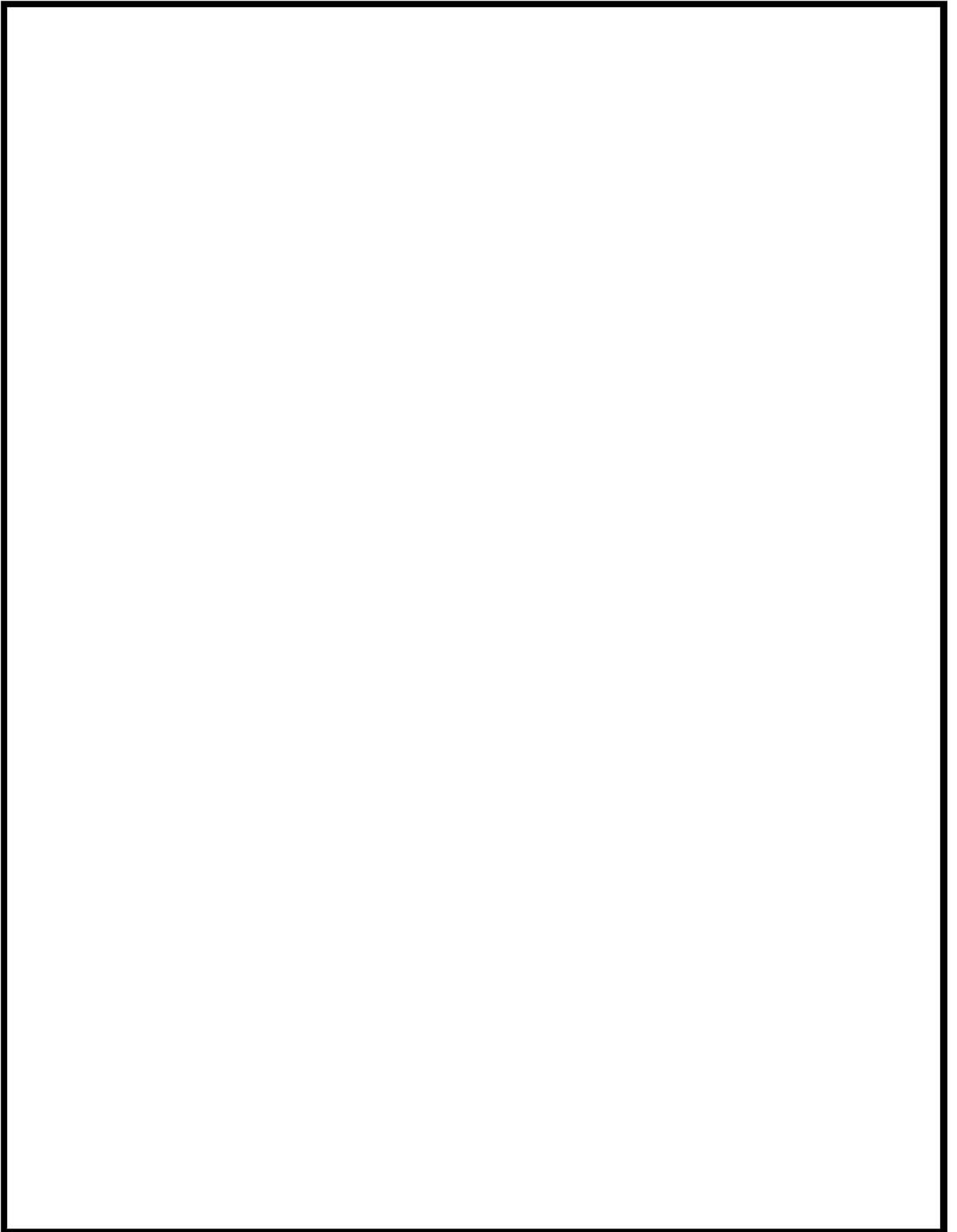


図 4-42 PKL/F1.1 試験解析のノーディング図 (破断ループ)

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ので公開できません。

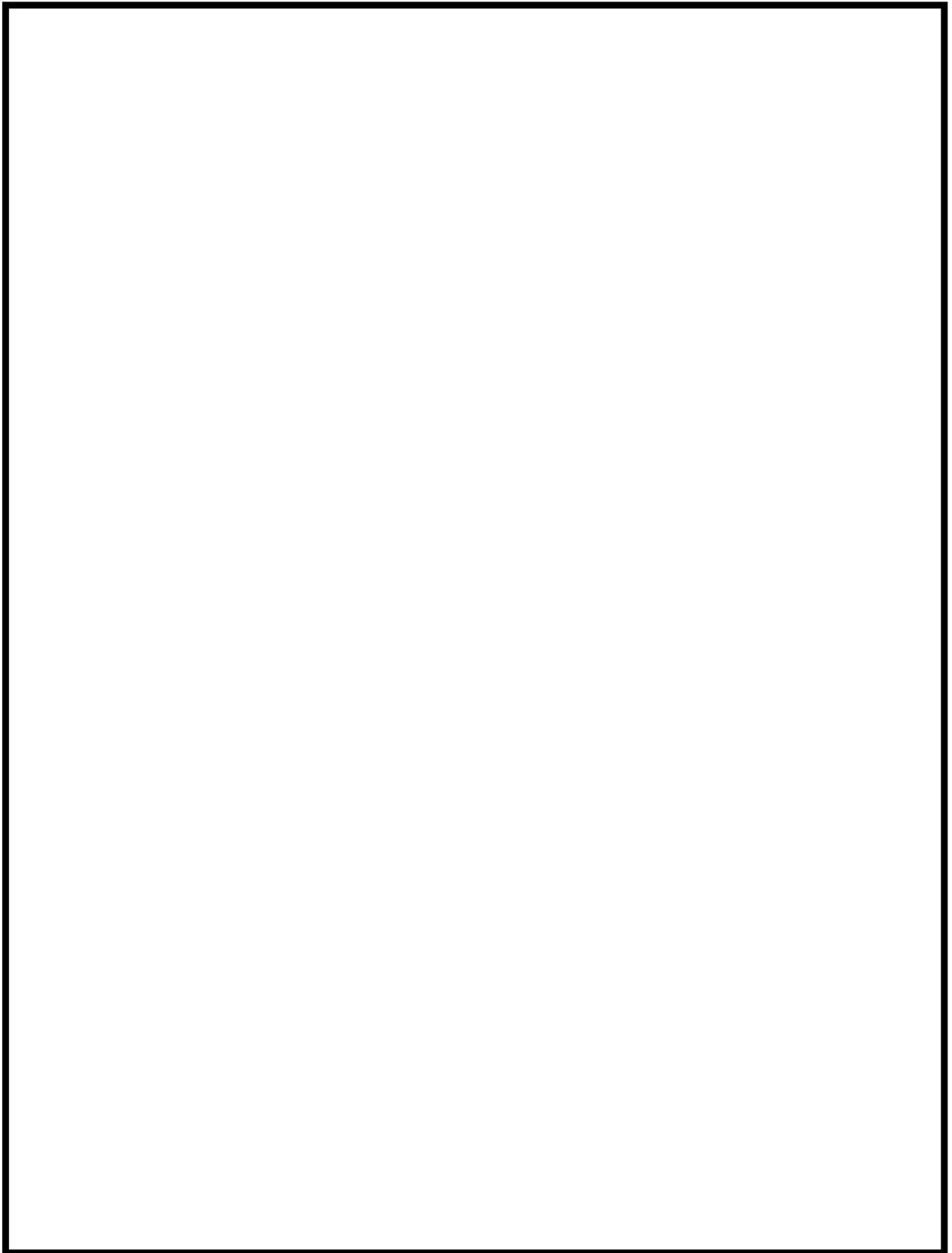


図 4-43 PKL/F1.1 試験解析のノーディング図 (健全ループ)

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。

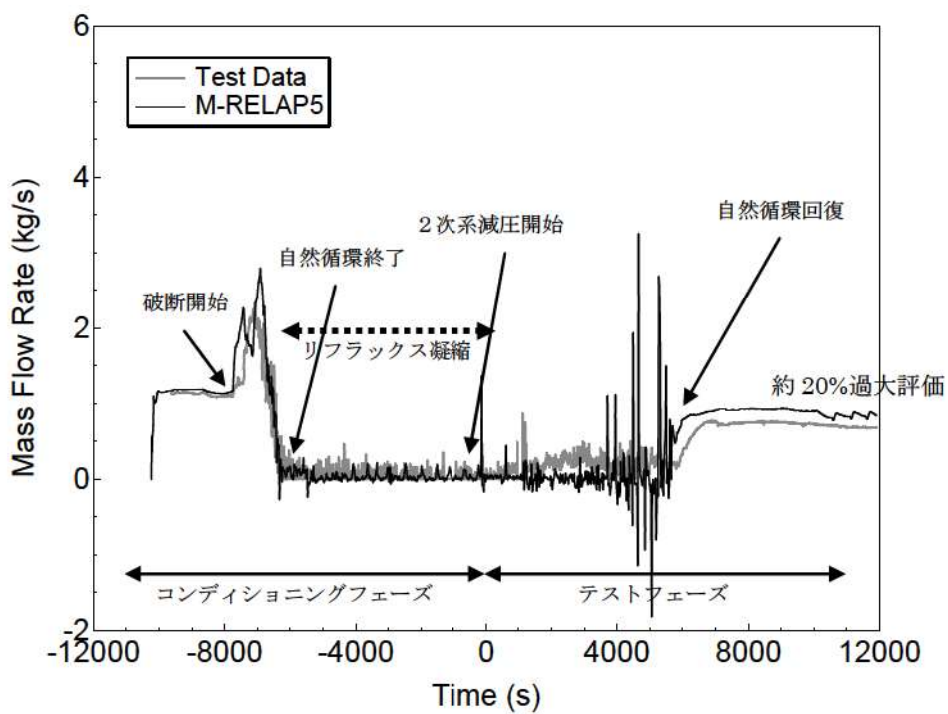


図 4-44 ループ流量

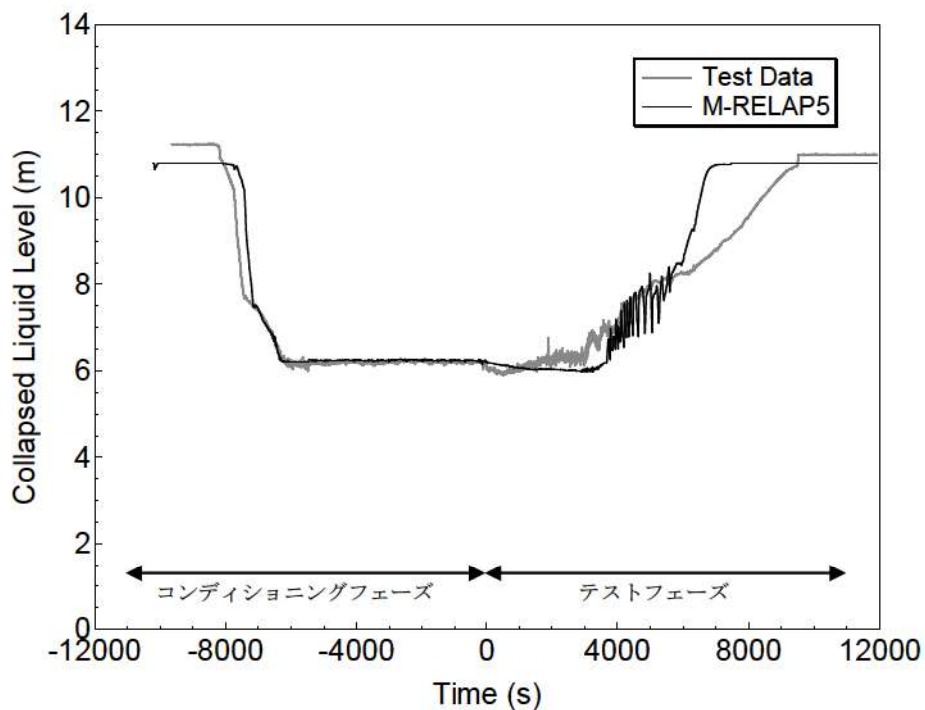


図 4-45 原子炉水位

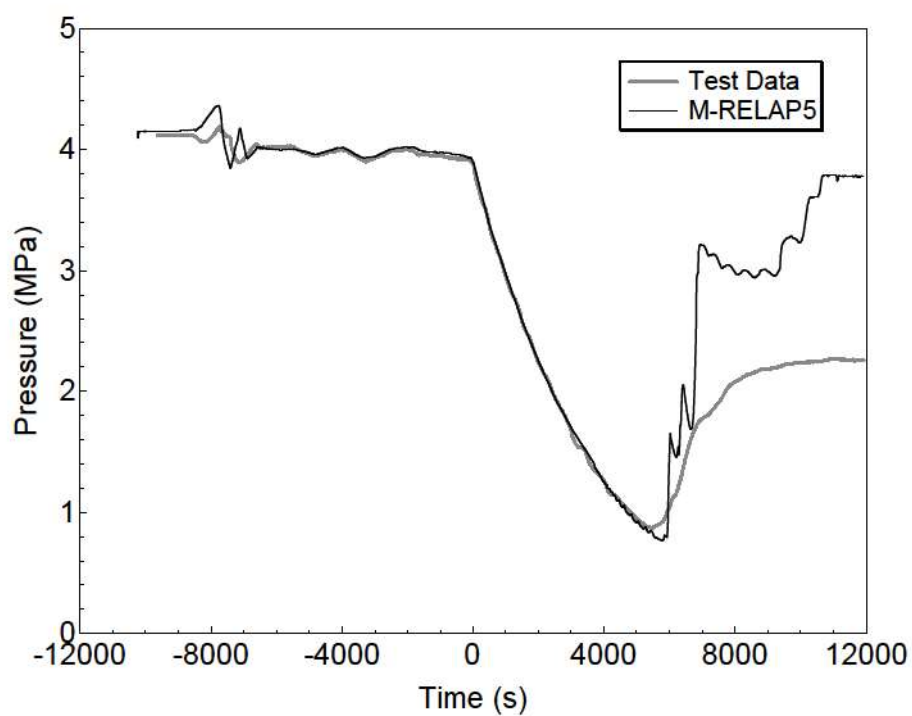


図 4-46 1次冷却材圧力

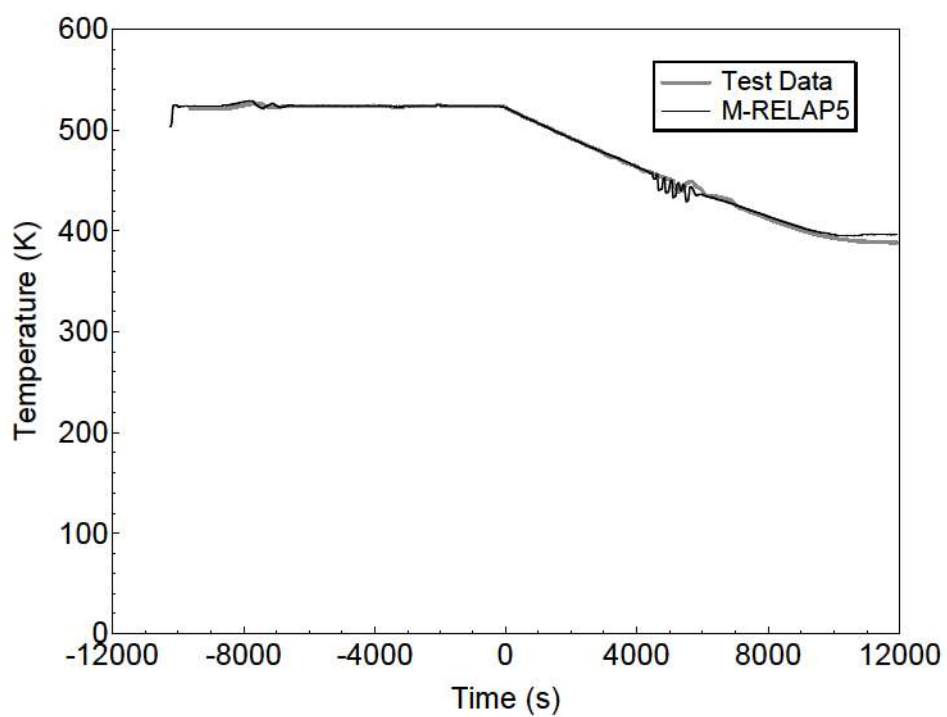


図 4-47 上部プレナム水温

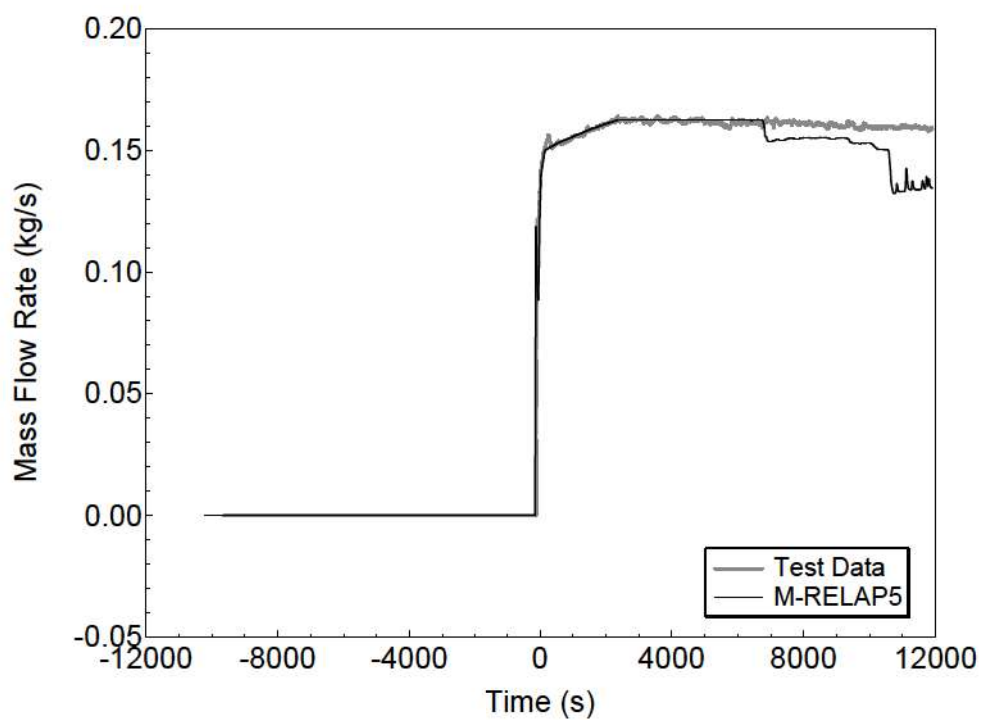


図 4-48 SI 流量 (ループ 1)

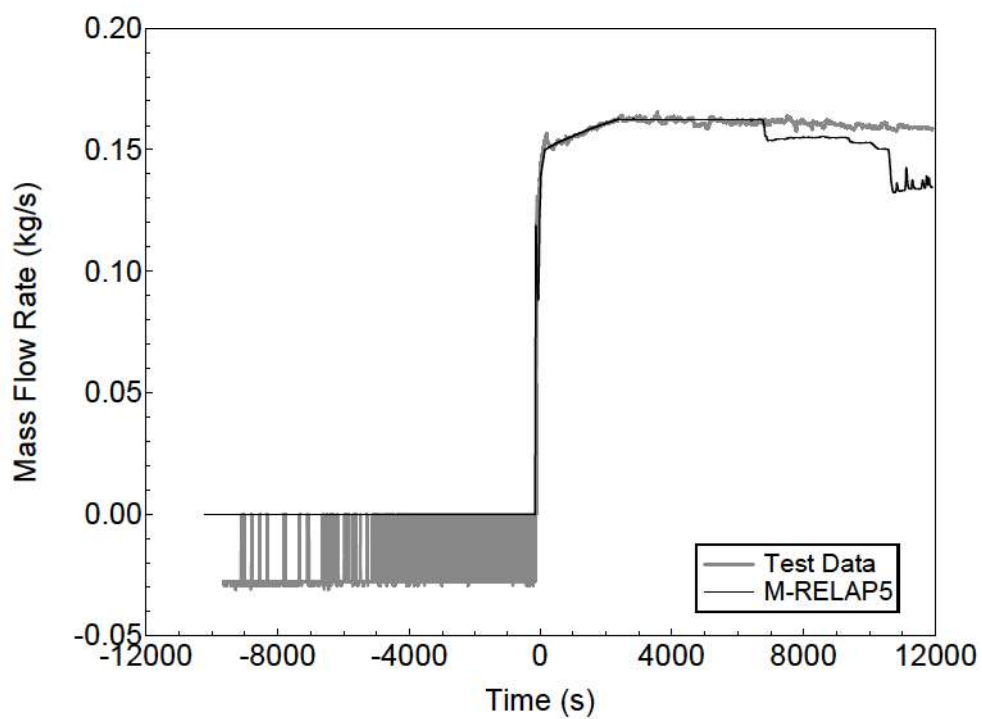


図 4-49 SI 流量 (ループ 2)

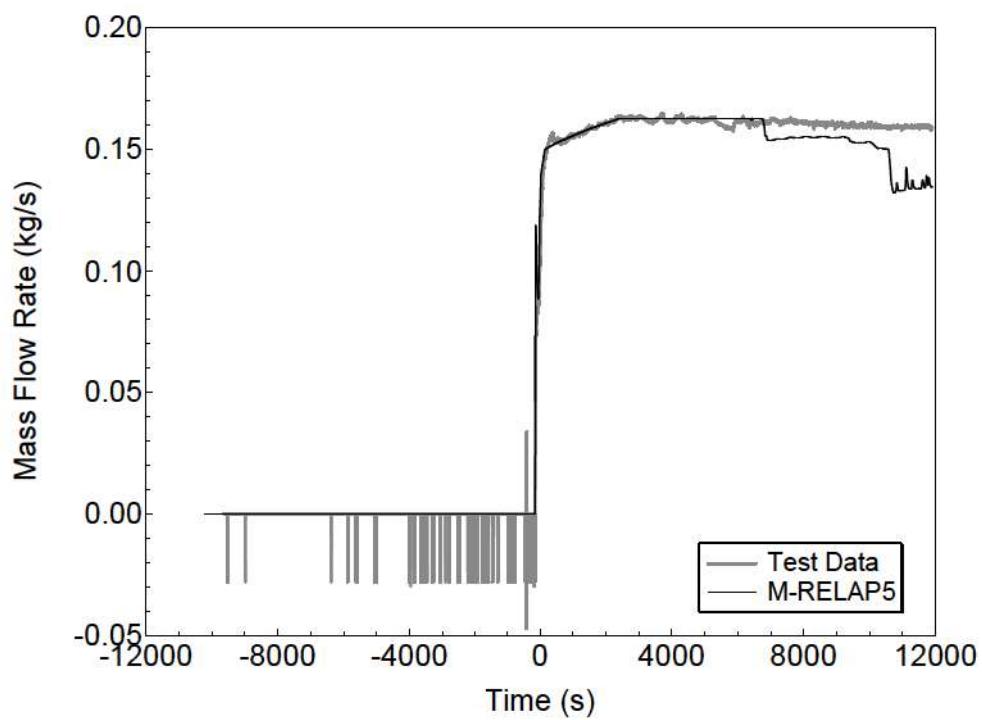


図 4-50 SI 流量 (ループ 3)

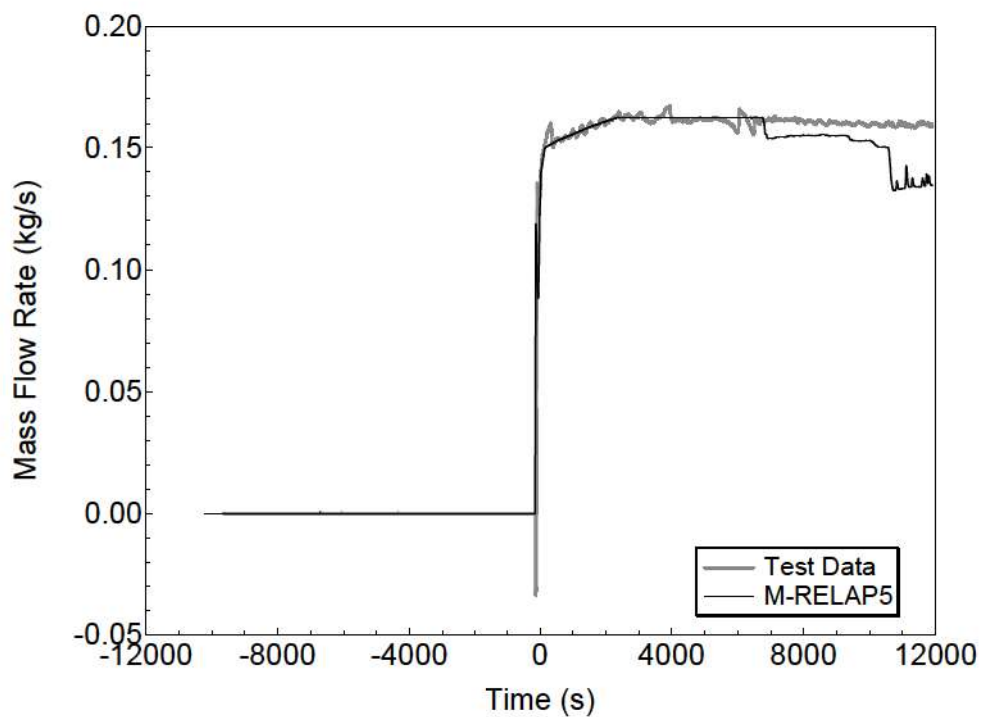


図 4-51 SI 流量 (ループ 4)

4.6 LOFT 試験

4.6.1 LOFT 試験概要

LOFT (Loss of Fluid Test) 試験装置^[43]は、商用 PWR における事故及び過渡時の主要機器及びシステム応答を模擬するために設計されており、核燃料装荷炉心を有する唯一の熱水力試験装置である。試験装置は、5つの主要なサブシステムから構成されており、それぞれ試験時のシステム変数の測定及び記録が可能な計測機器が設置されている。サブシステムは、(a) 原子炉容器、(b) 1次冷却系健全ループ、(c) 1次冷却系破断ループ、(d) 破断口とブローダウンサプレッション系、(e) 非常用炉心冷却系（低圧、高圧各2系統、蓄圧器2基）である。

LOFT 試験装置は、1976年から1985年の間、米国 INEL（現 INL）によって運営された。LOFT 試験装置は代表的な4ループ PWR を模擬したものであり、体積/出力比を保つようにしている。また、圧力及び温度等の試験条件は、実機 PWR 相当である。LOFT 試験装置を図 4-52 に示す。

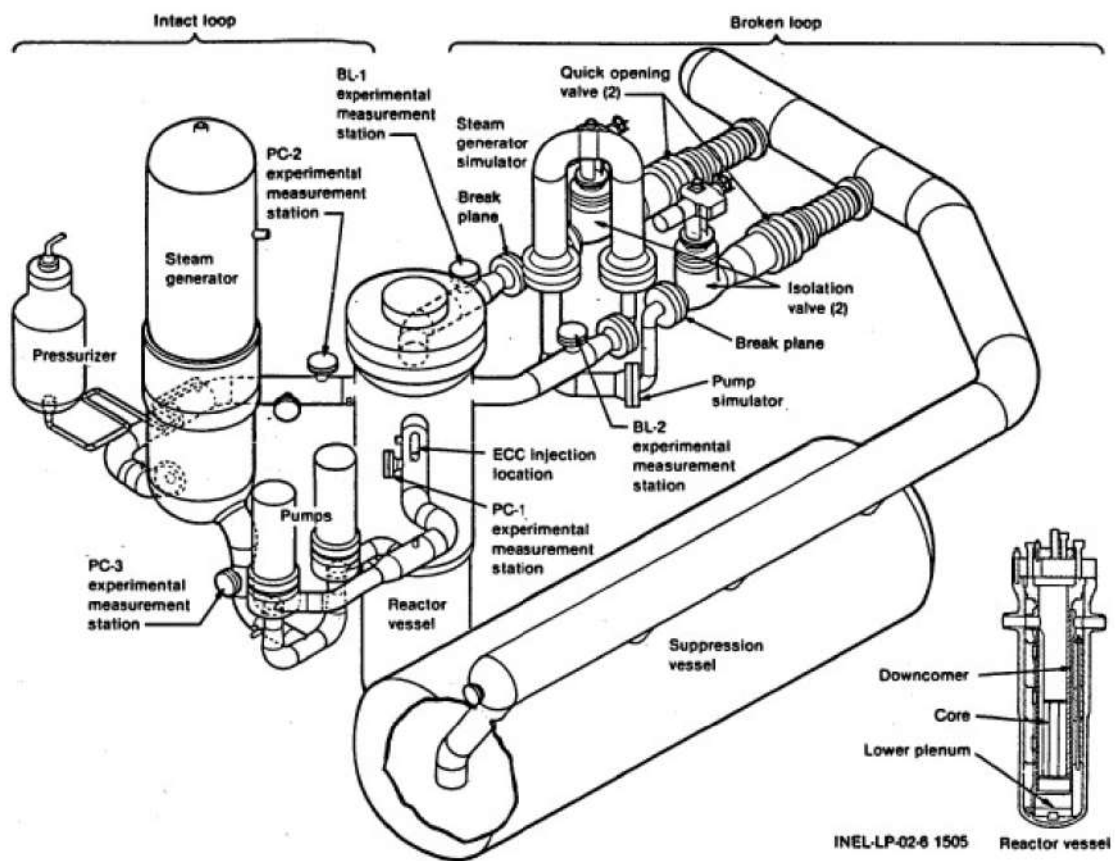


図 4-52 LOFT 試験装置図

4.6.2 LOFT 試験解析のノード分割

LOFT L6-1 試験解析及び LOFT L9-3 試験解析のノード分割については、参考文献[44]に準じたものとしており、参考文献[44]のノード分割は、LOFT 試験装置の仕様書の各種データをもとに作成されており、多くの研究機関が LOFT 試験設備を用いた試験との比較解析のベースとしている。ただし、蒸気発生器及び加圧器については、蒸気発生器ドライアウト特性と 1 次冷却材の膨張による加圧器水位を精緻に取り扱うために、参考文献[44]よりも詳細に分割している。また、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流は、実機解析における取扱いと同じく、圧力境界条件として背圧を設定した 1 つのノードで模擬している。これは、加圧器逃がし弁あるいは安全弁が作動するような状況においては、1 次冷却材は臨界流として放出されるため、放出流量は背圧に依存しないためである。この取扱いの妥当性については、4.8.2 節で考察する。

LOFT L6-1 試験解析及び LOFT L9-3 試験解析に用いたノード分割を図 4-53 に示す。

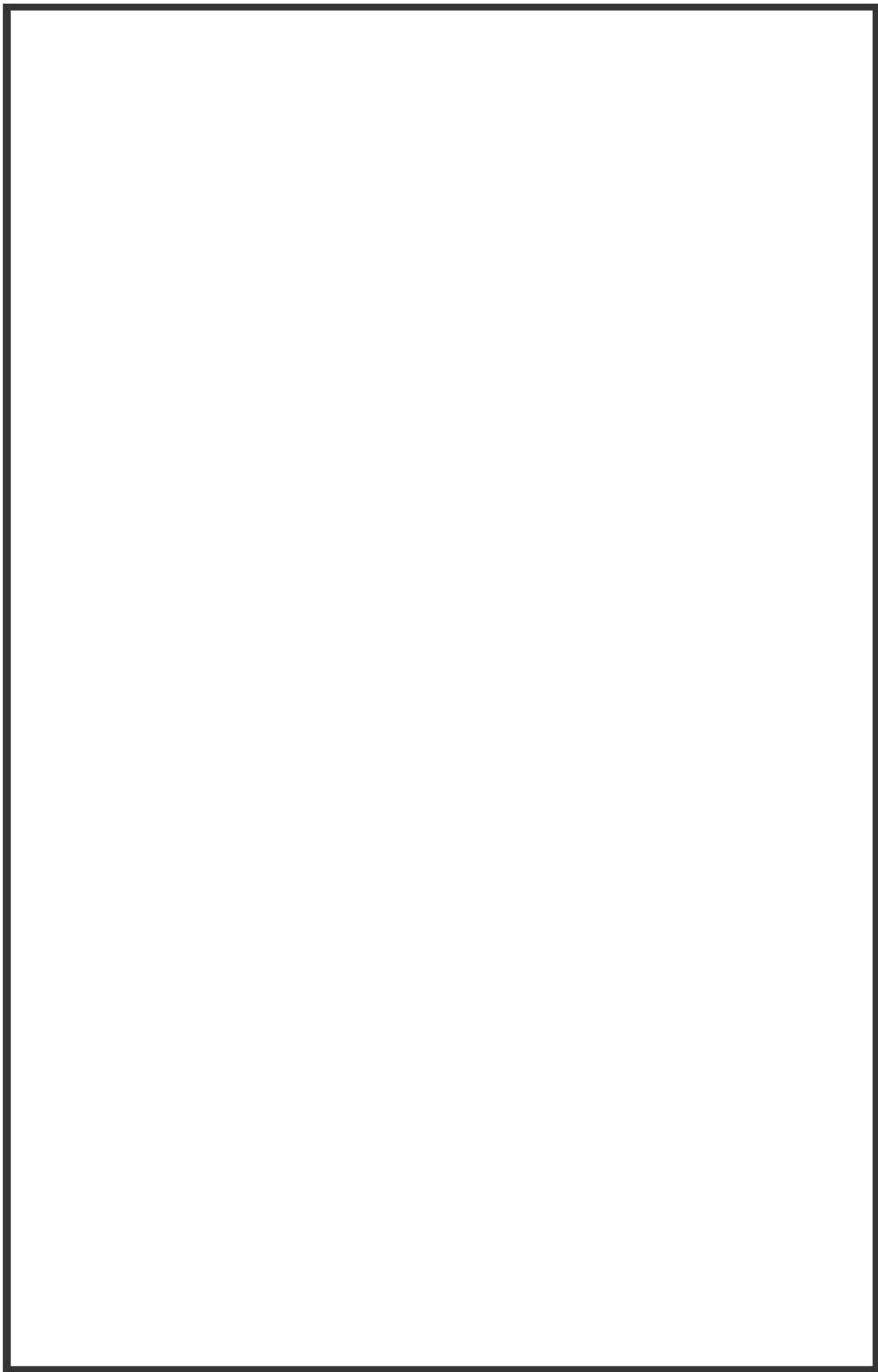


図 4-53 LOFT 試験装置ノード図

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。

4.6.3 LOFT L6-1 試験解析

(1) LOFT L6-1 試験概要

LOFT L6-1 試験は、主蒸気制御弁を閉止することにより負荷の喪失を実現する。負荷の喪失により 1 次冷却材圧力が上昇するものの、加圧器スプレイ作動と原子炉トリップにより、圧力上昇は抑制され、その後、安定した状態に移行する。LOFT L6-1 試験のタイムシーケンスを表 4-10 に示す。

(2) LOFT L6-1 試験解析の解析条件

採用したノーディングは4.6.2に記載しており、図 4-53に示すとおりである。LOFT L6-1 試験解析の解析条件について、以下に示す。

- ・ 原子炉出力、1 次冷却材圧力、2 次冷却系圧力、1 次冷却材温度等のプラント初期状態は、試験報告書の試験開始前のプラント状態とした。
- ・ 外乱条件については、試験報告書のタイムシーケンスに基づき模擬した。
- ・ 各種弁、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ等の設備容量及び自動作動する機器の設定値については LOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。
- ・ 減速材密度係数、ドップラ係数等の核パラメータは、LOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。

(3) LOFT L6-1 試験解析の解析結果

原子炉出力、1 次冷却材高温側温度、加圧器圧力、加圧器水位及び 2 次側圧力の比較応答図を図 4-54～図 4-58に示す。

負荷の喪失に伴い熱除去能力が低下することにより 1 次冷却材温度が上昇し、1 次冷却材の膨張による加圧器インサージにより、加圧器液相部への低温流体が流入し加圧器水位が上昇する。水位上昇に伴い気相部が圧縮されることにより加圧器圧力が上昇する。したがって、加圧器水位及び加圧器圧力の応答を試験結果と比較することにより、重要現象である加圧器水位変化及び加圧器気液熱非平衡の模擬性能が確認できる。図 4-56及び図 4-57に示すように、加圧器圧力挙動及び加圧器水位挙動は、事象初期から試験結果と差が拡大することなく推移していることから、上記物理現象が模擬されているといえ、ノード分割や 2 流体モデルを含めた加圧器の解析モデルの妥当性が示されたといえる。

また、2 次冷却系では、蒸気の流れが遮断されるため、2 次冷却材温度が上昇、膨張し蒸気発生器 2 次側圧力は上昇する。2 次冷却材温度変化は 1 次冷却材温度と 1 次側・2 次側の熱伝達により求まるため、1 次冷却材温度と 2 次側圧力の応答を試験結果と比較することにより、重要現象である 1 次側・2 次側の熱伝達の模擬性能が確認できる。図 4-55及び図 4-58に示すように、1 次冷却材温度及び蒸気発生器 2 次側圧力挙動は、事象初期から試験結果と差が拡大することなく推移していることから、1 次側・2 次側の熱伝達挙動の模擬ができており、蒸気発生器の伝熱

管熱伝達モデルは妥当といえる。

(4) 加圧器及び蒸気発生器における重要現象の不確かさ

LOFT L6-1 試験解析より、M-RELAP 5 コードの 1 次冷却系の加熱、加圧時における、加圧器のノード分割及び 2 流体モデル、並びに蒸気発生器の伝熱管熱伝達モデルは妥当であり、各々個別の不確かさはそれ程大きくないと考えられる。そこで、これらのモデルの不確かさを 1 次冷却材圧力評価へ適用することを鑑みて、これらのモデルの不確かさとしては、各物理現象を評価した結果である 1 次冷却材圧力、及び 1 次冷却材膨張量に直接影響する 1 次冷却材温度に対する不確かさとして整理する。

1 次冷却材温度挙動及び加圧器圧力挙動は、図 4-55 及び図 4-56 に示すように、それぞれ概ね $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、 $\pm 0.2\text{MPa}$ 以内で試験結果と一致していることから、ここでは、この $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 及び $\pm 0.2\text{MPa}$ を 1 次冷却系の加熱、加圧時における M-RELAP 5 コードの不確かさとする。なお、最終的に有効性評価解析に適用する不確かさは、4.6.4 節に示す LOFT L9-3 試験解析も踏まえて決定する。

表 4-10 LOFT L6-1 試験の主要タイムシーケンス

事象	時刻
主蒸気流量調節弁閉止開始	0 秒
加圧器後備ヒータ停止	約 6 秒
加圧器スプレイ作動	約 9 秒
主蒸気流量調節弁閉止	約 12 秒
原子炉トリップ	約 22 秒
ピーク 1 次冷却材圧力到達	約 22 秒
主蒸気流量調節弁開	約 27 秒
加圧器スプレイ停止	約 30 秒
加圧器後備ヒータ作動	約 33 秒
主蒸気流量調節弁閉	約 41 秒
主蒸気流量調節弁開	約 91 秒
主蒸気流量調節弁閉	約 104 秒
解析終了	200 秒

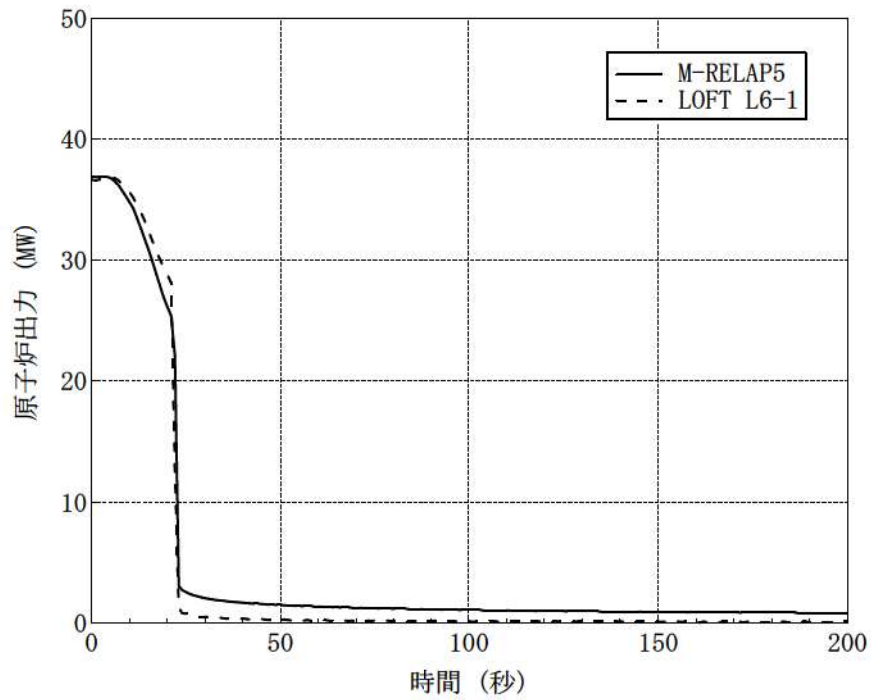


図 4-54 LOFT L6-1 試験における原子炉出力

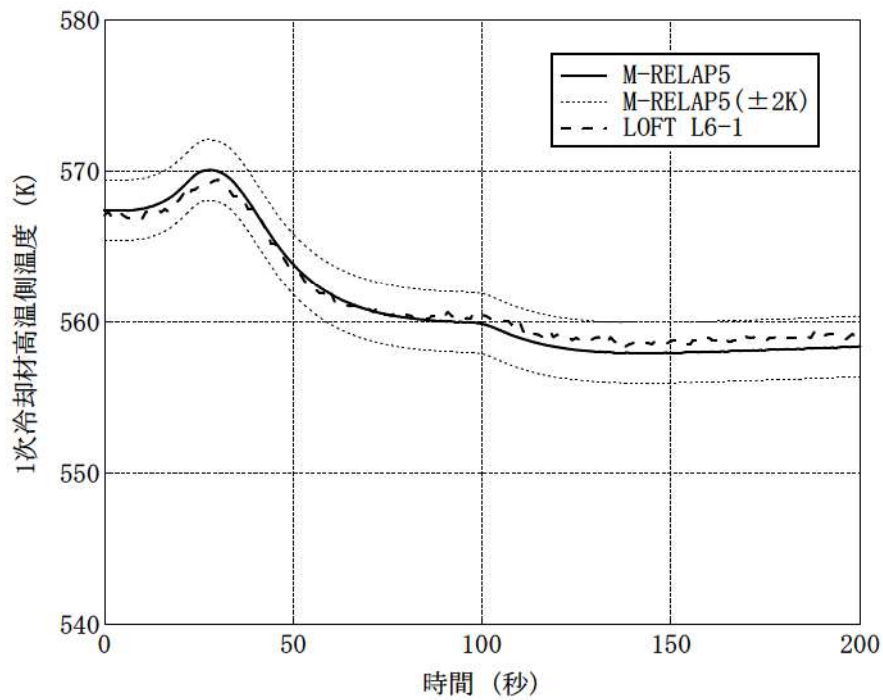


図 4-55 LOFT L6-1 試験における 1 次冷却材高温側温度¹

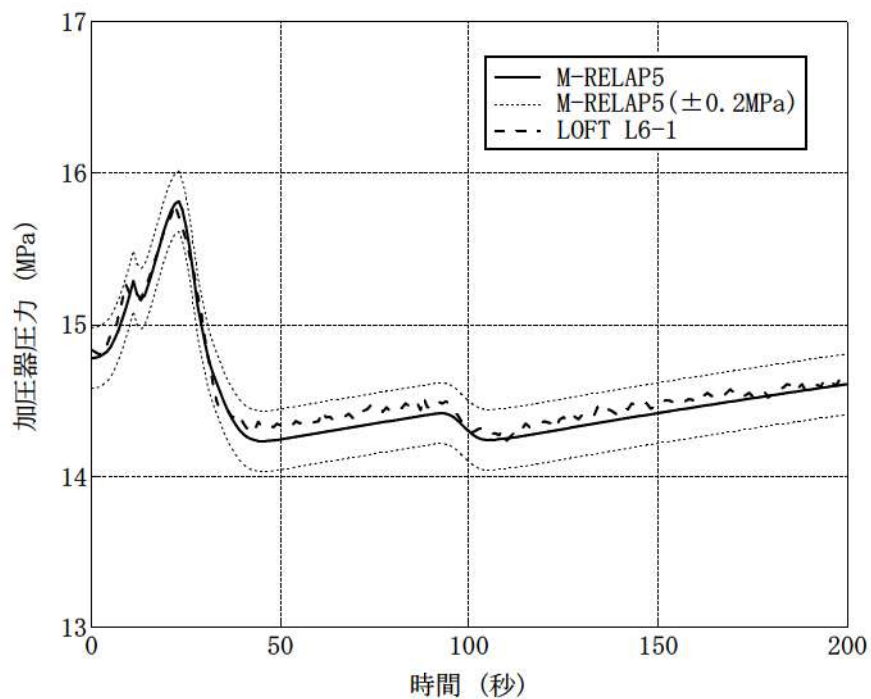


図 4-56 LOFT L6-1 試験における加圧器圧力

¹ LOFT 試験の 1 次冷却材温度の測定データは時間遅れが生じていることから、解析結果にも時間遅れを考慮している。

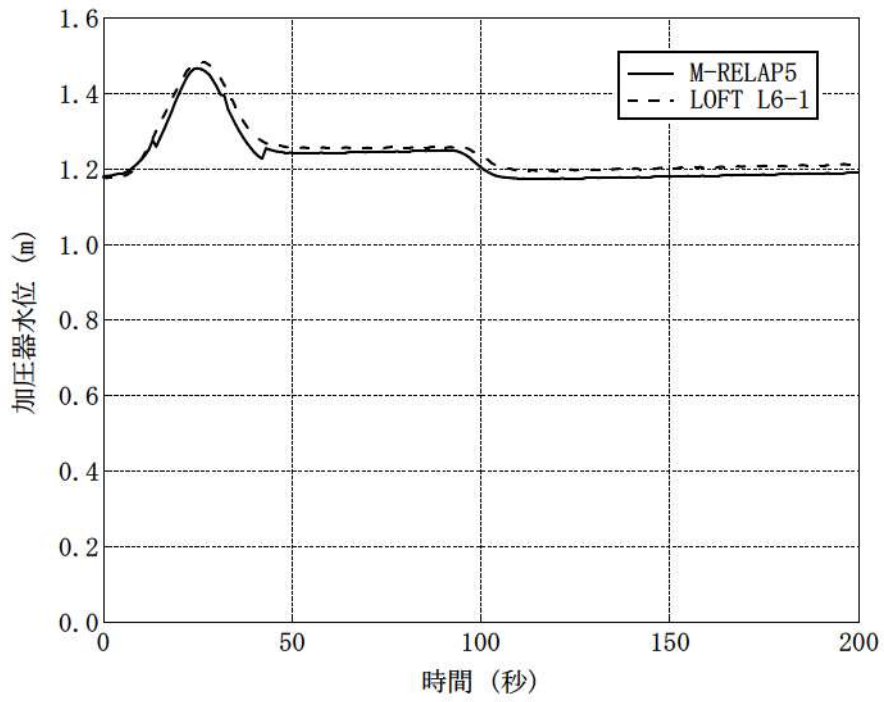


図 4-57 LOFT L6-1 試験における加圧器水位

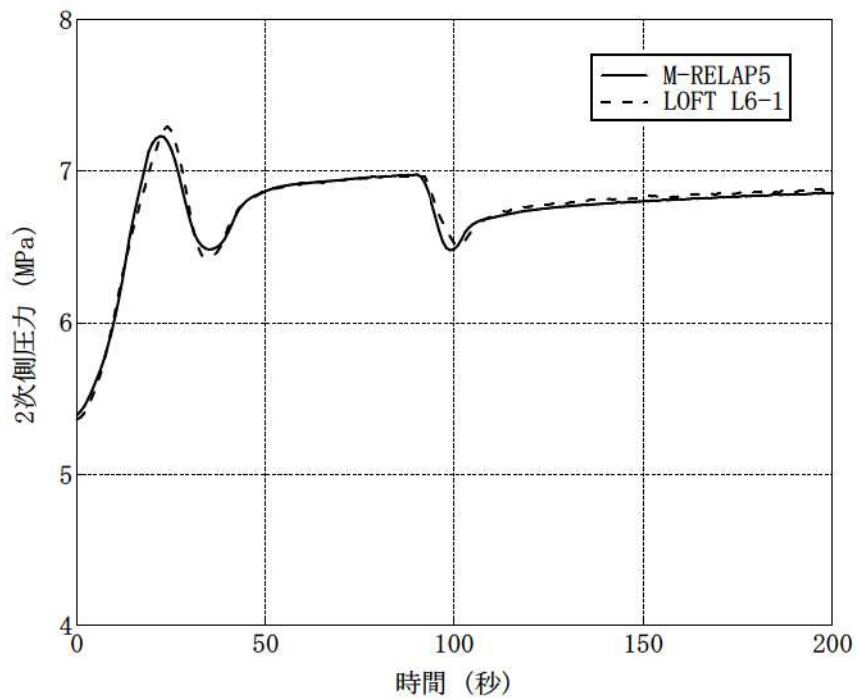


図 4-58 LOFT L6-1 試験における 2 次側圧力

4.6.4 LOFT L9-3 試験解析

(1) LOFT L9-3 試験概要

LOFT L9-3 試験^[45]は、主給水ポンプをトリップさせることにより主給水流量の喪失を実現する。主給水流量の喪失により、1次冷却材圧力が上昇するものの、原子炉トリップは不作動としており、1次冷却材温度の上昇に伴って、蒸気発生器の保有水が減少していく（補助給水も試験対象期間では不作動）。その後蒸気発生器がドライアウトに至るため、1次冷却系は急激な圧力上昇に至るが、加圧器逃がし弁、安全弁が開くことで1次冷却系の圧力上昇は抑制される。蒸気発生器ドライアウト近傍から、原子炉出力は減速材による反応度帰還効果により、崩壊熱レベルまで減少していき安定した状態に移行する。LOFT L9-3 試験のタイムシーケンスを表 4-11 に示す。

(2) LOFT L9-3 試験解析の解析条件

LOFT L9-3 試験解析の解析条件について、以下に示す。

- ・ 原子炉出力、1次冷却材圧力、2次冷却系圧力、1次冷却材温度等のプラント初期状態は、試験報告書の試験開始前のプラント状態とした。
- ・ 外乱条件については、試験報告書のタイムシーケンスに基づき模擬した。
- ・ 各種弁、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ等の設備容量及び自動作動する機器の設定値については LOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。
- ・ 加圧器逃がし弁及び安全弁の臨界流モデルには、Henry-Fauske モデルを使用し、弁の容量については、Henry-Fauske モデルを用いた場合の放出流量が気相放出時の設計容量となるように弁の開口面積を定め、作動条件に応じて開閉するように模擬した。
- ・ LOFT L9-3 試験結果を使用したM-RELAP5 コードの妥当性確認の目的は、蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト及び1次側・2次側の熱伝達や、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出といった重要現象の妥当性を確認することを主目的としている。LOFT L9-3 試験解析においては、試験結果との比較によりこれら重要現象の妥当性を個々に確認するために、減速材密度係数をパラメータとして出力を調整することとした。なお、ドップラ係数等の減速材密度係数以外の核パラメータは、LOFT 試験装置の仕様書のデータに基づき模擬した。

(3) LOFT L9-3 試験解析の解析結果

解析結果と試験との比較を図 4-59～図 4-63に示す。

主給水流量の喪失に伴い熱除去能力が低下することにより1次冷却材温度が上昇し、加圧器インサージにより、加圧器液相部への低温流体が流入し加圧器水位が上昇する。水位上昇に伴い気相部が圧縮することにより加圧器圧力が上昇する。その後、蒸気発生器がドライアウトに至り急激に熱除去能力が低下するため、加圧器水位が更に上昇し加圧器は満水となり1次冷却材が液相

として放出される。

図 4-60及び図 4-61に示す加圧器圧力及び加圧器水位挙動から、加圧器インサージ時の気相部圧縮による加圧器圧力上昇が模擬できていることから、加圧器気液非平衡を模擬する2流体モデルは妥当といえる。

また、M-R E L A P 5 コードを用いた LOFT L9-3 試験解析における加圧器からの冷却材放出は、加圧器逃がし弁及び安全弁の接続ノードに液相が到達するまでは気相臨界流で放出され、当該ノードに液相が到達した後は二相臨界流となり²、その後の加圧器満水後は液相臨界流として評価される。図 4-62に示すように、試験結果に対して加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出流量は若干少なく評価される傾向があるものの、この差が他の物理現象との重合せである加圧器圧力へ与える影響は±0.2MPa 程度と小さいものであり、また、種々の冷却材放出過程のいずれの期間においても加圧器水位(図 4-61)は事象初期から試験結果と差が拡大しておらず、加圧器満水状態での加圧器インサージによる圧力上昇(図 4-60)も模擬できている。したがって、加圧器水位変化及び加圧器からの冷却材放出は加圧器圧力への影響が小さい範囲で模擬されており、ノード分割や2流体モデルを含めた加圧器の解析モデルの妥当性が確認できたといえる。なお、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出流量に差が生じた要因としては、次のように考察している。図 4-62に示す加圧器逃がし弁、安全弁からの冷却材放出流量から、液相放出となり放出量が増加するタイミングは試験結果の方が数秒程度早くなっているが、加圧器圧力ピークの近傍における1次冷却材温度(図 4-59)は試験結果の方が高く、加圧器への1次冷却材流入量が多くなったため、液相放出のタイミングは試験結果の方が早いものと考えられ、また、同じ理由により加圧器圧力ピークも試験結果の方が高いため、冷却材放出量も試験結果の方が多いものと考えられる。

4.6.2節に示すとおり、LOFT 試験及び実機プラントの有効性評価解析においては、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流は、弁下流の背圧を境界として設定した1つのノードとして模擬しているが、以下にその妥当性について述べる。加圧器逃がし弁及び安全弁下流の配管は、圧力損失が十分低く、弁下流圧力は弁上流圧力の半分以下となるため、有効性評価解析の重要現象である加圧器からの冷却材放出は臨界流として放出され、弁下流の背圧の影響を受けない。具体的には、LOFT 試験設備の加圧器逃がし弁及び安全弁の下流側は、配管径は臨界点である弁ののど部より大きく設計されており、また、配管を経由して十分な容量を有するサブプレッションベッセルに接続されているため、背圧を低く維持できる。また実機プラントにおいても、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流側配管は、LOFT 試験設備と同様に弁ののど部より大きい配管径であり、配管接続先である加圧器逃がしタンクは、タンク圧力が一定以上高くなればラプチャディスクが破損するため、背圧は低く維持できる。このことから、LOFT 試験及び実機プラントにおける加圧器逃が

² M-R E L A P 5 コードの加圧器逃がし弁/安全弁の接続ノードでは、ノード内の気相/液相を混合相として取り扱うため加圧器逃がし弁/安全弁の接続ノードに液相が流入後は二相放出となる。しかし、二相放出の期間は短期間

し弁及び安全弁からの冷却材放出においては、弁下流圧力が十分低く臨界流として放出される³。したがって、LOFT 試験設備及び実機プラント共に、加圧器逃がし弁、安全弁が作動するような圧力状態では、弁下流の背圧の影響を受けることはないため、弁下流の背圧を境界として設定した1つのノードとすることは妥当といえ、弁下流の影響も含め、加圧器満水時の加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出挙動を確認できているといえる。

また、3.3.1(6)②に記載のとおり、加圧器逃がし弁及び安全弁は、LOFT L9-3 試験解析及び実機プラントともに臨界流モデルとして、サブクールから飽和二相流体に対する臨界流量について理論的に立式され、各種実験データにおいてその適用性が確認されている Henry-Fauske モデルを用いており^[10]、弁の容量については、LOFT L9-3 試験解析及び実機解析ともに Henry-Fauske モデルを用いた場合の放出流量が気相放出時の設計容量と一致するように弁の開口面積を定め解析期間を通じて使用している。LOFT L9-3 試験では、加圧器逃がし弁及び安全弁から放出される冷却材は、初期は加圧器気相部からの気相臨界流、加圧器満水後は液相臨界流と相変化するが、LOFT L9-3 試験解析における加圧器水位（図 4-61）及び加圧器逃がし弁、安全弁放出流量（図 4-62）は、これらの相変化に伴い試験結果と差が拡大する等の特異な傾向はないため、本解析モデルは、図 4-60に示すように加圧器圧力へ与える影響が小さい範囲（0.2MPa 程度、図 4-60）で加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出を模擬できている。

以上の LOFT L9-3 試験解析結果から、M-RELAP5 コードの2流体モデル、臨界流モデル及びノード分割といった加圧器モデルは妥当といえ、LOFT L9-3 試験解析で妥当性が確認された加圧器モデルは実機解析においても適用することができる。

2次側水位変化・ドライアウト及び1次側・2次側の熱伝達については、図 4-63に示すように、蒸気発生器保有水量が確保されている状態から、保有水量が減少しドライアウトに至る期間にわたり、蒸気発生器保有水量の減少に伴う伝熱量の低下傾向が模擬できているため、蒸気発生器における2流体モデル、伝熱管熱伝達モデル及びノード分割は妥当といえる。

(4) 加圧器及び蒸気発生器における重要現象の不確かさ

LOFT L9-3 試験解析より、M-RELAP5 コードの、加圧器におけるノード分割及び2流体モデル、並びに蒸気発生器における2流体モデル、伝熱管熱伝達モデル及びノード分割は妥当であり、各々個別の不確かさはそれ程大きくないと考えられる。そこで、これらのモデルの不確かさを1次冷却材圧力評価へ適用することを鑑みて、L6-1 試験解析同様にこれらのモデルの不

であり、また、加圧器ノード分割の感度解析によりその影響は軽微であることを確認している。

³ このことを具体的に確認するため、実機プラントを対象に、加圧器逃がし弁/安全弁から加圧器逃がしタンクまでの配管を模擬し、弁上流の流体条件を実機の主給水流量喪失+ATWSの1次冷却材圧力ピーク近傍時の状態とし、加圧器逃がしタンクの圧力としてラプチャディスク破損圧力を仮定し、更に弁下流の圧力損失係数を実際の配管形状に基づくものよりも大きめに仮定し、加圧器逃がし弁/安全弁からの冷却材放出時の弁下流の圧力をM-RELAP5 コードにより評価した。その結果、弁下流の圧力は上流側の圧力に比べ半分以下の約6MPaまでしか上昇しないため、加圧器逃がし弁/安全弁からの冷却材放出は、臨界流として放出されるといえる。

確かさについて、各重要現象を評価した結果である 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材膨張量に直接影響する 1 次冷却材温度に対する不確かさとして整理する。

加圧器圧力挙動は、図 4-60に示すように概ね $\pm 0.2\text{MPa}$ 以内で試験結果と一致し、加圧器圧力のピーク値では約 0.1MPa の範囲で試験結果と一致している。LOFT L6-1 試験解析においても、加圧器圧力の不確かさとして $\pm 0.2\text{MPa}$ 程度であることを確認していることから、この $\pm 0.2\text{MPa}$ をM-RELAP5コードの不確かさとする。

表 4-11 LOFT L9-3 試験のタイムシーケンス

事象	時刻
主給水ポンプトリップ	0 秒
加圧器スプレイ作動	約 30 秒
主蒸気流量調節弁閉止	約 67 秒
加圧器逃がし弁開	約 74 秒
加圧器水位計指示値レンジ以上	約 90 秒
蒸気発生器水位計指示値レンジ以下	約 95 秒
加圧器安全弁開	約 97 秒
加圧器安全弁閉	約 107 秒
加圧器逃がし弁閉	約 123 秒
解析終了	200 秒

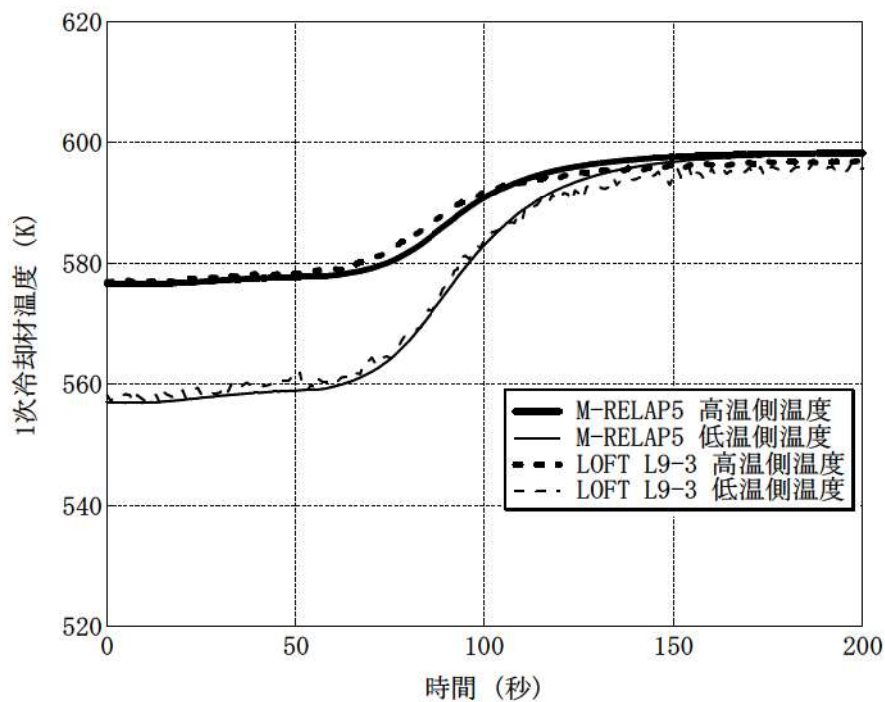


図 4-59 LOFT L9-3 試験における 1 次冷却材温度

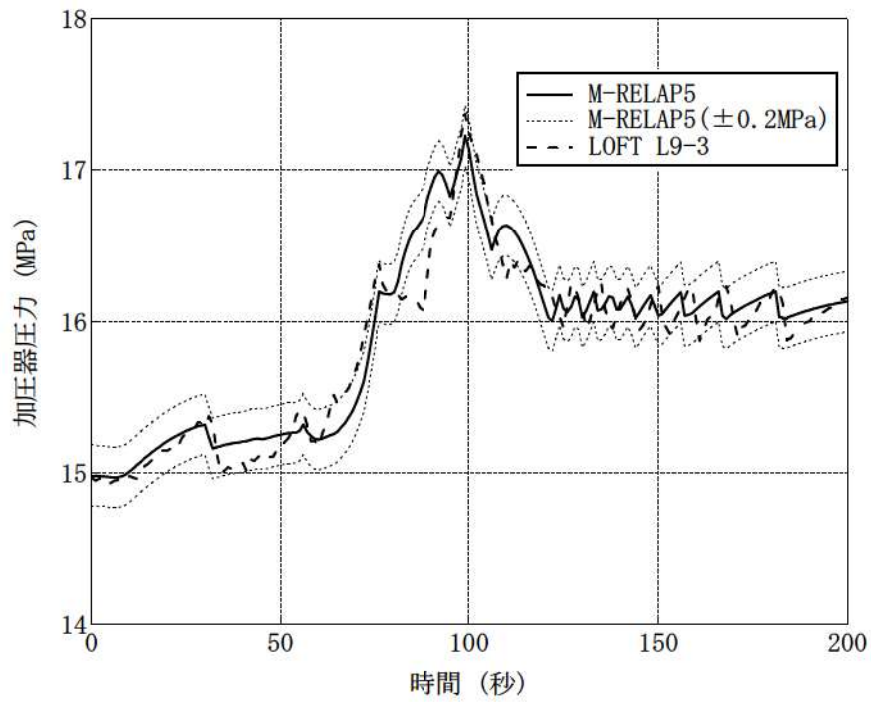


図 4-60 LOFT L9-3 試験における加圧器圧力

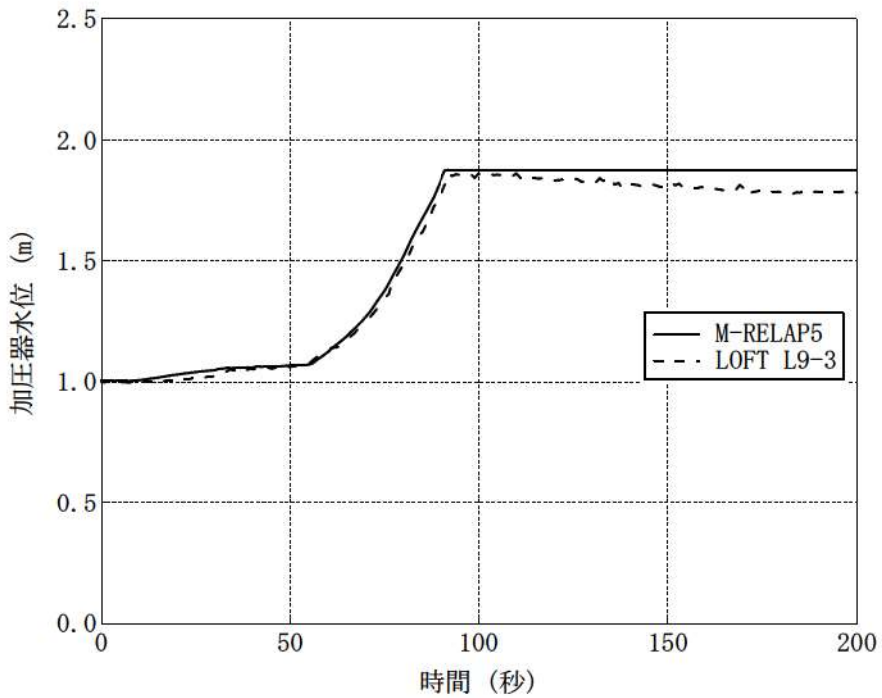


図 4-61 LOFT L9-3 試験における加圧器水位

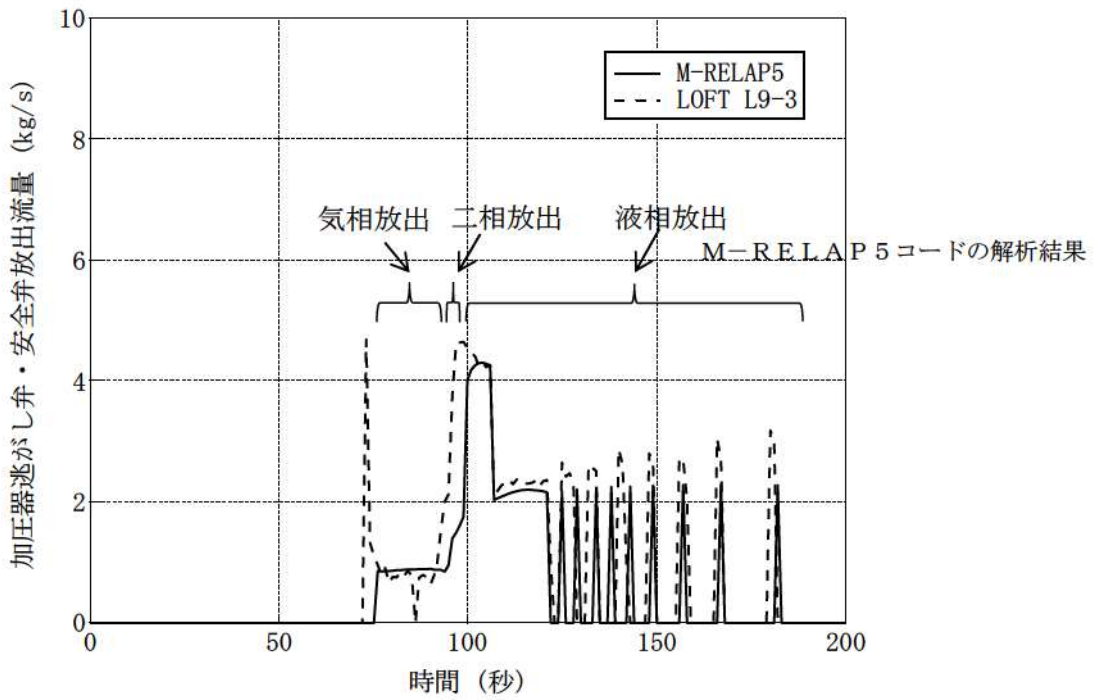


図 4-62 LOFT L9-3 試験における加圧器逃がし弁、安全弁放出流量

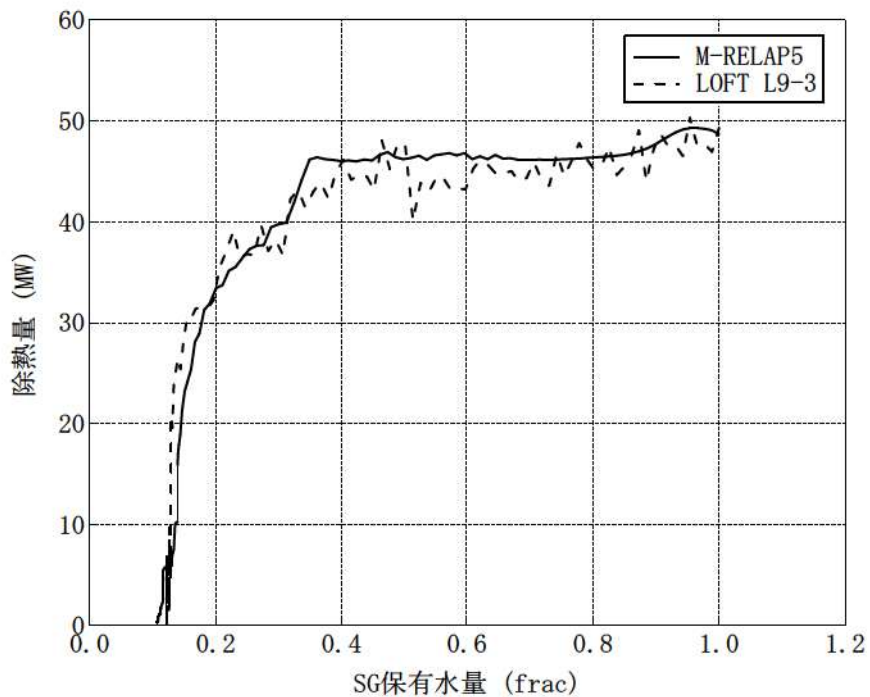


図 4-63 LOFT L9-3 試験における SG 保有水量 対 SG 除熱量
(SG 除熱量は、SG 1 次側出入口エンタルピと 1 次冷却材流量から算出)

4.7 実機での蒸気発生器伝熱管損傷（美浜2号機）

(1) 事故概要

本解析で対象とする事象は、1991年に関西電力美浜発電所2号機で発生した、蒸気発生器の伝熱管の1本が破断し、ECCSが作動する事故である^[46]。

(2) 解析ノーディング及び解析条件

解析に用いたノーディング図を図4-64及び図4-65に示しており、各種設備容量及び自動作動する機器の設定値については設計値に基づき模擬した。炉心について、本解析では周方向に分割しており、実機の格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）の解析においても同様に周方向に分割している（第2部 SPARKLE-2コードの図3-4及び図3-5と同じノード分割を採用）。

美浜2号機での蒸気発生器伝熱管損傷における破断位置は、図4-66に示すように「低温側第6管支持板上端部で円周に沿って破断し、分離していた。破断面は長手方向（以下、「管軸方向」という。）に対して、全体的にほぼ直角であるが、約4mmの高低差を伴っており、90度（「水室仕切板方向を0度とし、伝熱管を上から見て時計回り方向の円周直角座標での角度」、以下同じ）付近では、管支持板上端から約1mmないし2mm下方に位置していた。」と報告されており^[46]、破断面形状が厳密に直角かつ平坦でないことに伴う破断面付近における圧力損失が、破断流量へ与える影響は非常に軽微と考えられることから、M-RELAP5コードの検証解析では、1本の伝熱管の両端破断を仮定している。また、ここでは、蒸気発生器伝熱管からの破断流モデルの妥当性の確認、及びM-RELAP5コードの蒸気発生器伝熱管破損に対する実機適用性の確認を目的としていることから、破損側蒸気発生器の2次側圧力については、実機の計測データを境界条件とした。

(3) 解析結果及び重要現象への適用性

1次冷却系及び2次冷却系圧力と破損側蒸気発生器の水位について、M-RELAP5コードの解析結果と実機データの比較を図4-67及び図4-68に示す。1次冷却材圧力応答、破損側及び健全側2次冷却系圧力応答等の全体挙動は実機データとよく一致している。

図4-68に示す破損側蒸気発生器の水位は、原子炉トリップ及びタービントリップにより、蒸気発生器伝熱管部2次側のボイドがつぶれることから水位は一旦下がり、その後崩壊熱による蒸気発生器内のボイド生成により若干水位が増加した後、1次冷却系からの漏えいにより水位が上昇する。ボイド生成により若干水位が上昇する期間においては、蒸気発生器水位の絶対値はM-RELAP5コードと実機データに差が生じており、これは、蒸気発生器ダウンコマ部は二相状態にある伝熱管部と水頭が釣り合った状態にあり水位が定まるが、伝熱管部のボイド量は圧力等の微少な差で大きく変動すると考えられること、水位計測スパンが約4m弱と狭く差が大きく表れることが原因と考えられる。その後の1次冷却系からの漏えいにより水位が上昇している期間においては、破損側蒸気発生器の水位の上昇割合は良く一致している。原子炉トリップ及びタ

ービントリップ後の、給水が停止され蒸気発生器から蒸気がほとんど放出されていない状態においては、蒸気発生器内は気相と液相が明確に分離された状態であると考えられ、蒸気発生器水位上昇は幾何形状と破断流量により定まる。図 4-69に示す破断流量の推移から、1 次冷却系からの漏えいにより水位が上昇している期間は、差圧流により流出していることになるため、差圧流の破断流量は妥当と判断できる。

また、臨界流の破断流量については、図 4-69に示す破断流量の推移に応じた加圧器圧力の推移となっており（図 4-67）、加圧器圧力の推移は実機測定データと良く一致していることから、臨界流による破断流量についても適切な予測ができていたといえる。

したがって、臨界流から差圧流に移行し、漏えい停止するまでの破断挙動は、破断流量の推移に応じた破損側蒸気発生器水位の上昇挙動及び 1 次冷却材圧力挙動が良好な一致を示していることから、M-R E L A P 5 コードは臨界流から差圧流に至る破断流に対して適切な予測ができていたといえ、重要事故シーケンスである格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）においても、1 本の伝熱管の両端破断時の破断挙動を模擬できるといえる。

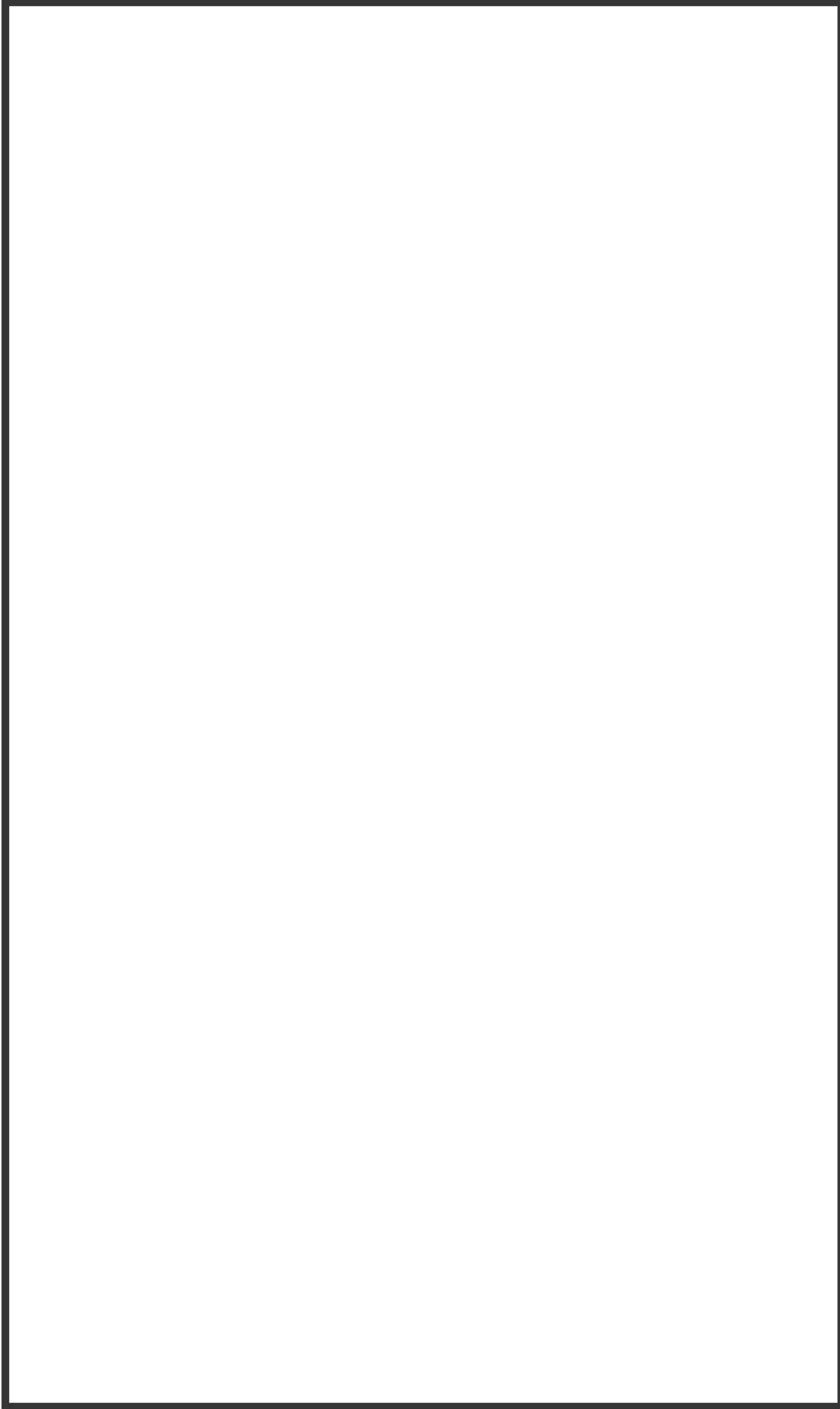


図 4-64 実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析のノーデイング図

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。

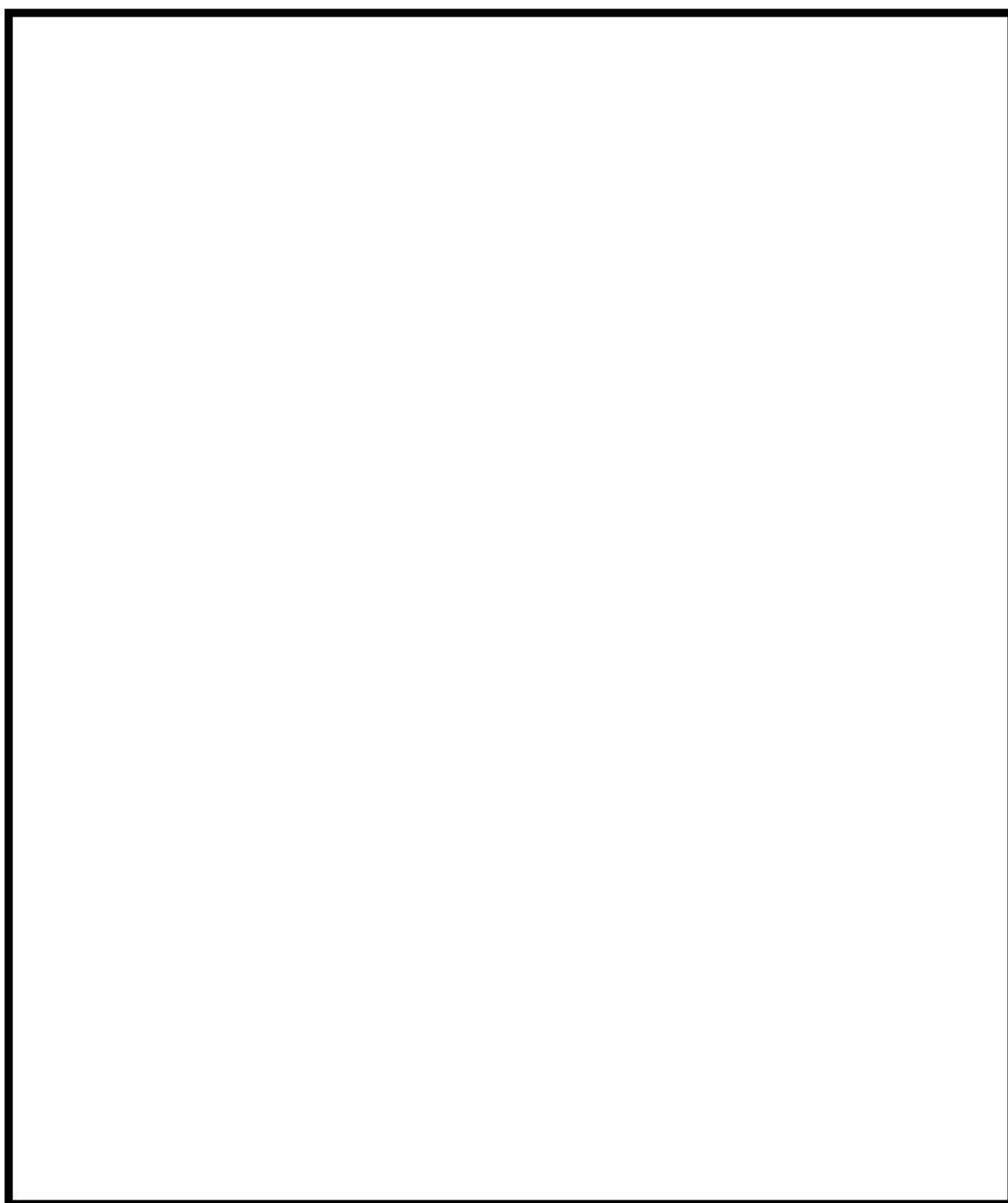


図 4-65 実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析のノーディング図（損傷伝熱管の模擬）

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。

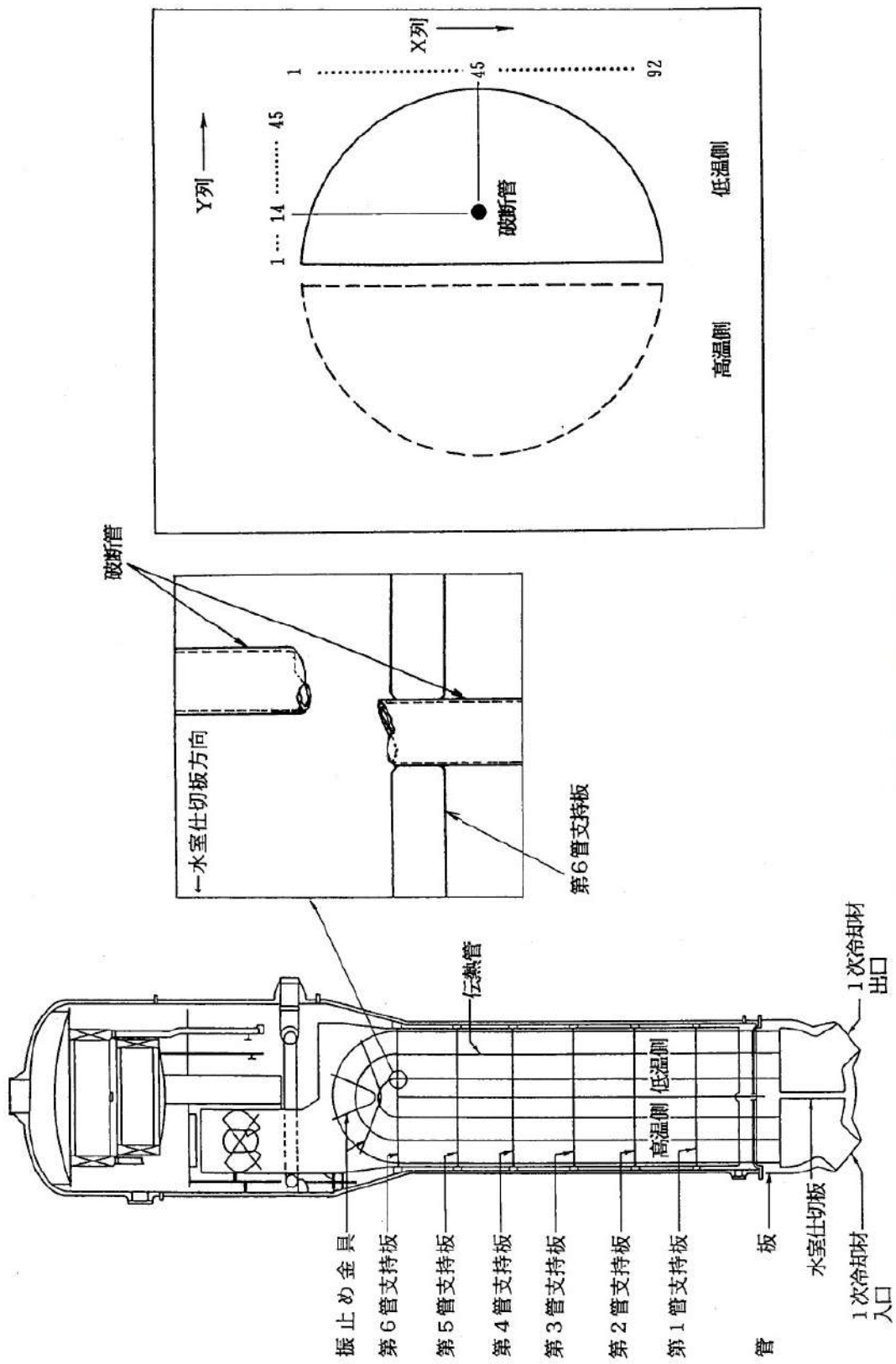


图 4-66 蒸汽发生器传热管破断位置[46]

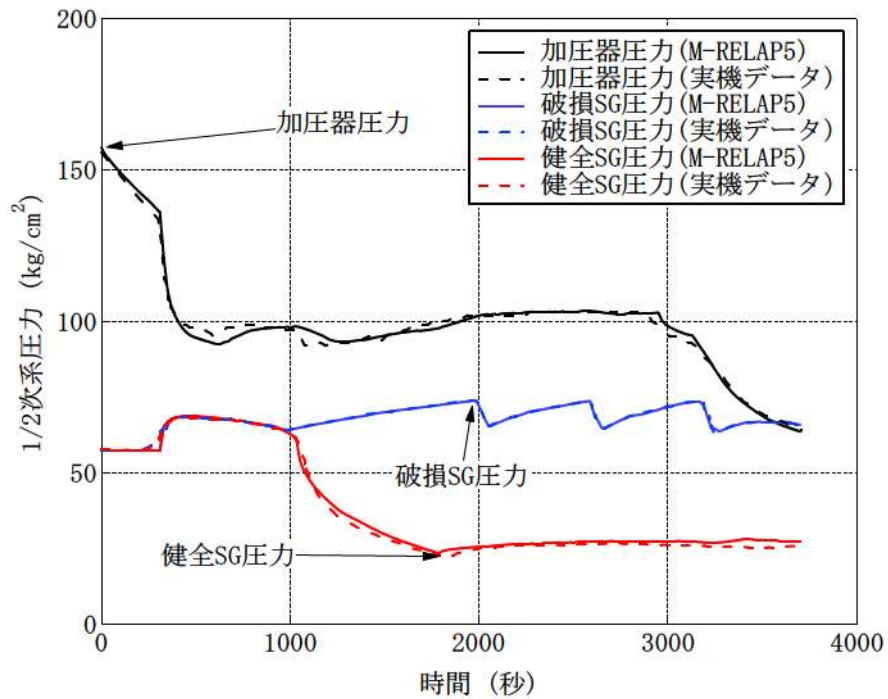


図 4-67 蒸気発生器伝熱管損傷における 1 次冷却系及び 2 次冷却系圧力

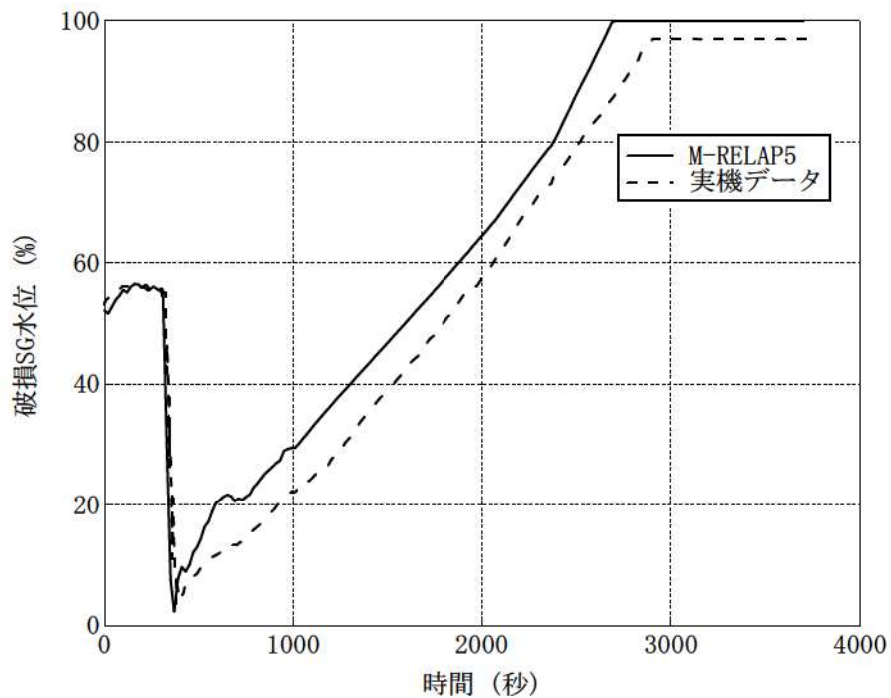


図 4-68 蒸気発生器伝熱管損傷における破損側蒸気発生器水位の応答

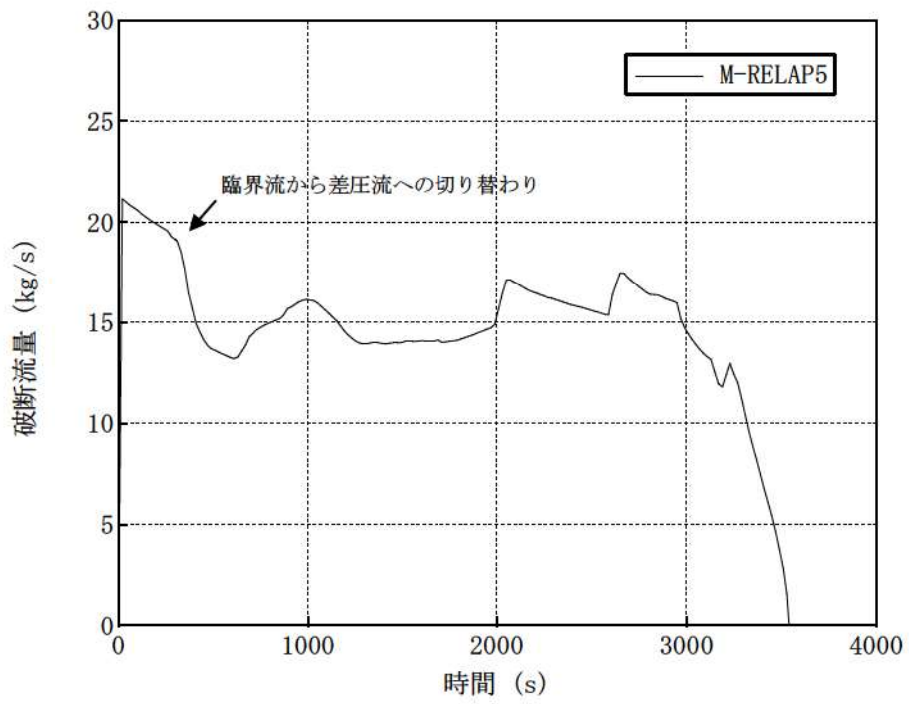


図 4-69 蒸気発生器伝熱管損傷における破断流量の応答

4.8 実機解析への適用性

4.8.1 重要現象への適用性

以下に、M-RELAP5 コードの重要現象への適用性の妥当性確認について記述する。

(1) 炉心水位（沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流）

ORNL/THTF の試験解析により、M-RELAP5 コードが炉心の二相水位を精度よく予測することを確認した。試験の測定高さとノードを合わせるために、ORNL/THTF の試験解析では細かいノーディングを採用している。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。

また、ROSA/LSTF の試験解析により、M-RELAP5 コードが蒸気発生器出口配管での残存水を多く予測することにより、炉心水位を低めに予測することを確認した。この不確かさは有効性評価解析で対象とするシーケンスにおいて影響する可能性がある。具体的には、M-RELAP5 コードは ECCS 注水機能喪失において、ボイルオフによる炉心水位の低下開始を数百秒早く予測する可能性がある。

ただし、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、ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析で得られた不確かさを適用せず、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の比較により、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いる^[6]。したがって、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としては、炉心高さが約 4m であることから最大でも±0.4m 程度となる（添付 2 参照）。

以上より、流動の不確かさにより、M-RELAP5 コードは炉心水位の低下開始を数百秒早く予測する可能性があるものの、炉心が露出した場合の炉心の二相水位を精度よく予測し、沸騰・ボイド率変化、及び気液分離・対向流に適用できる。また、大気圧程度の低圧条件においては、炉心水位の不確かさはあるものの精度よく予測している。

(2) 燃料棒表面熱伝達

膜沸騰熱伝達モデルについて、Bromley、修正 Dougall-Rohsenow の相関式を用いているため、炉心熱伝達について M-RELAP5 コードが低く予測し、燃料被覆管温度を高く予測していることを ORNL/THTF の試験解析より確認した。また、ROSA/LSTF の試験解析のループシールのヒートアップ挙動より同等のものを確認している。

以上より、M-RELAP5 コードは燃料被覆管温度を高く予測するため、燃料棒表面熱伝達に適用できる。

(3) 冷却材流量変化（自然循環時）

M-RELAP5 コードが 2 次冷却系強制冷却の運転員等操作時の自然循環流量、炉心水位

の回復挙動を良く模擬していることを PKL/F1.1 の試験解析より確認した。PKL の試験装置は、自然循環特性に影響が大きいエレベーションについては実機と同程度であるため、PKL の試験解析で確認できたことは実機スケールにも適用できる。PKL 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、複数本の伝熱管を模擬する必要はない。また、試験装置の配管は細く、相対的に L/D が大きいいため、配管の分割は細かくなっている。上記のとおり、PKL のノード分割は実機のノード分割と違う部分があるが、自然循環の妥当性確認には影響が大きいいため、PKL の試験解析で得られた結論は有効性評価解析に適用できる。

以上より、M-RELAP5 コードは 2 次冷却系強制冷却の運転員等操作時において、自然循環時の冷却材流量変化に適用できる。

(4) リフラックス冷却（1 次冷却系の気液分離・対向流）

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凝縮量のバランスに依存する。蒸気発生器での除熱については、本章の(8)に記載している。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。2 次側強制冷却操作により、1 次側で発生した凝縮水について、炉心からの蒸気により落水が阻害される可能性があり、M-RELAP5 コードでは、炉心で発生する蒸気流量、及び CCFL のモデルにより蒸気発生器での蓄水が模擬される。有効性評価解析においては、形状に応じた CCFL モデルを使用し、崩壊熱モデルにより適切に炉心での発生蒸気量を計算するため、蒸気発生器での蓄水の計算は妥当である。なお、有効性評価解析においては、蒸気発生器伝熱管の入口、蒸気発生器入口に CCFL を設定しており、蒸気発生器伝熱管入口の CCFL については、小さい径の管に適用できる Wallis^[37]の考えに基づいた係数を設定し、蒸気発生器入口の CCFL は、実機の高温側配管と同等の配管径を持つ UPTF の実験^[39]から得られた係数を設定している。さらに、実機スケールでは蒸気発生器伝熱管本数が多いため、多次元効果を考慮した場合、試験スケールよりも落水しやすい傾向にあるため、炉心水位回復又は炉心冷却を阻害する影響は小さい。

また、3.3.2(1)に記載してあるとおり、リフラックス冷却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存在した場合でも、M-RELAP5 コードは改良 AECL-UO Look-up Table を採用しているため、ROSA 試験及び実機スケールにおいて燃料被覆管のヒートアップを模擬できる。なお、実機解析においては、リフラックス冷却中に炉心水位が発熱長上端より低下することは無く、水位は上部プレナムの高い位置に維持されているため、リフラックスでの落水が不均一であったとしても、落水により水位が維持されることにより、不均一なヒートアップは発生しない。

以上より、M-RELAP5 コードは 2 次冷却系強制冷却の運転員等操作時において、リフラックス時の物理挙動、炉心での不均一な冷却が存在する場合のヒートアップ挙動を模擬できる。

(5) 1次冷却系からの冷却材放出

LOCAのような1次冷却系から大気圧雰囲気への冷却材の放出については、Marvikenの試験解析より二相臨界流量について過大評価している。

また、蒸気発生器伝熱管損傷のような1次冷却系から2次冷却系への冷却材の放出について、実機美浜2号機の事故時解析により、破損SG水位の上昇速度がM-RELAP5コードと実機データで同等であり、放出流量は精度よく計算できていることが分かる。

1次冷却系からの冷却材放出は不確かさが大きいですが、5.1節に後述しているとおり、有効性評価解析ではスペクトル解析を実施することで不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察する、漏えい量に関して過大評価するように入力設定をする、又は、漏えい量を大きく評価するように入力を設定するため、M-RELAP5コードは1次冷却系からの冷却材放出に適用できる。

(6) 加圧器の気液熱非平衡、水位変化、加圧器からの冷却材放出

LOFTの試験解析より、加圧器圧力及び加圧器水位挙動から、加圧器インサージ時の気相部圧縮による加圧器圧力上昇が模擬できていることから、加圧器気液非平衡を模擬する2流体モデルは妥当といえる。また、加圧器からの冷却材放出は、初期は気相臨界流で放出され、その後二相臨界流、液相臨界流と推移する。このように、LOFT L9-3試験解析では種々の冷却材放出過程を経るが、何れの期間においても、加圧器水位は事象初期から試験結果と差が拡大しておらず、加圧器満水状態での加圧器インサージによる圧力上昇も模擬できていることから、加圧器水位変化及び加圧器からの冷却材放出が模擬できている。

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次冷却系を減圧させるが、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。加圧器に向かう高温側配管での二相流の確認のため、7MPa以上の圧力での、ROSA試験解析における気液の並行流あるいは対向流の幅広い流動において高温側配管での密度又は水位を確認した。7MPa以上の圧力では、有効性評価解析でのフィードアンドブリード運転において加圧器の弁からの二相放出の可能性がある。M-RELAP5コードは並行流では減圧に伴う高温側配管での密度又は水位の低下を精度よく計算できるため、ボイド率の上昇を模擬できている。しかし、対向流においては、気液界面摩擦を小さく計算することにより、原子炉容器への落水を多く計算し、密度を小さく計算し、ボイド率を大きく模擬する結果となった。有効性評価解析のフィードアンドブリード運転では、高温側配管の流れは並行流が主流であり、高温側配管のボイド率計算の不確かさは大きくない。

M-RELAP5コードによる実機PWR解析における、フィードアンドブリード運転中の高温側配管及び加圧器サージ管の挙動について説明する。加圧器逃がし弁を開放する前は高温側配

管は水単相となっており、1次冷却系の圧力は加圧器逃がし弁の設定圧である約16MPaで推移している。加圧器逃がし弁を開放することで、1次冷却系の圧力が急減し、約10MPaまで低下し、高温側配管は二相化し、ボイド率は約0.2となる。その後は加圧器逃がし弁からはほぼ液単相のみが流出し、炉心での蒸気発生による圧力上昇を逃がせないため1次冷却材圧力は上昇に転じる。M-RELAP5コードでは、高温側配管の液相が加圧器逃がし弁から流出し高温側配管の水位が低下した後、高温側配管から加圧器サージ管を通り加圧器逃がし弁から減圧するのに十分な蒸気量（炉心発生蒸気以上の蒸気量）が流出し始め、1次冷却材圧力が低下に転じる。加圧器逃がし弁を開放し、高温側配管が二相化するまでの挙動については、M-RELAP5コードは実際に実機で発生する状況を良く模擬していると考えられる。高温側配管が二相化した後の、高温側配管及び加圧器サージ管での流況及びM-RELAP5コードでのモデルの取扱いを図4-70に示す。高温側配管では、原子炉容器側から加圧器サージ管に向けて、気液が並行流で流れているが、並行流状態での高温側配管のボイド率（気液割合）の不確かさは、ROSA試験で確認したとおり大きくない。M-RELAP5コードによる実機解析では、高温側配管の主流方向は、水平流の流動様式が適用され、流体が十分低速でありボイド率が約0.2の状態では水平層状流となっている。水平層状流となっているため、高温側配管からサージラインへの流れについては、実際には蒸気による水の巻き込み（エントレイン）があったとしても、蒸気の方が多くサージ管側に流れ込む。M-RELAP5コードにおいても、エントレインを考慮した蒸気が優先して流れる主配管から枝管への流れを取り扱うことは可能である。しかし、有効性評価解析においてはそのような模擬とはせず、高温側配管とサージ管を接続するジャンクションでは、上流側ノードである高温側配管のボイド率を使用し流動を計算する。ジャンクションの流動の気液割合には高温側配管のボイド率である約0.2が使用される。つまり、高温側配管のボイド率状態の二相混合流体（気泡流）がサージ管に流れ込む模擬となっており、液相が多くサージ管方向に流出し、気相が流出しづらくなるため、結果的にフィードアンドブリードでの減圧が遅くなる。

また、主配管から枝管への接続部は、M-RELAP5コードによる計算では流路径が小さいこと及び垂直流の流動様式が適用され気泡流となることから界面摩擦が大きく、そのため、気相と液相の流速がほぼ同じであり、均質流に近い状態でサージ管に流れ込む模擬となっている。

これら2つの効果を考慮すると、実際には、M-RELAP5コードの結果よりも蒸気放出量が多くなり、減圧が早くなる。そのため、有効性評価解析でのフィードアンドブリード運転時には、不確かさの範囲内で最も蒸気が高温側配管からサージ管へ流れにくい模擬となっており、加圧器の弁からの蒸気放出が小さいため減圧しづらく、ECCSからの注入が遅れ、炉心が露出しやすい評価となる。

(7) 強制注入系特性、蓄圧タンク注入特性

M-RELAP5コードがECCS注入流量を正しく模擬できていることがPKL/F1.1試験解析より確認した。ただし、ECCS注入流量については、実機解析においては適切なポンプ特性

(Q-H カーブ)を設定し、注入先の圧力に応じて適切な流量が注入されるように入力するため、妥当性確認は不要である。

ROSA/LSTF の試験解析により、2次冷却系強制減圧による1次冷却系の減圧に不確かさがあり、蓄圧タンク注入開始に不確かさがあるものの、M-RELAP5コードが蓄圧タンク流量を正しく模擬できていることを確認した。有効性評価解析においては、入力にて蓄圧タンクの初期圧力、水量、及び水温の不確かさを考慮することにより、M-RELAP5コードは蓄圧タンク注入特性に適用できる。

(8) 1次側・2次側の熱伝達

ROSA/LSTF SB-CL-39 では、減圧操作時の1次冷却系の減圧時に、最大で0.5MPaの不確かさがあり、M-RELAP5コードでは試験と比較し減圧が遅い。これは、M-RELAP5コードでは、蒸気発生器のボイラー部、伝熱管ともに1本の流路で模擬しているため、多次元効果を考慮できないためと考えられる。PKL/F1.1の試験解析では、試験体系が小さいこともあり、減圧操作時の1次冷却系の減圧挙動を模擬できている。

LOFT の試験解析より、加圧事象での1次冷却系の温度及び圧力をそれぞれ2°C、0.2MPaの不確かさで模擬できている。

(9) 2次側水位変化・ドライアウト

LOFT L9-3 の試験解析において、図 4-63に示されているとおり、蒸気発生器保有水量に対する除熱量について、M-RELAP5コードは不確かさが小さい。つまり、M-RELAP5コードの計算では蒸気発生器保有水量の不確かさは小さいと言える。M-RELAP5コードは2次側水位変化に対するドライアウト特性に適用できる。

4.8.2 有効性評価解析のノーディングの妥当性

実機解析に用いるノード分割は、3.4節で述べた考え方にに基づき設定したものである。その妥当性について、以下に考察する。

破断口が存在する低温側配管のノード分割は Marviken の試験解析で設定したノードサイズのL/Dに従って採用したため、1次冷却系からの冷却材の放出の観点から妥当性が確認されたノード分割である。

ROSA/LSTF の試験解析で設定した蒸気発生器、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は、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、有効性評価解析においては、3.4節のノードの細かさで十分である。

加圧器及び蒸気発生器のノード分割は、LOFT L6-1 試験解析及び LOFT L9-3 試験解析により、詳細に分割することにより重要現象が適切に評価できることを確認した。実機解析のノード分割を決定するに当たっては、LOFT L6-1 試験及び LOFT L9-3 試験で用いたノード分割を基に、より詳細にノードを分割した感度解析も実施し、十分な分割数であることを確認の上決定している。また、4.6.4節で考察したとおり、有効性評価解析における加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出は臨界流となることから、加圧器逃がし弁及び安全弁の下流ノードは、LOFT L9-3 試験解析と同様に背圧を境界として設定した1つのノードで模擬することで問題ない。

したがって、ノード分割による不確かさについても、本章の妥当性確認により得られた不確かさに包含されているものと考えられる。

4.8.3 試験装置のスケーリング及び2,3,4 ループプラントへの適用性

(1) 個別効果試験

M-RELAP5 コードの妥当性確認として、個別効果試験である ORNL/THTF、Marviken、総合効果試験である LOFT、ROSA/LSTF、PKL の試験装置を使った試験を選定した。ORNL/THTF はロッドピッチ、ロッド径、発熱長高さについて、実機と同等スケールの試験装置であるため、試験解析で得られた結論は2,3,4 ループプラントへそのまま適用できる。Marviken で確認している1次冷却系からの冷却材の放出については、破断面積にかかわらず質量流束は同じであるため、試験解析で得られた結論は2,3,4 ループプラントへそのまま適用できる。総合効果試験の試験装置は、各試験解析の章で記載しているとおり、4 ループ PWR の過渡挙動を模擬するように設計されているため、試験解析にて得られた結論は4 ループ PWR へ適用できる。以下に、2,3 ループプラントへの適用性について記述する。

(2) ループ数の影響

2,3,4 ループの主な違いとしては、炉心出力、1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び SG 2 次側保有水量の違いがあげられる。2,3,4 ループプラントの原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び SG 2 次側保有水量の関係を、試験装置での値と合わせて、図 4-71～図 4-73 に示す。ループ数によらず、原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び SG 2 次側保有水量の比は同等である。

炉心出力と加圧器気相部体積比、炉心出力と SG 2 次側保有水量比は、2,3,4 ループで同等であることから、重要事故シーケンスにおけるプラント挙動において、主給水流量喪失に伴う SG 2 次側での除熱量の低下、それに伴う1次冷却系の冷却材温度上昇、圧力上昇といった各パラメータの過渡変化の様相は同等となる。また、運転員による SG 2 次側強制冷却操作についても、出力に対する除熱能力は2,3,4 ループで同等である。

(3) LOFT の適用性

過渡事象や ATWS の妥当性確認として実施している LOFT 試験は、4 ループ PWR 相当（実際は 2 ループで SG を 1:3 体積比で模擬）であるが、SG 2 次側での除熱量の低下挙動について、出力に対する除熱能力は 2,3,4 ループ、及び LOFT 試験装置で同等であるため、LOFT の試験解析で得られた結論は、2,3,4 ループ PWR すべてに適用できる。

(4) ROSA の適用性

小破断 LOCA 現象に対するコードの妥当性確認として実施している ROSA 試験は、4 ループ PWR 相当（2 ループ試験装置で体積が 4 ループ相当）であるが、小破断 LOCA で見られるループシール、ボイルオフといった現象はループ数に関係なく発生し、それらの現象について、M-RELAP5 コードは炉心水位を最適又は低く計算し、炉心熱伝達については小さく計算することを確認しているため、2,3,4 ループ PWR すべてに適用できる。

(5) PKL の適用性

小破断 LOCA 後に運転員による SG 2 次側強制冷却操作、及びそれにより生じるリフラックス凝縮現象のコードの妥当性確認として実施している PKL 試験は 4 ループ試験装置であるが、この試験解析で重要である SG での除熱については、出力に対する除熱能力は 2,3,4 ループで同等であるため、2,3,4 ループすべてに適用できる。

(6) ループ間のアンバランスの有無

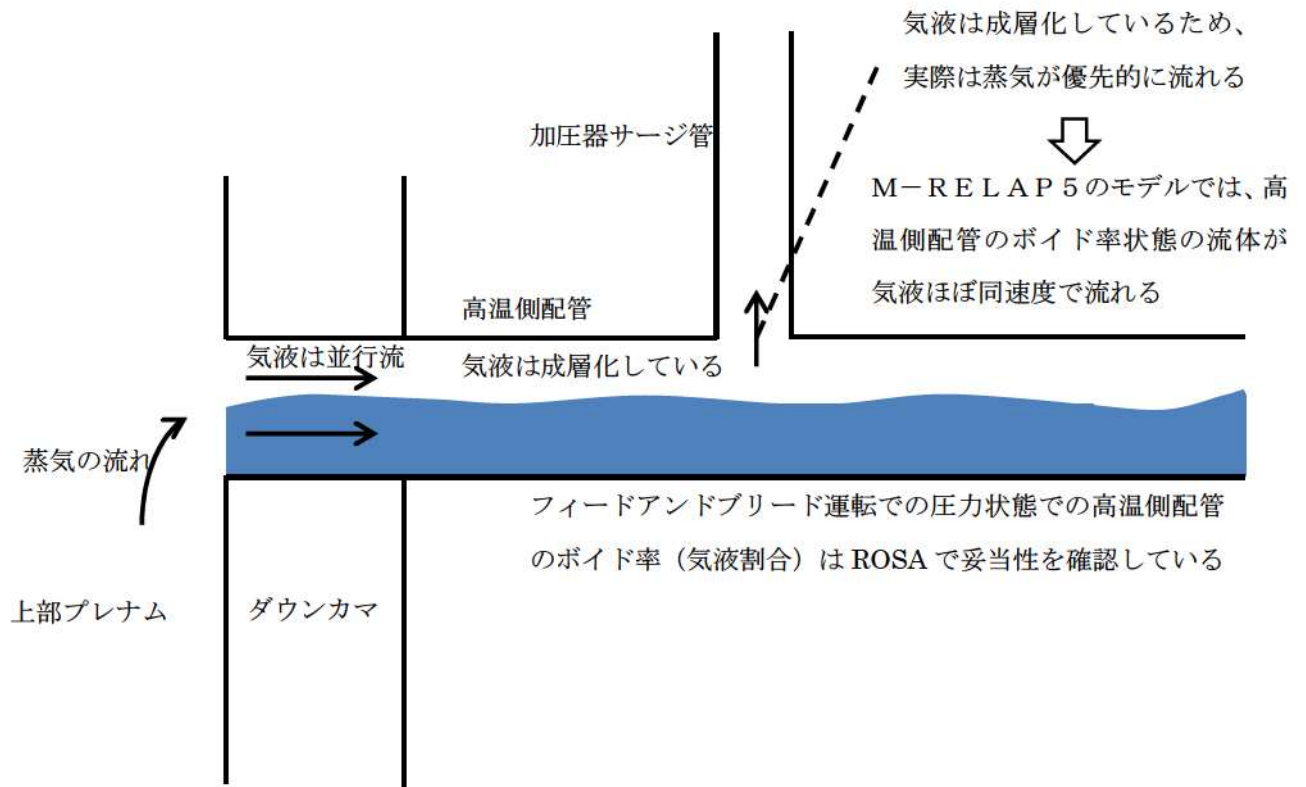
さらに、過渡事象（小破断 LOCA）時の各健全ループの差異を確認するため、PKL/F1.1 試験のループ 2～4（健全ループ）のループ流量、SG 水位（高温側、低温側）を図 4-74～図 4-76 に示す。いずれの図においてもループ間の差異はほとんど見られない。1 ループに外乱あるいは破断等が発生した場合に、外乱の無いループについては同じような挙動を示すといえる。4 ループの試験装置で得られた結論を 3、2 ループに適用することは問題ないと言える。

4.8.4 まとめ

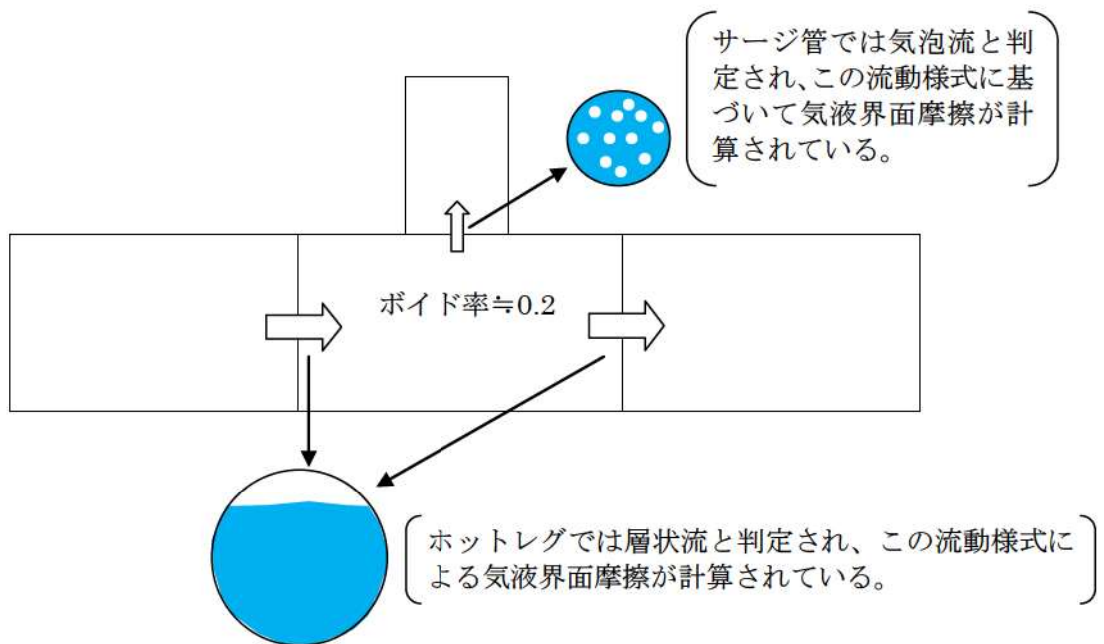
以上より、本章に記載している妥当性確認結果は、2,3,4 ループ共通の妥当性確認として適用性を有するとともに、本章の妥当性確認より得られた不確かさについても、実機 PWR の有効性評価解析に適用できると言える。重要現象に対する M-RELAP5 コードの不確かさを表 4-12 に示し、実機解析における不確かさの取扱いを 5 章にて述べる。なお、M-RELAP5 コードの ECCS 再循環機能喪失への適用性について、添付 3 に記載する。

表 4-12 重要現象に対する不確かさ

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	不要	入力値に含まれる
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNLTHTF ROSA SB-CL-18	0%~40%
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム - 水反応モデル	不要	95%信頼区間の上限
	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	ORNLTHTF ROSA SB-CL-18 Winfrith/THEETIS	炉心水位：0m~0.3m コードでは、炉心水位低下が数百秒早く評価する可能性あり 大気圧程度の低圧時の炉心水位：±0.4m
	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL/F1.1	約 20%過大評価
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	Marviken 実機での蒸気発生器伝熱管損傷 (美浜 2 号機)	サブクール臨界流：±10% 二相臨界流：-10%~+50%
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF SB-CL-39 PKL/F1.1	1 次冷却材圧力：0~+0.5MPa
	気液分離・対向流	流動様式	ROSA/LSTF SB-CL-39 PKL/F1.1	1 次冷却材圧力：0~+0.5MPa (凝縮量又は熱伝達の不確かさに ついて、1 次冷却材圧力で定量化)
	ECCS 強制注入 (充てん系含む)	ポンプ特性モデル	PKL/F1.1	入力値に含まれる
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	ROSA/LSTF SB-CL-18 ROSA/LSTF SB-CL-39	入力値に含まれる
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 LOFT L9-3	1 次冷却材温度：±2℃ 1 次冷却材圧力：±0.2MPa
	水位変化	2 流体モデル	LOFT L6-1 LOFT L9-3	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	LOFT L9-3	
	1 次側・2 次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF SB-CL-39 PKL/F1.1 LOFT L6-1 LOFT L9-3	減圧時 1 次冷却材圧力：0~+0.5MPa 加圧時 1 次冷却材温度：±2℃ 1 次冷却材圧力：±0.2MPa
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	不要	入力値に含まれる
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L9-3	ドライアウト特性を適切に模擬 1 次冷却材温度：±2℃ 1 次冷却材圧力：±0.2MPa
	2 次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	不要	入力値に含まれる



(1) M-RELAP5 コードの結果から推測される実機での流況



(2) M-RELAP5 コードでのモデルの取扱い

図 4-70 実機 PWR 解析におけるフィードアンドブリード運転中の高温側配管の流況

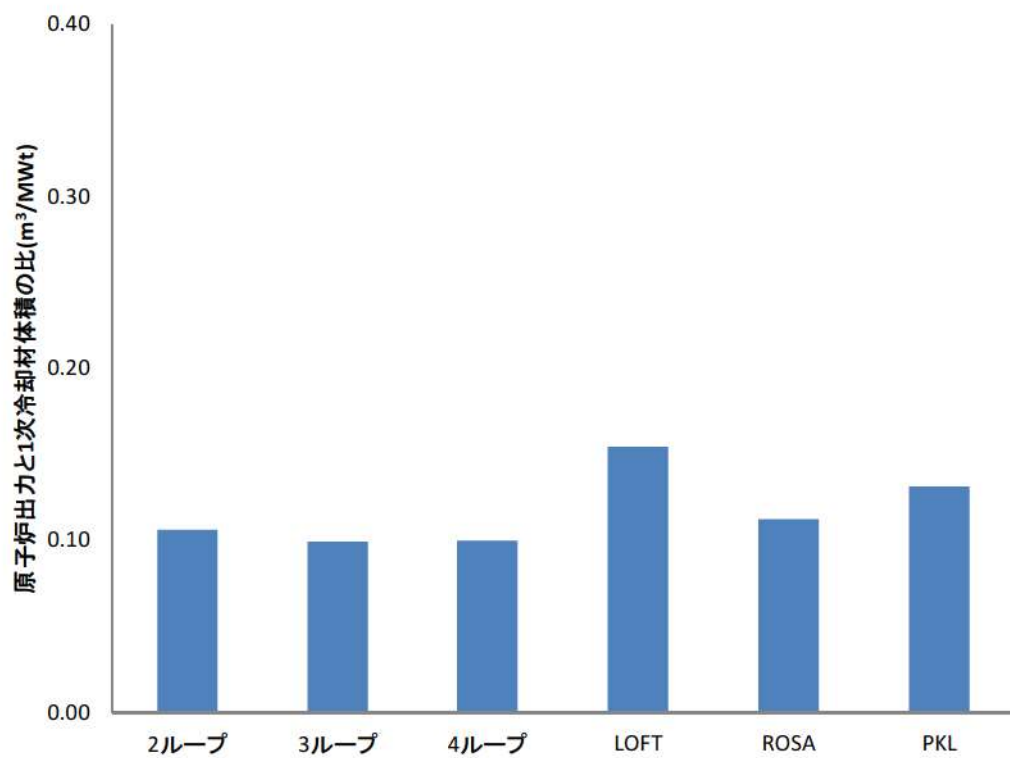


図 4-71 原子炉出力と1次冷却材体積の比

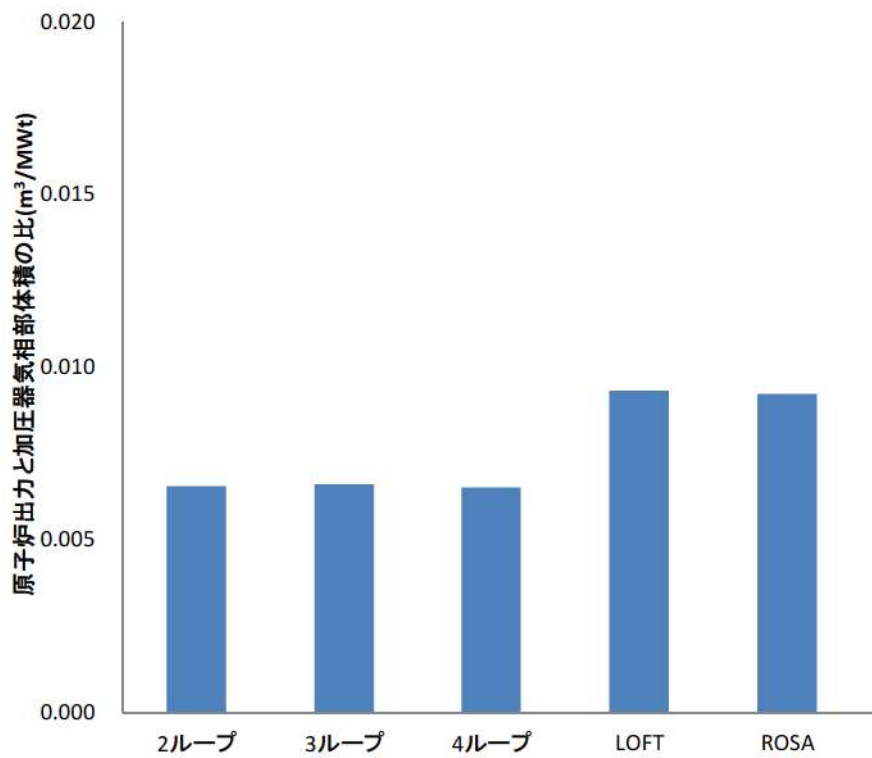


図 4-72 原子炉出力と加圧器気相部体積の比

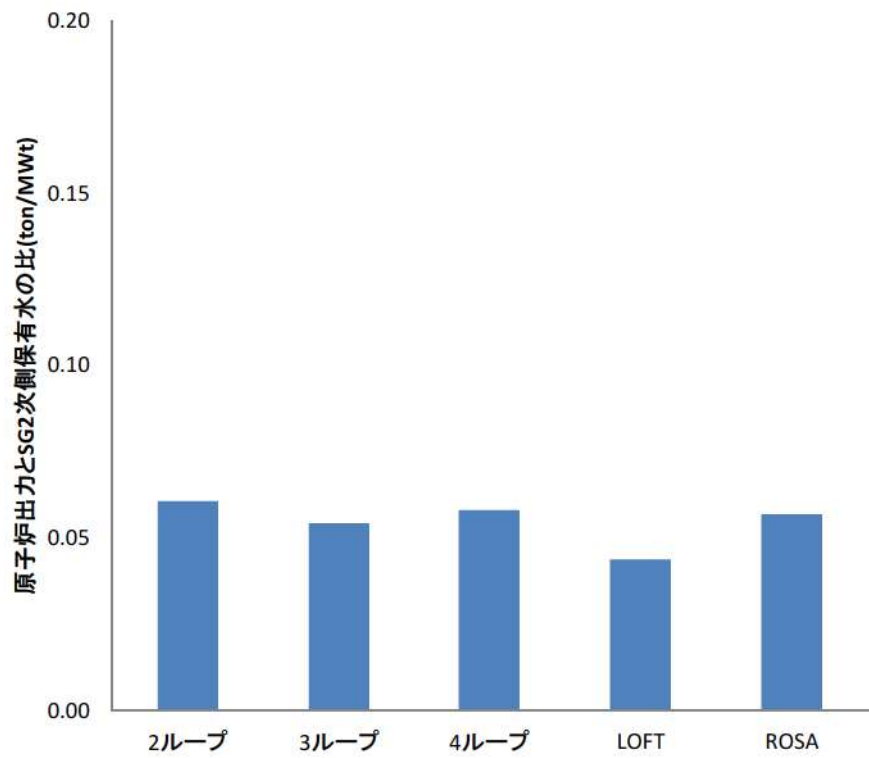


図 4-73 原子炉出力と SG 2 次側保有水量の比

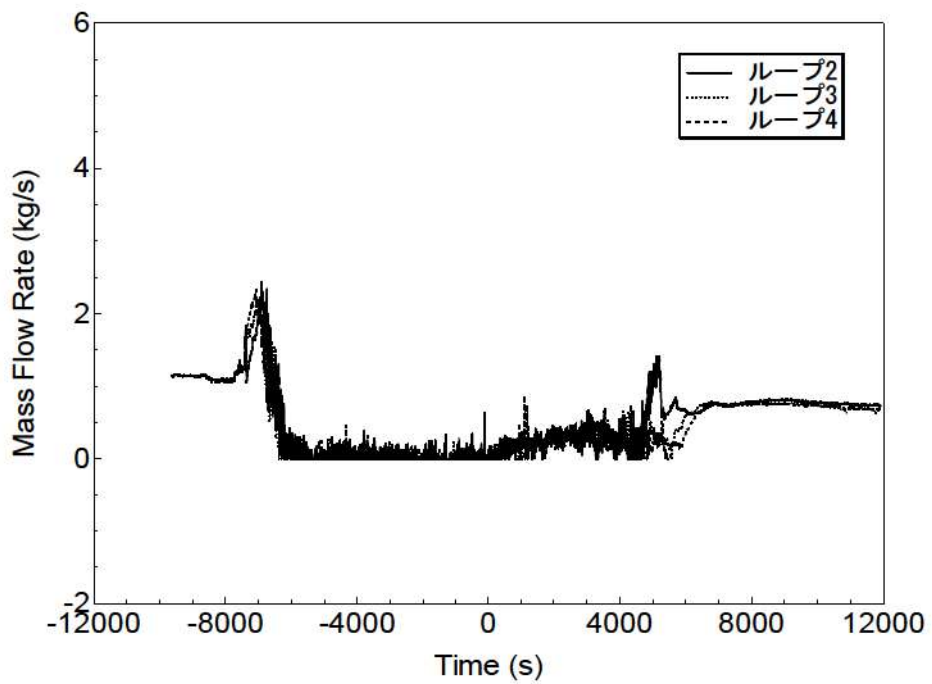


図 4-74 ループ流量

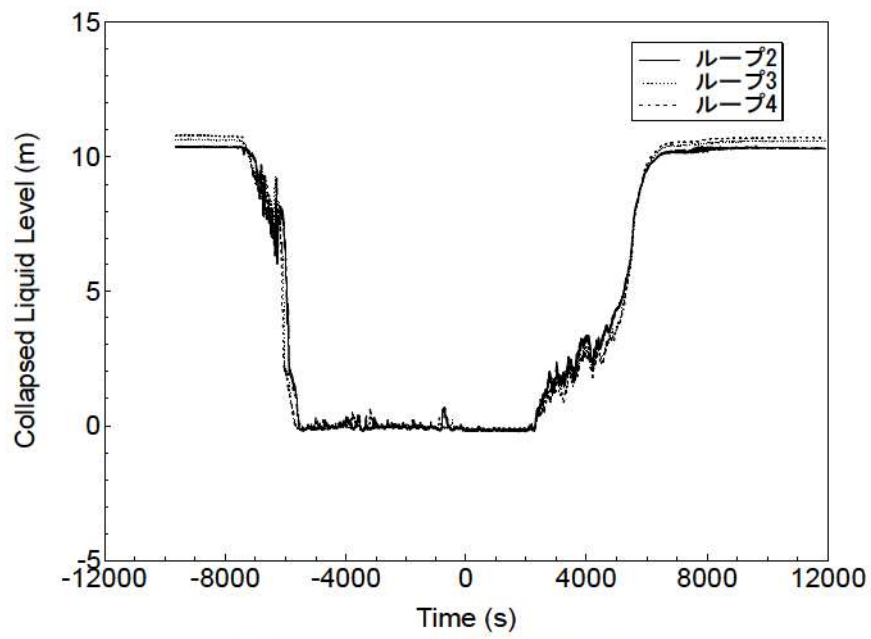


図 4-75 蒸気発生器高温側水位

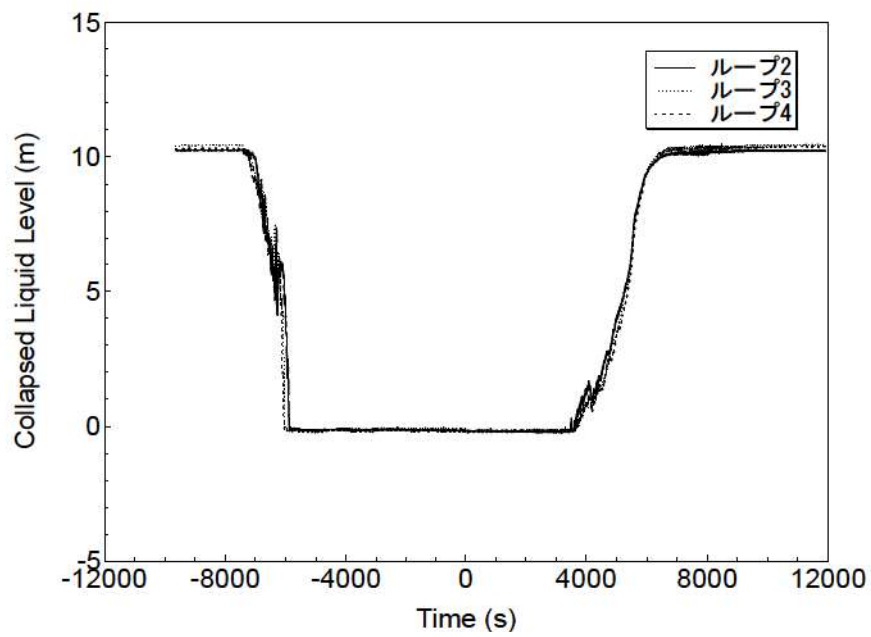


図 4-76 蒸気発生器低温側水位

5. 有効性評価への適用性

4章に記載した試験解析をふまえ、重要現象についての不確かさ、及びその不確かさが評価指標の視点と運転員等操作の視点から有効性評価解析へ与える影響について表 5-1に纏めた。以下にその不確かさについて記述する。

5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の視点）

M-RELAP5コードで取り扱う評価指標は燃料被覆管温度、漏えい量、炉心水位である。漏えい量については、1次冷却系からの冷却材放出の不確かさに依存する。炉心水位は炉心での沸騰・ボイド率変化、及び気液分離・対向流に依存する。主に燃料被覆管温度への重要現象の不確かさの影響について以下に記載する。

(1) 崩壊熱

崩壊熱は、評価目的に応じて不確かさを崩壊熱を大きくするように考慮しているため、有効性評価解析では燃料被覆管温度は高めに評価される。

(2) 燃料棒表面熱伝達

Bromley 及び修正 Dougall-Rohsenow モデルを採用していることにより、燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度低めに評価している可能性があることをORNL/THTFの試験解析で確認しているため、有効性評価解析では燃料被覆管温度は高めに評価される。ただし、表面熱伝達の不確かさは燃料被覆管温度には大きく影響するが、炉心、1次冷却系の流動への影響は大きくない。

(3) 燃料被覆管酸化

燃料被覆管酸化については、95%信頼区間の上限の不確かさを考慮し、酸化量及び酸化反応熱を高めに評価するモデルを採用しているため、燃料被覆管温度を高めに評価する。

(4) 炉心水位（沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流）

ORNL/THTFの試験解析で0.3mの不確かさが見られ、燃料被覆管温度への影響は考えられるが、炉心水位の0.3m程度の不確かさは1次冷却系流動への影響は小さいため、有効性評価解析、運転員等操作の余裕への影響は小さい。有効性評価解析ではボイルオフでの水位低下開始を数百秒早く評価する可能性があり、低めに評価するため、燃料被覆管温度を高めに評価する可能性がある。ただし、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のような大気圧程度の低圧条件においては、最大で±0.4m程度の不確かさがある。

(5) 自然循環（冷却材流量変化（自然循環時）、圧力損失）

M-RELAP5コードは自然循環流量を、約20%過大評価することをPKL/F1.1の試験解

析から確認した。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、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次冷却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) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[1次冷却系]

Marviken の試験解析で確認したとおり、破断流モデルは不確かさが大きい。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次冷却系の冷却材の減少速度、1次冷却系の減圧速度に影響する。1次冷却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。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次冷却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次冷却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次冷却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次冷却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。

「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燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。

「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、事象初期の不確かさの影響は無いが、二相臨界流については試験データより多めに評価することから、実際の破断流量は小さくなり、1次冷却系の減温、減圧が遅くなることで、1次冷却系の温度、圧力の低下が抑制される。

「蒸気発生器伝熱管損傷」の破断流量は適切に評価できていることを確認した。

「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、有効性評価では、漏えい量を大きく評価する。

(7) ECCS 強制注入（充てん系含む）

ECCS 強制注入については、評価目的に応じ、燃料被覆管温度を高く評価する、又は漏えい量を大きく評価するように設定する。

(8) ECCS 蓄圧タンク注入

ECCS 蓄圧タンク注入については、入力条件にて初期水量、温度、及び圧力の不確かさを考慮し、流量が小さくなるように設定するため、燃料被覆管温度は過大評価となる。

(9) 加圧器の重要現象

「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、解析コードにおいては、1次冷却系の温度及び圧力は試験データと良く一致しているが、1次冷却材温度に対して $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力に対して $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさがあることを LOFT の試験解析より確認した。

過大評価する場合、1次冷却系の温度及び圧力に対する不確かさにより、実際の1次冷却系の圧力及び温度は低めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入系による炉心注水量が多くなるため、炉心露出に対する進展は遅くなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。

過小評価する場合、1次冷却系の温度及び圧力に対する不確かさにより、実際の1次冷却系の圧力及び温度は高めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が多く、高圧注入系による炉心注水量が少なくなるため、炉心露出に対する進展は早くなり、1次冷却系保有水量の低下が促進され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなる。

高温側配管と加圧器サージ管を接続するジャンクションで、実際にはエントレインを伴い、蒸気が優先して主配管から枝管へ流れると考えられる。有効性評価解析では、そのような模擬とせず、上流側ノードである高温側配管のボイド率を使用し流動を計算するため、気相が流出しづらくなり、結果的にフィードアンドブリードでの減圧が遅くなる。実際には有効性評価解析よりも減圧が早くなるため、早期に安全注入系による炉心への注入が可能となり、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。

「インターフェイスシステム LOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については、加圧器逃がし弁からの放出は蒸気単相であり、不確かさは小さい。

(10) 1次側・2次側の熱伝達

「2次冷却系からの除熱機能喪失」については、蒸気発生器保有水量低下に伴う加圧時の不確かさは、加圧器の重要現象の不確かさと合わせ、1次冷却材温度に対して $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1次冷却材圧力に対して $\pm 0.2\text{MPa}$ であることを LOFT の試験解析より確認した。よって、1次冷却系の温度及び圧力に対する不確かさの影響は以下のとおりとなる。

温度、圧力を過小評価している場合、実際の1次冷却系の圧力及び温度は高めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が多く、高圧注入系による炉心注水量が少なくなるため、炉心露出に対する進展は早くなり、1次冷却系保有水量の低下が促進され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなる。

温度、圧力を過大評価している場合、実際の 1 次冷却系の圧力及び温度は低めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入系による炉心注水量が多くなるため、1 次冷却系保有水量が多くなることで、炉心露出に対する進展は遅くなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。

「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」「インターフェイスシステム LOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については、2 次冷却系強制冷却の運転員等操作時について、有効性評価解析では蒸気発生器での 1 次側・2 次側の熱伝達を小さく評価している可能性があり、1 次冷却系の減圧速度を遅く評価している可能性がある。2 次冷却系強制冷却には、1 次冷却材圧力に対し最大+0.5MPa の不確かさがあることを ROSA SB-CL-39 及び PKL/F1.1 の試験解析により確認した。蒸気発生器での 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさは ECCS からの注入を遅くするため、M-RELAP5 コードは燃料被覆管温度を高く、漏えい量を多く評価する。

(11) 2 次側給水（主給水・補助給水）

補助給水流量については、有効性評価解析では 2 次冷却系強制冷却の運転員等操作時の 1 次冷却系の減圧速度を遅くするように入力で設定する。

(12) 2 次側水位変化・ドライアウト

LOFT 試験解析にて、加圧事象を模擬できており、高めの崩壊熱を用いていることと合わせると、ドライアウト時間への余裕は増える方向であり、問題ない。さらに、2 次側水量の不確かさは小さいことを LOFT 試験解析にて確認できている。

(13) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[蒸気発生器]

2 次冷却系からの冷却材放出は 2 次冷却系強制冷却の運転員等操作での 2 次冷却系の減圧に寄与し、1 次冷却系の減圧速度に影響するが、有効性評価解析では、設計圧力で設計流量が放出されるように入力で設定し、2 次冷却系からは蒸気単相のみが臨界流として放出されるため、不確かさの影響は無い。

以上より、重要現象の不確かさ、燃料被覆管温度を過大評価、又は漏えい量を過大評価する方向に寄与し、有効性評価解析は評価指標の観点で厳しい評価となっている。

5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）

M-RELAP5 コードで取り扱う運転員等操作は 2 次冷却系強制冷却とフィードアンドブリードのみである。これらの運転員等操作へのコードの不確かさの影響を以下に記載する。

5.2.1 2次冷却系強制冷却の運転員等操作

(1) 運転員等操作の起点への影響

「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」、「インターフェイスシステム LOCA」、「蒸気発生器伝熱管破損」では、運転員等操作として2次冷却系強制冷却の運転員等操作を実施する。この操作は1次冷却系の温度、圧力を低下させ、蓄圧タンク、及び低圧注入から炉心への冷却水の注入を促進させるために実施する。この運転員等操作はSI信号発信を起点に実施する。SI信号は1次冷却材圧力が低下することにより発信される。破断流量が大きいことにより、M-RELAP5コードの評価は実際より早く運転員等操作を開始することになるが、SI信号発信は破断発生後すぐに発信されるため、この影響はほとんどない。一方で、M-RELAP5コードの破断流量が大きいことにより、実機PWRではM-RELAP5コードの評価よりも、保有水量が多い状態で運転員等操作を実施することになる。2次冷却系強制冷却の運転員等操作は保有水量が多い状態で実施することによる問題は無く、保有水量が多い状態で蓄圧タンク、低圧注入からの炉心注入が期待できるため、破断流量の不確かさは問題無いと言える。

(2) 運転員等操作後の減圧への影響

M-RELAP5コードは減圧操作後の1次冷却系の圧力低下を遅く予測する可能性があり、そのため、蓄圧タンク注入開始を遅くする、強制注入系による注入開始を遅くする、注入量を小さく見積もる可能性がある。これらの効果は、運転員等操作の余裕を小さく評価する方向であり、実機運用の観点からは問題ない。また、M-RELAP5コードの評価結果より実際の減圧速度が速くなるため、減圧後の運転員等操作が早くなってしまう可能性がある。具体的な操作は減圧後の蓄圧タンク隔離弁の閉止である。この操作は2次冷却系強制冷却開始後十分時間が経過した後であり、解析コードの不確かさにより操作が早くなったとしても運転員は十分操作を実施できるため、コードの不確かさは運転員等操作の可否には影響しない。

「インターフェイスシステム LOCA」の有効性評価解析では漏えい量を多く見積もっているため実際は圧力が抜けにくい状態にあり、ECCSの注入流量が小さくなる傾向である。一方で2次冷却系強制冷却に対しては解析コードでは伝熱を小さく見積もっているため実際は伝熱が大きくなり、1次冷却系の温度、圧力が低くなる。したがって実際においてはM-RELAP5コードよりもECCS注入流量が小さくなる不確かさ、及び大きくなる不確かさが混在することになる。サブクール条件及び加圧器水位を操作開始の起点とする「インターフェイスシステム LOCA」における加圧器逃がし弁の開閉操作、ECCSから充てん系への切替操作等に影響を与える。この操作についても、2次冷却系強制冷却開始後十分時間が経過した後であり、操作が早くなったとしても運転員は十分操作を実施できるため、コードの不確かさは運転員等操作の可否には影響しない。

(3) 運転員等操作後に発生する自然循環への影響

2次冷却系強制冷却の運転員等操作について、事故後早期の崩壊熱が大きい状態で操作を実施すると、炉心発生蒸気量が多く、蒸気発生器でCCFLが発生し、蓄水しやすく、リフラックスを阻害する可能性がある。しかし、運転員等操作は事故後数十分で実施するため、崩壊熱は十分低下している。したがって、運転員等操作が前後しても、上記のリフラックスの阻害は発生しない。また、M-RELAP5コードは自然循環流量を約20%過大評価する。しかし、自然循環状態（自然循環の回復挙動）は良く模擬できている。自然循環の発生は流量の大小にかかわらず炉心で発生した崩壊熱を蒸気発生器で除熱出来ていることを示しており、蒸気発生器で2次側の流体に与えられる熱量は実際と同じであるため、2次側から放出される蒸気のエンタルピは正しく評価できている。蒸気発生器の除熱量は、2次冷却系の給水と蒸気放出量で計算できる。そのため、自然循環が発生している場合、M-RELAP5コードは2次側の状態を良く模擬できている。そのため、自然循環流量の不確かさが運転員等操作に与える影響は無いと考えられる。

5.2.2 フィードアンドブリードの運転員等操作

(1) 運転員等操作の起点への影響

「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、運転員等操作は、加圧器逃がし弁の手動開、及び手動でのSI信号の発信である。この運転員等操作は蒸気発生器の広域水位0%を起点に実施する。LOFTのL9-3で確認したとおり、M-RELAP5コードの蒸気発生器保有水量評価の不確かさは小さいため、この運転員等操作への影響も小さい。

さらに、原子炉の加圧については、LOFT L6-1、L9-3で確認したとおり、圧力の不確かさは±0.2MPa程度である。有効性評価解析では、崩壊熱に関して不確かさを考慮し大きいものを用いているため、蒸気発生器水位を低めに計算している。このため、運転員等操作の開始が早くなるが、これは運転員等操作の余裕の観点では問題ない。実機PWRでは運転員は確保できているため、この不確かさの影響を考慮しても問題ない。

(2) 運転員等操作後の影響

高温側配管と加圧器サージ管を接続するジャンクションで、実際にはエントレインを伴い、蒸気が優先して主配管から枝管へ流れると考えられる。有効性評価解析では、そのような模擬とせず、上流側ノードである高温側配管のボイド率を使用し流動を計算するため、気相が流出しづらくなり、結果的にフィードアンドブリードでの減圧が遅くなる。実際には有効性評価解析よりも減圧が早くなる。そのため、フィードアンドブリード後のRHR運転への移行が有効性評価解析よりも早まるが、この操作については2次冷却系強制冷却の運転員等操作と同様に、十分時間が経過した後であり、操作が早くなったとしても運転員は十分操作を実施できるため、コードの不確かさは運転員等操作の可否には影響しない。

以上より、M-RELAP5コードの不確かさの運転員等操作への影響を考慮すると、実機運用上は時間余裕が増える方向となるため、有効性評価解析で確認できた運転員等操作の妥当性については実機運転においても適用できる。

表 5-1 重要現象の不確かさ(1/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる	評価目的に応じた不確かさを大き目に考慮した崩壊熱曲線を採用するため、有効性評価解析では燃料被覆管温度を高め評価する。また、炉心の冷却水の蒸散を大きくするため、有効性評価解析では炉心水位を低く評価する。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	0%~40%	燃料棒表面熱伝達は最大で40%程度低めに評価している可能性があるため、有効性評価解析では炉心露出部の燃料被覆管温度を高く評価する。 炉心露出時の熱伝達係数の不確かさは燃料被覆管温度への影響は大きいですが、炉心・1次冷却系の流動（炉心水位）への影響は大きくない。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム - 水反応モデル	95%信頼区間の上限	評価目的に応じた、不確かさの範囲で酸化量を大きく評価するジルコニウム - 水反応式を採用するため、酸化発熱を大きく評価し、有効性評価解析では燃料被覆管温度を高め評価する。燃料被覆管酸化は炉心露出時に顕著となるため、炉心や1次冷却系の流動（炉心水位）への影響は大きくない。
	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	炉心水位： 0m~0.3m コードでは、炉心水位低下が数百秒早く評価する可能性あり 大気圧程度の低圧条件の炉心水位： ±0.4m	解析コードにおいては、炉心水位を最大0.3m低めに評価し、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることから、炉心露出を早めに評価することとなる。よって、炉心水位に対する不確かさにより、実際の炉心水位は高めとなることから、炉心露出に対する進展は遅くなり、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。ただし、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のような大気圧程度の低圧条件においては、最大でも±0.4m程度の不確かさが見られる。
1次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	約20%過大評価	解析コードにおいては、自然循環流量を約20%過大に評価するが、自然循環の発生は流量の大小にかかわらず炉心で発生した崩壊熱を蒸気発生器で除熱できていることを示していることから、炉心冷却に直接の影響はない。

表 5-1 重要現象の不確かさ(2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
1次冷却系	冷却材放出(臨界流・差圧流)	破断流モデル	サブクール臨界流： $\pm 10\%$ 二相臨界流： $-10\% \sim +50\%$	「ECCS注水機能喪失」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燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。 「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、事象初期においては、不確かさの影響は無いが、二相臨界流については試験データより多めに評価することから、実際の破断流量は小さくなり、1次冷却系の減温、減圧が遅くなることで、1次冷却系の温度、圧力の低下が抑制される。 「蒸気発生器伝熱管損傷」の破断流量は適切に評価できていることを確認している。 「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、有効性評価では、漏えい量を大きく評価する。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	1次冷却材圧力： $0 \sim +0.5\text{MPa}$	「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」「インターフェイスシステムLOCA」については、減圧時に1次冷却材圧力が高い領域では1次冷却材圧力を最大0.5MPa高めに評価する。よって、1次冷却材圧力に対する不確かさにより、実際の1次冷却材圧力は低めとなることから、漏えい量が少なくなることで炉心露出に対する進展は遅くなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。
	気液分離・対向流	流動様式	1次冷却材圧力： $0 \sim +0.5\text{MPa}$ (凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1次冷却材圧力で定量化)	「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」「インターフェイスシステムLOCA」では、リフラックス冷却状態が発生する可能性がある。リフラックス冷却状態は崩壊熱、蒸気発生器での凝縮量、CCFLに依存する。崩壊熱、CCFLはそれぞれ適切なモデルを使用しているため、不確かさの影響は無い。そのため、リフラックス冷却の不確かさは蒸気発生器での凝縮量(除熱)に依存する。不確かさ及びその影響は蒸気発生器の1次側・2次側の熱伝達で確認している。 リフラックス冷却時の炉心での不均一な冷却が生じた場合でもヒートアップを模擬できるモデルを使用するが、「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」においては炉心は冠水しており、このモデ

				ルの影響は受けない。
--	--	--	--	------------

表 5-1 重要現象の不確かさ(3/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
1 次冷却系	ECCS 強制注入(充てん系含む)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	強制注入系の流量特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力し、ポンプ流量の不確かさの範囲で燃料被覆管温度を高め、漏えい量を多めに評価するように設定する。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる	入力条件として、初期温度、圧力、及び水量の不確かさを考慮し、初期条件の不確かさの範囲で燃料被覆管温度を高め、評価するように設定する。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	1 次冷却材温度： ±2℃ 1 次冷却材圧力： ±0.2MPa	「2 次冷却系からの除熱機能喪失」については、加圧器の重要現象の不確かさは、蒸気発生器での熱伝達の不確かさと合わせ、1 次冷却系の温度及び圧力は試験データと良く一致しているが、不確かさは 1 次冷却材温度に対して ±2℃、1 次冷却材圧力に対して ±0.2MPa である。よって、1 次冷却系の温度及び圧力に対する不確かさの影響は以下のとおりとなる。 温度、圧力を過大評価している場合、実際の 1 次冷却系の圧力及び温度は低めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入系による炉心注水量が多くなるため、炉心露出に対する進展は遅くなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。 温度、圧力を過小評価している場合、実際の 1 次冷却系の圧力及び温度は高めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が多く、高圧注入系による炉心注水量が少なくなるため、炉心露出に対する進展は早くなり、1 次冷却系保有水量の低下が促進され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなる。 有効性評価解析では、高温側配管と加圧器サージ管を接続するジャンクションの模擬により、実際よりも気相が流出しづらくなり、結果的にフィードアンドブリードでの減圧が遅くなる。実際には有効性評価解析よりも減圧が早くなるため、早期に安全注入系による炉心への注入が可能となり、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。
	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		

				確かさは小さい。
--	--	--	--	----------

表 5-1 重要現象の不確かさ(4/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	減圧時 1次冷却材圧力： 0~+0.5MPa 加圧時 1次冷却材温度： ±2℃ 1次冷却材圧力： ±0.2MPa	「2次冷却系からの除熱機能喪失」については、蒸気発生器保有水量低下に伴う加圧時の不確かさは、加圧器の重要現象の不確かさと合わせ、1次冷却材温度に対して±2℃、1次冷却材圧力に対して±0.2MPaである。よって、1次冷却系の温度及び圧力に対する不確かさの影響は以下のとおりとなる。 温度、圧力を過小評価している場合、実際の1次冷却系の圧力及び温度は高めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が多く、高圧注入系による炉心注水量が少なくなるため、炉心露出に対する進展は早くなり、1次冷却系保有水量の低下が促進され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は小さくなる。 温度圧力を過大評価している場合、実際の1次冷却系の圧力及び温度は低めとなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、高圧注入系による炉心注水量が多くなるため、1次冷却系保有水量が多くなることで、炉心露出に対する進展は遅くなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、燃料被覆管温度上昇に対する余裕は大きくなる。 「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」「インターフェイスシステムLOCA」「蒸気発生器伝熱管損傷」については、2次冷却系強制冷却の運転員等操作時に1次冷却材圧力が高い領域では1次冷却材圧力を最大0.5MPa高めに評価するため、ECCSからの注入を遅くし、燃料被覆管温度を高めに、漏えい量を多めに評価する。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる	有効性評価解析では、設計圧力で設計流量が放出されるように入力で設定し、2次冷却系からは蒸気単相のみが臨界流として放出されるため、不確かさの影響は無い。
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	ドライアウト特性を適切に模擬 1次冷却材温度： ±2℃ 1次冷却材圧力： ±0.2MPa	LOFT試験解析にて、加圧事象を模擬できており、高めの崩壊熱を用いていることと合わせると、運転員等操作の余裕は増える方向であり、問題ない。「2次冷却系からの除熱機能喪失」での運転員等操作は広域水位0%、つまり蒸気発生器2次側水量無しを起点としており、2次側水量の不確かさは小さいため、運転員等操作への影響も小さい。
	2次側給水(主給水・補助給)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる	2次側給水の流量は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力し、ポンプ流

	水)			量の不確かさの範囲で燃料被覆管温度を 高めに評価するように設定する。
--	----	--	--	---------------------------------------

6. 参考文献

- [1] 三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの M-RELAP5 コードの適用性について, MHI-NES-1054 改 0, 三菱重工業, 平成 25 年
- [2] 三菱 PWR の燃料設計計算コードの概要, MAPI-1019 改 1, 三菱原子力工業, 昭和 63 年
- [3] Baker, L., and Just, L. C., "Studies of Metal Water Reactions at High Temperatures, III. Experimental and Theoretical Studies of Zirconium-Water Reaction," NL-6548, 1962.
- [4] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY PROPOSED ANS STANDARD "Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors." Approved by Subcommittee ANS-5, ANS Standards Committee, 1971
- [5] PWR の安全解析用崩壊熱について, MHI-NES-1010 改 4, 三菱重工業, 平成 25 年
- [6] B. Chexal and G. Lellouche, A Full-Range Drift-Flux Correlation for Vertical Flows (Revision 1), Electric Power Research Institute, EPRI NP-3989-SR, 1986.
- [7] B. Chexal et al., The Chexal-Lellouche Void Fraction Correlation for Generalized Applications, Electric Power Research Institute, NSAC-139, 1991.
- [8] B. Chexal et al., Void Fraction Technology for Design and Analysis, Electric Power Research Institute, TR-106326, 1997.
- [9] 日本機械学会 編, 改訂 気液二相流技術ハンドブック, コロナ社, 2006 年
- [10] R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes," J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971.
- [11] F. J. Moody, "Maximum Discharge Rate of Liquid-Vapor Mixtures from Vessel," NEDO-21052, 1975.
- [12] 日本原子力学会 熱流動部会 編, 気液二相流の数値計算, 朝倉書店, 1993 年
- [13] 三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について, MHI-NES-1055 改 0, 三菱重工業, 平成 25 年
- [14] ジルコニウム・水反応速度式, MAPI-1057, 改 1 三菱原子力工業, 昭和 56 年
- [15] Resch, S. C. et al., "FRAP-T6: The Transient Fuel Rod Behavior Code," NUREG/CR-2950, 1982.
- [16] D. A. Powers and R. O. Meyer, Cladding Swelling and Rupture Models for LOCA Analysis, NUREG-0630, U. S. Nuclear Regulatory Commission, 1980.
- [17] J. R. Sellars, M. Tribus, and J. S. Klein, "Heat Transfer to Laminar Flows in a Round Tube or Flat Conduit: The Graetz Problem Extended," Transactions of the ASME, 78, 1956, p. 441.
- [18] S. W. Churchill and H. H. S. Chu, "Correlating Equations for Laminar and Turbulent Free Convection from a Vertical Plate," International Journal of Heat and Mass Transfer, 18, 1975, pp. 1323-1329.

- [19] W. H. McAdams, "Heat Transmission," 3rd Edition, New York: McGraw-Hill, 1954.
- [20] F. W. Dittus and L. M. K. Boelter, "Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type," Publications in Engineering, 2, University of California, Berkeley, 1930, pp. 443-461.
- [21] W. Nusselt, "Die Oberflächenkondensation des Wasserdampfes," Zeitschrift Ver. Deutsch. Ing., 60, 1916, pp. 541-546 and 569-575.
- [22] J. C. Chato, "Laminar Condensation Inside Horizontal and Inclined Tubes," American Society of Heating, Refrigeration, and Air Conditioning Journal, 4, 1962, pp. 52-60.
- [23] M. M. Shah, "A General Correlation for Heat Transfer during Film Condensation Inside Pipes," International Journal of Heat and Mass Transfer, 22, 1979, pp. 547-556.
- [24] M. M. Shah, "Heat Transfer and Fluid Flow Data Books," Genium Publishing, January 1992, Sec. 507.6, p. 8.
- [25] A. P. Colburn and O. A. Hougen, "Design of Cooler Condensers for Mixtures of Vapors with Noncondensing Gases," Industrial and Engineering Chemistry, 26, 1934, pp. 1178-1182.
- [26] J. C. Chen, "A Correlation for Boiling Heat Transfer to Saturated Fluids in Convective Flow," Process Design and Development, 5, 1966, pp. 322-327.
- [27] J. C. Chen, R. K. Sundaram, and F. T. Ozkaynak, "A Phenomenological Correlation for Post-CHF Heat Transfer," NUREG-0237, June 1977.
- [28] L. A. Bromley, "Heat Transfer in Stable Film Boiling," Chemical Engineering Progress, 46, 1950, pp. 221-227.
- [29] M. S. Dougall and W. M. Rohsenow, Film Boiling on the Inside of Vertical Tubes with Upward Flow of a Fluid at Low Qualities, MIT-ME 9079-26, 1963.
- [30] K. H. Sun, J. M. Gonzalez-Santalo, and C. L. Tien, "Calculations of Combined Radiation and Convection Heat Transfer in Rod Bundles Under Emergency Cooling Conditions," Transactions of the ASME, Journal of Heat Transfer, 98, 1976, pp. 414-420.
- [31] D. C. Groeneveld, S. C. Cheng, and T. Doan, "1986 AECL-UO Critical Heat Flux Lookup Table," Heat Transfer Engineering, 7, 1-2, 1986, pp. 46-62.
- [32] T. M. Anklam, R. J. Miller, and M. D. White, "Experimental Investigations of Uncovered-Bundle Heat Transfer and Two-Phase Mixture Level Swell Under High-Pressure Low Heat-Flux Conditions," NUREG/CR-2456, ORNL-5848, March 1982.
- [33] "The Marviken Full Scale Critical Flow Tests, Third Series, Description of the Test Facility," MXC-101, December 1979.