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	○	○	○	○	○	○	－	－
加圧器	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	○	○	○	○	○	○	－	－
加圧器	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	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－	○	○	○
原子炉	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	○	○	○	○	○	○	－	－
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	－	○	○	○	○	○	－	－
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	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	－	○	－	－	－	○	○	○
	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	○	○	○	○	○	○	－	－
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）	△	○	○	○	○	○	－	－
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	○	○	○	○	○	○	－	－
加圧器	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）	○	○	○	○	○	○	－	－
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	－	○	－	－	－	○	○	○
	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	－	－	－	－	－	○	○	－
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	－	－	－	－	○	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	○	－	－
	１次系内 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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 5-11　抽出された物理現象とコードの解析モデルの対応（1/2）
（格納容器破損防止：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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

○：必要なモデルを備えている
○*：必要なモデルを備えていないが解析条件等で考慮可能
△：必要なモデルを一部備えているが目的に照らして精度が劣る
－：必要なモデルを備えていない

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

分類	解析で考慮すべき物理現象	適用候補コード							
		MARVEL	SATAN-M（関連コード）	SATAN-M（Small LOCA）	M-RELAP5	SPARKLE-2	MAAP	GOTHIC	COCO
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	○	○	○	○	○	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）	○	○	○	○	○	○	－	－
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス、液体）	－	－	－	－	－	△	○	－
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－	○	○	○
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	－	－	－	－	－	○	○	○
	スプレイ冷却	－	－	－	－	－	○	○	○
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	－	－	－	－	－	○	○	－
	水素濃度変化	－	－	－	－	－	○	○	－
	水素処理	－	－	－	－	－	○	○	－
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	－	－	－	－	○	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	○	－	－
	１次系内 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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：原子炉圧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：原子炉圧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	－	－	－	－	－	○	○	－
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	－	－	－	－	○	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	○	－	－
	１次系内 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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	－	－	－	－	－	○	○	－
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	－	－	－	－	○	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	○	－	－
	１次系内 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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	－	－	－	－	－	○	○	－
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化）	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）	－	－	－	－	－	○	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	－	－	－	－	－	○	－	－
	原子炉容器破損、溶融	－	－	－	－	－	○	－	－
	１次系内 FP 挙動	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））

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）	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。

（第１部　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード）

目　次

－　第１部　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード　－

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

1. はじめに

本資料は、炉心損傷防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用するコードのうち、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード[1]について、

・有効性評価において重要となる現象の特定

・Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの解析モデル及び入出力に関する説明

・妥当性評価

・有効性評価への適用性

に関してまとめたものである。

2. 重要現象の特定

2.1 事故シーケンスと評価指標

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが適用される炉心損傷防止対策における事故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

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

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

本事故シーケンスグループは、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交流動力電源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。具体的な事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋１次冷却材ポンプ（RCP）シール LOCA」あるいは「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」

を想定する。全交流動力電源喪失による原子炉補機冷却機能の喪失に伴い、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流出する。全交流動力電源が喪失することにより、長時間高圧注入による注水が期待できないため、いずれは炉心露出、損傷に至る。

これを防止するため、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた２次系強制冷却により１次系を冷却、減圧し、蓄圧タンクからのほう酸水注入を促進させることで事象初期の炉心冷却を確保する。代替交流動力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、代替交流動力電源の確立後は、燃料取替用水タンク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、設計基準事故の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

本事故シーケンスグループは、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＋非常用所内交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋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

本事故シーケンスグループは、LOCAの発生後、非常用炉心冷却設備（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。具体的な事故シーケンスとして、「中破断 LOCA＋高圧注入失敗」を仮定する。本事故シーケンスグループでは、１次冷却材配管の破断が発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保されるが、高圧注入が作動しないことにより、炉心露出時間が長期化し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、SG２次系強制冷却を実施し、１次系を冷却、減圧させることにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させ、炉心を冠水させ、炉心冷却状態を維持する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事故の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）

本事故シーケンスグループは、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。具体的な事故シーケンスとして「余熱除去系統からの１次冷却材の流出」を想定する。破断発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保される。１次冷却材が直接原子炉格納容器外に流出するため、炉心冷却能力が低下し、炉心損傷に至るとともに、原子炉格納容器外の被ばく量も厳しくなる。

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

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事故の 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）

本事故シーケンスグループは、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。具体的な事故シーケンスとして「蒸気発生器伝熱管破損＋主蒸気安全弁の開固着」を想定する。蒸気発生器伝熱管破損の発生後、原子炉トリップにより未臨界が確保されるとともに、高圧注入系による炉心への冷却材補給及び補助給水系と２次系弁による崩壊熱除去により炉心冷却を実施する。この際、破損側蒸気発生器の２次系弁の開固着のため、１次冷却材の漏えいが継続する。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、加圧器逃がし弁による１次系の減圧及び補助給水系と２次系弁による１次系の冷却並びに余熱除去系による崩壊熱の除去を実施し、１次系を減圧させる。１次系圧力と破損側蒸気発生器の圧力が平衡となった時点で漏えいが停止する。

したがって、本事象では炉心露出及びヒートアップの可能性があるため、設計基準事故の 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。このシーケンスは、ミッドループ運転中の原子炉を対象としたシーケンスであり、制御棒が挿入済みのため、ドップラ反応度帰還、減速材反応度帰還の影響は受けない。また、事象発生後、早期に１次系ループでの循環流が無くなるため、１次系の流量変化、圧力損失の影響は受けず、ミッドループ運転中は加圧器は空であるため、加圧器の物理現象の影響も受けない。さらに、蒸気発生器での冷却効果に期待しないため、蒸気発生器に係る物理現象の影響は受けない。

(1) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

本事故シーケンスグループは、原子炉の停止時に運転中の余熱除去系（以下「RHR」という。）又は原子炉補機冷却系の故障によって、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。具体的な事故シーケンスとして「ミッドループ運転時の余熱除去機能喪失」あるいは「ミッドループ運転時の全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」を想定する。事象発生後、崩壊熱除去機能が喪失することで１次系の温度が上昇し、冷却材が沸騰し蒸散することにより炉心水位が低下し、炉心損傷に至る。

これを防ぐために、運転員等操作により手動で蓄圧タンクからほう酸水を炉心に注水し、炉心水位を確保する。さらに、代替交流電源の確立後は、燃料取替用水タンク等を水源とした代替注入設備等による１次冷却材の補給を維持することで、炉心損傷を防止することができる。

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

(2) 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループは、原子炉の停止時に外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流動力電源も機能喪失し、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。具体的な事故シーケンスとして、停止時の崩壊熱除去機能喪失（RHR による停止時冷却機能喪失）と同様に、「ミッドループ運転時の余熱除去機能喪失」あるいは「ミッドループ運転時の全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」を想定する。

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

(3) 原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループは、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。具体的な事故シーケンスとして、「ミッドループ運転時の原子炉冷却材の流出」を想定し、余熱除去ポンプ出口ラインからの冷却材の流出を仮定する。１次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、充てんポンプによるほう酸水の炉心への注入を行い、炉心水位を維持する。

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

2.2　ランクの定義

本資料の本文「2　有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちＭ－ＲＥＬＡＰ５コードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表 2-1の定義に従って「H」「M」「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。

表 2-1　ランクの定義

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

2.3　物理現象に対するランク付け

本資料の本文「2　有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちＭ－ＲＥＬＡＰ５コードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、「2.1 事故シーケンスと評価指標」で述べた事象進展を踏まえ、「2.2 ランクの定義」のランクの定義に従い、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表 2-2及び表 2-3のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。

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

以下に、物理現象ごとに考え方を示す。

(1) 核分裂出力[炉心（核特性）]

(2) 反応度帰還効果[炉心（核特性）]

(3) 制御棒効果[炉心（核特性）]

(4) 崩壊熱[炉心（核特性）]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(5) 燃料棒内温度変化[炉心（燃料特性）]

(6) 燃料棒表面熱伝達[炉心（燃料特性）]

(7) 限界熱流束（CHF）[炉心（燃料特性）]

(8) 燃料被覆管酸化[炉心（燃料特性）]

(9) 燃料被覆管変形[炉心（燃料特性）]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(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]

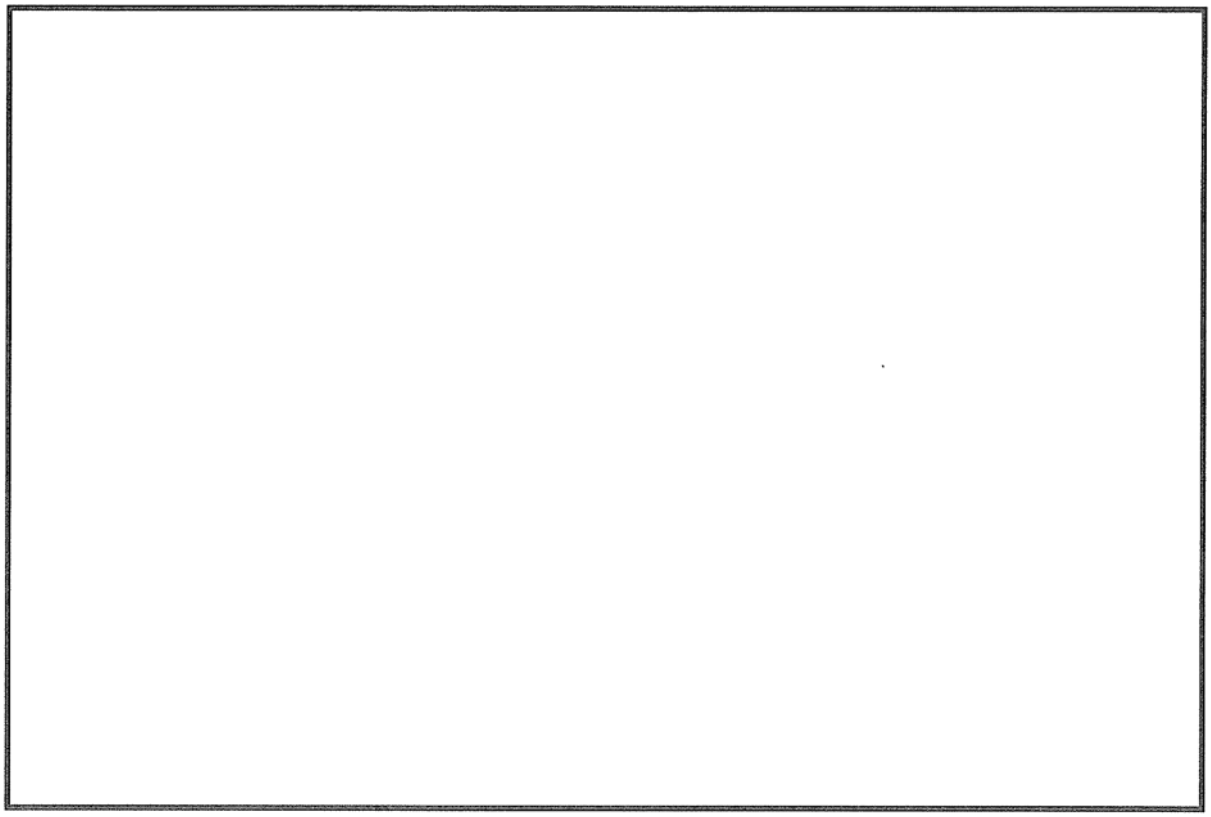
(22) 構造材との熱伝達[１次冷却系]

(23) ほう素濃度変化[１次冷却系]

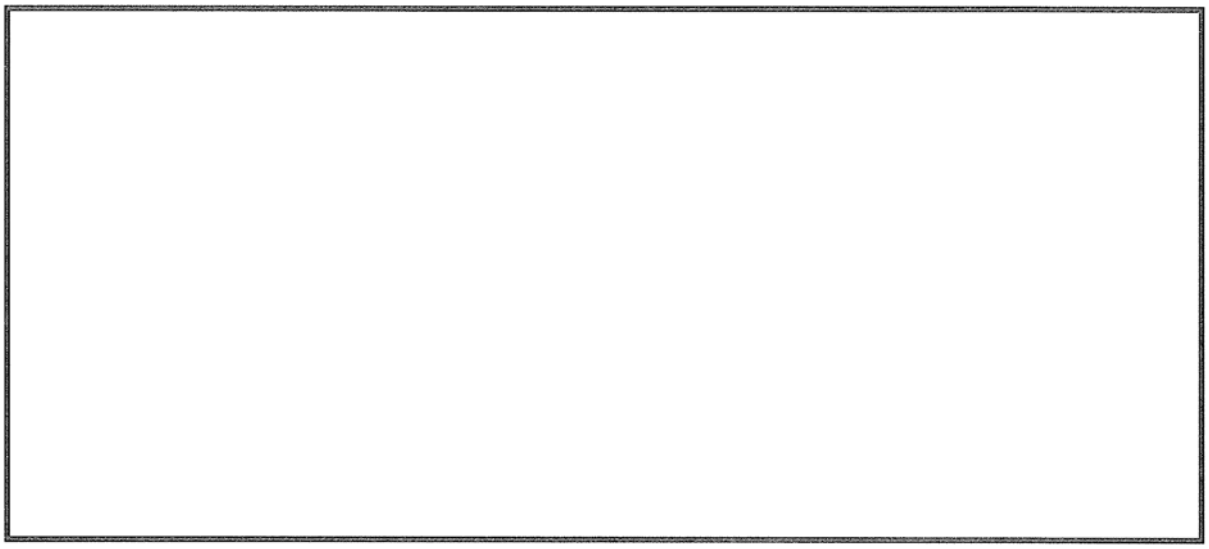
(24) ECCS 強制注入（充てん系含む）[１次冷却系]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(25) ECCS 蓄圧タンク注入[１次冷却系]



(26) 気液熱非平衡[加圧器]



(27) 水位変化[加圧器]



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(28) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[加圧器]

(29) １次側・２次側の熱伝達[蒸気発生器]

(30) 冷却材放出（臨界流・差圧流）[蒸気発生器]

(31) ２次側水位変化・ドライアウト[蒸気発生器]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(32) ２次側給水（主給水・補助給水）[蒸気発生器]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

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

分類	物理現象		崩壊熱除去機能喪失（RHR による停止時冷却機能喪失）	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)	(4)	崩壊熱	**H**	**H**	**H**
炉心 (燃料)	(5)	燃料棒内温度変化	L	L	L
	(6)	燃料棒表面熱伝達	M	M	M
	(7)	限界熱流束（CHF）	L	L	L
	(8)	燃料被覆管酸化	L	L	L
	(9)	燃料被覆管変形	L	L	L
炉心 (熱流動)	(10)	沸騰・ボイド率変化	**H**	**H**	**H**
	(11)	気液分離（水位変化）・対向流	**H**	**H**	**H**
	(12)	気液熱非平衡	L	L	L
	(14)	ほう素濃度変化	L	L	L
1 次冷却系	(17)	冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	I	**H**
	(22)	構造材との熱伝達	L	L	L
	(23)	ほう素濃度変化	I	I	I
	(24)	ECCS 強制注入（充てん系含む）	**H**	**H**	**H**
	(25)	ECCS 蓄圧タンク注入	**H**	**H**	I

3. 解析モデルについて

3.1 コード概要

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは、制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う汎用性の高い計算コードである。熱流動解析では、１次及び２次冷却系を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギ保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、１次冷却材ポンプ、配管や機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。

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

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは米国エネルギー省（DOE）及びアイダホ国立研究所（INL）により開発されたプラントシステム解析コードＲＥＬＡＰ５－３Ｄを基に、加圧水型軽水炉（PWR）の中小破断 LOCA 解析に適用するため、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models”（ECCS 性能評価指針に相当する）にて要求される保守的なモデルを付加したコードである。ＲＥＬＡＰ５－３Ｄからの修正点は以下のとおりである。また、追加したモデル等の妥当性確認については、「2.3 物理現象に対するランク付け」に記載の物理現象の妥当性確認と合わせて実施する。

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

→燃料棒表面熱伝達に関するモデル

・設計用燃料被覆管高温バーストモデルを導入

→燃料被覆管変形に関するモデル

3.2　重要現象に対する解析モデル

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

表 3-1　重要現象に対する解析モデル

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

3.3　解析モデル

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

3.3.1　１次系モデル

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

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

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

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

(1) 保存則

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

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

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

(2) 流動様式

各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、界面摩擦を計算する。

①垂直流

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

②水平流

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

(3) 炉心ボイドモデル

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

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

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

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

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にまとめる。ここに示した熱伝達モデルは１次系の構造材の表面熱伝達、炉心燃料棒の表面熱伝達及び蒸気発生器伝熱管の表面熱伝達に適用される。

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

(5) 蓄圧タンクモデル

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

蓄圧タンクモデルでは以下を仮定し、蓄圧タンク圧力、流出流量を評価している。

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

(6) 破断流モデル／臨界流モデル

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

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

①破断口からの臨界流

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

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは、破断口からの臨界流について、ＲＥＬＡＰ５－３Ｄコードに組み込まれた Henry-Fauske モデルの二相部分を Moody モデルに置き換えている。このモデルは軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針で使用を認められているものである。

②加圧器の弁からの臨界流

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

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

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

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

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

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

となり、臨界流量 G_c は以下となる[12]。

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

G_c：臨界質量流束

P_0：上流側流体の圧力

P_b：背圧

P_c：臨界点の圧力

V_0：上流側流体の比体積（密度の逆数）

γ：ポリトロープ指数

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

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

③主蒸気の弁からの臨界流

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

3.3.2　炉心燃料モデル

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

炉心燃料で発生した熱が炉心を流れ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１次元の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、「3.3.1(4) 壁面熱伝達」と同じモデルが適用される。熱伝達モードの選択ロジックを図 3-3に示し、各伝熱モードに対して設定される壁面熱伝達モデルの一覧を表 3-4に纏める。

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは、Appendix-K の要求に従い、遷移沸騰に遷移した場合に、ブローダウン期間中での核沸騰への回帰を禁止している。また、燃料被覆管の過熱度が 300°F を超えた場合のブローダウン期間中での遷移沸騰への回帰を禁止している。このモデルは有効性評価解析においては使用されない。

また、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは、ＲＥＬＡＰ５－３Ｄコードに組み込まれている AECL-UO Look-up Table を修正した改良 AECL-UO Look-up Table を炉心燃料棒の限界熱流束(CHF)の計算に使用する。AECL-UO Look-up Table は Atomic Energy of Canada Ltd. (AECL)が 1986 年に発表した CHF 相関式であり、様々な流況の範囲に及ぶ 15,000 の限界熱流束のデータから、限界熱流束を圧力、クオリティ及び流量の関数でテーブルデータとして作成している。

ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験では、ループシール形成での炉心水位低下時において、高温側配管から炉心への不均一な落水によって、炉心内で一部の燃料棒ではヒートアップが生じ、一部の燃料棒ではヒートアップが生じないという挙動が見られた。その挙動を図 3-7に示すが、試験では落水が影響するロッドと影響しないロッドが混在する結果となっている。ROSA/LSTF SB-CL-18 についてＭ－ＲＥＬＡＰ５コードによる試験解析を実施したところ（4.4.3参照）、ループシール形成時に高温側配管からの落水の影響により、炉心露出部のボイド率が 0.99 を下回り、蒸気単相熱伝達モードに移行しない結果となった（図 3-3に示すとおり、ボイド率が 0.99 を超えると蒸気単相熱伝達モードに移行する）。このような流況において、落水が無いロッドと同等のヒートアップを模擬するため、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは改良 AECL-UO Look-up Table を導入した。改良 AECL-UO Look-up Table は沸騰遷移を決める CHF について、[redacted]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

[redacted]限界熱流束を十分に低下させることにより炉心冷却に不均一性が存在した場合でもヒートアップ挙動を模擬できるモデルである。実機スケールでは、ROSA と比較し体系が大きいため、液相が高温側配管からの落水のみの状態では ROSA よりもボイド率が高くなり、改良 AECL-UO Look-up Table の効果は大きくなる。そのため、熱流束は十分に限界熱流束を上回り、炉心でのヒートアップを計算できるため、実機スケールにも適用できるモデルである。なお、実機の有効性評価における RCP シール LOCA 解析では、2次系強制冷却の運転員等操作により、炉心で発生した蒸気が蒸気発生器で凝縮し炉心に戻るリフラックス冷却が発生する。有効性評価解析結果では、図 3-8に示すとおり、リフラックスによる戻り水により炉心水位は発熱長上端以上に維持されているため、不均一な落水による炉心冷却への影響は無い。炉心水位計算の妥当性は ORNL/THTF の試験解析で確認している。

(2) 崩壊熱モデル

炉心熱出力は、核分裂による発生熱と核分裂生成物の崩壊熱及びアクチニドの崩壊熱の和であり、遅発中性子6群を含む一点炉近似動特性方程式と核分裂生成物及びアクチニドの崩壊モデル式を連立させて解くことにより得られる。

崩壊熱モデル式の各群の核種の生成確率と崩壊定数は、日本原子力学会の推奨値に基づいて三菱重工業（株）が作成した崩壊熱曲線[5]を模擬するように設定されている。アクチニド崩壊熱は ORIGEN-2 コード、核分裂生成物崩壊熱は AESJ 推奨値により評価された崩壊熱曲線である。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は 20%、核分裂生成物崩壊熱は 3 σ_A を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度（MOX 燃料は Pu 含有率等）や燃焼度が考慮されている。有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する燃料被覆管温度を高く評価することになるため、このような取扱いとする。

なお、M－RELAP5コードでは、Appendix-K の要求に従い、ANS(1971 年版)[4]のモデルを追加しているが、有効性評価解析では使用しない。

(3) ジルコニウム - 水反応モデル

燃料被覆管のジルコニウム - 水反応速度は ORNL での実験に基づく式[14]を使用し、この酸化量に応じて熱発生が計算される。ここで反応は蒸気の供給不足により制限されることはないと仮定する。また、燃料被覆管の破裂が生じると計算された場合には、それ以降は反応は内面においても酸化が発生すると仮定する。この反応速度式は反応量を過大に推定するように、各酸化温度での 95%信頼区間の上限をカバーするように導出した式である。

ECCS 性能評価指針の基準において示されている燃料被覆管の化学量論的酸化量の値は Baker-Just の式で計算されたものであるので、この基準値との比較のための計算においては Baker-Just の式を使用する。M－RELAP5コードでは、Appendix-K の要求に従い、Baker-Just の反応速度式を追加している。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(4) 燃料被覆管の変形モデル

LOCA 時燃料被覆管が高温状態となり、かつ１次系の圧力が低下すると差圧により燃料被覆管の変形（高温クリープ）が生じ、さら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のテーブル及びフープ応力と膨れによる炉心の流路閉塞割合のテーブルを設定する。燃料被覆管温度がバースト温度より高くなると、バーストが発生する。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは、バーストに関するモデルについて、試験データに基づくモデルを組み込んだ。

(5) 燃料ペレット－被覆管ギャップ熱伝達モデル

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは、Appendix-K の要求に従い、燃料設計コードと同じ燃料ペレット－被覆管ギャップ熱伝達モデルを使用するため、PWR の燃料設計コードである FINE[2]で使用されているギャップ熱伝達モデルを適用している。

表 3-2　M－RELAP5コードのモデル一覧

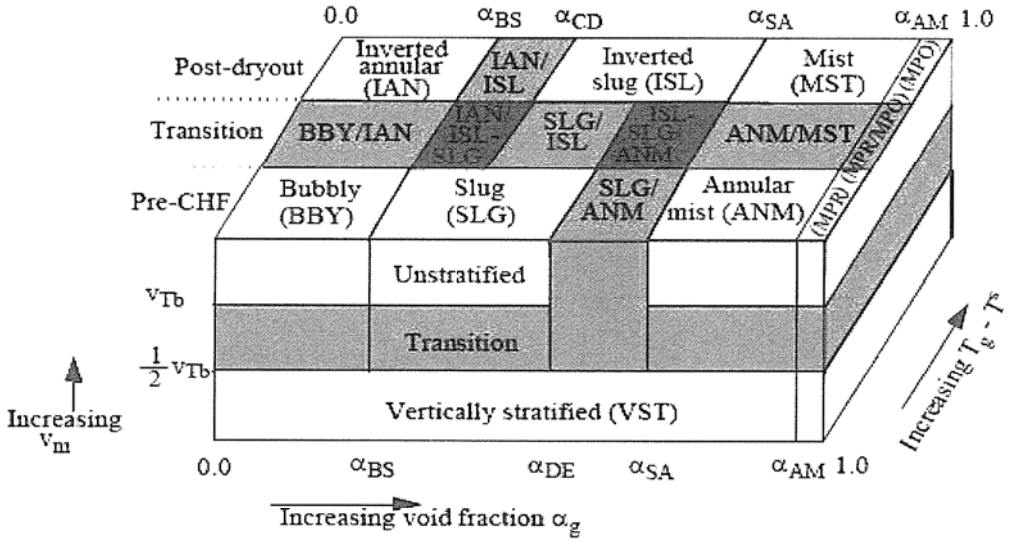
項　目		計算モデル
1次系モデル	1次系のモデリング	1次系を多数のノードに分割 （ボリュームジャンクション法）
	流動の基本式 （2流体モデル）	非定常2流体6保存 気液各相に対し下記保存則を適用 ・質量保存則 ・エネルギ保存則 ・運動量保存則
	数値解法	半陰解法
	流動様式	水平方向、垂直方向で複数の流動様式を模擬 各流動様式に応じた気液界面積、界面熱伝達、界面摩擦を計算
	ボイドモデル	流動様式に応じた構成式により模擬（EPRI のモデル等）
	破断流モデル	サブクール臨界流：Henry-Fauske モデル 二相臨界流　　：Moody モデル （ECCS 性能評価指針に適合するモデル）
	1次冷却材ポンプの挙動	流体との相互作用を考慮した動的モデル
	ECCS モデル	ポンプ特性モデル（Q-H カーブ）
	蓄圧タンクモデル	蓄圧タンクの液相、非凝縮性ガスを模擬し、蓄圧タンク圧力、流量を評価
	蒸気発生器モデル	2次側を多ノード非平衡 壁面熱伝達モデルにより、伝熱管熱伝達を模擬 ポンプ特性モデルにより、主給水、補助給水を模擬 主蒸気逃がし弁、安全弁の蒸気放出の臨界流に Ransom-Trapp のモデルを使用
	加圧器モデル	水位を精緻に計算するため、軸方向に多数にノードを分割 加圧器逃がし弁、安全弁からの放出はサブクール、二相臨界流共に Henry-Fauske のモデルを適用
炉心燃料モデル	燃料棒表面熱伝達モデル	以下の熱伝達モードを考慮 ・液相流への強制対流熱伝達 ・核沸騰熱伝達 ・遷移沸騰熱伝達 ・膜沸騰熱伝達 ・蒸気流への強制対流熱伝達 ・限界熱流束（CHF）モデル
	炉心出力変化	一点炉動特性モデル。反応度帰還計算による核分裂による熱発生と、崩壊熱モデルによる核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱を考慮
	ジルコニウム - 水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用 ECCS性能評価指針の基準値との比較のための計算においては Baker-Just の式を使用

表 3-3　EPRI モデルの確認範囲及び誤差の大きさ

試験名	試験体系	等価直径 mm	長さ m	圧力 MPa	質量流束 kg/s-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 ロッドバンドル	13.4, 36.5, 47.7	4.3, 3.7	1.26 - 8.9	472 - 2,160	187 - 980	765	0.002	0.031
Seedy-Muralidhoran	64 ロッドバンドル	13.4	3.8	1.34 - 5.45	12.5 - 22	27.5, 44	37	-0.041	0.038
Anklam	64 ロッドバンドル	10.7	3.7	3.86 - 8.07	3 - 29.1	10.8 - 74.8	53	-0.009	0.074
Hall-Ardron	19 ロッドバンドル	33	0.46	0.1 - 0.4	0.02 - 0.65	1.1 - 41.4	18	0.045	0.032
Wong-Hochreiter	117 ロッドバンドル	11	3.7	0.14 - 0.41	14	26	14	0.009	0.071
Jowitt	61 ロッドバンドル	9.1	3.6	0.2 - 4.0	0.5 - 12	1.4 - 18.5	117	-0.004	0.063

表 3-4　壁面熱伝達モデル

液単相又は蒸気単相	Sellars[17]（強制層流対流） Churchill-Chu[18]又はMcAdams[19]（自然対流） Dittus-Boelter[20]（強制乱流対流）
凝縮	Nusselt[21]又はChato[22]（層流） Shah[23][24]（乱流） Colburn-Hougen[25]（非凝縮性ガス存在時の拡散）
核沸騰	Chen[26]
遷移沸騰	Chen[27]
膜沸騰	Bromley[28] 修正Dougall-Rohsenow[29]（蒸気強制対流） Sun-Gonzalez-Tien[30]（輻射）
限界熱流束（CHF）	AECL-UO Look-up Table[31]



ＢＢＹ：気泡流

ＳＬＧ：スラグ流

ＡＮＭ：環状噴霧流

ＭＰＲ：pre-CHF 噴霧流

ＩＡＮ：逆環状流

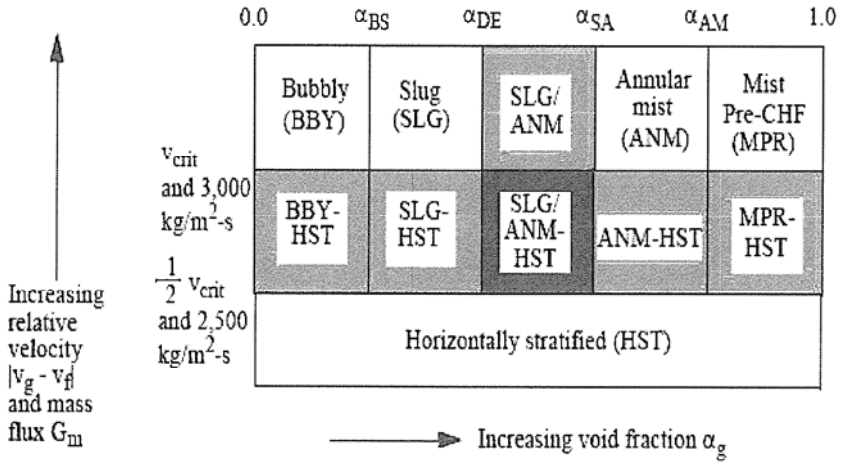
ＩＳＬ：逆スラグ流

ＭＳＴ：噴霧流

ＭＰＯ：post-CHF 噴霧流

ＶＳＴ：垂直層状流

図 3-1　垂直流の流動様式



ＢＢＹ：気泡流

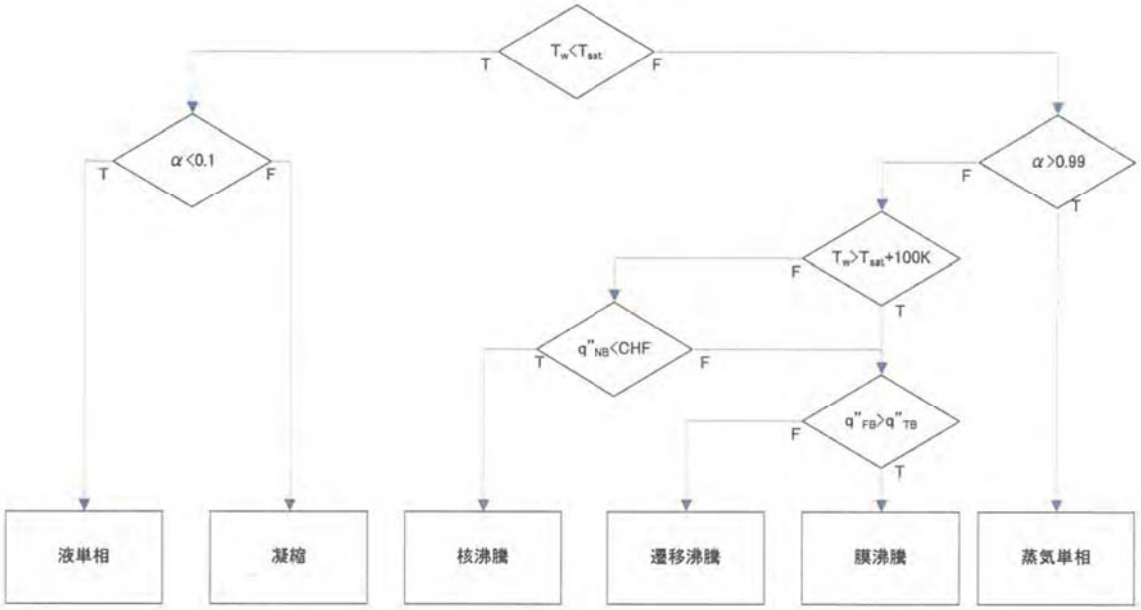
ＳＬＧ：スラグ流

ＡＮＭ：環状噴霧流

ＭＰＲ：pre-CHF 噴霧流

ＨＳＴ：水平層状流

図 3-2　水平流の流動様式



α ：ボイド率

T_w ：壁面温度

T_{sat} ：飽和温度

CHF：限界熱流束（Critical Heat Flux）

q''_{NB} ：核沸騰熱伝達での熱流束

q''_{TB} ：遷移沸騰熱伝達での熱流束

q''_{FB} ：膜沸騰熱伝達での熱流束

図 3-3　熱伝達モードの選択ロジック

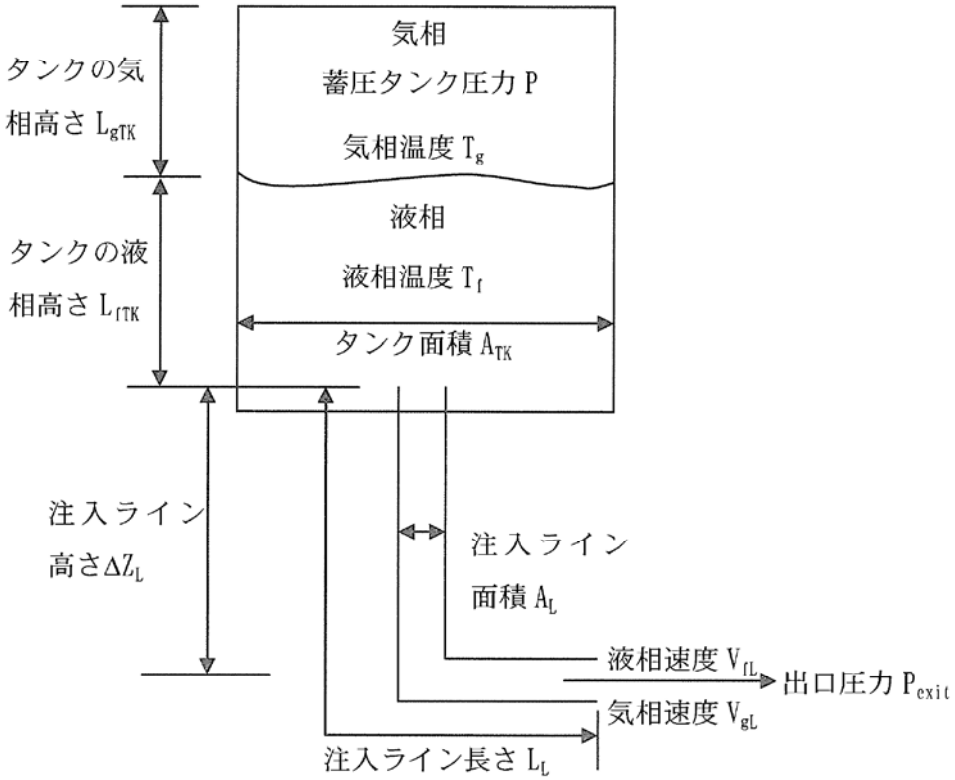


図 3-4　蓄圧タンクモデル

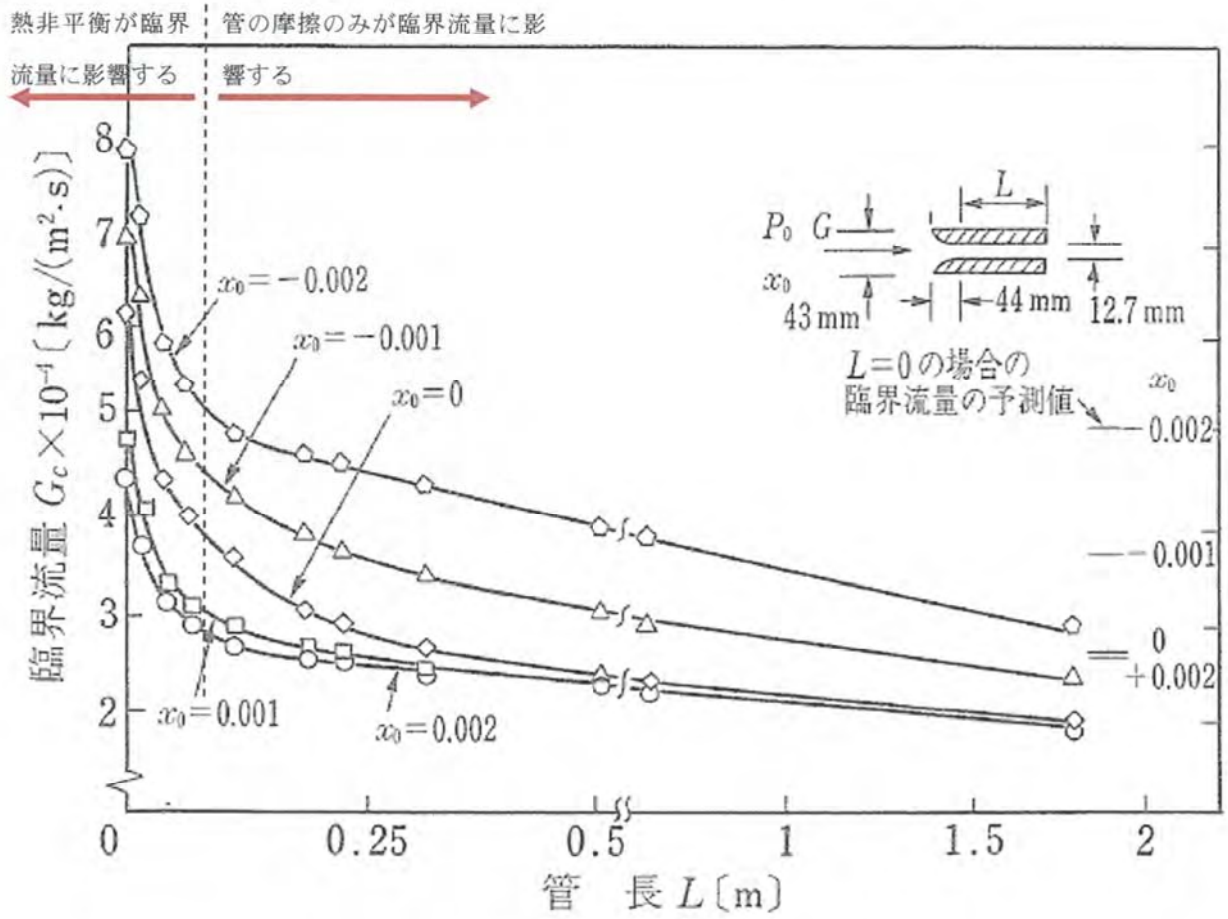


図 3-5　臨界流量の管長による変化

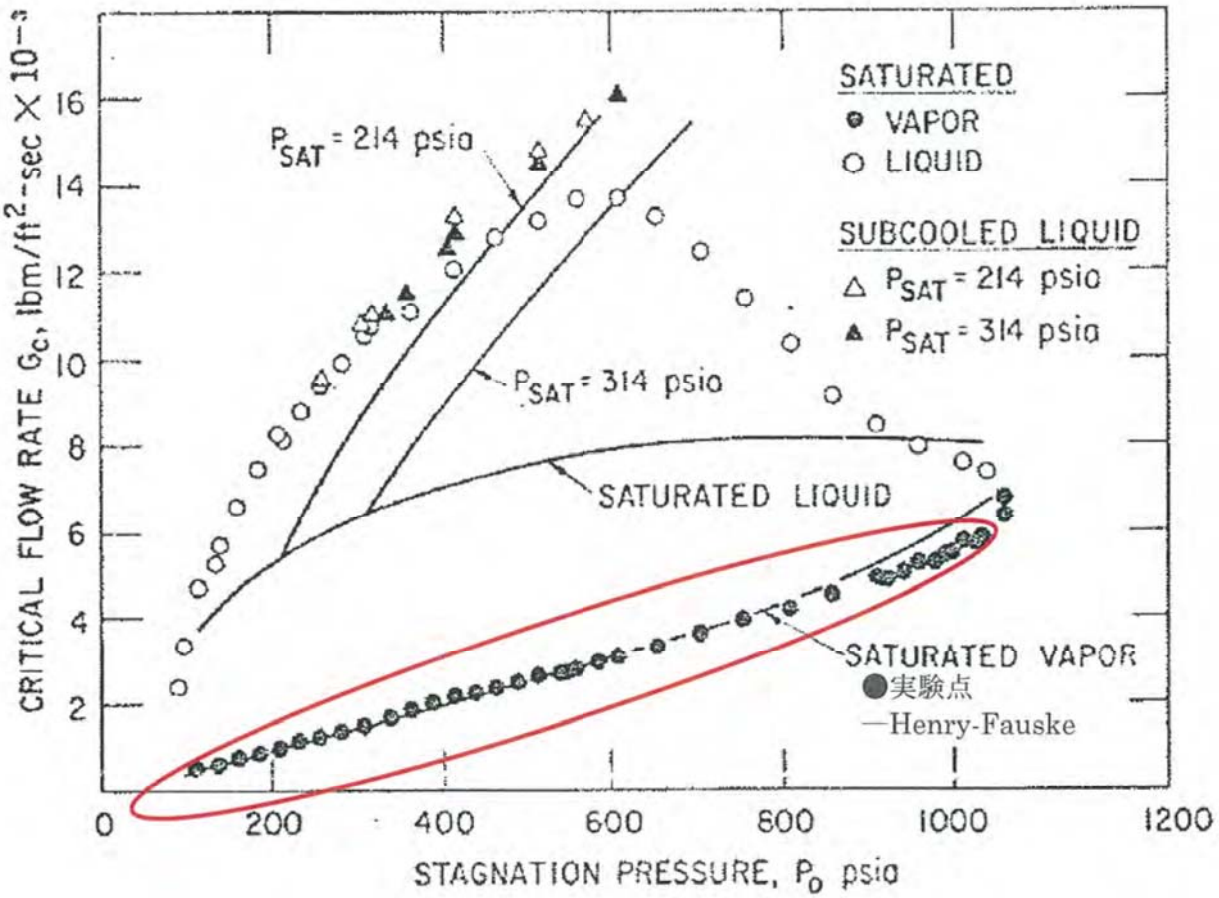


図 3-6　Henry-Fauske 臨界流量の不確かさ

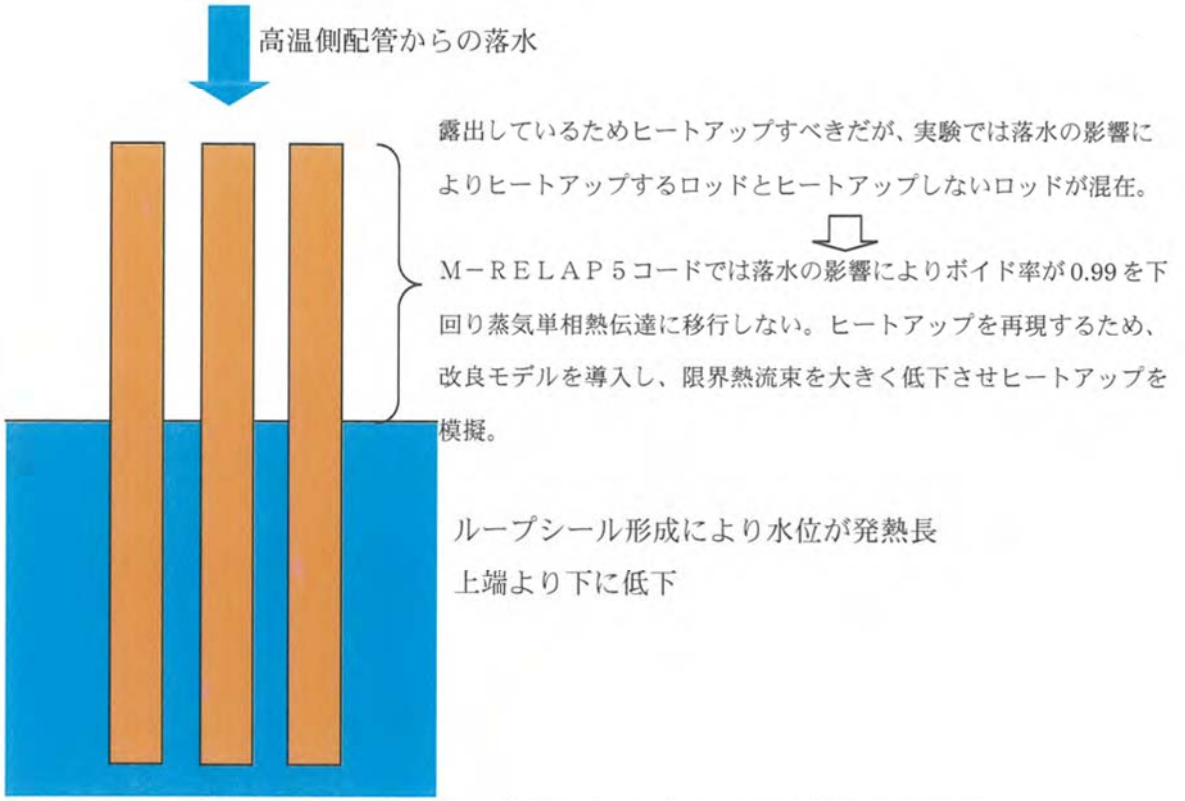


図 3-7　ROSA/LSTF SB-CL-18 試験のループシール時に見られた挙動

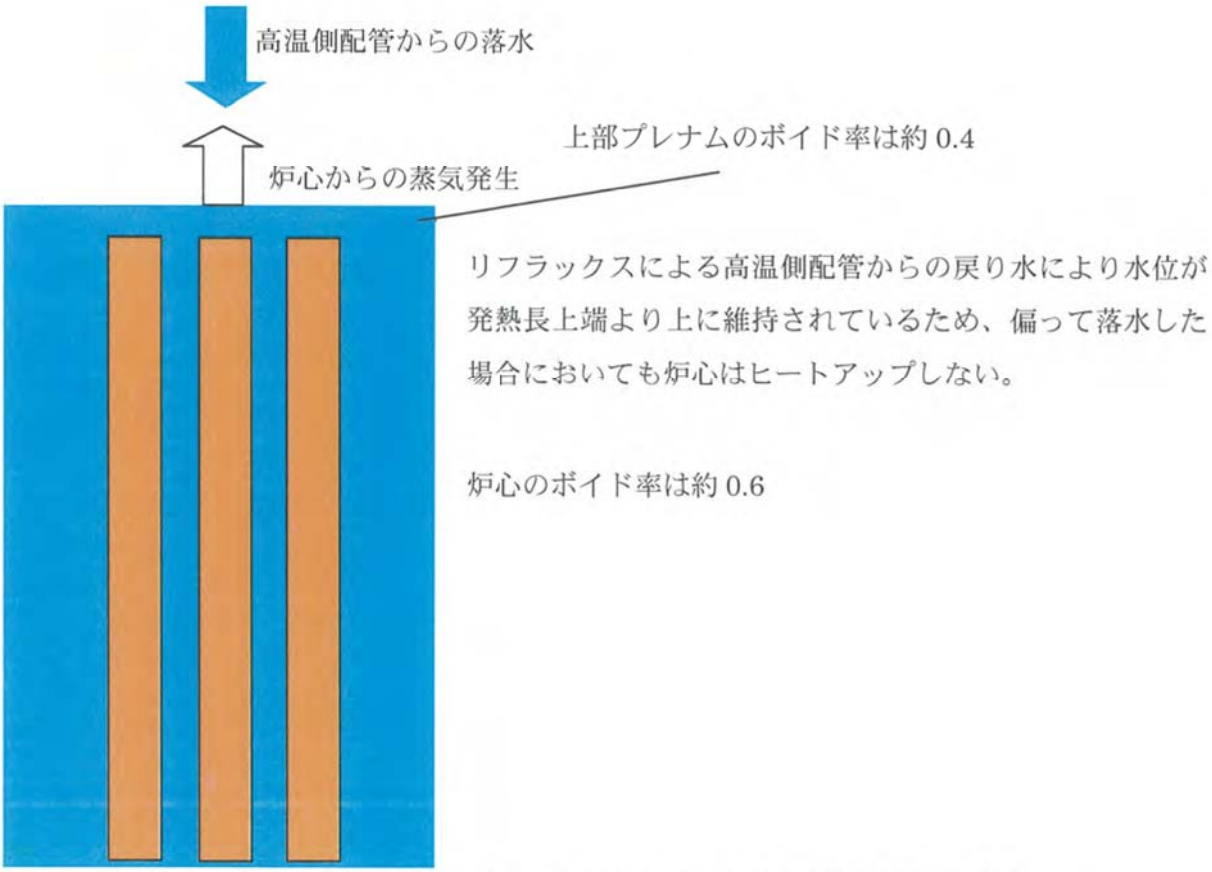


図 3-8　実機の RCP シール LOCA 解析でのリフラックス冷却時の炉心の流況

3.4　ノード分割

実機解析に用いるノーディングを図 3-9～図 3-11に示す。ノード分割の考え方を表 3-5に示す。

有効性評価解析が対象とするシーケンスでは、炉心露出による燃料被覆管のヒートアップの可能性があるため、炉心に関して詳細なノード分割としている。また、有効性評価解析が対象とするシーケンスでは低温側配管の破断を想定する事象が多いため、低温側配管は詳細なノード分割を設定している。これらの分割数については、後述する実験解析にてその妥当性を確認する。

さらに、有効性評価解析が対象とするシーケンスでは、２次系強制冷却の運転員等操作時の１次系と２次系での熱伝達及び２次系保有水が減少する過程での１次系と２次系での熱伝達を精緻に取り扱うために蒸気発生器伝熱管部のノード分割は詳細化する必要があり、また、１次冷却材の膨張による１次系圧力変化を精緻に評価するためには、加圧器水位の上昇に伴う満水状態を適切に評価する必要があることから、加圧器も詳細に分割する必要がある。

ノード分割の考え方は、2,3,4 ループプラントに共通して適用するものである。

表 3-5　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードのノード分割の考え方

	ノード分割の考え方
１次冷却材配管	
蒸気発生器	
加圧器、サージ管	
原子炉頂部	
上部、下部プレナム	
ダウンカマ	
炉心、燃料	
１次系の熱構造材	

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

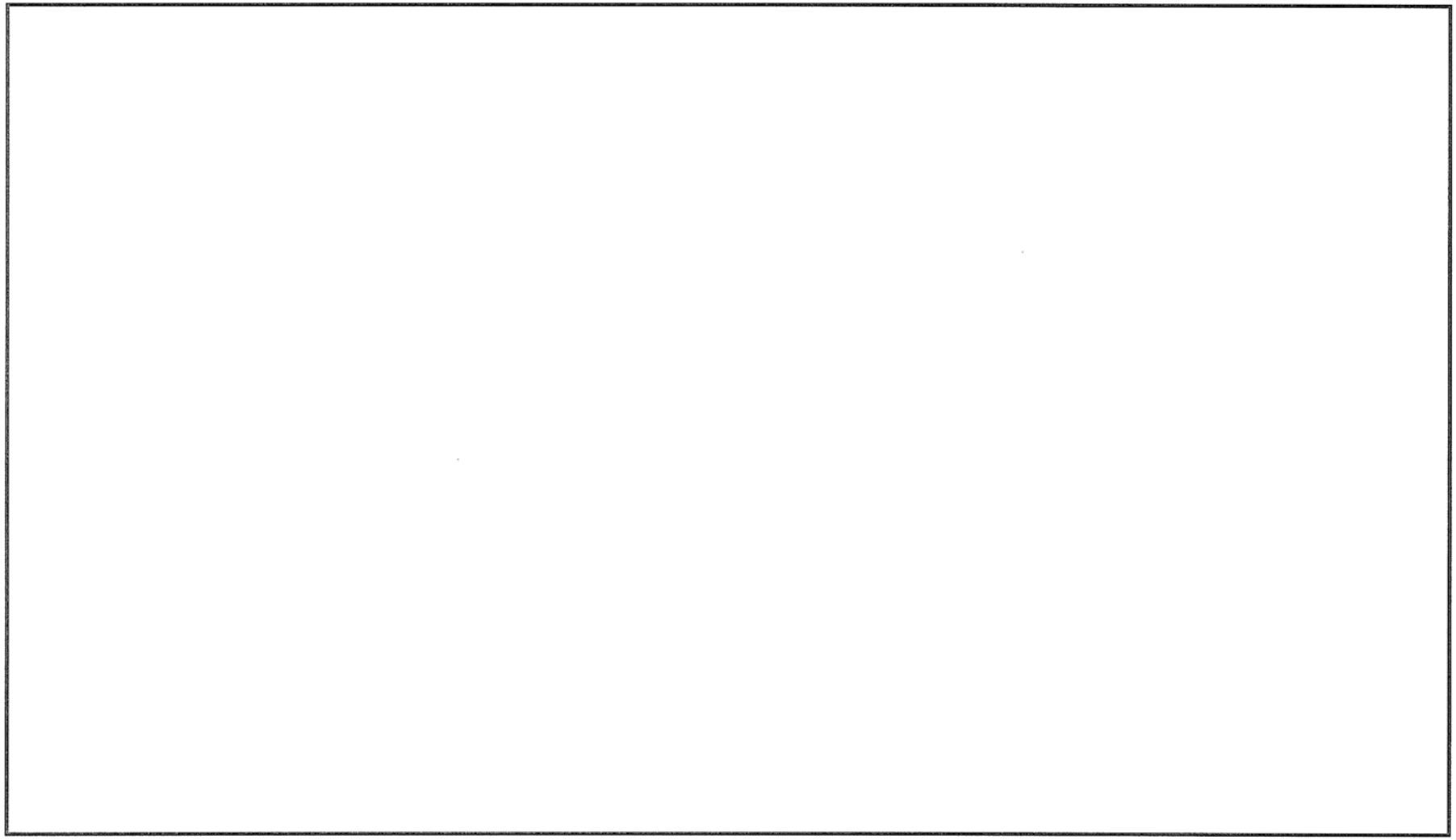


図 3-9　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード　ノード分割図（３ループプラントの例）　[A,B ループ]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

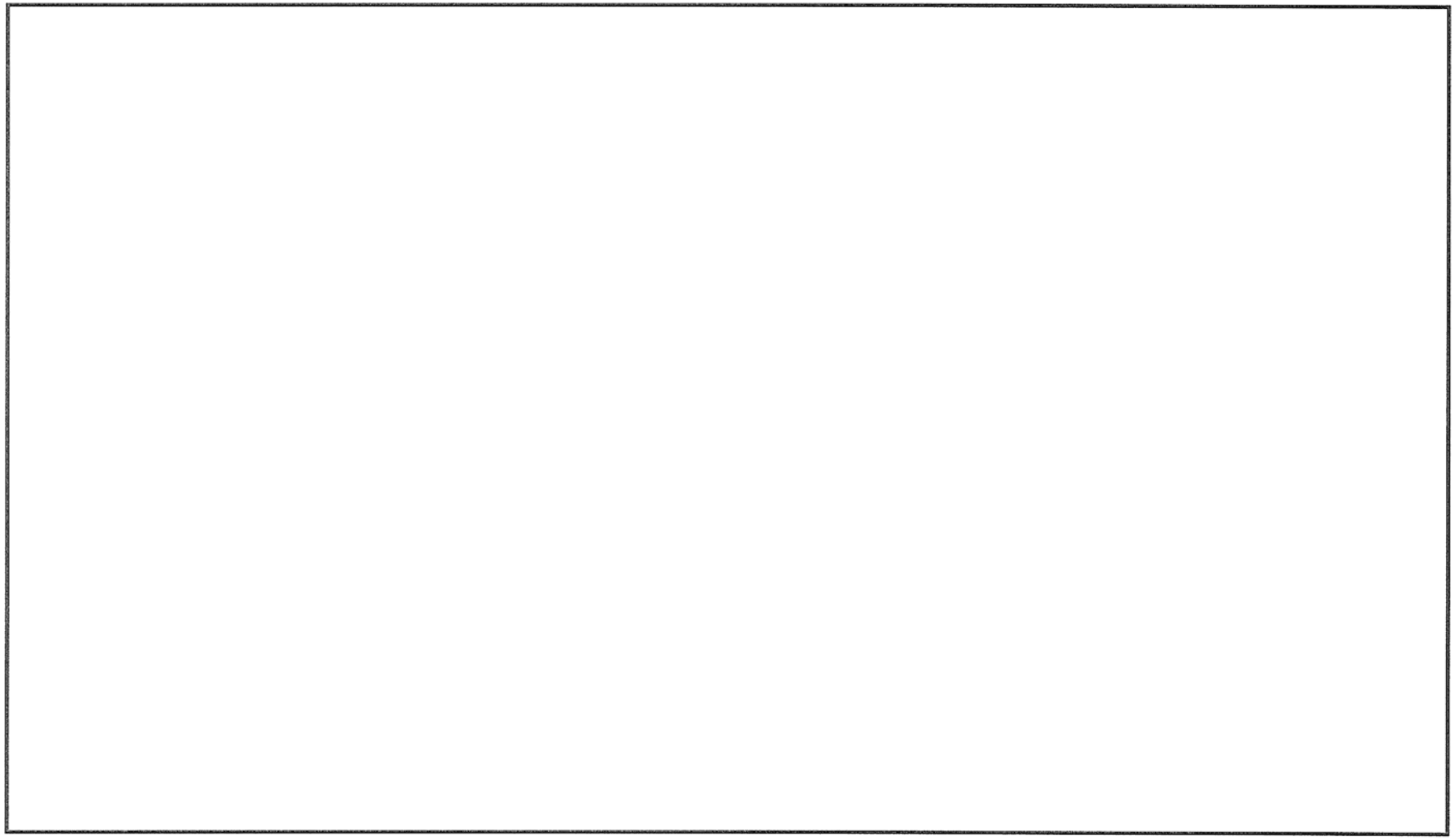


図 3-10　Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード　ノード分割図（3 ループプラントの例）　[C ループ]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

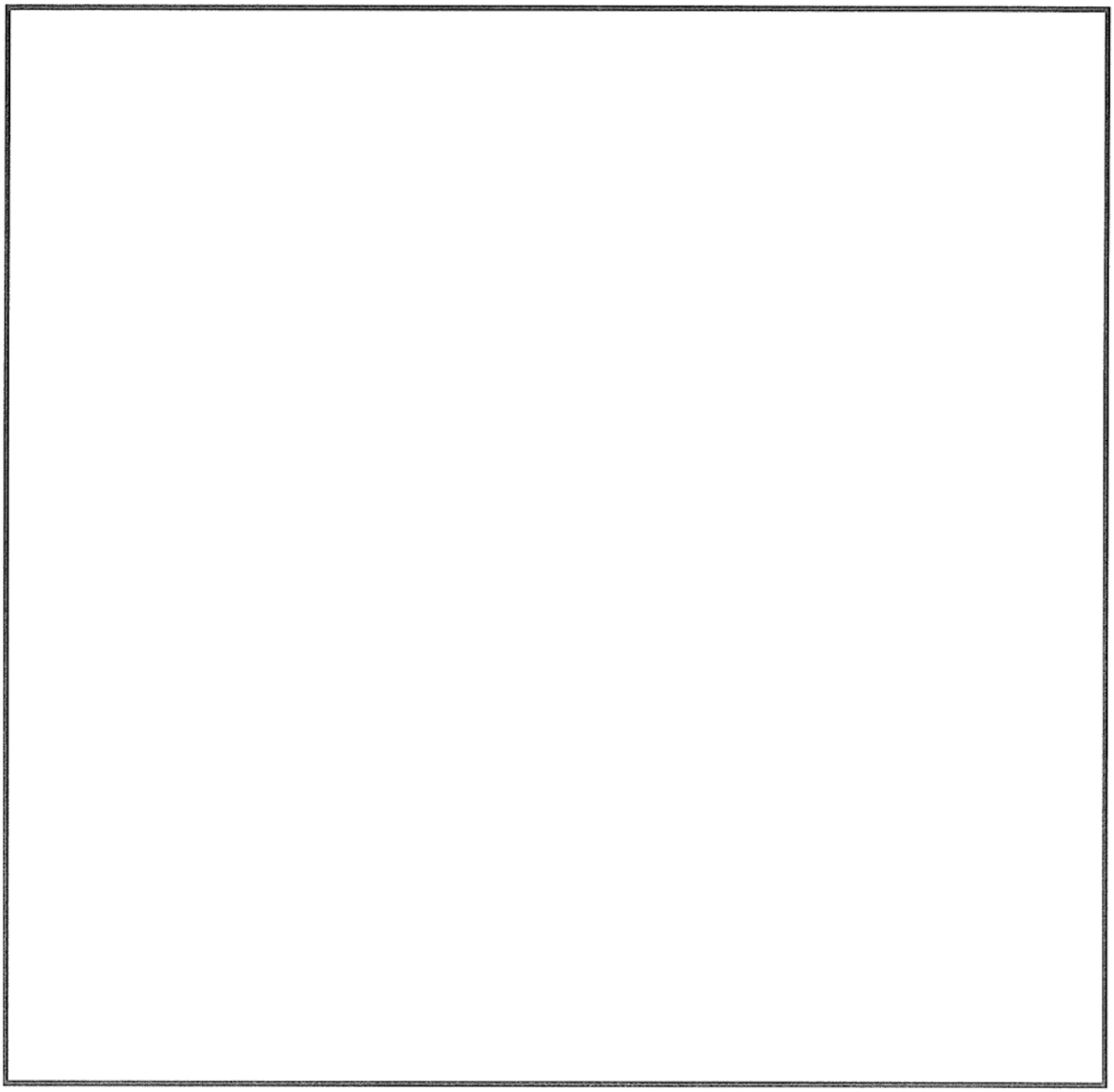


図 3-11　炉心ノード分割（3 ループプラントの例）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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／保護限界値

③　初期条件（原子炉出力、１次冷却材温度及び１次系圧力）

④　炉心仕様（幾何形状、圧力損失係数、崩壊熱）

⑤　燃料仕様（燃料棒出力、初期状態、形状、物性）

⑥　外乱条件（破断条件等）

上記をインプットデータとして、プラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

①　原子炉出力及び１次系圧力の過渡応答

②　燃料被覆管温度

③　ジルコニウム－水反応量

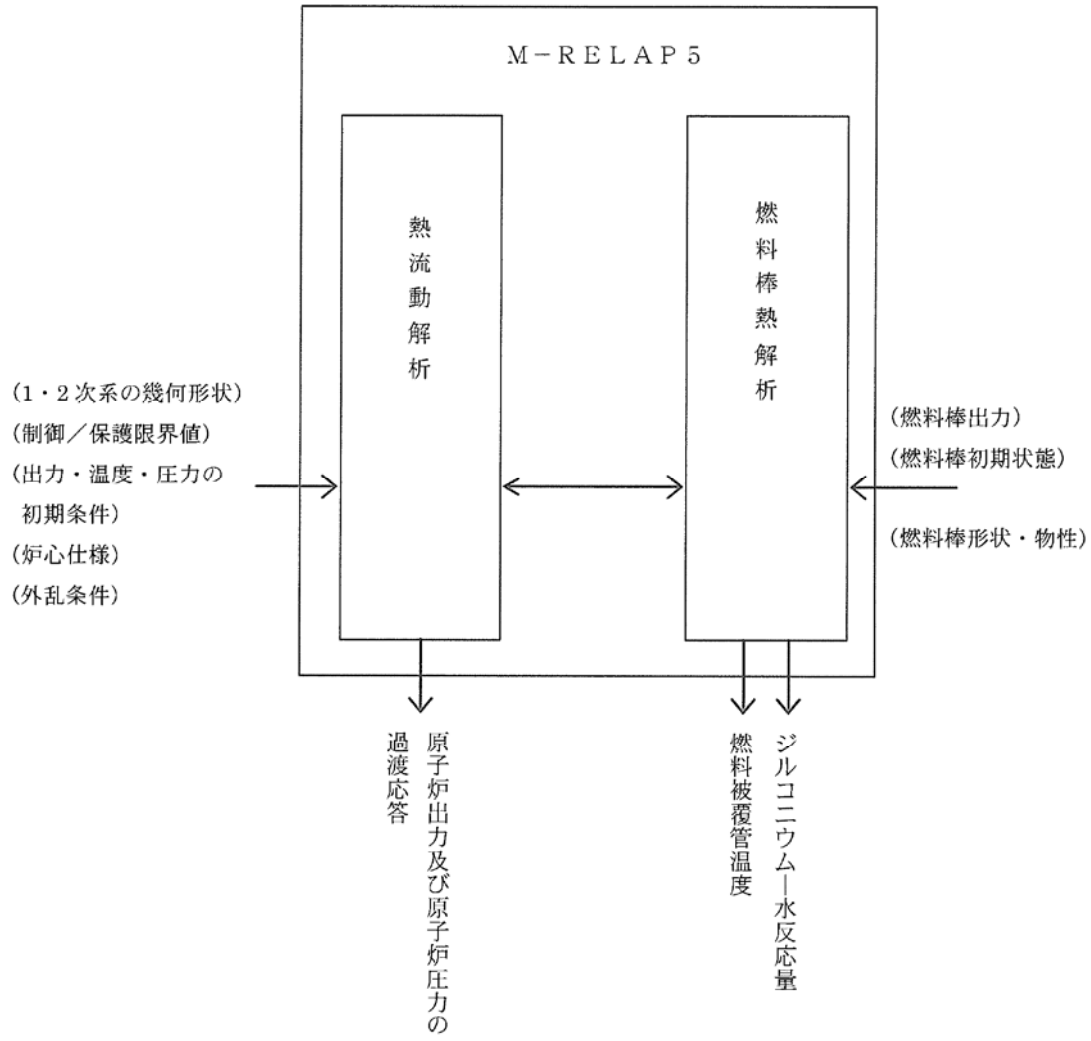


図 3-12　M－RELAP５コードの入出力

4. 妥当性確認

4.1 重要現象に対する妥当性確認方法

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの評価マトリックスを表 4-1に示す。表 4-1はＭ－ＲＥＬＡＰ５コードが評価する全事象を包絡するように、２章で重要現象に分類された物理現象を列挙している。各試験解析及び実機解析の内容について詳細を4.2以降に示すが、それらの要約を4.1.1から4.1.8に示す。総合効果試験として、重大事故を直接模擬したものは無いが、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが対象とする重大事故では、原子炉の全体的な挙動として、中小破断 LOCA 時の減圧挙動、運転員等操作による２次系強制冷却による１次系の減温減圧とそれに伴う自然循環やリフラックス、１次系の加圧時の挙動がある。これらを模擬した総合効果試験を対象とした試験解析を実施する。

崩壊熱は、解析では評価目的に応じた崩壊熱曲線を入力する。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが対象とする有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する燃料被覆管温度を高く評価することになるため、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した崩壊熱曲線を使用する。具体的には、「3.3.2(2) 崩壊熱モデル」に記載したとおり、アクチニド崩壊熱は ORIGEN-2 コード、核分裂生成物崩壊熱は AESJ 推奨値により評価された崩壊熱曲線を使用している。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は 20%、核分裂生成物崩壊熱は $3\sigma_A$ を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度（MOX 燃料は Pu 含有率等）や燃焼度が考慮されている。このように、崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動の考慮がなされた崩壊熱曲線を使用しているため、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードにおける崩壊熱の妥当性評価は不要とした。

ECCS 強制注入及び２次側給水は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。有効性評価解析では、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量と最小流量を使い分ける。このように、設備設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードにおいてはこれらに対する妥当性確認は不要とした。

蒸気発生器における冷却材放出（主蒸気逃がし弁、安全弁からの蒸気放出）は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。有効性評価解析では、主蒸気逃がし弁及び安全弁の作動圧力は実機設定圧に基づく作動圧力を入力とし、流量については設計流量を用いている。このように、設備設計に基づく作動圧力や流量を境界条件として与えることから、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードにおいては蒸気発生器における冷却材放出に対する妥当性確認は不要とした。

沸騰・ボイド率変化、及び気液分離・対向流の２つの物理現象に関しては、有効性評価解析においては炉心が露出するシーケンスでの炉心水位を評価するうえで重要な物理現象として選定しており、炉心水位を確認することでその妥当性を確認できる。

１次系の気液分離・対向流の物理現象に関しては、有効性評価解析において、２次系強制冷却の運転員等操作において、リフラックス冷却として炉心冷却に寄与する物理現象であるため、２次系強制冷却の効果である１次系圧力の低下でその妥当性を確認できる。

１次側・２次側の熱伝達の物理現象に関しては、有効性評価解析においては１次系が加圧するシーケンス又は２次系強制冷却により１次系を減圧する事象において２次系の挙動による１次系の温度及び圧力の上昇又は下降に寄与するため、１次系の温度及び圧力でその妥当性を確認できる。

燃料被覆管酸化については、「3.3.2(3) ジルコニウム - 水反応モデル」に記載したとおり、反応量を過大に推定するように 95%信頼区間の上限の酸化量をカバーするように導出した酸化反応速度式を採用している。そのため、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードにおける燃料被覆管酸化の妥当性評価は不要とした。

１次系の圧力損失は自然循環流量を評価する上で重要な物理現象である。有効性評価解析においては、１次冷却材ポンプが定格回転時にループ内で熱設計流量が流れるように圧力損失を設定するため、実際よりも大きい圧力損失を設定する。このため、自然循環流量が小さくなる設定となっており、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードにおける１次系の圧力損失の妥当性評価は不要とした。

１次側の凝縮は２次系強制冷却時の１次側の凝縮量を評価する上で重要な物理現象である。２次系強制冷却の効果は１次側・２次側の熱伝達で確認できるため、１次側・２次側の熱伝達の妥当性確認で代用する。

4.1.1 ORNL/THTF 試験解析

ORNL/THTF の解析により、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが採用する EPRI のボイドモデルにより、炉心の二相水位への適用性を確認する。また、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが採用する膜沸騰熱伝達モデル（修正 Dougall-Rohsenow、Bromley）の適用性を確認する。

4.1.2 Marviken 試験解析

LOCA 時の破断流を模擬した試験解析を実施し、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの１次系からの冷却材放出への適用性を確認する。

4.1.3 ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析

実機４ループを模擬した中破断 LOCA の総合効果試験の試験解析を実施し、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの炉心の二相水位、ヒートアップ挙動、蓄圧タンクからの注入挙動への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリード運転での、加圧器からの冷却材放出における、高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

4.1.4 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析

実機４ループを模擬した小破断 LOCA 及びその後の２次系強制冷却の運転員等操作を模擬した総合効果試験の試験解析を実施し、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの２次系強制冷却時の炉心二

相水位、蓄圧タンクからの注入挙動及び１次側・２次側の熱伝達への適用性を確認する。また、有効性評価解析で対象とするシーケンスで緩和策として採用しているフィードアンドブリード運転での、加圧器からの冷却材放出における、高温側配管での二相流れの妥当性を確認する。

4.1.5　PKL/F1.1 試験解析

実機４ループを模擬した小破断 LOCA 後の２次系強制冷却の運転員等操作を模擬した総合効果試験の試験解析により、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの炉心の二相水位、ECCS の挙動、自然循環流量、リフラックス冷却挙動への適用性を確認する。

4.1.6　LOFT L6-1 試験解析

代表的な加熱、加圧事象である負荷の喪失を模擬した LOFT L6-1 試験解析により、１次系の加熱、加圧時における加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器１次側・２次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

4.1.7　LOFT L9-3 試験解析

「主給水流量喪失＋ＡＴＷＳ」を模擬した LOFT L9-3 試験解析により、LOFT L6-1 試験解析と合わせて、加圧器気液熱非平衡及び水位変化、並びに蒸気発生器１次側・２次側の熱伝達の妥当性確認を行う。

また、LOFT L9-3 試験解析では、蒸気発生器はドライアウトに至り熱除去能力が低下し、加圧器は満水に至り１次冷却材が液相として放出されるため、加圧器逃がし弁及び安全弁からの冷却材放出及び蒸気発生器における２次側水位変化・ドライアウトの妥当性、さらにドライアウト時の１次側・２次側の熱伝達の妥当性についても LOFT L9-3 試験解析により確認する。

4.1.8　実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析（美浜２号機）

実機（美浜２号機）での蒸気発生器伝熱管損傷の解析により、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが１次系から２次系への冷却材放出へ適用できることを確認する。

表 4-1　重要現象に対する妥当性確認方法

分類	重要現象	解析モデル	ORNL/THTF 試験解析	Marviken 試験解析	ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析	ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析	PKL/F1.1 試験解析	LOFT L6-1 試験解析	LOFT L9-3 試験解析	実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析（美浜２号機）
炉心	崩壊熱*	崩壊熱モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	図 4-8 図 4-9	—	図 4-29 図 4-30	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化*	ジルコニウム - 水反応モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流 →炉心水位で確認	ボイドモデル 流動様式	図 4-6 図 4-7	—	図 4-20	図 4-34	図 4-45	—	—	—
１次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時）	壁面熱伝達モデル	—	—	—	—	図 4-44	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	—	図 4-16	—	—	—	—	—	図 4-69
	気液分離・対向流 →１次系圧力の低下で確認	流動様式	—	—	—	図 4-33	図 4-46	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化 →１次系の温度及び圧力で確認	２流体モデル 壁面熱伝達モデル	—	—	—	図 4-33	図 4-46 図 4-47	—	—	—
	圧力損失*	運動量保存則	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS 強制注入（充てん系含む）*	ポンプ特性モデル	—	—	—	—	図 4-48 ～ 図 4-51	—	—	—
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	—	—	図 4-27 図 4-28	図 4-35 図 4-36	—	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	２流体モデル	—	—	—	—	—	図 4-56 図 4-57	図 4-60 図 4-61	—
	加圧器水位変化	２流体モデル	—	—	—	—	—	図 4-57	図 4-61	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	—	—	図 4-32	図 4-39	—	—	図 4-62	—
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達 →１次系の温度及び圧力で確認	壁面熱伝達モデル	—	—	—	図 4-33	図 4-46 図 4-47	図 4-55 図 4-56	図 4-59 図 4-60	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）*	臨界流モデル	—	—	—	—	—	—	—	—
	２次側水位変化・ドライアウト	２流体モデル	—	—	—	—	—	—	図 4-63	—
	２次側給水（主給水・補助給水）*	ポンプ特性モデル	—	—	—	—	—	—	—	—

*4.1に記載の理由により、妥当性確認が不要である重要現象

4.2　ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析

(1) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験概要

ORNL/THTF 試験装置[32]の外観を図 4-1に示す。管群部は 8×8 の配列で、燃料棒を模擬した模擬燃料棒 60 本、制御棒等を模擬した非発熱棒 4 本で構成される。ここでは、表 4-2に整理される Test3.09.10 シリーズを選択する。同シリーズはレベルスウェル試験として実施されておりボイド率分布が計測されている。Test3.09.10J～N 試験では、発熱管（Fuel Rod Simulators, FRS）及び蒸気温度も計測されており炉心露出試験として位置付けられている。

表 4-3に示すとおり、ORNL/THTF 試験装置の管群はロッド径、ピッチ共に 17×17 の PWR 燃料と同じであり、発熱長は実機 PWR と同じであるため、形状は実機燃料集合体 1 体の 1/4 を模擬した体系となっている。また、圧力及び線出力の範囲については、線出力条件は実機 PWR のトリップ後約 10 秒から 10,000 秒程度の崩壊熱を模擬している。また、圧力条件は実機条件全体は模擬していないが、炉心水位が低下し、炉心がヒートアップする圧力範囲を模擬している。

(2) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-2に示す。試験の測定高さとノードを合わせるために、実機のノーディングより細かい。しかし、実機ノーディングも十分に細かいため、本ノーディングで得られた結論は実機ノーディングにも適用できる。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- 炉心入口に流量境界条件、出口に圧力境界条件を設定する
- 炉心出力は時間変化は無く、定常的な解析とする
- 熱損失を模擬する

(3) ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験解析の解析結果

Test3.09.10J を例に、定常状態での軸方向ボイド率分布、FRS 温度分布、熱伝達係数分布を図 4-3から図 4-5に示す。ボイド率については試験結果と同等の解析結果が得られている。これは、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは、炉心ボイド率分布に大きく影響する管群体系の相関摩擦に、広範なデータベースに基づく予測精度の高い EPRI の式によるモデルを採用しているためである。

(4) 炉心水位の不確かさ

コラプスト水位、二相水位の試験結果、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの計算結果の比較図を図 4-6及び図 4-7に示す。横軸が試験結果であり、縦軸がＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの計算結果である。何れの試験ケースについても試験とコード計算の水位は同等である。なお、AA、CC、EE の 3 ケースについては、発熱部上端まで低ボイド率であり、二相水位は満水である。炉心水位の不確かさは 0～－0.3m である。

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－ＲＥＬＡＰ５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、その不確かさは±10％という結果が得られている[6]。このため、炉心高さが約 4m であることから、大気圧条件程度のより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に示すとおり、熱伝達係数は試験結果より低い。その結果、図 4-4に示すとおり、FRS 温度は露出部の上方では試験結果より高い結果が得られた。これは、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードが膜沸騰熱伝達について Bromley 及び修正 Dougall-Rohsenow モデルを採用していることにより炉心露出部の熱伝達を小さく計算し、温度分布を高く計算するためである。

FRS 温度の比較を図 4-8に示す。Test3.09.10J 試験と同様、熱伝達が低いことにより、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは FRS 温度を高めに予測する傾向である。ただし、温度の低い点（発熱バンドルの低い位置）については、高い位置と比較すると、相対的にその差異は小さい。本試験では発熱バンドルを格納するシュラウドから外部への熱損失が大きく、温度の高い上部からの熱損失の方が大きく、下部からの熱損失は小さい。しかし、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードによる解析では、軸方向に一様に熱が系外に損失すると仮定しており、結果として発熱バンドルの低い位置での熱損失を大きく見積り、高い位置と比較すると相対的に温度を低く予測する傾向となっている。しかし、全体として、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは FRS 温度を十分に高く予測しており、熱伝達モデルは燃料被覆管温度を高く評価すると判断できる。

熱伝達係数の比較を図 4-9に示す。図 4-9に示すとおり、熱伝達係数の不確かさは 0%～－40%である。

J、K、N の試験は蒸気温度が高くなる試験である。蒸気温度が高いため、試験では蒸気単相領域での熱損失が大きく、蒸気温度が低下しやすい。そのため、上部の熱伝達係数が相対的に大きくなる。一方、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードによる解析では熱損失は高さ方向に均一であるため、上部での熱伝達係数は相対的に小さくなり、図 4-9プロットでは横這いの傾向となる。それらに対し、M の試験での蒸気温度は比較的低いため、熱損失の影響は他の試験より小さい。そのため、M は他の試験と異なる傾向となる。

有効性評価解析で対象とするシーケンスで炉心露出が発生するのは ECCS 注水機能喪失のみであり、このシーケンスでのみ、この試験で見られた不確かさの影響が見られる。

表 4-2　ORNL/THTF 試験条件

試験	圧力	質量流束	流入水温度 (サブクール度)		線出力	熱損失割合
	(MPa)	(kg/s・m²)	(K)		(kW/m)	
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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

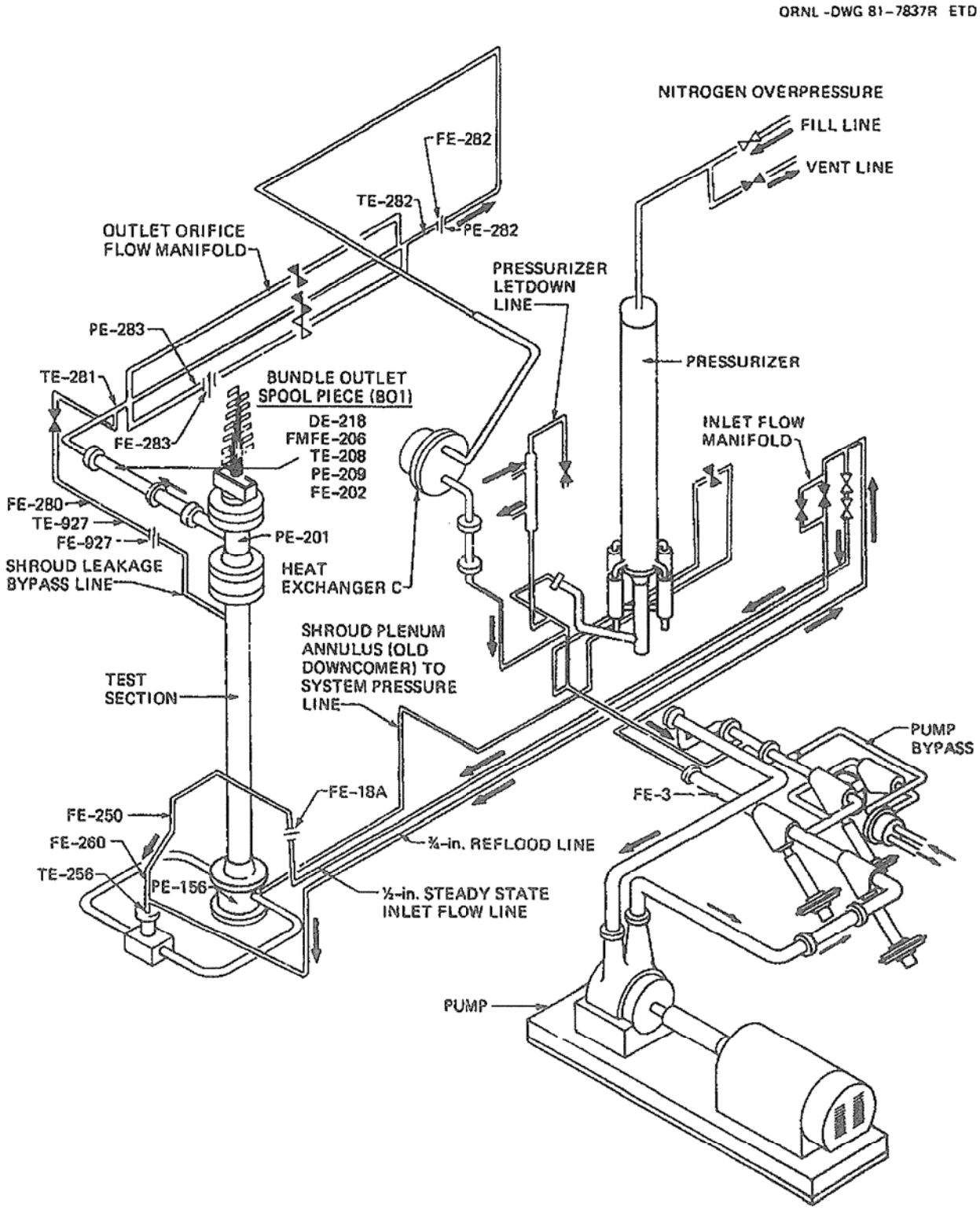


図 4-1　ORNL/THTF 試験装置

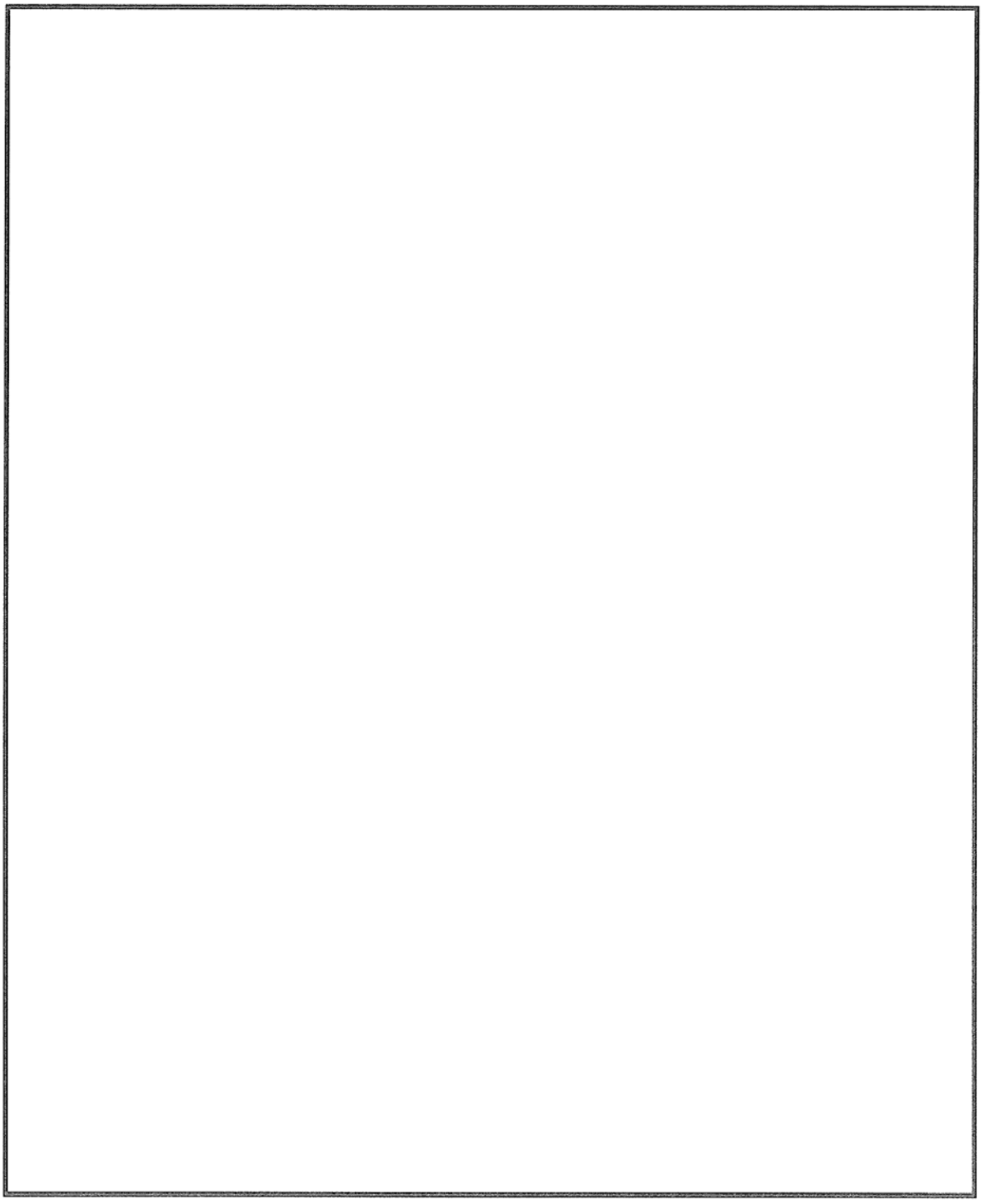


図 4-2　ORNL/THTF 試験解析のノーディング図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

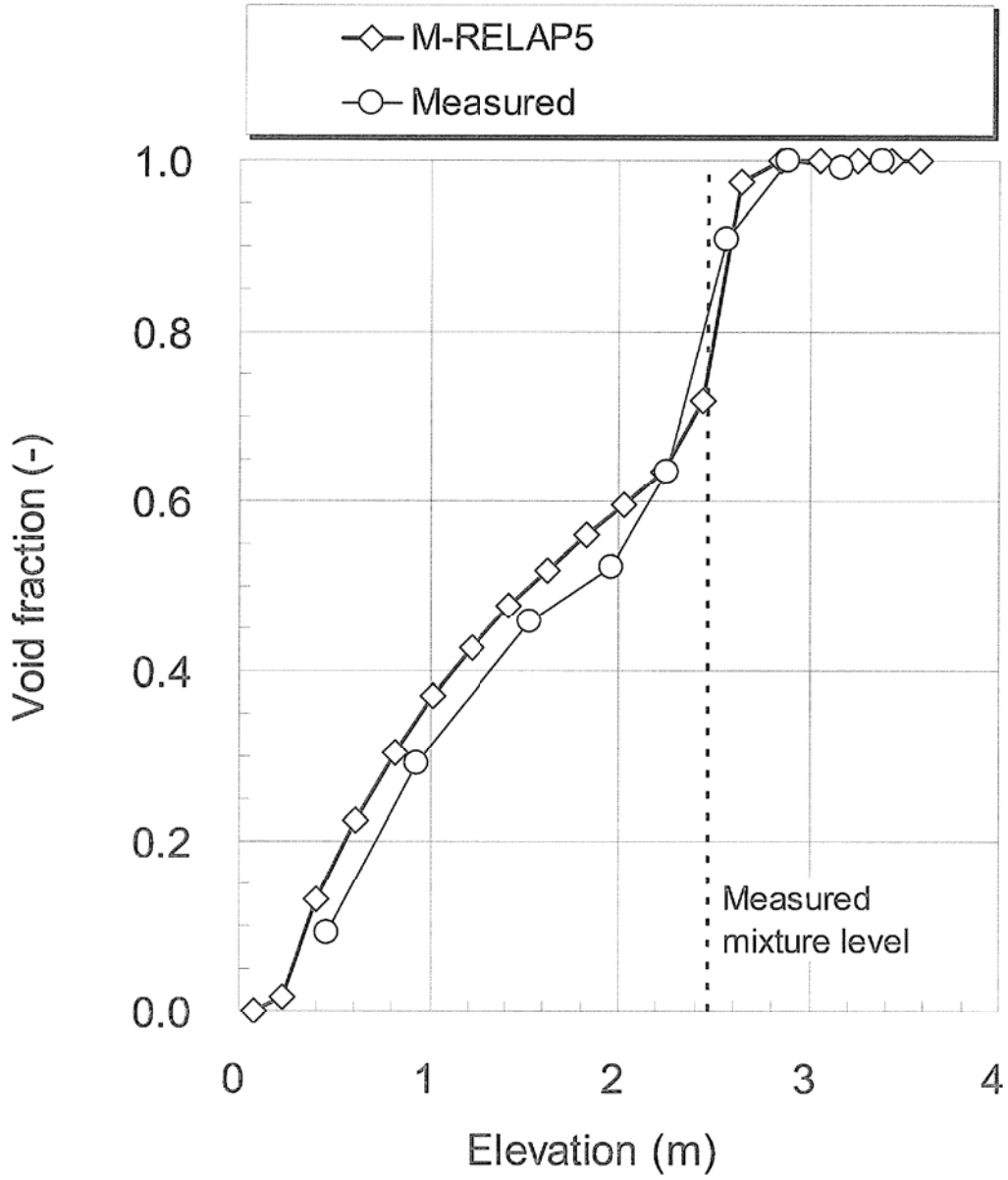


図 4-3　ボイド率比較図 (Test 3.09.10J)

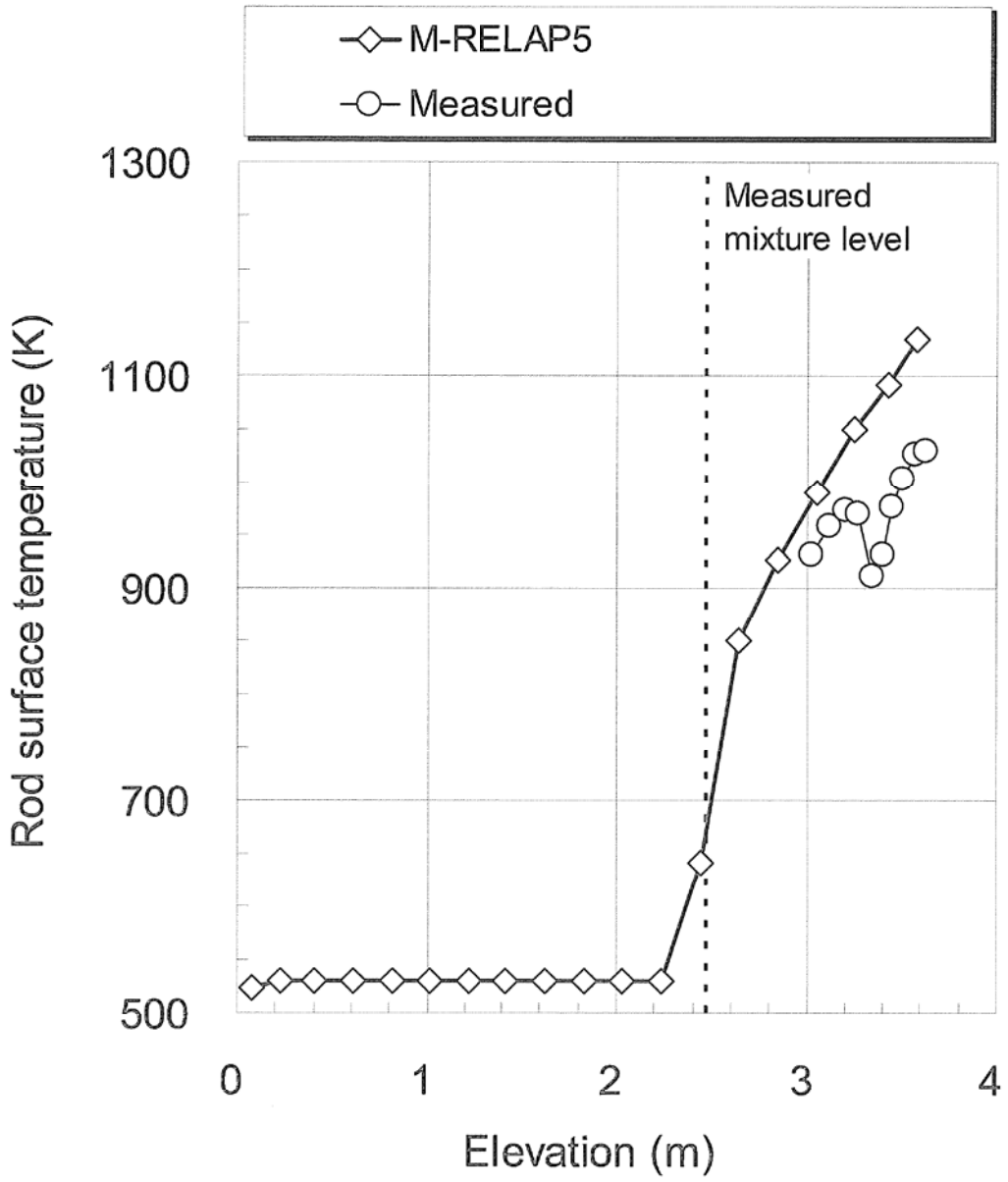


図 4-4　ヒータロッド表面（FRS）温度比較図 (Test 3.09.10J)

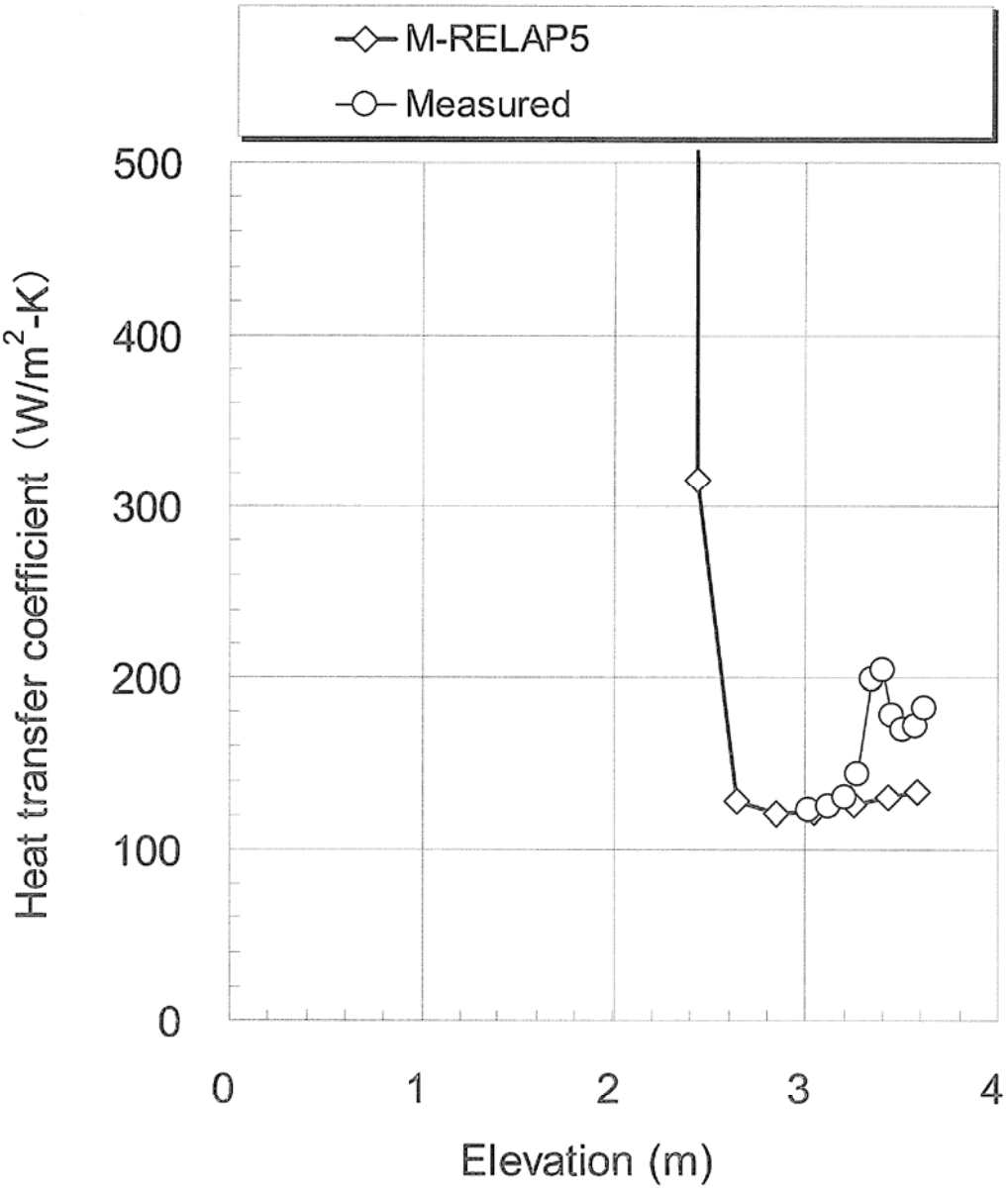


図 4-5　熱伝達係数比較図 (Test 3.09.10J)

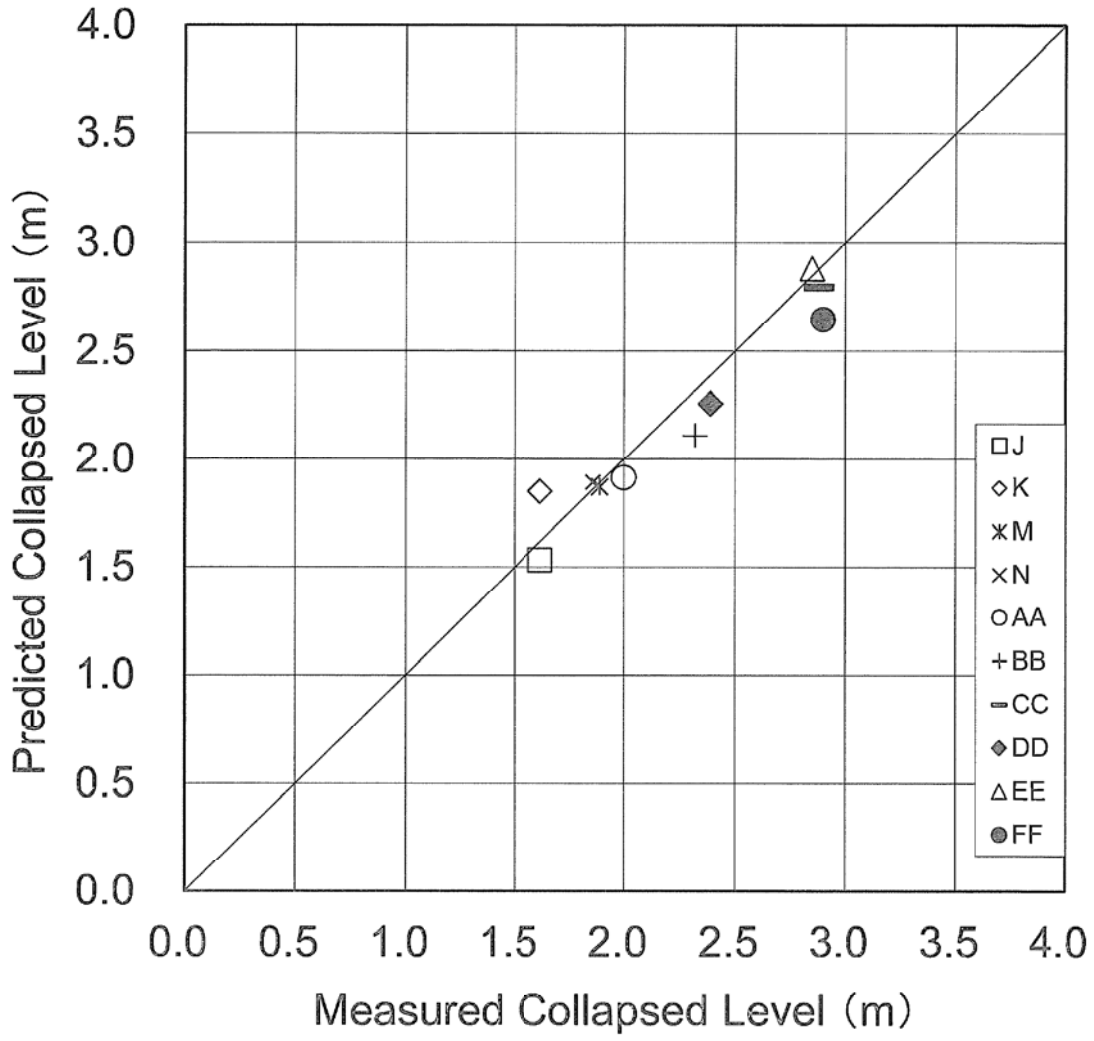


図 4-6　コラプスト水位比較

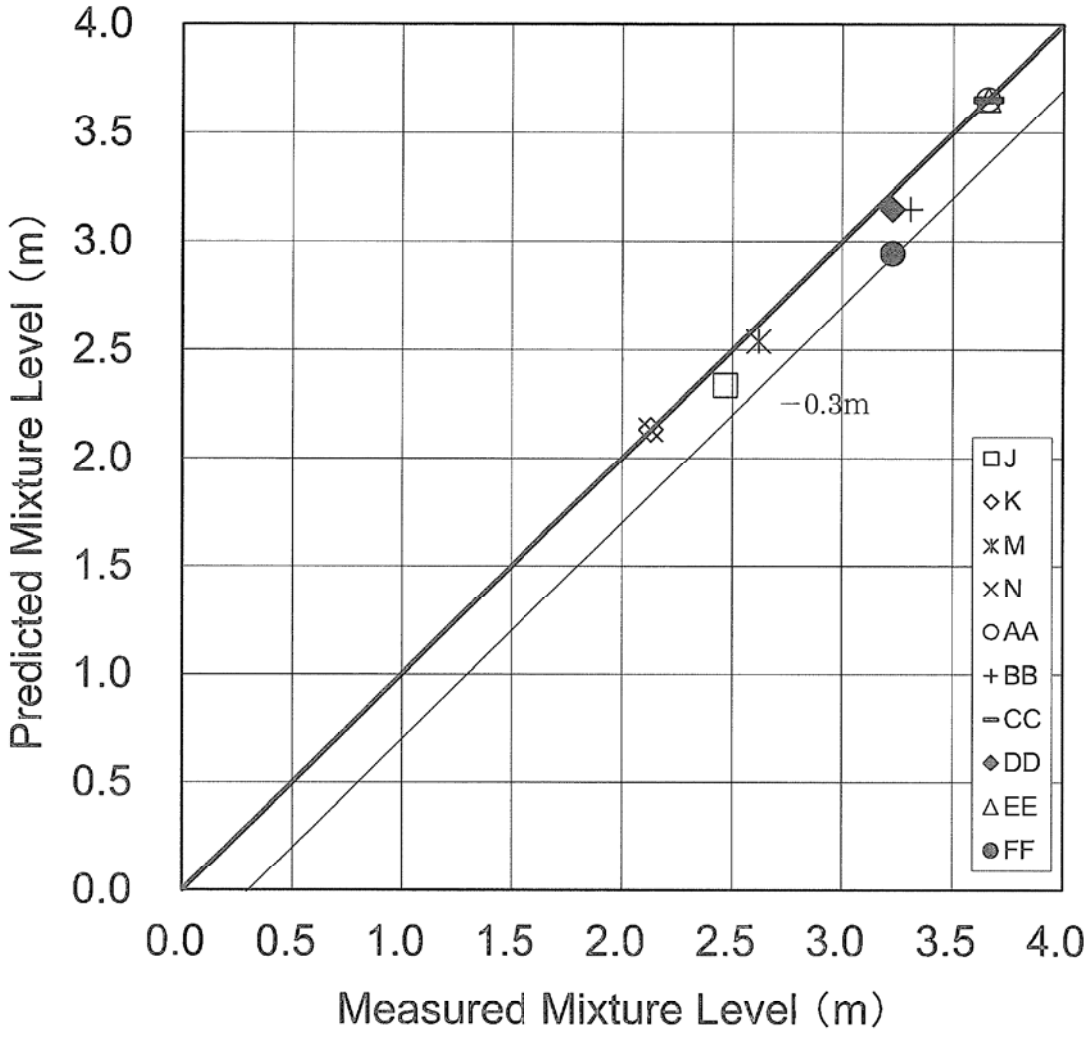

Predicted Mixture Level (m)
Measured Mixture Level (m)
4.0
3.5
3.0
2.5
2.0
1.5
1.0
0.5
0.0
0.0
0.5
1.0
1.5
2.0
2.5
3.0
3.5
4.0
−0.3m
J
K
M
N
AA
BB
CC
DD
EE
FF

図 4-7　二相水位比較

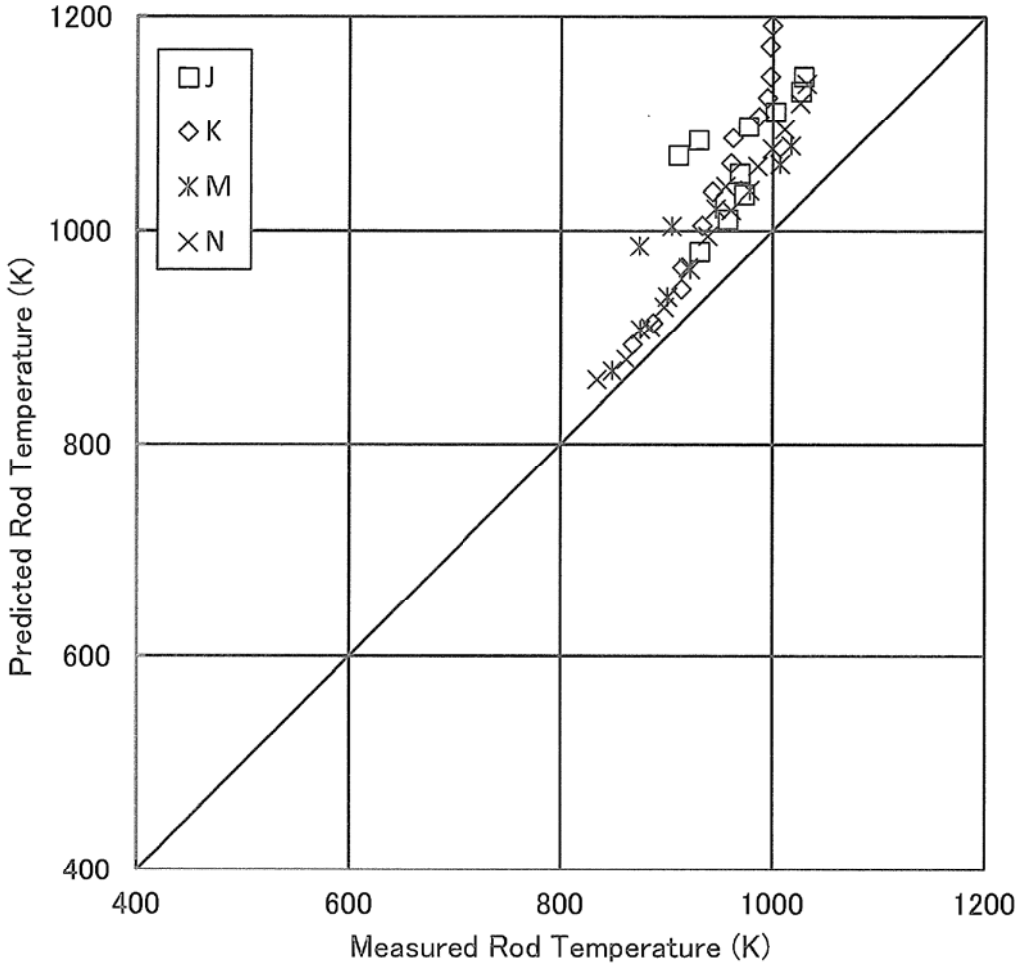


図 4-8　ヒータロッド表面（FRS）温度比較

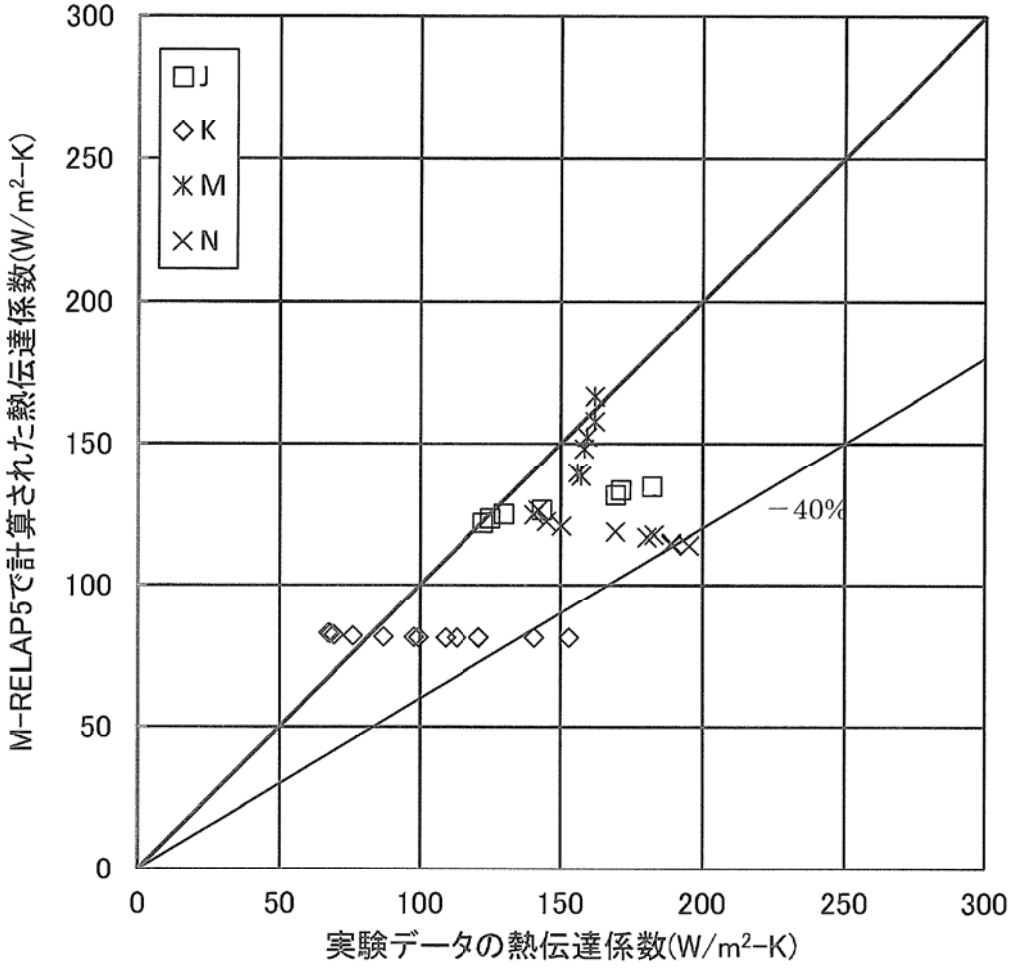

□J
◇K
✳M
×N
−40%
M−RELAP5で計算された熱伝達係数(W/m²−K)
実験データの熱伝達係数(W/m²−K)
0
50
100
150
200
250
300

図 4-9　熱伝達係数比較

4.3 Marviken 臨界流試験解析

(1) Marviken 臨界流試験概要

Marviken 試験装置[33][34]は、元はスウェーデンの沸騰水型重水炉として建設された発電プラントの圧力容器を改造することにより製作した試験装置である。臨界流試験の他にも原子炉格納容器応答試験、エアロゾル輸送試験などが実施されている。

臨界流試験における Marviken 試験装置の概観を図 4-10に示す。試験装置は圧力容器、放出管、テストノズル及びラプチャディスク装置から構成される。テストによってテストノズルのサイズ（長さ、径）を変更している。

圧力容器の底部には放出管が接続されている。放出管の詳細図を図 4-11に示す。放出管は、流線型の入口部、圧力容器底部に溶接された接続部、2 つのパイプ部、2 つの計装リング、ボール弁から構成される。2 つの計装リングにはともにピトー静圧管が設置されている。ボール弁は試験を終了するときに使用される。

試験は、蒸気ドーム圧力は全試験で約 5MPa、圧力容器底部（放出管入口）のサブクール度は 2℃から 50℃の範囲内で行われる。また、試験によってノズルのサイズを変更する。試験条件、ノズルサイズを表 4-4に示す。

試験は、2 枚のラプチャディスクの間を加圧することで下方のディスクを破損させ、それにより上方のディスクが破損することで開始する。圧力容器内の水が流出して、数十秒後に水位が放出管入口程度まで低下すると放出管のボール弁を閉じて試験を終了する。

(2) 解析ケースの選定

本解析では Marviken 臨界流試験の中から、テストノズルの内径、L/D 及び放出管入口でのサブクール度をパラメータに表 4-4に示される試験のうち、Test9、Test11、Test12、Test16、Test17、Test19、Test20、Test22、Test23、Test25、Test26、Test27 の 12 ケースを妥当性確認のデータベースとして選択した。Test13、14 はノズルの出口形状がテーパー状に広がっており、実機の破断にそぐわないため、対象外とした。Test15 は Test16 とほぼ同等の条件のため、対象外とした。Test18 は Test17 とほぼ同条件のため、対象外とした。Test21 は Test27 とほぼ同条件のため、対象外とした。Test24 については後述の検討により対象外とした。なお、表 4-4 に記載のないケースについて、Test1～8 はボイド率を測定された差圧から算出しており測定誤差が大きく、境界条件のボイド率の設定に難があるため対象外とした。Test10 は OECD のデータベースに試験データが無いため、対象外とした。

(3) 試験条件と実機 PWR の比較

実機 PWR 条件と Marviken の試験条件の比較を表 4-5に示す。破断口径は実機条件と Marviken の試験範囲で違いがあるが、破断流モデルの質量流束は破断面積に依存しないため、この条件で実機条件をカバーできる。

L/D の範囲は 0.3~3.7 と広範囲である。インターフェイスシステム LOCA では、RHR 配管の枝管に付随する弁等の破断を想定するため、L/D は試験条件に対し、十分大きい。L/D が約 3 で流れは十分発達するため、本試験での L/D 条件はインターフェイスシステム LOCA に適用できる。2 次冷却系からの除熱機能喪失についても、加圧器逃がし弁、安全弁からの流出が期待されるが、L/D は十分大きく、本試験検証での L/D 条件は適用できる。全交流動力電源喪失では RCP のシール LOCA を想定するが、シール LOCA での漏えい量については、シールの構造を考慮し漏えい量評価を実施し決定しているため、L/D の影響は受けない。ECCS 注水機能喪失については、8 インチ程度までの小破断 LOCA を想定するが、配管厚さは約 3 インチであり、L/D は 0.3 以上である。ただし、有効性評価解析の模擬では枝管ノードを設定せずに配管から直接破断ジャンクションを設定するため、L/D の影響を受けない。ECCS 注水機能喪失では、破断の形状としては、主配管に発生する亀裂、主配管に接続する枝管の破断の 2 種類が考えられる。主配管に発生する亀裂の場合は、上述の理由により、L/D の影響を受けない。枝管破断の場合、破断の L/D は十分大きく、本試験での L/D 条件は適用できる。解析上の模擬は枝管ノードを設定せずに配管から直接破断ジャンクションを設定するため、主配管に発生する亀裂の模擬に近い。しかし、ECCS 注水機能喪失の評価においては、破断面積のスペクトル解析を実施し破断面積あるいは流量の不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察しているため、破断形状の不確かさもそのスペクトル解析に包絡される。

圧力については、運転圧力である 15.5MPa の高圧条件は無い。しかし、「ECCS 注水機能喪失」では、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの影響を包絡している。「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP のシール LOCA 又はシールリークを仮定するが、初期の破断流量が実機の設計破断流量となるように入力で調整するため、不確かさの影響は無い。「インターフェイスシステム LOCA」については、各プラントの実力評価と比較し、設定した破断面積では破断流量が大きくなることを確認しており、漏えい量を大きくする設定としている。また、2 次冷却系からの除熱機能喪失については、加圧器逃がし弁流量は設計値流量となるように入力において調整しているため、不確かさの影響は無い。そのため、破断流量の妥当性確認については、最大値で 5MPa の条件で十分である。また、停止中原子炉の大気圧条件は無いが、これらのシーケンスでは破断流はほぼ差圧流であるため不確かさは小さい。サブクール度についてはほぼ実機条件を網羅している。

(4) Marviken 臨界流試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-12 に示す。ノズルについて、ノードの L/D が実機の低温側配管のノードの L/D と合致するように分割している。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- 放出配管の測定部を入口境界として、温度、圧力、及びボイド率境界条件を与える
- テストノズルの出口部に圧力境界条件として、大気圧を設定する

(5) Marviken 臨界流試験解析の解析結果

Test11 と Test 27 について、試験データの破断流とＭ－ＲＥＬＡＰ５コードによる破断流量の比較を図 4-13と図 4-14に示す。Test11 については約 15 秒以降、Test27 については約 25 秒以降が二相臨界流となり、試験値より概ね多めの臨界流量となる傾向である。

Test24 について、試験データの破断流とＭ－ＲＥＬＡＰ５コードによる破断流量の比較を図 4-15に示す。Test24 は Test11 及び Test 27 と違い、サブクール領域で臨界流量を過小評価している。Test24 の L/D は 0.3 と小さく、試験では熱的非平衡の影響が残った状態で相変化が十分ではなく、流量の高い状態で放出される可能性が高い。しかし、3.3.1(6)に記載しているとおり、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードで採用している臨界流モデルは流量の L/D への依存を考慮していないため、L/D が小さい体系での高流量をＭ－ＲＥＬＡＰ５コードは過小評価する。有効性評価解析では、破断口の L/D の大小にかかわらず、枝管ノードを設定せずに主流配管に直接破断ジャンクションを設定する。したがって、非平衡の影響による上記の過小評価が計算上再現されないモデル化とし、有効性評価での取扱いを下記のようにしているため、Test24 の不確かさを評価に考慮しない。

有効性評価解析の取扱いでは、主配管につながる枝管の下流側にある弁等からの流出を仮定するインターフェイスシステム LOCA では、枝管の形状圧力損失、摩擦圧力損失が模擬されず、破断流量を実際より多く予測することとなり、評価指標である漏えい量を多く評価することとなる。「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」では、RCP のシール LOCA 又はシールリークを仮定するが、初期の破断流量が実機の設計破断流量となるように入力で調整するため、破断口の取扱いの影響は無い。「ECCS 注水機能喪失」では、L/D が小さい破断形状となる場合があり、臨界流モデルの過小評価が現れてくる可能性がある。しかし、そのような不確かさを包絡するため、破断面積のスペクトル解析を実施し破断流量の不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。

(6) １次系からの冷却材放出の不確かさ

12 ケースすべてについて、試験値の質量流束を横軸に、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの質量流束の予測値を縦軸にプロットしたものを図 4-16に示す。図 4-13と図 4-14から分かるとおり、Marviken の試験条件範囲では、サブクール臨界流から二相臨界流への切り替えが約 25,000~30,000kg/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も確認できる。図 4-16の中の 30,000kg/m²s 以上の領域ではサブクール臨界流であるため、サブクール臨界流の不確かさは±10%程度である。30,000kg/m²s 以下の領域をすべて二相臨界流領域とした場合、二相臨界流の不確かさは－10%～＋50%程度である。

破断流量の不確かさは、トリップ信号及び SI 信号のタイミング、１次系の冷却材の減少速度、

１次系の減圧速度に影響する。１次系の減圧速度が変わることにより、蓄圧タンクからの注入のタイミング、使用可能であれば低圧注入系からの注入のタイミングにも影響する。１次系の低温側及び高温側の温度の飽和圧力はトリップ信号及びSI信号の設定圧より低いため、実機においてはサブクール臨界流の期間に信号が発信される。サブクール臨界流の不確かさは大きくないため、信号発信の不確かさは大きくない。

破断流が大きくなると、１次系の冷却材の減少が大きくなり、炉心露出が早くなり、燃料被覆管温度の上昇が大きくなる影響がある。一方で、１次系の減圧も早くなり、蓄圧タンクや低圧注入系からの注入を早め、燃料被覆管温度上昇を抑える影響がある。

逆に破断流が小さくなると、１次系の冷却材の減少が小さくなり、炉心露出が遅くなり、燃料被覆管温度の上昇が小さくなる影響があるが、１次系の減圧も遅くなり、蓄圧タンクや低圧注入系からの注入が遅れ、燃料被覆管温度上昇が継続する影響がある。

実機プラント解析では破断サイズについてスペクトル解析を実施し、破断サイズの不確かさの燃料被覆管温度への影響について評価、考察している。

以上より、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは有効性評価解析における１次冷却材の系外への流出に関して妥当に評価できるものと考えられる。

表 4-4　Marviken 試験条件一覧

試験番号	ノズル径 (mm)	ノズル長さ (mm)	L/D (ノズル長さと径の比)	初期温度 (℃)	初期サブクール度 (℃)	初期圧力 (MPa)
9	509	1,589	3.1	243	2	5.02
11	509	1,589	3.1	202	35	4.97
12	300	895	3.0	215	33	5
13	200	590	3.0	170	31	5.09
14	200	590	3.0	170	3	4.97
15	500	1,809	3.6	177	31	5.04
16	500	1,809	3.6	180	33	5
17	300	1,116	3.7	174	31	4.94
18	300	1,116	3.7	174	32	5.02
19	300	1,116	3.7	167	4	5.06
20	500	730	1.5	187	7	4.99
21	500	730	1.5	184	33	4.94
22	500	730	1.5	168	52	4.93
23	500	166	0.3	19	3	4.96
24	500	166	0.3	27	33	4.96
25	300	511	1.7	189	6	4.92
26	300	511	1.7	135	34	4.91
27	500	730	1.5	167	33	4.91

表 4-5　Marviken と実機条件の比較

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

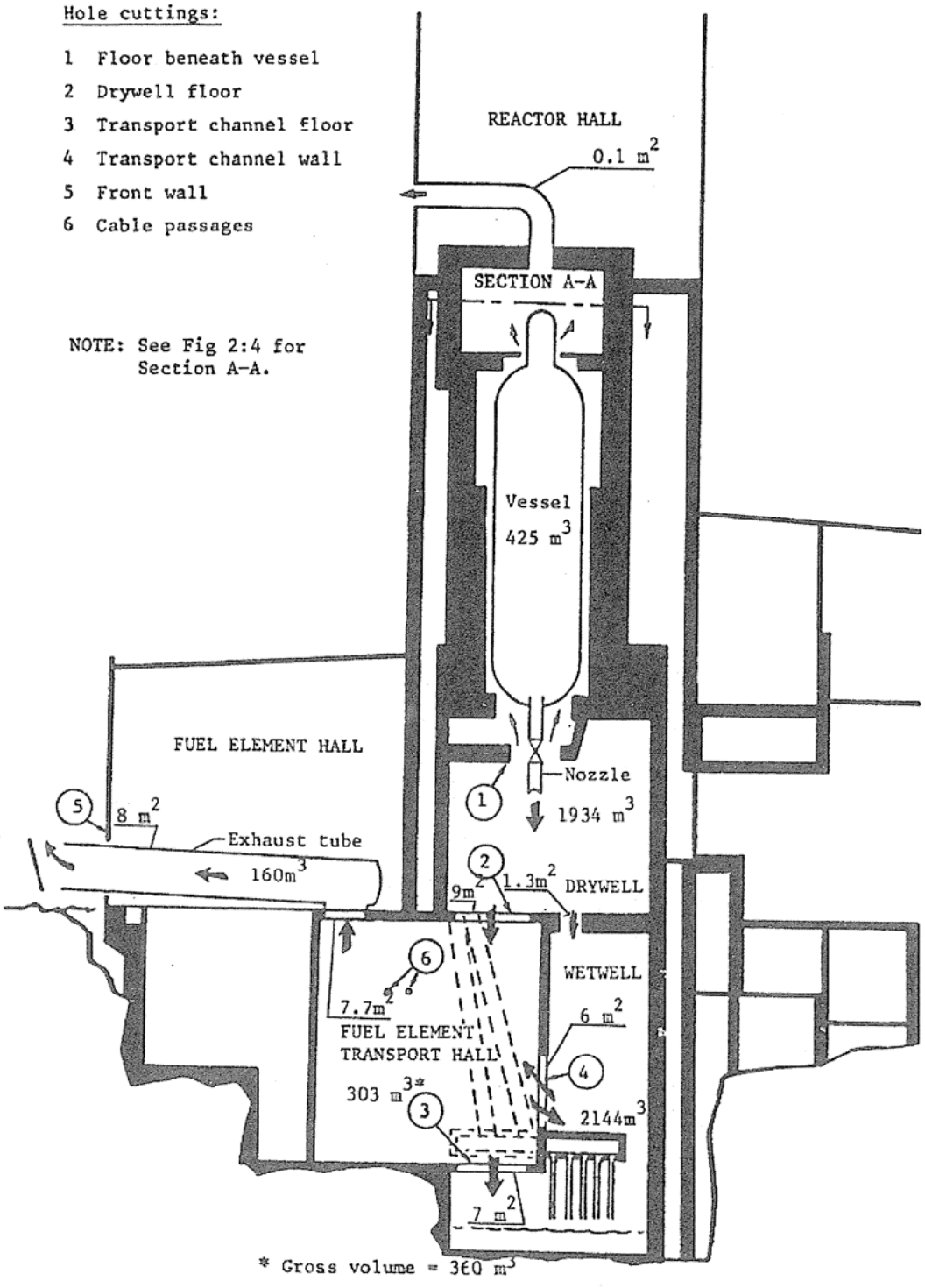


Fig 2:1 Outline diagram of the facility, including flow paths during the CFT

図 4-10 Marviken 臨界流試験装置概観

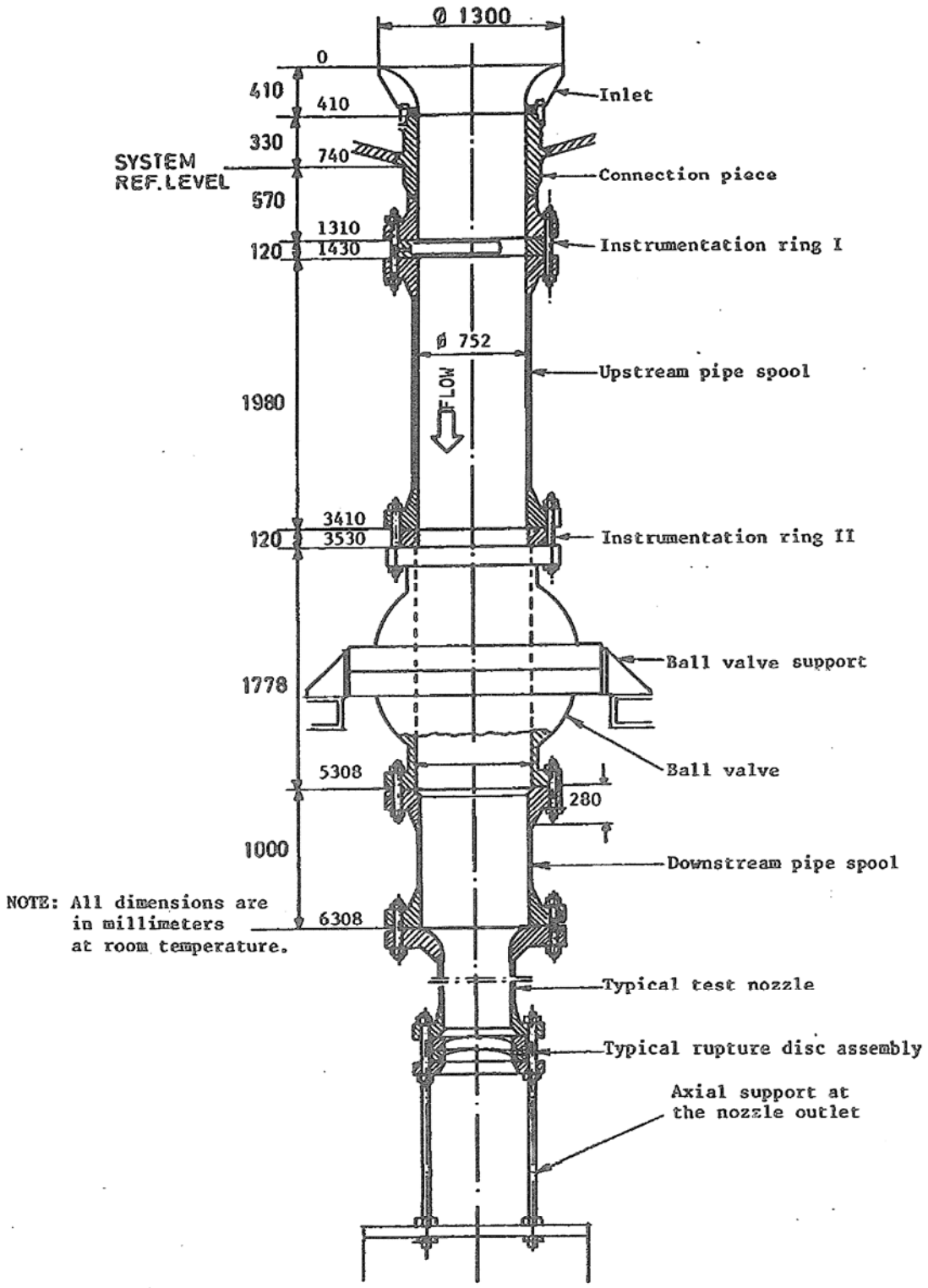


図 4-11　Marviken 放出管詳細図

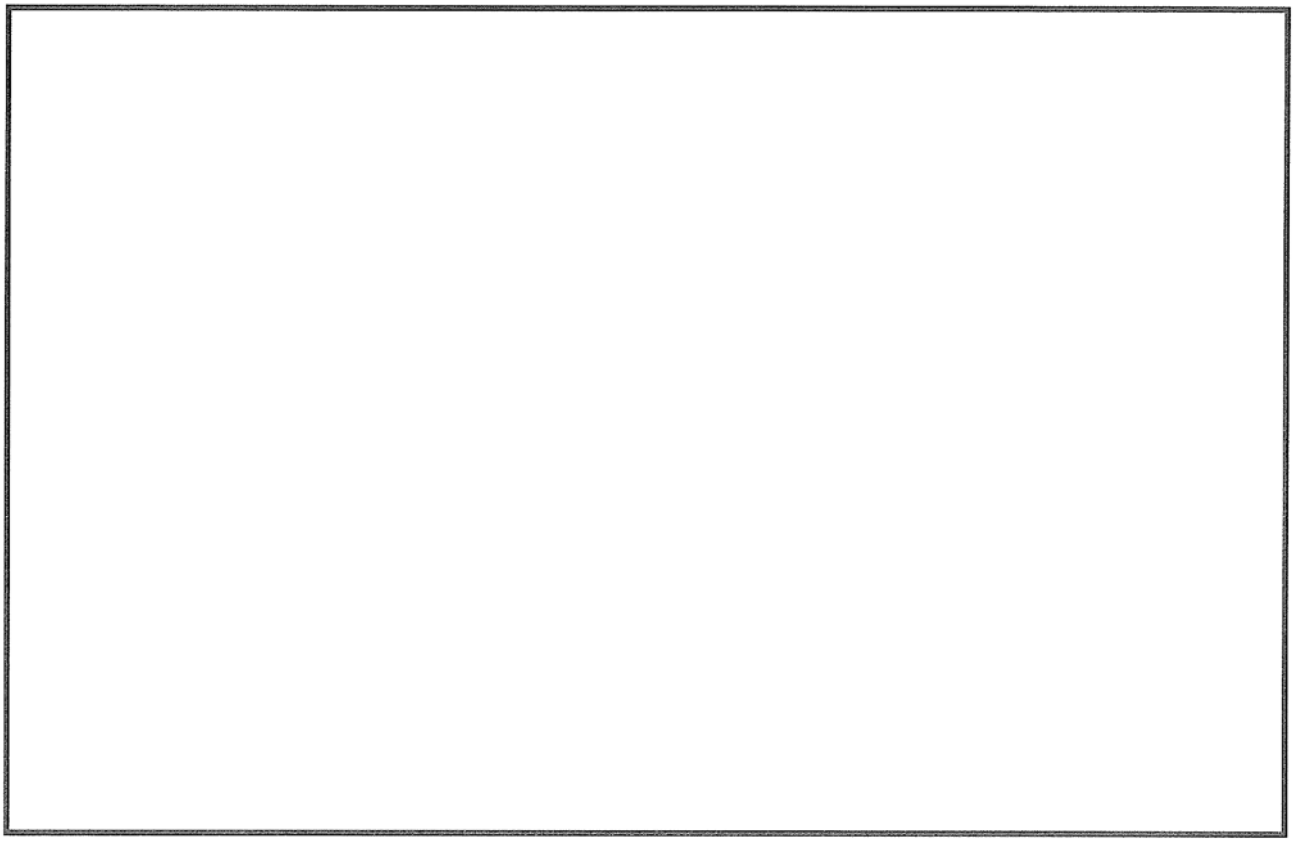


図 4-12　Marviken 試験解析のノーディング図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

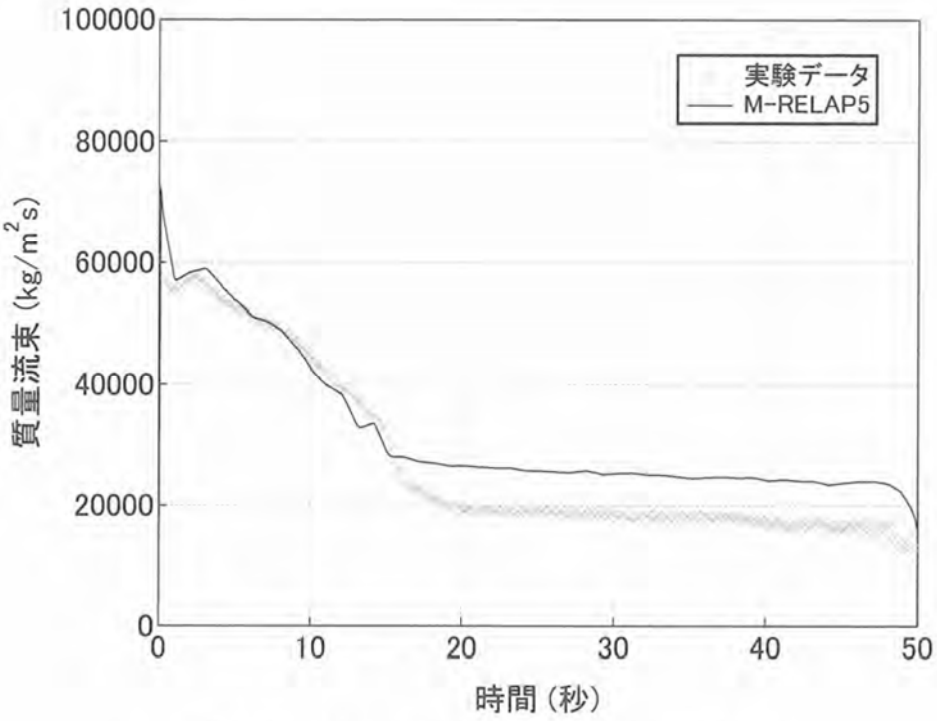


図 4-13　Marviken 破断流量の予測（Test 11）

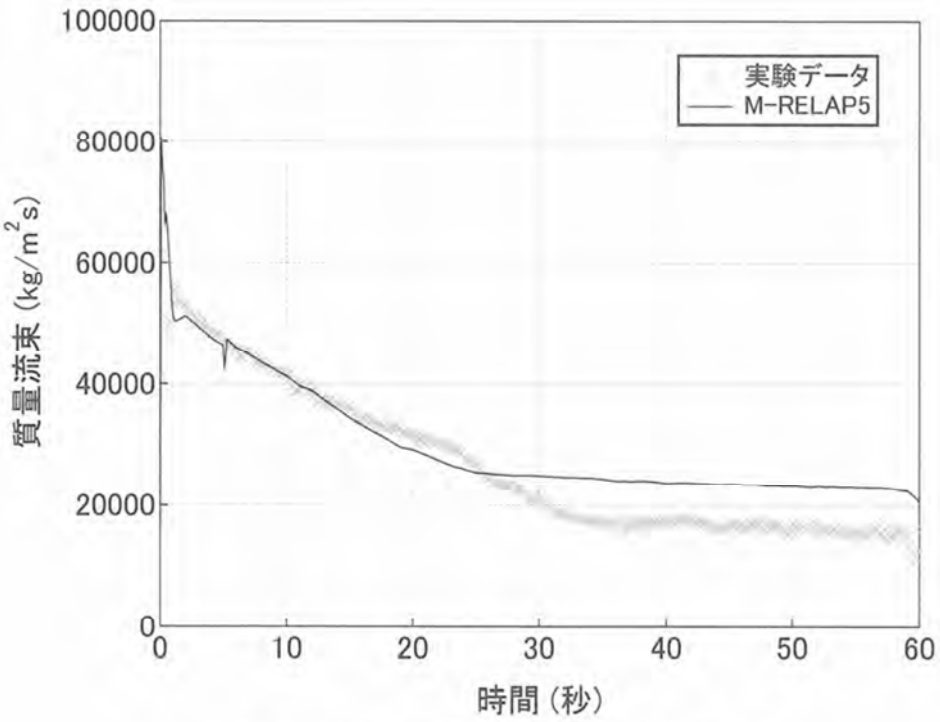


図 4-14　Marviken 破断流量の予測（Test 27）

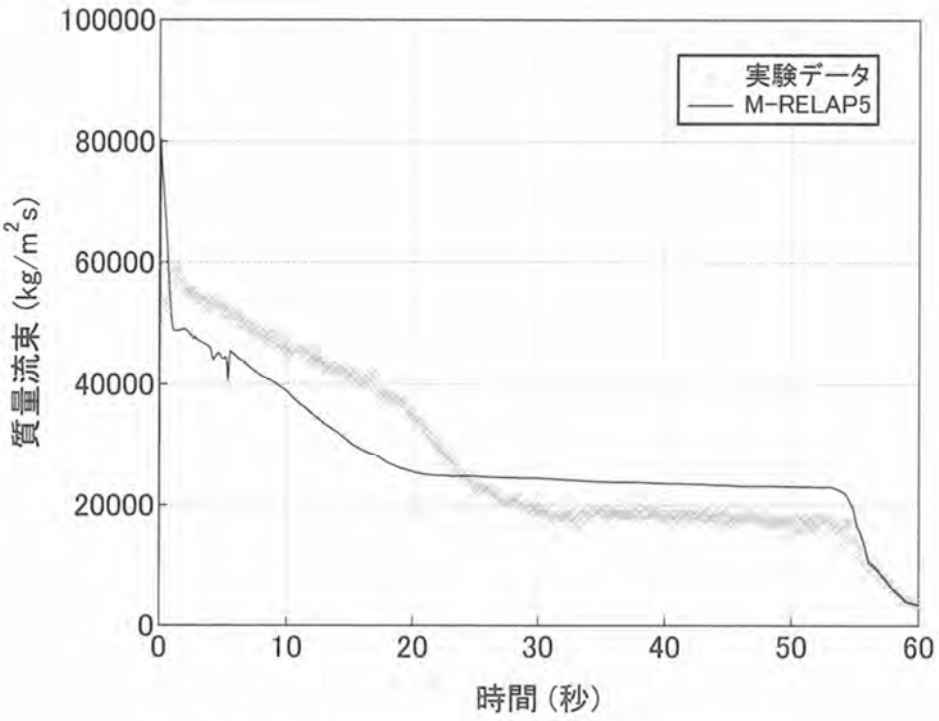


図 4-15　Marviken 破断流量の予測（Test 24）

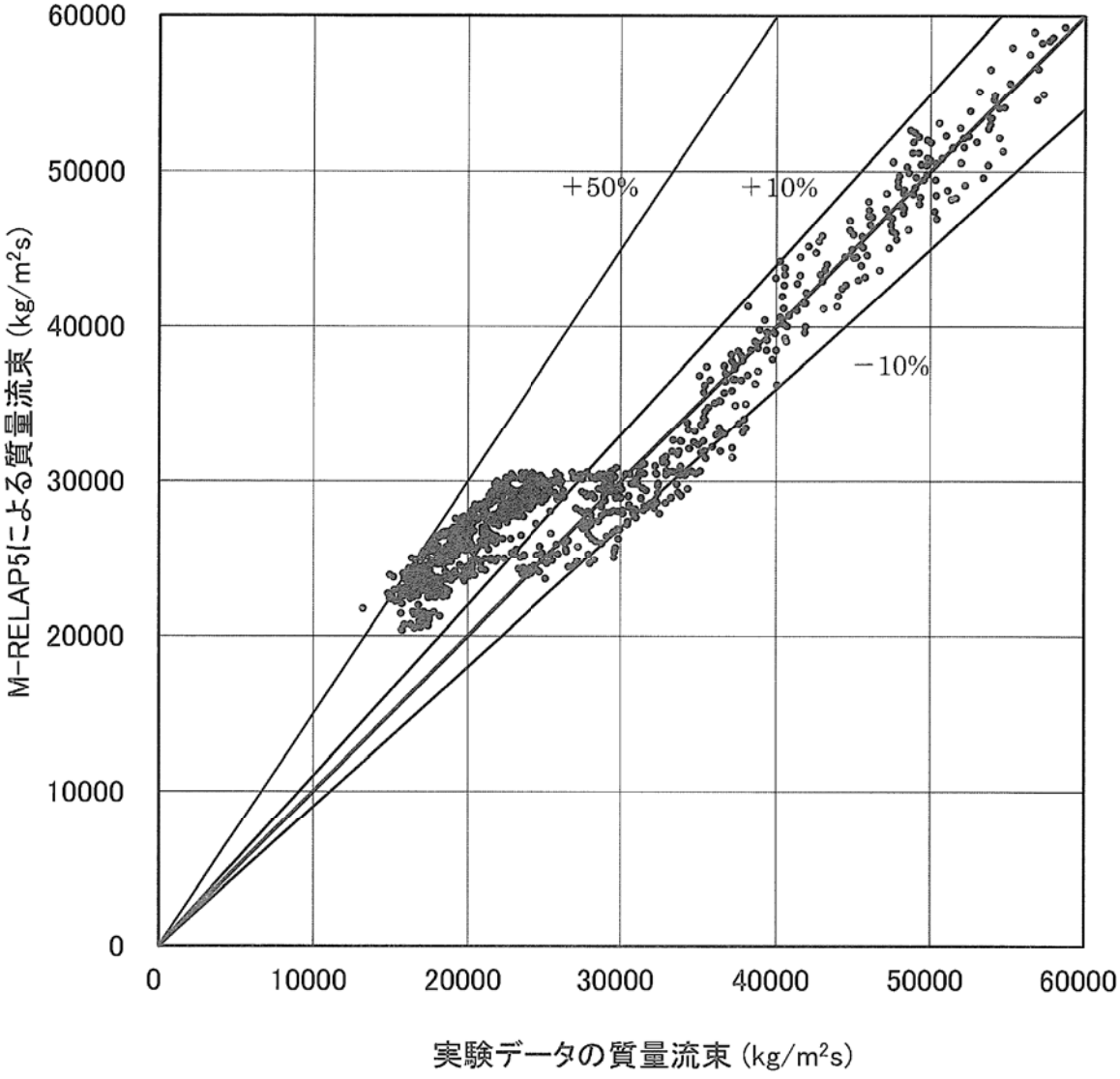


図 4-16　Marviken 破断流量の比較

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/√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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

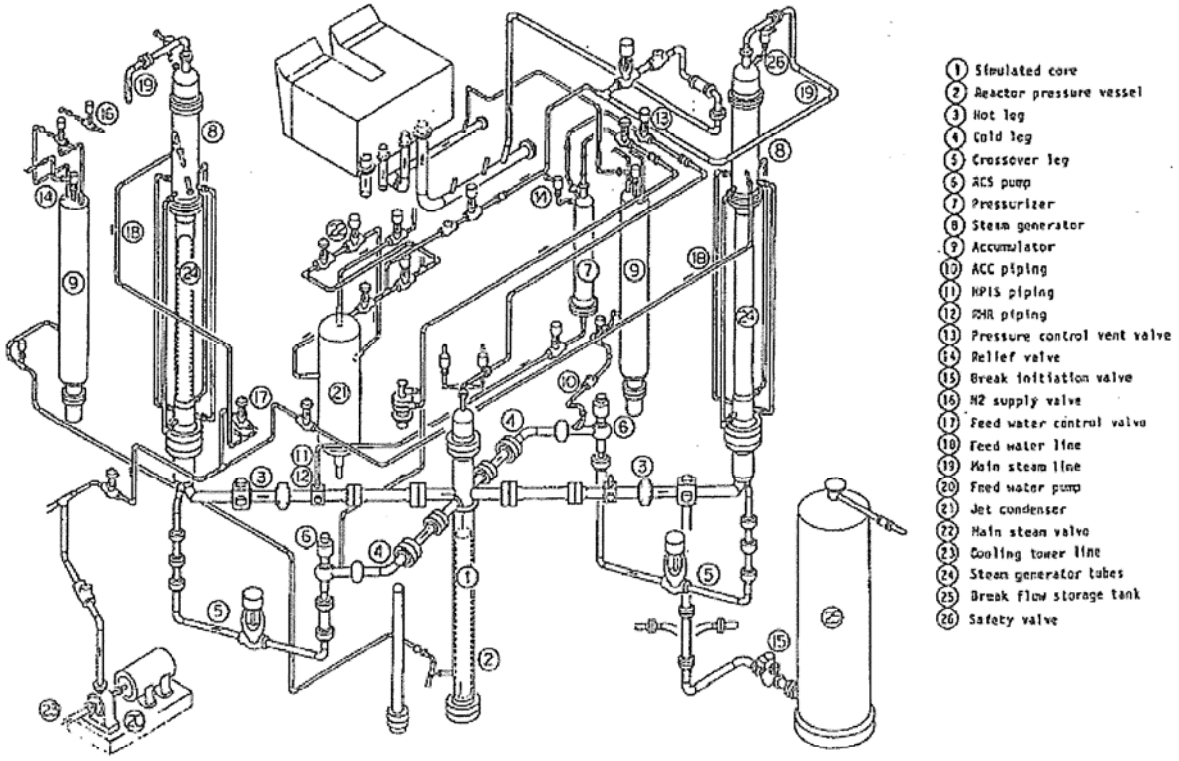


図 4-17　LSTF 鳥瞰図

(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。

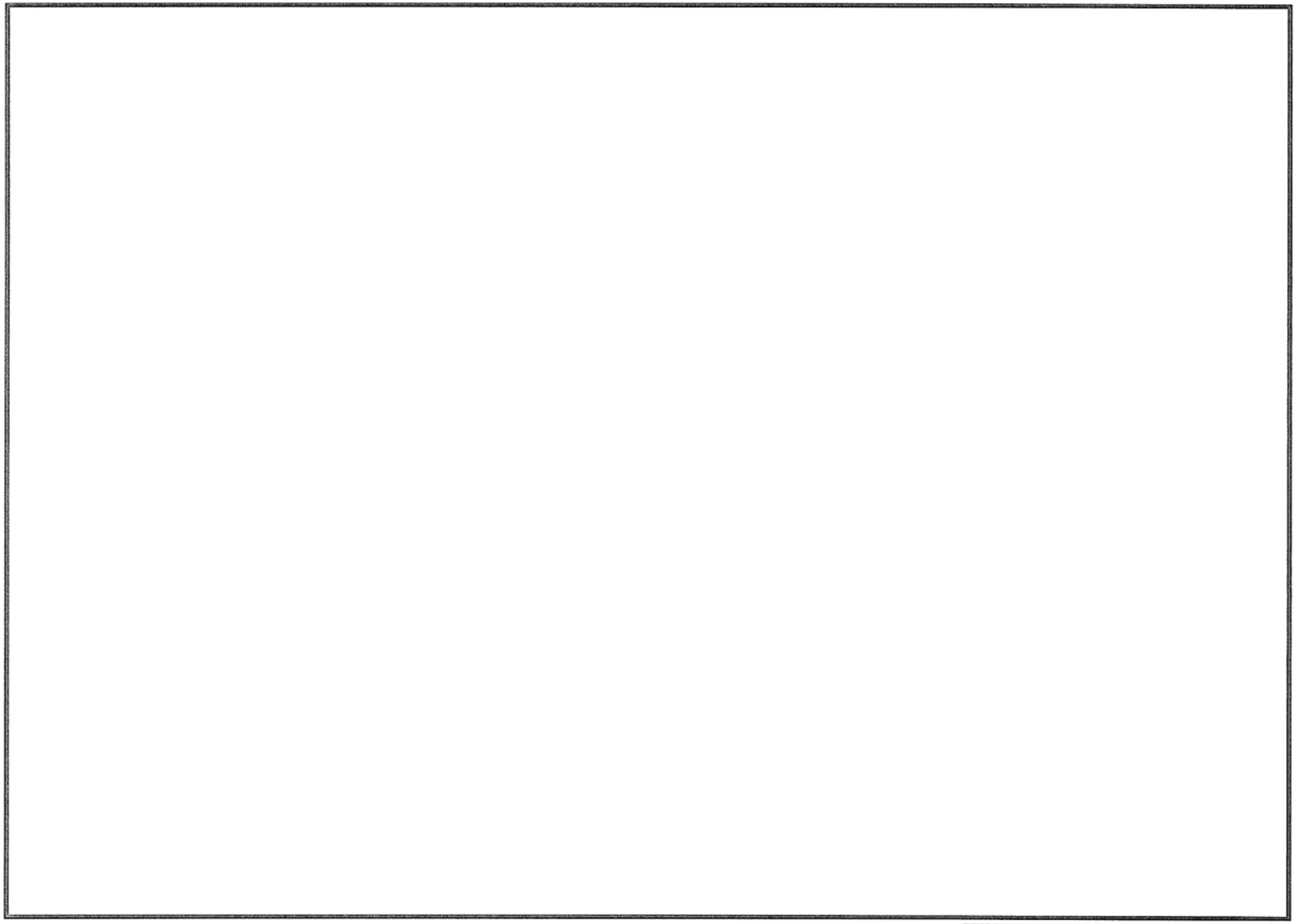


図 4-18　ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析　ノード分割図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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 ROSA 試験解析のノーディング」に記載しており、図 4-18 に示すとおりである。試験解析の解析条件を以下に示す。

- 炉心出力カーブ、ポンプコーストダウンデータ、蒸気発生器 2 次側圧力を境界条件とした。
- 破断流量については、1 次系の保有水量、減圧を試験と合わせるため、試験データと同じ流量が流出するように境界条件とし、流速を設定した（破断流量の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）。
- ループシールでの蒸気発生器での蓄水を模擬するため、対向流制限（CCFL）係数を蒸気発生器伝熱管の入口、蒸気発生器入口に設定した。蒸気発生器伝熱管入口の CCFL は、Wallis[37]の考えに基づき、Wallis 型の切片が 0.88、傾きが 1.0 の係数を設定した。蒸気発生器入口の CCFL は、Tien[38]の考えに基づき、Kutateladze 型の CCFL を採用し、切片が約 1.79、傾きが 0.65 の係数を設定した。(実機の高温側配管の径は ROSA とは異なるため、実機と同等の大きさである UPTF の実験[39]から蒸気発生器入口の係数を設定した。有効性評価解析においては、2 次系強制冷却の運転員等操作後に蒸気発生器での蓄水は見られないため、CCFL は重要ではない。)

(3) ROSA/LSTF SB-CL-18 試験解析の解析結果

解析結果を試験データとの比較として図 4-19から図 4-30に示す。破断開始と同時に減圧が進み、約 60～100 秒にかけて自然循環状態となり、一時的に 2 次系圧力近傍で 1 次系圧力が整定する（図 4-19)。その後、蒸気発生器出口配管にある冷却材シールと崩壊熱による蒸発により、炉心水位が一時的に低下（ループシールによる炉心水位の低下）してヒートアップが生じる（図 4-20、図 4-30)。約 160 秒でループシールが解除して炉心水位は回復する（図 4-20)。その後、崩壊熱による冷却材の蒸発が継続することから炉心露出が進展する(ボイルオフによる炉心水位の低下、図 4-20、図 4-29)。本試験では意図的に高圧注水を不作動としていることから顕著なヒートアップが生じるが、圧力低下に伴い蓄圧タンクが作動し（図 4-27、図 4-28)、この蓄圧注水により約 470 秒でヒータロッド温度がピークに達した後、炉心はクエンチする (図 4-29)。

この期間中の蓄圧タンク流量をＭ－ＲＥＬＡＰ５コードが正しく模擬できていることは図 4-27及び図 4-28より分かる。ROSA/LSTF 試験装置では、蓄圧タンクの流量はベンチュリ流量計で測定しており、測定幅は 0 - 15 kg/s である。ベンチュリ流量計では、測定の最大値の 10%までの流量の精度はかなり低いため、1.5kg/s 以下の流量測定値の精度は良くない。図 4-28に見られる実験データの流量の振動は、低流量の測定に関する測定器の限界により生じるものであり、実際の流量が振動しているわけではない。

(4) ループシールの形成解除時の炉心水位、燃料表面熱伝達の不確かさ

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードによる１次系圧力の予測と試験との比較を図 4-19に示す。約 100～160 秒で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ないため、落水の影響を受けない、もしくは影響が小さいロッドがヒートアップする。逆に十分に落水の影響を受けるロッドはヒートアップが生じない結果となる。試験で温度を測定しているロッドについて、ヒートアップの有無を図 4-31に示す。また、図 4-30と図 4-31の対応については、ロッド①～③として示す。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは、3.3.2(1)に記載したとおり、リフラックスによる炉心冷却に不均一性が存在した場合でもヒートアップ挙動を模擬できるモデルである改良 AECL-UO Look-up Table を組み込んでいる。改良 AECL-UO Look-up Table は落水の流量に依存しないモデルであり、上部からの落水が存在し炉心水位が低下するような現象において、限界熱流束を十分に低下させヒートアップを計算し、図 4-30に示すとおり、最もヒートアップしているロッド①より高い温度を計算する。

ROSA 試験装置の炉心槽の内径は 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。実機の炉心槽の内径は約 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槽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。

(5) ボイルオフ時の炉心水位、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カマへのバイパス（スプレイノズルからの落水）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。ECCS

注水機能喪失では中小破断 LOCA を想定しており、ループシール形成・解除後にボイルオフが起こり、炉心がヒートアップする可能性がある。その場合、本試験で見られる不確かさが影響する。本試験からは、ボイルオフでのヒートアップにおいて、炉心水位低下開始、ヒートアップ開始ともにＭ－ＲＥＬＡＰ５コードでは 100 秒程度早く予測している。本試験の破断サイズは 4 ループ PWR で 6 インチ破断相当である。2 インチ破断を想定した場合、破断面積は 9 分の 1 となり、事象は 9 倍遅くなる。そのため、破断サイズ違いを考慮した場合、6 インチ破断相当での 100 秒の不確かさは数百秒となる可能性がある。

(6) 蓄圧タンク注入特性への適用性

有効性評価解析において、蓄圧タンクについては、気相部で断熱膨張を仮定しているため、注入流量に対する蓄圧タンクのガス圧力の低下が最大となり、注入流量が小さくなる設定となっている。また、蓄圧タンク流量の不確かさは圧力損失に依存するが、有効性評価解析が対象とするシーケンスグループでは、緩やかな事象であり、蓄圧タンク圧力と 1 次系圧力はほぼ均圧するため、圧力損失の不確かさは影響しない。さらに、破断サイズの違う SB-CL-39 試験においても蓄圧タンク流量の妥当性を確認しており、破断サイズの違いによる流量の不確かさ影響も確認できている。

(7) 高温側配管の二相流の不確かさ

２次冷却系からの除熱機能喪失では、炉心損傷防止対策としてフィードアンドブリード運転を実施する。フィードアンドブリード運転では加圧器逃がし弁を手動で開き、1 次系を減圧させるが、この時の高温側配管での気相と液相の相互作用が加圧器逃がし弁での放出のクオリティに影響する。SB-CL-18 試験では、破断に伴う 1 次系の減圧、自然循環流及びその停止、ループシールの形成解除の期間があり、高温側配管では気液の並行流あるいは対向流の幅広い流動が見られる。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５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 試験では約 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－ＲＥＬＡＰ５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

さと比較する。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、密度を大き目に評価し、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。

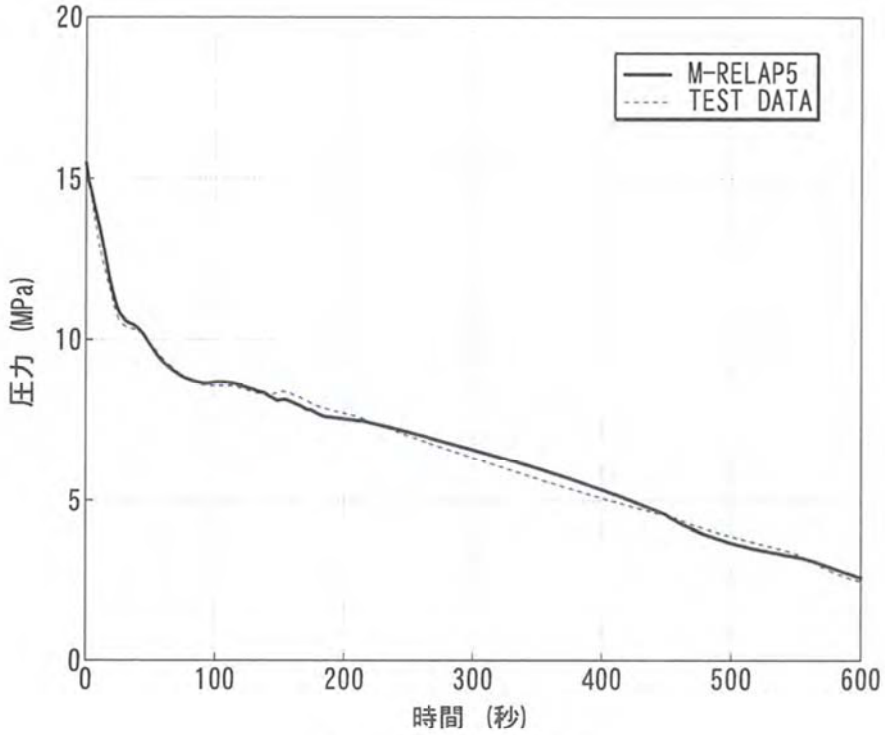


図 4-19　加圧器圧力

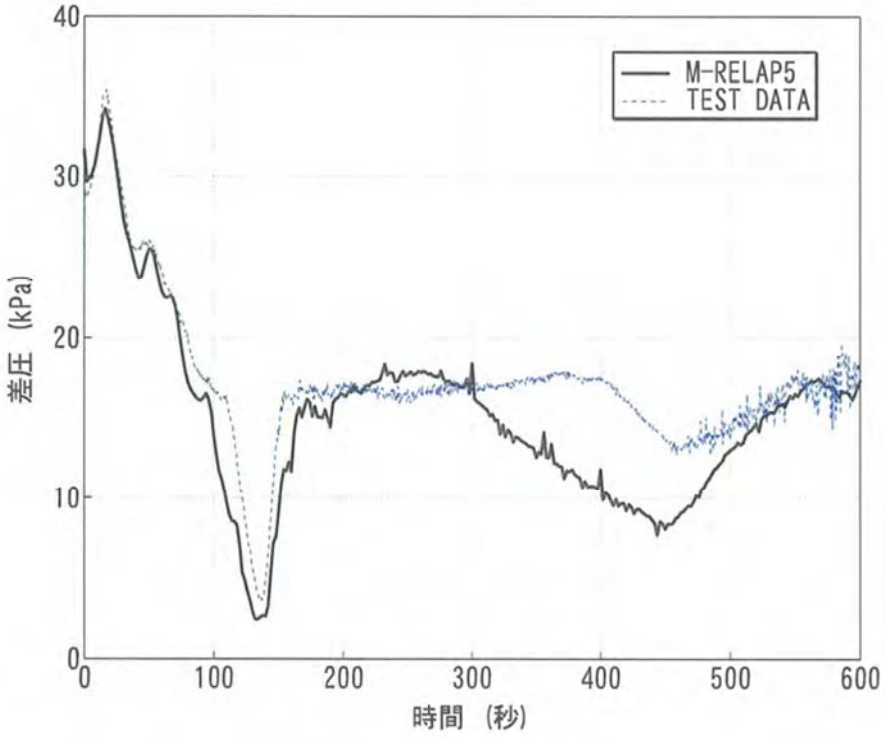


図 4-20　炉心差圧

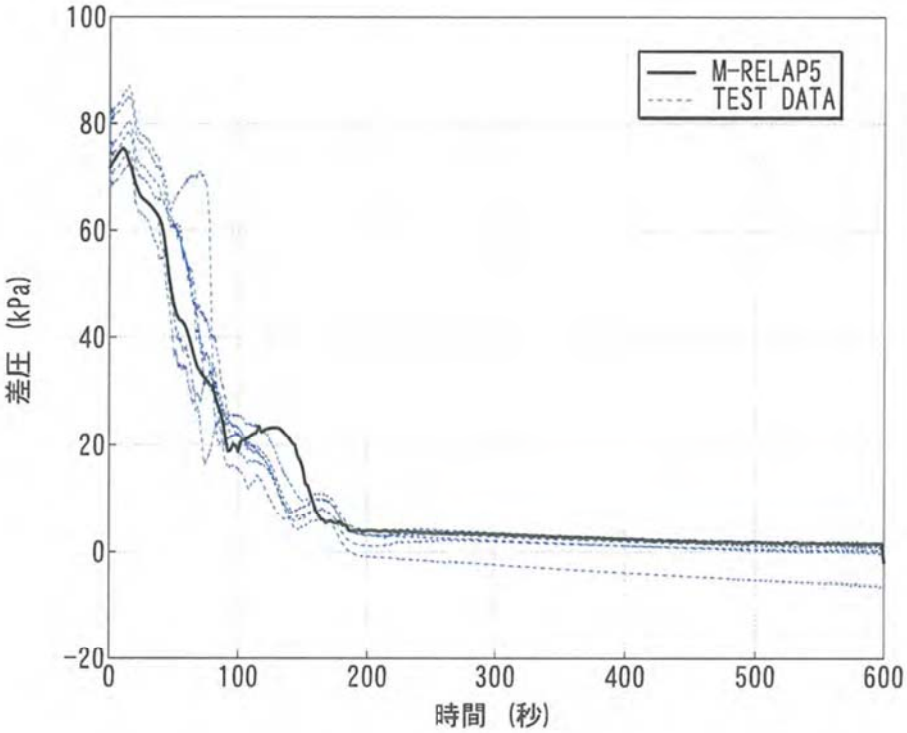


図 4-21　ループＡ 蒸気発生器上昇側の差圧

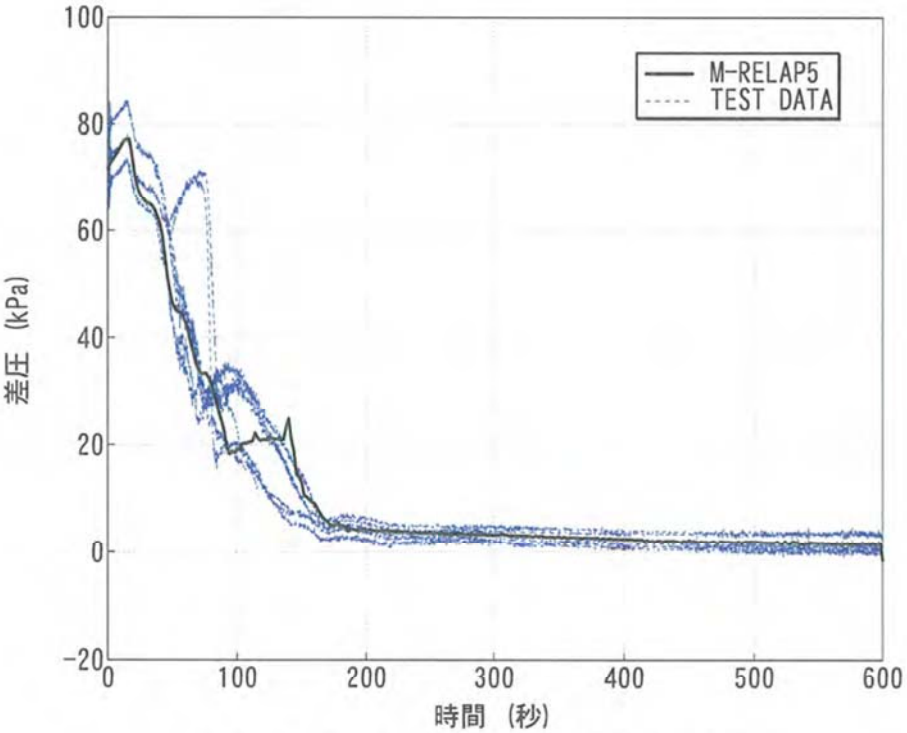


図 4-22　ループＢ 蒸気発生器上昇側の差圧

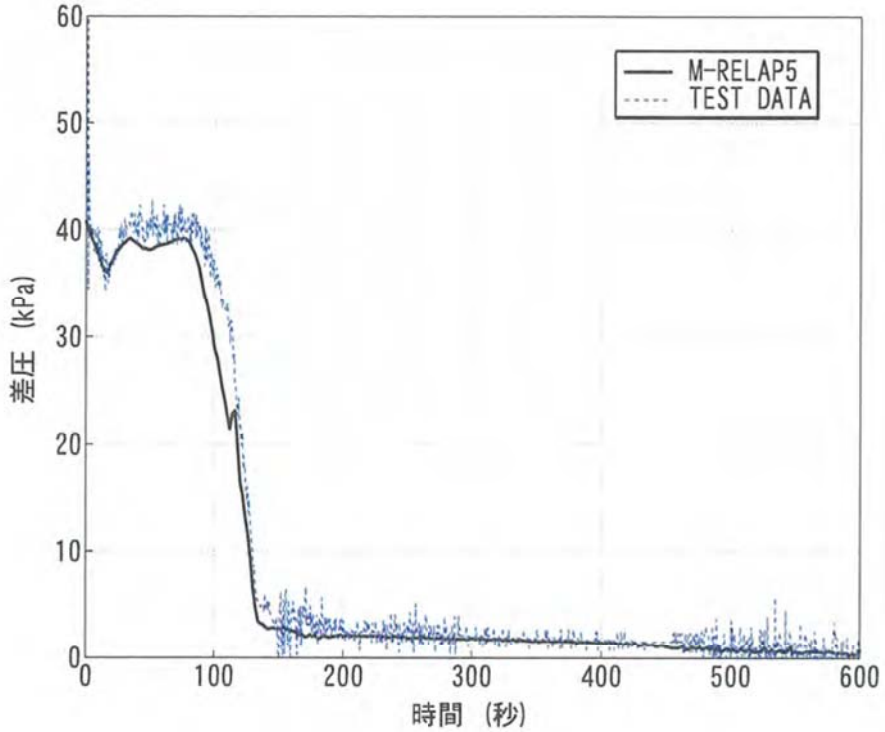


図 4-23　ループＡ 蒸気発生器出口側配管下降側の差圧

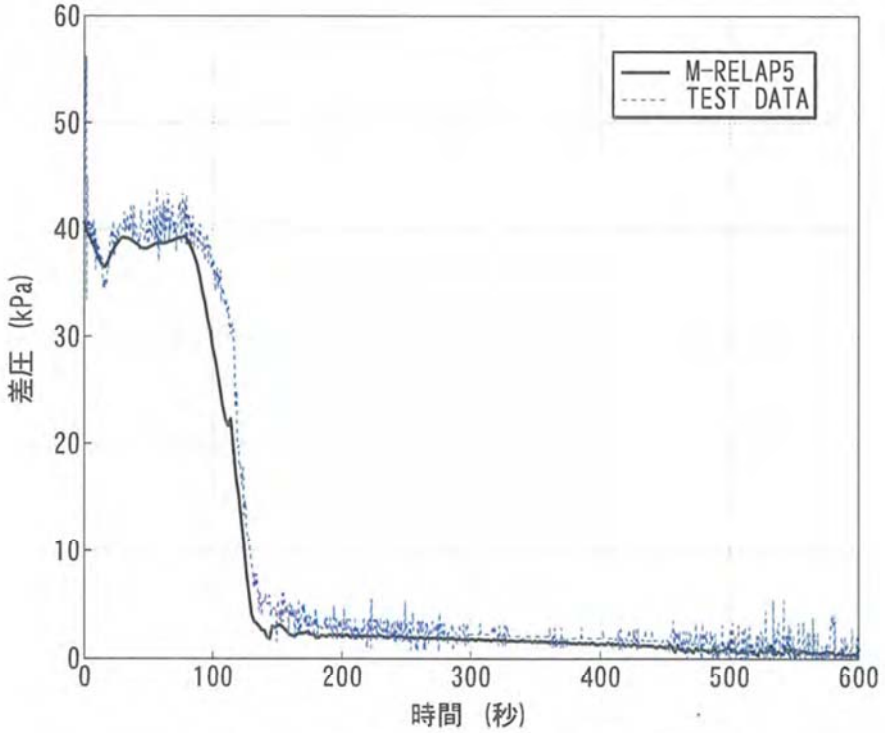


図 4-24　ループＢ 蒸気発生器出口側配管下降側の差圧

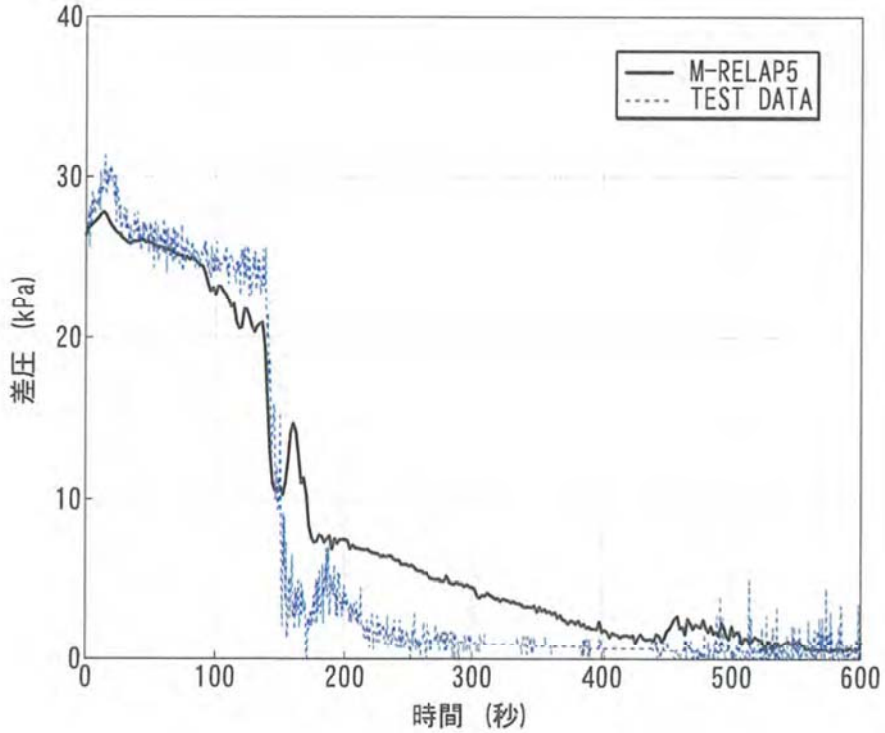


図 4-25　ループＡ 蒸気発生器出口側配管上昇側の差圧

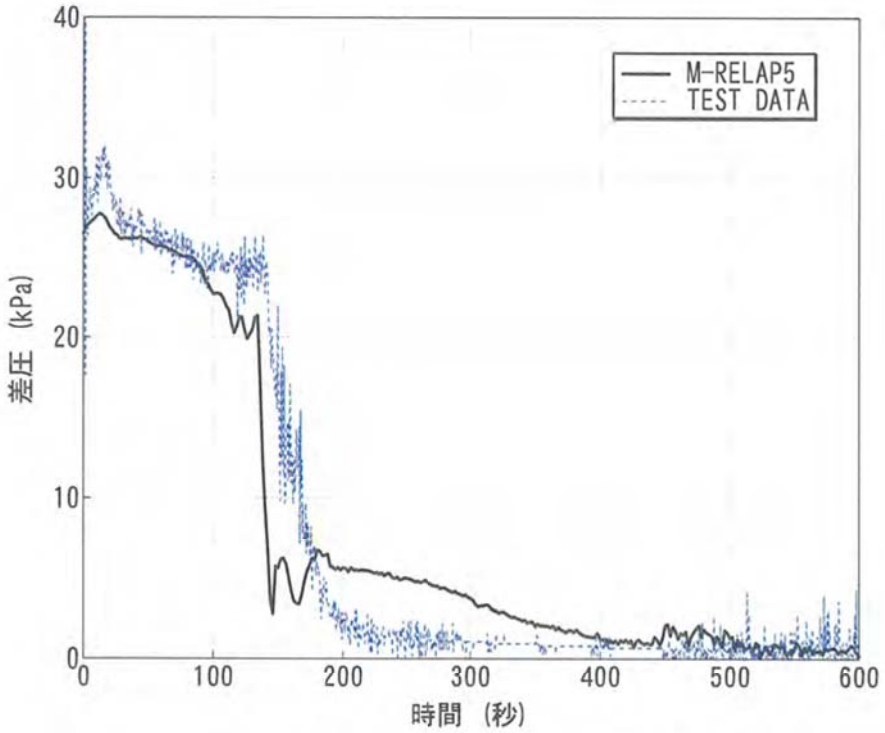


図 4-26　ループＢ 蒸気発生器出口側配管上昇側の差圧

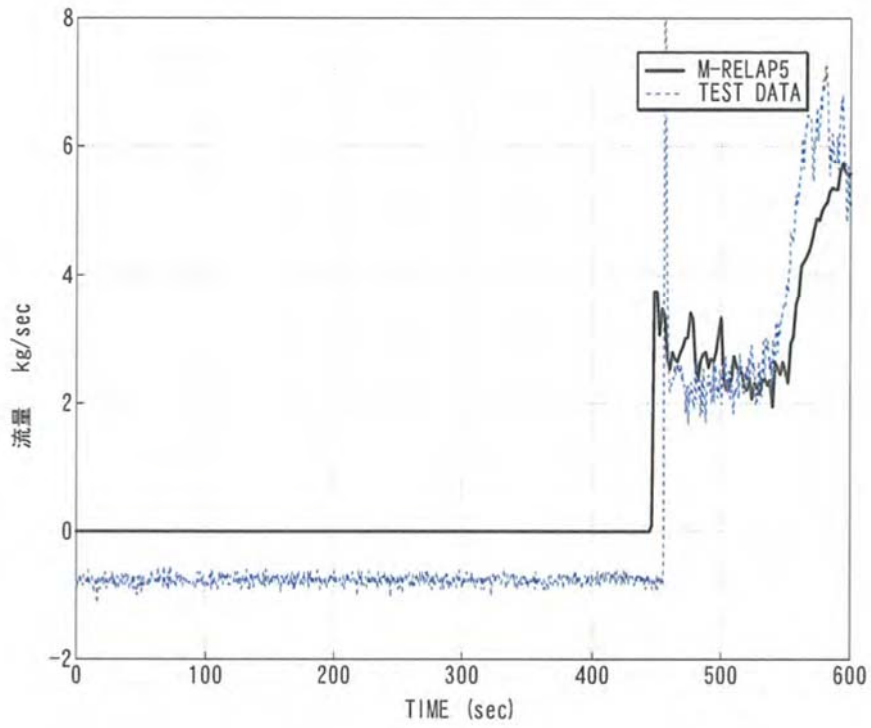


図 4-27　ループＡ 蓄圧タンク流量

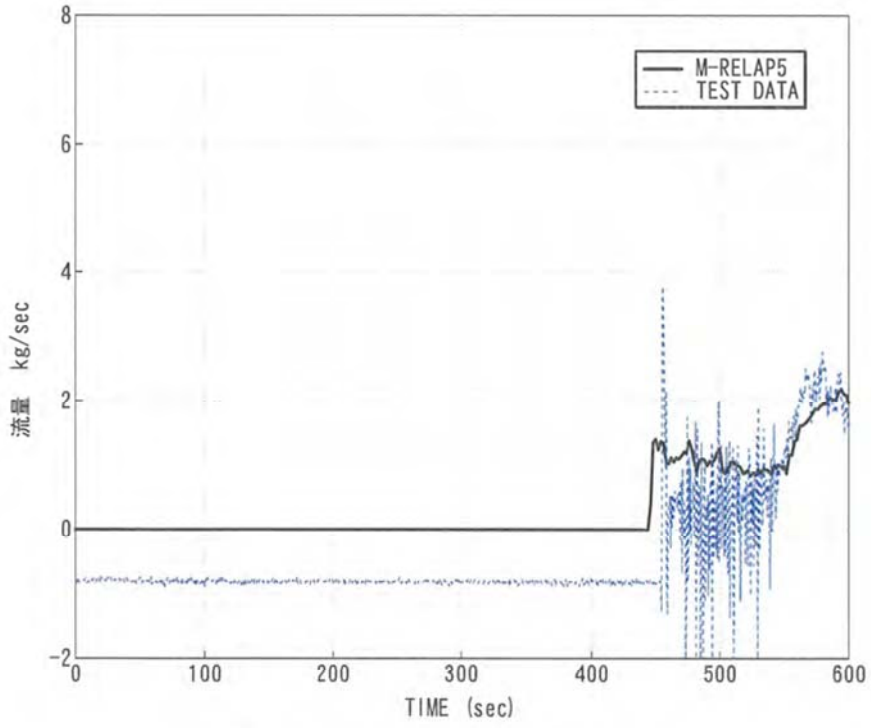


図 4-28　ループＢ 蓄圧タンク流量

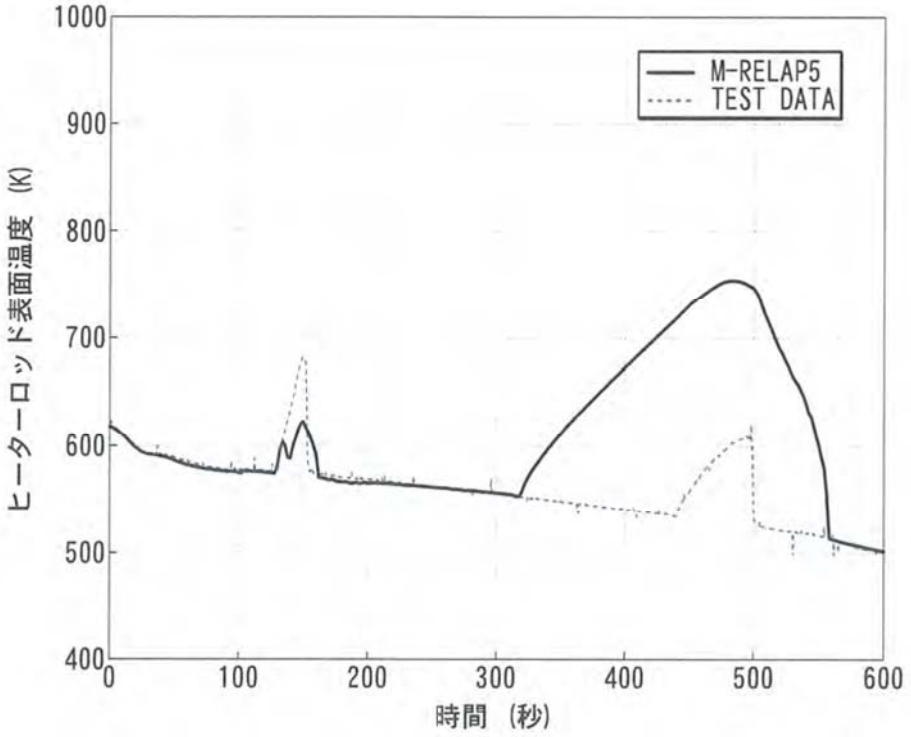


図 4-29　ヒータロッド表面温度 3.05m (試験データ), 3.17m (M－ＲＥＬＡＰ５)

(炉心上部)

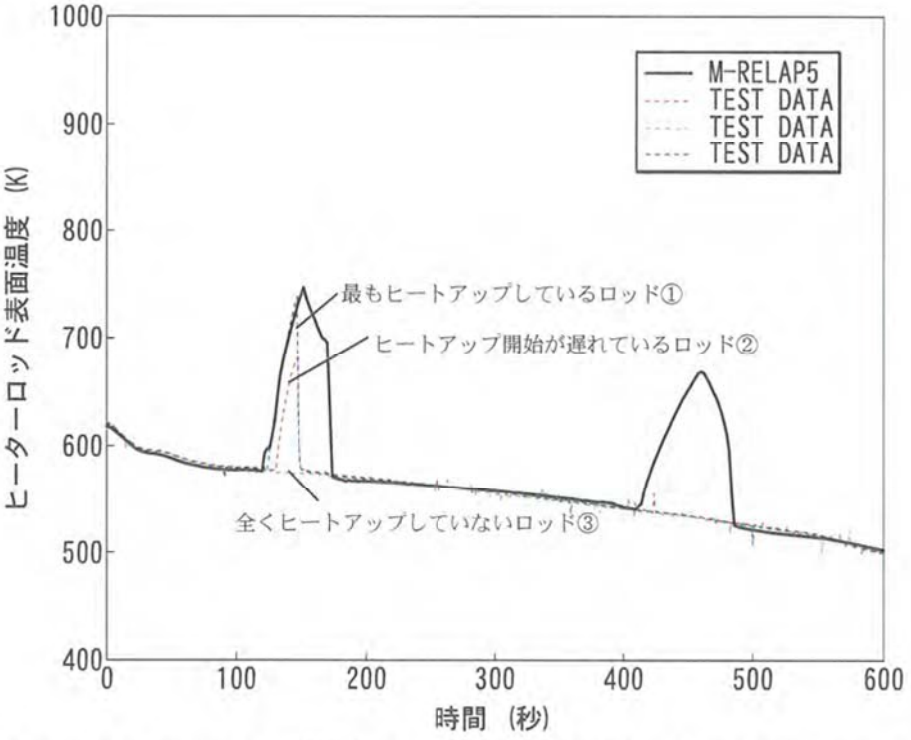


図 4-30　ヒータロッド表面温度 1.83m (試験データ), 1.82m (M－ＲＥＬＡＰ５)

(炉心中心付近)

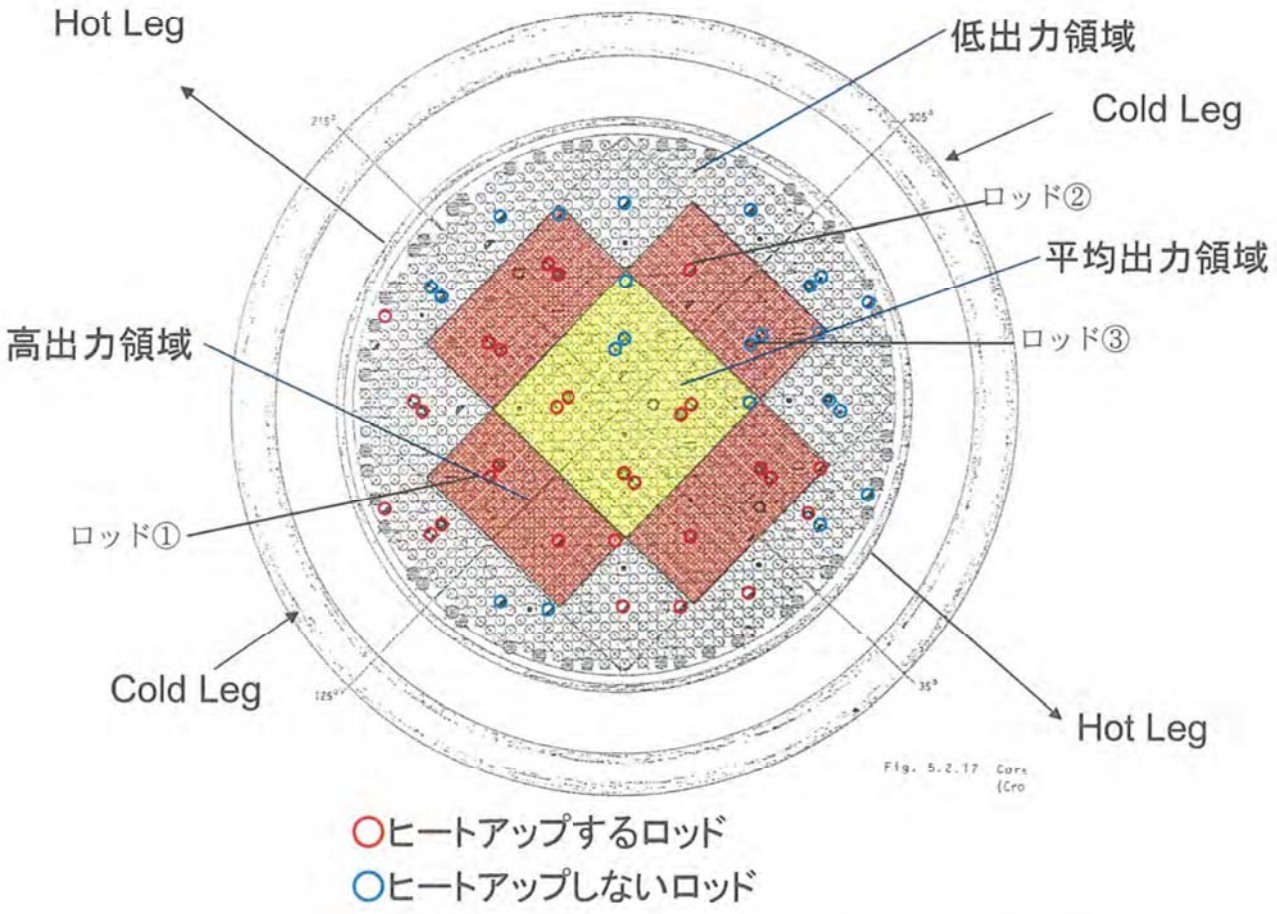


図 4-31　SB-CL-18 試験のループシール期間におけるヒートアップ位置

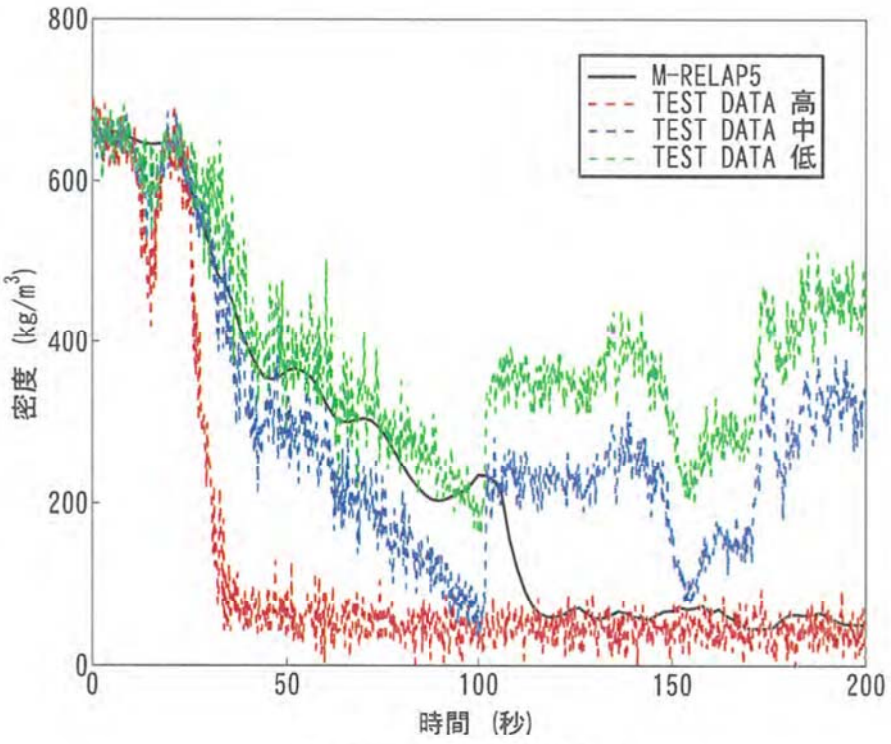


図 4-32　高温側配管密度

4.4.4　ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析

(1) ROSA/LSTF SB-CL-39 試験概要

SB-CL-39 試験[40]は ROSA/LSTF 試験装置を用いた、0.5%小破断 LOCA 総合試験であり、事故後の蒸気発生器２次系強制冷却の運転員等操作を模擬している。試験での仮定は以下のとおりである。また、試験中の事象推移を表 4-7に示す。

- 高圧注入系の全故障を仮定
- トリップと同時に外電喪失を仮定
- 0.5%の低温側配管破断を仮定。4 ループプラントでは 2 インチ破断相当
- １次系圧力 12.27MPa の SI 信号発信の 10 分後から蒸気発生器２次系強制冷却の運転員等操作開始、同時に補助給水開始

SB-CL-39 試験では２次系強制冷却を実施しており、有効性評価で期待しているシーケンスと条件が同等である。試験データが公開されていることもあり、有効性評価解析の妥当性確認という観点で最も適切であるため、本試験を選定した。

(2) ROSA/LSTF SB-CL-39 試験解析の解析条件

試験解析の解析条件を以下に示す。

- 炉心出力カーブ、ポンプコーストダウンデータを境界条件とした。
- ２次系強制冷却時の１次系の減圧効果を確認するため、蒸気発生器２次系圧力を境界条件とした（２次系からの冷却材放出の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）。
- 破断流量については、１次系の保有水量、減圧を試験と合わせるため、試験データと同じ流量が流出するように境界条件とし、流速を設定した（破断流量の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）。
- 本実験ではループシールは顕著に見られないが、SB-CL-18 試験と同様に、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－ＲＥＬＡＰ５コードの解析結果を試験データとの比較として図 4-33～図 4-36に示す。破断と同時に１次系圧力が低下するが、約 400 秒以降、２次系圧力と釣り合う圧力で一定になる。その後、低温側配管は液相で満たされているため、液相の破断流が継続する。蒸気発生器出口側配管の水位が低下するまで破断が継続すると、ループシールが形成されるが、本試験では、２次系強制冷却の運転員等操作を実施するため、ループシールが形成される前に１次系圧力が十分低下し、蓄圧タンクからの注入が開始され、１次系の保有水量が低下しないためループシールが見

られない（図 4-33）。１次系圧力が低下し、蓄圧タンク保持圧力である 4.51MPa より低下することにより蓄圧タンクからの注入が約 1,400 秒より開始する（図 4-35、図 4-36）。炉心水位は約 400 秒以降低下傾向にあるが、蓄圧タンクの注入により炉心水位が回復傾向となる（図 4-34）。試験で見られる上記の挙動について、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは模擬することができており、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは小破断 LOCA 及びその後の２次系強制減圧の運転員等操作のシーケンスにおいて、炉心水位、蓄圧タンクの注入挙動、及び１次系の圧力低下挙動、つまり運転員等操作時の１次側・２次側の熱伝達を正しく模擬できることを確認した。

(4) １次側・２次側の熱伝達の不確かさ

本試験解析では、２次側の温度及び圧力を境界条件としている。そのため、２次系強制冷却時の１次系圧力のＭ－ＲＥＬＡＰ５コードと試験データの相違はＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの１次側、２次側の熱伝達の不確かさに起因するものである。

表 4-7に示すとおり、２次系の減圧操作は 754 秒で開始している。図 4-33に示されるとおり、754 秒以降では、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コード、試験データ共に減圧が開始するが、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは試験データと比較し、減圧が遅い結果となっている。約 1,000 秒で両者の圧力差が約 0.5MPa となった後、圧力差は縮まっていく傾向となり、2,500 秒では両者に差は無い。

また、図 4-37は加圧器圧力の拡大図であるが、試験では高圧測定用と低圧測定用の２種類の圧力計を用いている。低圧用の圧力計の値と比較すると、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードとの差は約 0.3MPa である。

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは、蒸気発生器のボイラー部は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せず、伝熱は試験と比較し悪い傾向である。蒸気発生器伝熱管についても１本の模擬で代表しているため、複数の伝熱管の不均一流れを計算しない。これらの効果により、２次系強制冷却時の１次側と２次側の伝熱が試験と比較し、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは悪くなっていると考えられる。

１次系圧力の不確かさは最大で+0.5MPa である。１次系の温度は飽和温度であると考えられるため、不確かさは圧力で代表する。

(5) 蓄圧タンク注入の不確かさ

図 4-35、図 4-36では、蓄圧タンク注入開始のタイミングについて試験データと解析結果に違いがある。解析結果の方が 100 秒ほど開始が遅い。その理由を以下に考察する。図 4-37に示されるとおり、低圧用の圧力計の値と比較すると、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの減圧は蓄圧タンク注入開始のタイミングでは約 80 秒の遅れとなっている。また、蓄圧タンクの設定圧力は 4.51MPa となっており、解析においても 4.51MPa を入力しているが、試験中に熱伝達の影響で蓄圧タンクの圧力が上昇しており、蓄圧タンク注入のタイミングでは約 0.03MPa 上昇している。この圧力差は減圧速度を考慮すると約 10 秒の違いとなっている。減圧速度の違い、及び蓄圧タンク圧

力の上昇の 2 つの理由により、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは蓄圧タンク注入のタイミングが遅れている。

注入開始後の蓄圧タンク流量は振動を有するものの、試験と同等であるため、蓄圧タンクの不確かさは確認された。

(6) 高温側配管の二相流の不確かさ

4.4.3(7)に記載した SB-CL-18 試験と同様に、SB-CL-39 試験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 試験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に示すとおり、SB-CL-39 試験では約 750 秒で減圧操作を開始し、１次系圧力 7MPa 以下に低下するため、高温側配管の密度、水位の確認は 1,000 秒までを対象とする。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは密度、水位の低下傾向を良く模擬できている。SB-CL-39 試験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 試験において、並行流での密度の予測はほぼ妥当であった。SB-CL-39 試験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（秒）	イベント
0	破断バルブ開
95	原子炉トリップ信号（加圧器圧力=12.97MPa）
145	SI 信号（加圧器圧力=12.27MPa）
349	１次冷却材ポンプ停止
754	蒸気発生器２次系強制冷却開始、補助給水開始
約 1,360	蓄圧タンク注入開始（１次系圧力=4.51MPa）
約 2,560	蓄圧タンクからの非凝縮性ガス混入防止のため、蓄圧タンク注入ラインのゲートバルブ閉止

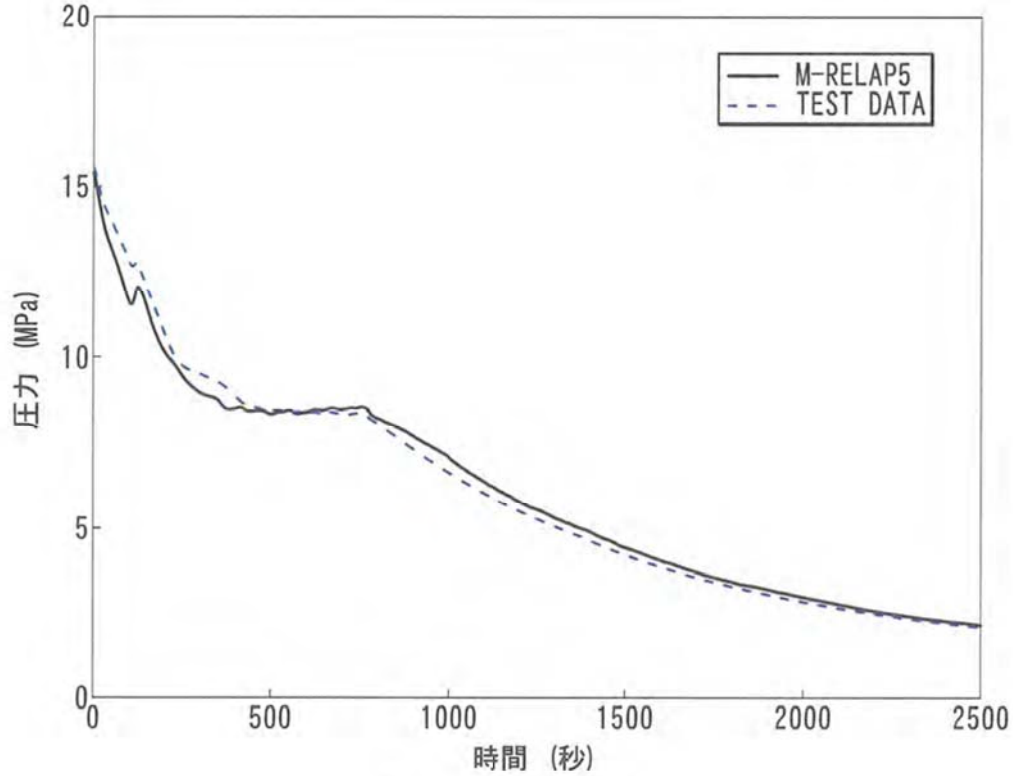


図 4-33　加圧器圧力

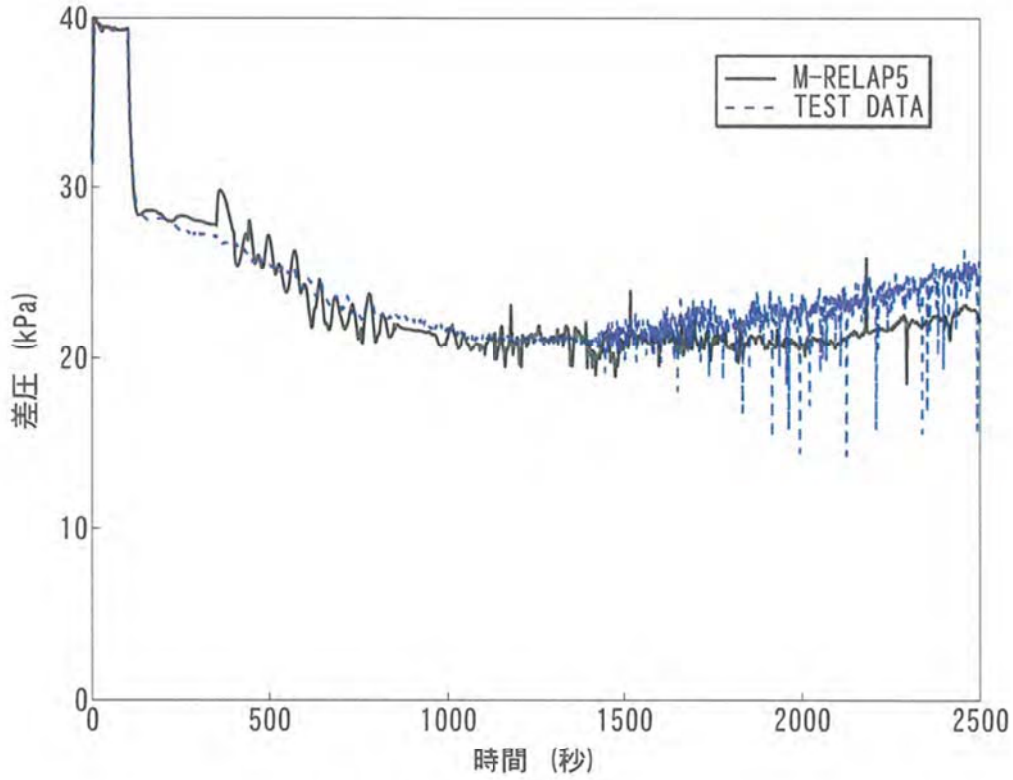


図 4-34　炉心差圧

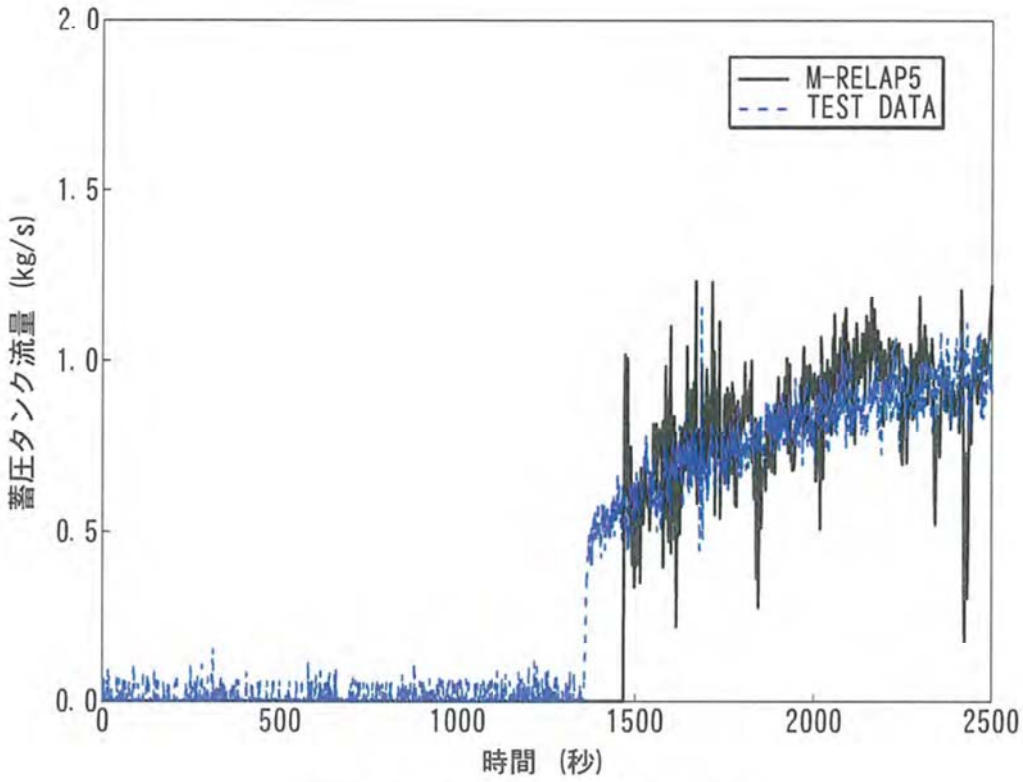


図 4-35　ループA 蓄圧タンク流量

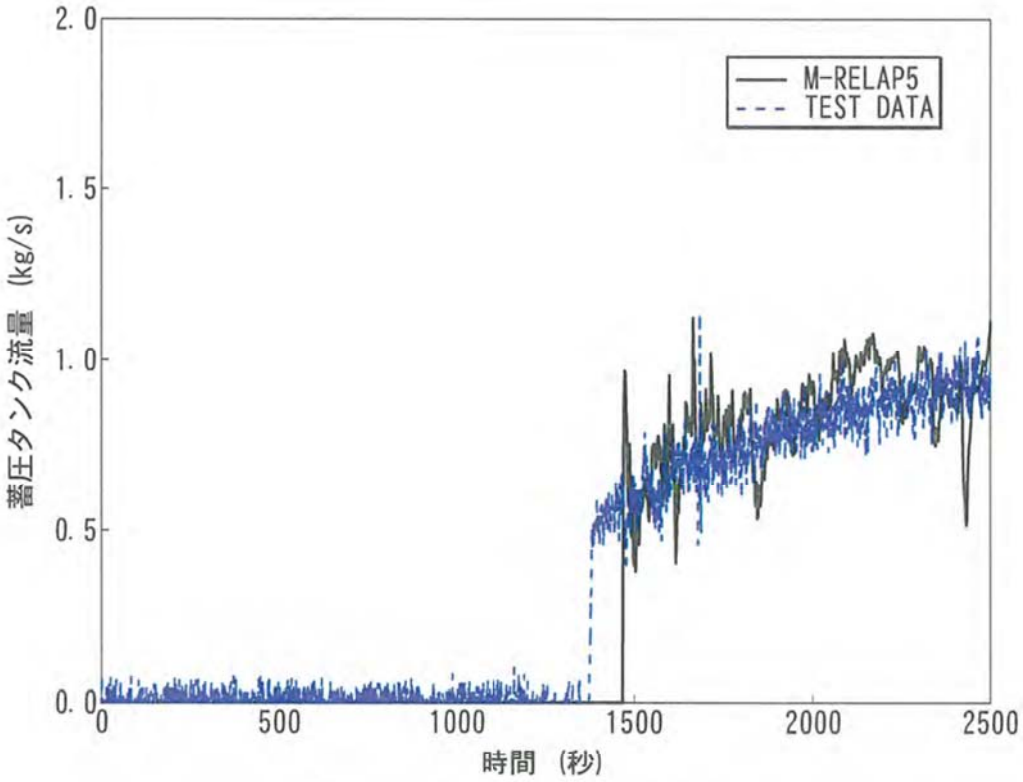


図 4-36　ループB 蓄圧タンク流量

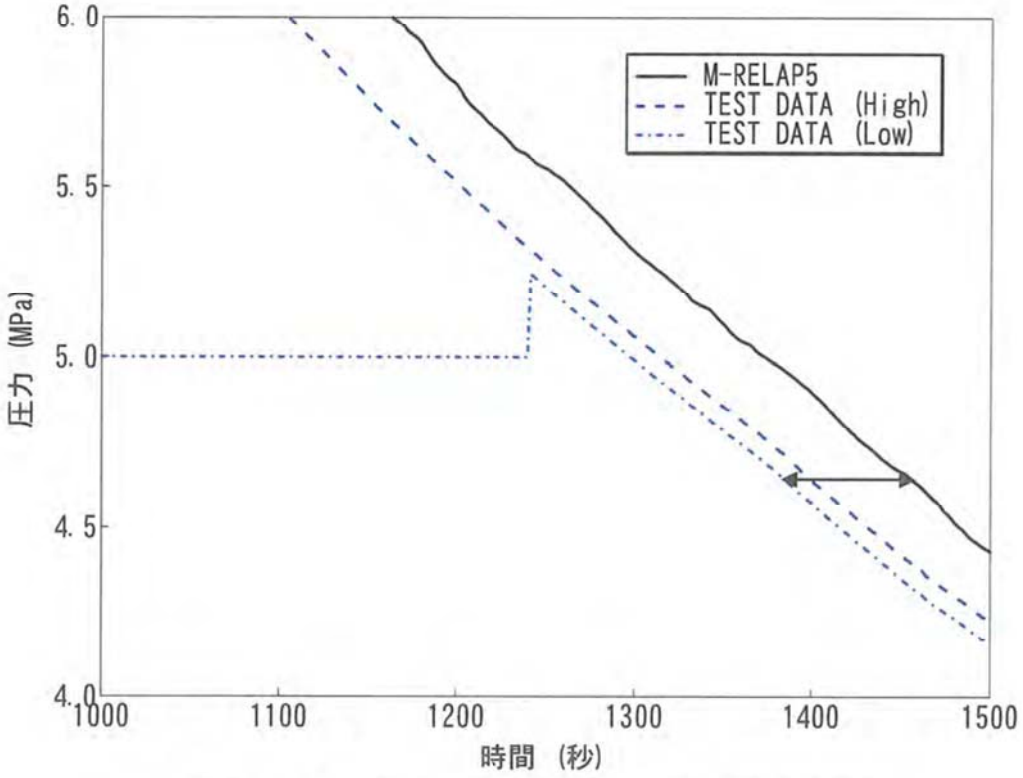


図 4-37　試験と解析の減圧速度の違い（加圧器圧力の比較）

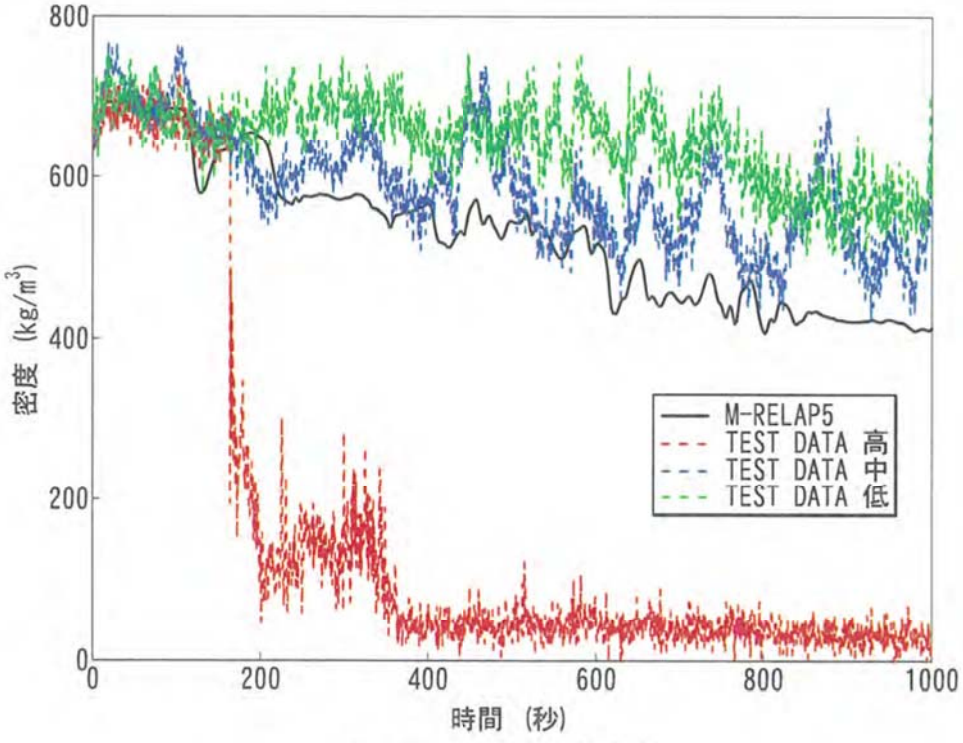


図 4-38　高温側配管密度

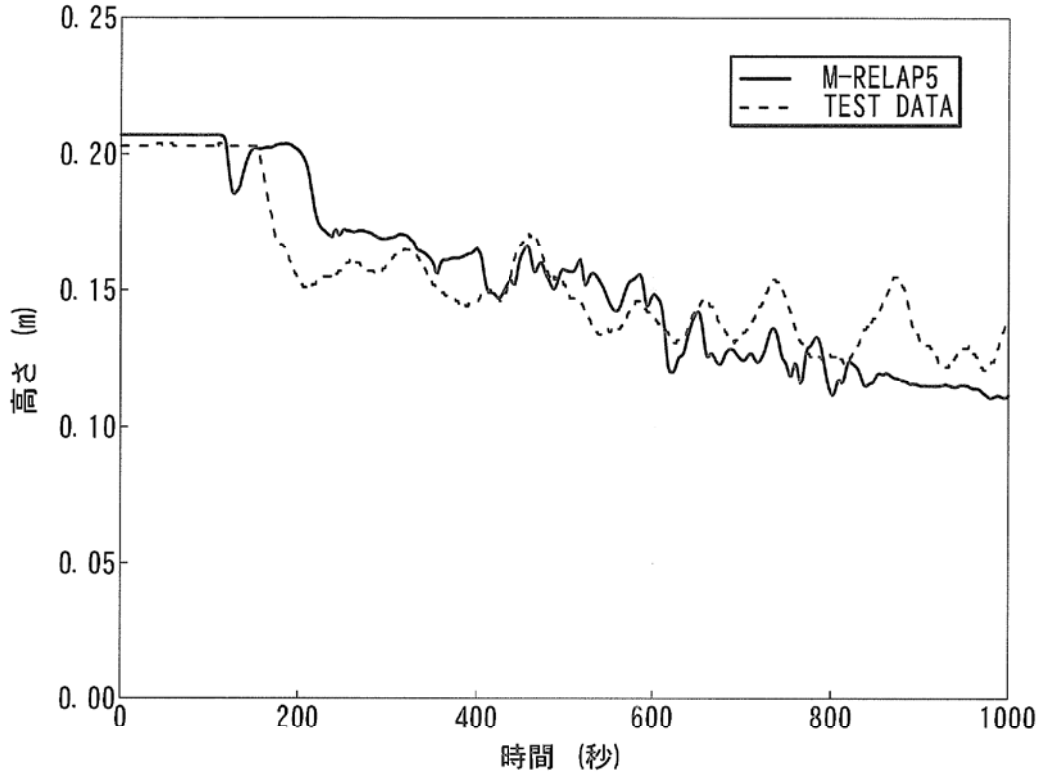


図 4-39　高温側配管水位

4.5　PKL/F1.1 試験

(1) PKL/F1.1 試験概要

PKL 試験装置[41]の概観を図 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（Philippsburg２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、さらにその後に実施する蒸気発生器２次系強制冷却の運転員等操作による１次系減圧とそれに伴う自然循環の回復を対象とした試験である。小破断 LOCA が発生し、１次系の保有水量が減少すると、炉心部で発生した蒸気が蒸気発生器２次系の冷却（減圧）により蒸気発生器伝熱管内で冷却され凝縮する、いわゆるリフラックス凝縮の状態が生じる。リフラックス凝縮により、蒸気発生器伝熱管の低温側で凝縮した冷却材が蒸気発生器出口側配管に蓄積する。１次系が減圧して破断流が減少し、ECCS 注入量が破断流を上回ると１次系の保有水量が増加し、やがて自然循環が回復する。試験条件を表 4-8 に示す。

(2) PKL/F1.1 試験条件と実機 PWR の比較

表 4-9に PKL と４ループ PWR の比較を示す。PKL 試験装置は使用圧力が 4.5MPa のため、PWR の運転圧力である約 15.5MPa からの破断は模擬できない。そのため、コンディショニングフェーズと呼ばれる 0 秒より前のフェーズにて実機での約 4.5MPa での状態（自然循環の停止、リフラックス冷却、蒸気発生器出口側配管の蓄水）を再現し、0 秒以降のテストフェーズにて約 4.5MPa 以降（以下）の状態（蒸気発生器２次系の強制冷却、ECCS 注水、自然循環の回復）を模擬する。－8,000 秒に低温側配管の破断による冷却材流出が開始し、暫くの間は自然循環状態が継続するが、約－6,000 秒には冷却材の減少のため自然循環が一旦終了し、リフラックス凝縮状態に遷移する。約 0 秒時点で蒸気発生器２次系の冷却を開始し、１次系減圧による ECCS 注水の増加に伴い、原子炉水位が上昇を開始し、約 5,000 秒で自然循環が回復する。

(3) PKL/F1.1 試験解析の解析条件

試験解析に用いたノーディング図を図 4-41～図 4-43に示す。本試験は炉心のヒートアップに着目した試験では無いため、炉心のノード分割は実機解析のノーディングより粗い。試験測定と合わせるために、蒸気発生器伝熱管について３本分模擬しているが、有効性評価解析では蒸気発生器伝熱管での不均一な流れは重要ではないため、問題ない。また、試験装置の配管は細く、相対的に L/D が大きいため、配管の分割は細かくなっている。

試験解析の解析条件を以下に示す。

- 炉心出力カーブを境界条件とした
- ２次系強制冷却時の１次系の減圧効果を確認するため、蒸気発生器２次側圧力を境界条件と

した（２次系からの冷却材放出の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）

・ 破断流量については、１次系の保有水量、減圧を試験と合わせるため、試験データと同じ流量が流出するように境界条件とし、流速を設定した（破断流量の妥当性確認、不確かさ評価は本試験では実施しない）

(4) PKL/F1.1 試験解析の解析結果

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードによる F1.1 試験を模擬した解析結果を図 4-44（ループ流量）及び図 4-45（原子炉水位）、図 4-46（１次系圧力）、図 4-47（上部プレナム水温）、図 4-48～図 4-51（SI 流量）に示す。図 4-44に示されるとおり、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは自然循環回復前のリフラックス冷却期間でのループ流量及び自然循環回復のタイミングを適切に模擬する。また、図 4-45に示されるとおり、自然循環回復前の炉心水位挙動、自然循環回復に伴う炉心水位上昇の挙動を模擬できている。さらに図 4-46、図 4-47に示すとおり、２次系の強制冷却による１次系の減圧挙動、減温挙動が模擬できている。これは、コードが破断に伴う減圧と、ECCS からの注水挙動、蒸気発生器２次系冷却の減圧に伴う１次系の温度及び圧力の低下、そして、原子炉１次系内の保有水分布を適切に予測できるためである。図 4-48～図 4-51に示すとおり、SI 流量についても良く模擬できている。

(5) 自然循環流量の不確かさ

自然循環流量の不確かさは図 4-44に示されるとおり、約 20%過大評価となる。Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは流量が過大評価となっているため、炉心から発生する崩壊熱が同じ場合、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの評価結果と比較し実際の炉心出口温度が高いか又は炉心出口クオリティが高くなる。しかし、自然循環状態が維持できていれば、炉心は強制対流熱伝達状態、核沸騰状態により冷却できる。また、蒸気発生器伝熱管の伝熱面積は出力運転中の炉心発生熱量を除熱するのに十分であるため、自然循環での炉心から発生する崩壊熱（出力運転中の数%）は、蒸気発生器内の流体が単相、二相に関わらず、強制対流熱伝達、凝縮熱伝達により十分に除熱できる。そのため、実際の流量が小さく、入口温度が上昇したとしても、伝熱管内で十分に熱伝達し、伝熱管出口の水温は２次側のダウンカマ水温まで減温される。蒸気発生器で２次側の流体に与えられる熱量は変わらないため、１次系の流量の大小には大きく依存せず炉心の冷却は維持される。

(6) リフラックス冷却の適用性

Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードではリフラックス及び自然循環について、１次系の保有水量の減少による自然循環の停止、１次側から２次側への伝熱による SG１次側での凝縮及び凝縮水の炉心への落下を計算することにより、リフラックス冷却を適切に模擬することにより計算することができる。

実機スケールでのリフラックス冷却へのＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの適用性について、以下に記

述する。１次系の保有水量及び原子炉容器内の保有水量によりリフラックス冷却の発生の有無がきまる。また、リフラックス流量は炉心で発生する蒸気量、蒸気発生器での除熱及び凝縮が重要となる。

リフラックス冷却状態は炉心発生蒸気量と蒸気発生器での除熱量のバランスに依存するが、本試験解析により、２次系の強制冷却による１次系の減圧挙動、減温挙動が模擬できることを確認しているため、蒸気発生器での除熱量は妥当である。また、炉心で発生する蒸気量は崩壊熱に依存するが、実機解析では適切な崩壊熱モデルを設定する。

さらに、１次系の保有水量は１次系からの冷却材の放出と安全注入流量のバランスで決まる。１次系からの冷却材の放出は試験解析にて妥当性を確認しており、実機解析での ECCS 注入流量については注入特性を適切に設定することにより模擬できる。

したがって、リフラックス冷却において重要となる現象については適切な入力設定をしているか、又は試験解析にて妥当性を確認しているため、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは実機 PWR のリフラックス冷却に適用できる。

リフラックス冷却での不均一な炉心冷却の効果は PKL のような小さな炉心では確認できない。「4.4.3(4) 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」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) 燃料棒表面熱伝達モデル」に記載したとおり、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードでは改良 AECL-UO Look-up Table を採用することにより、不均一な炉心冷却が存在する場合でも、ヒートアップを模擬できる。

以上より、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードは小破断 LOCA 後の運転員等操作による２次系強制冷却において、炉心水位の回復挙動及び自然循環の回復を模擬できることを確認した。

表 4-8　F1.1 試験コンディショニングフェーズ及びテストフェーズ開始時の条件

項　目		コンディショニングフェーズ開始時（t=-8,730 秒）	テストフェーズ開始時（t=0 秒）
1次系	保有水量	2,370 kg（加圧器は含まない）	1,280 kg = 57%※（うち、加圧器に約 30 kg）
	圧力	4.15MPa	3.9 MPa
	炉心出口冷却材温度	249 ℃	249 ℃
	炉心出口サブクール度	4 K	0 K
	加圧器冷却材温度	249 ℃	249 ℃
	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 ℃	246 ℃
	コラプスト水位	12.2 m	12.2 m
	給水温度	110～120 ℃	110～120 ℃

※　100% = 2,250kg

この質量は密度を 709kg/m^3（典型的な PWR 通常運転時の値）として PKL 装置の 1 次系を加圧器水位 7.5m まで満たす量である。

表 4-9　PKL と PWR の比較

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

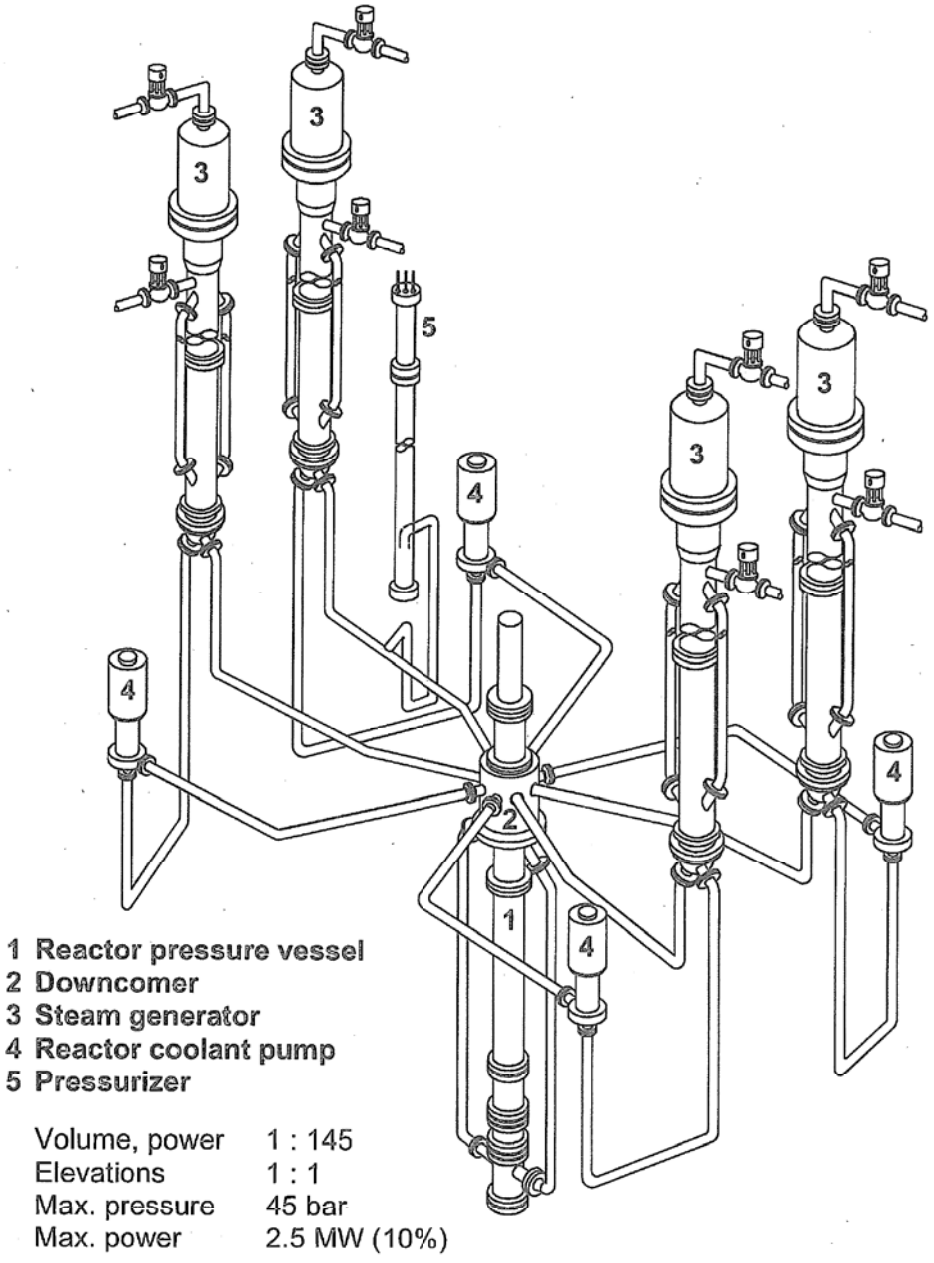


図 4-40　PKL 試験装置概観

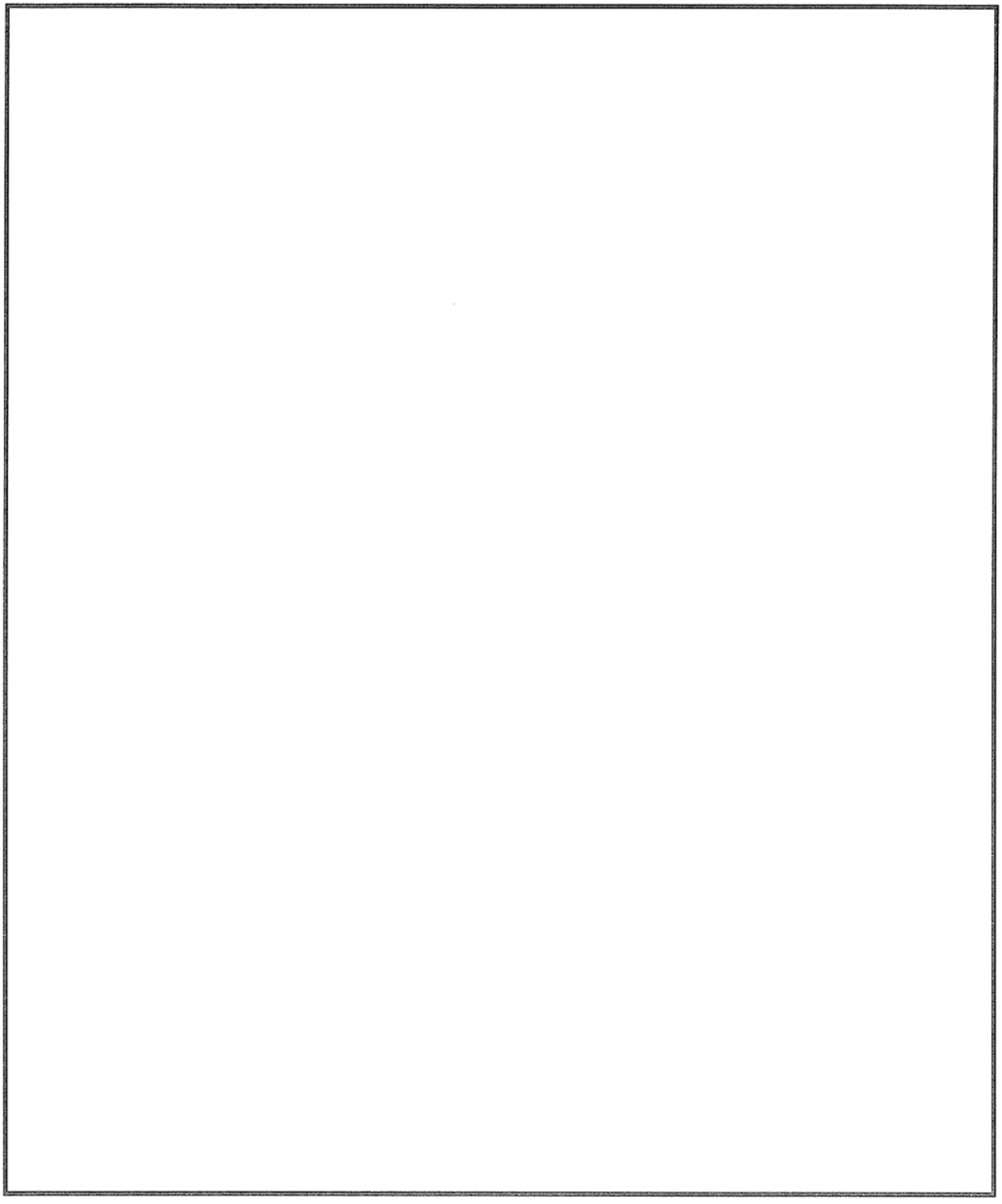


図 4-41　PKL/F1.1 試験解析のノーディング図（ベッセル部）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

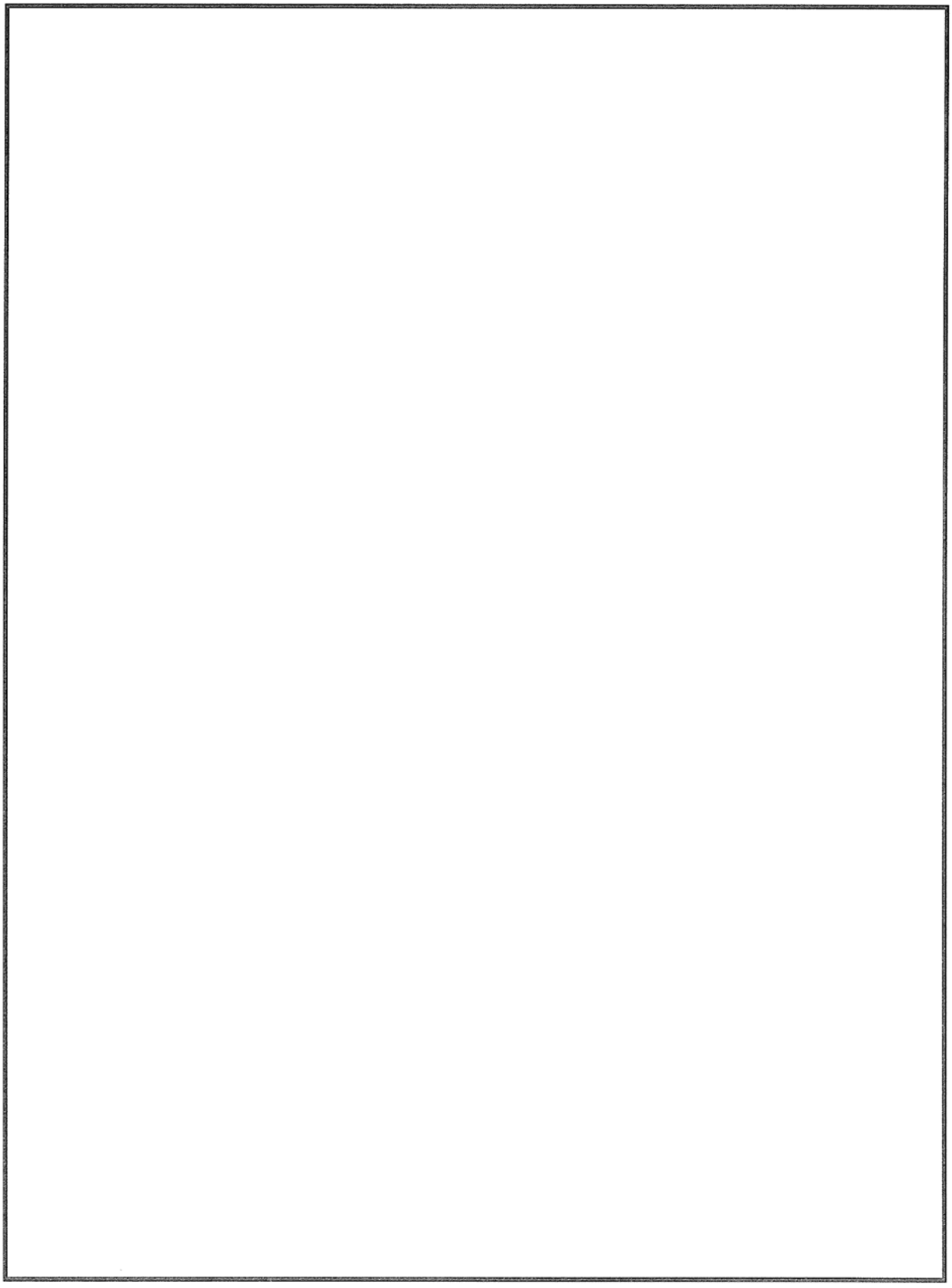


図 4-42　PKL/F1.1 試験解析のノーディング図（破断ループ）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

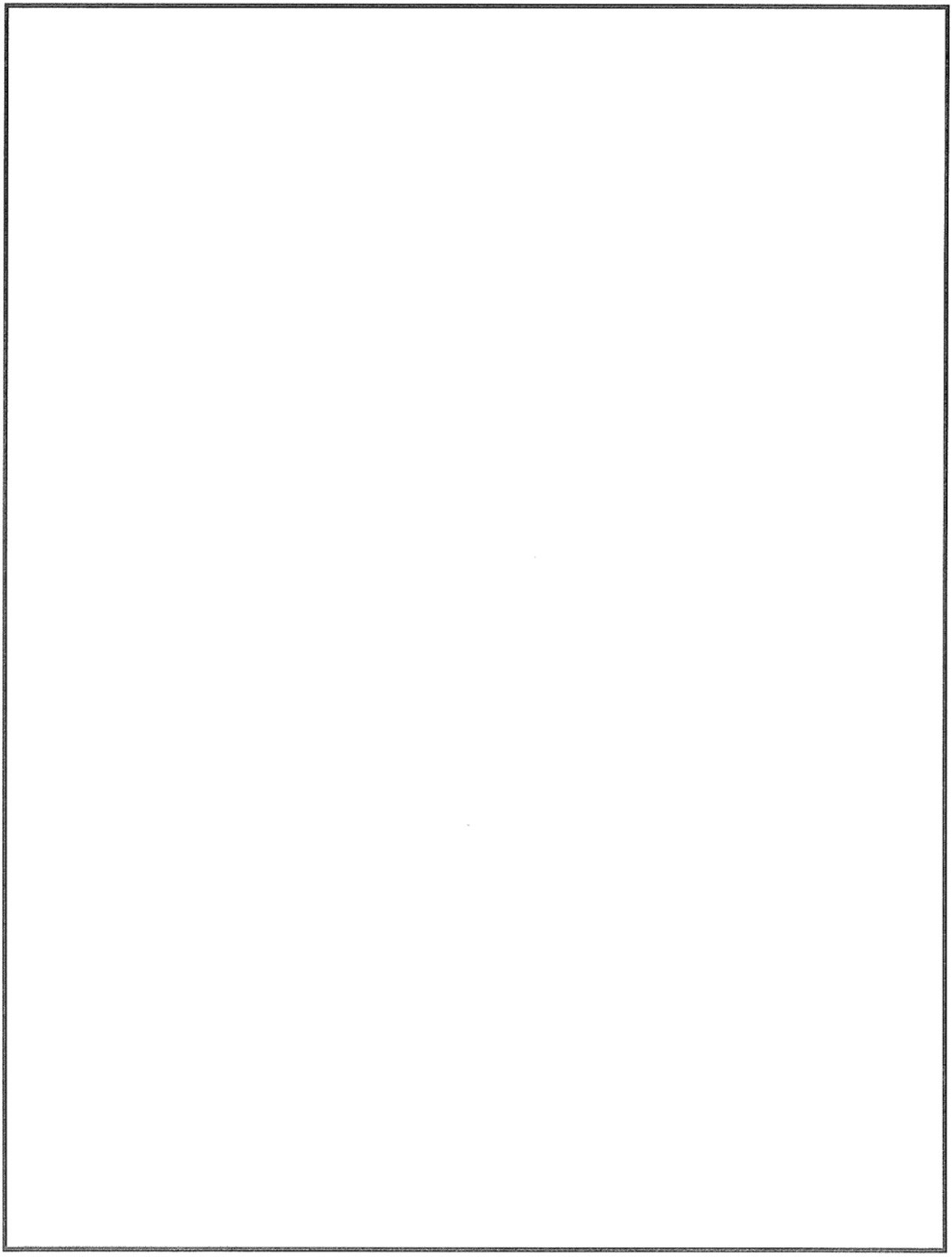


図 4-43　PKL/F1.1 試験解析のノーディング図（健全ループ）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

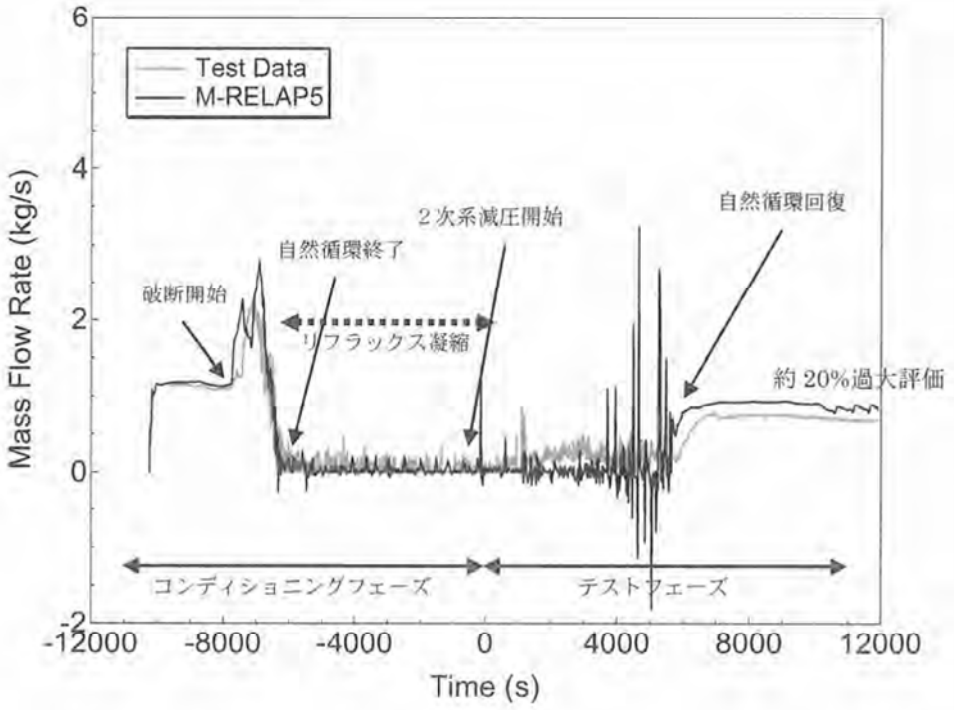


図 4-44　ループ流量

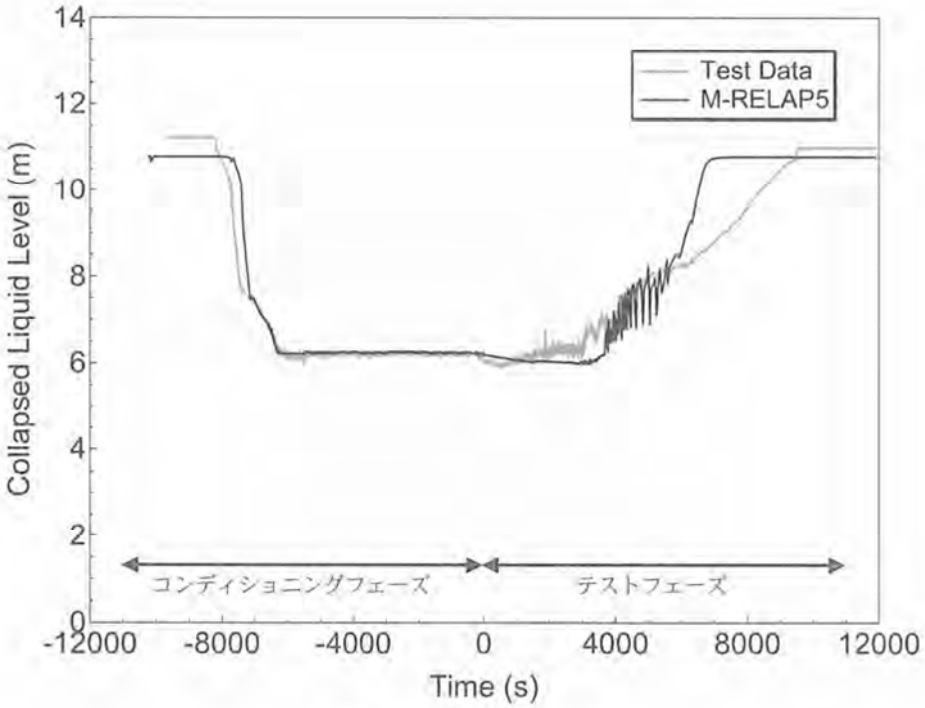


図 4-45　原子炉水位

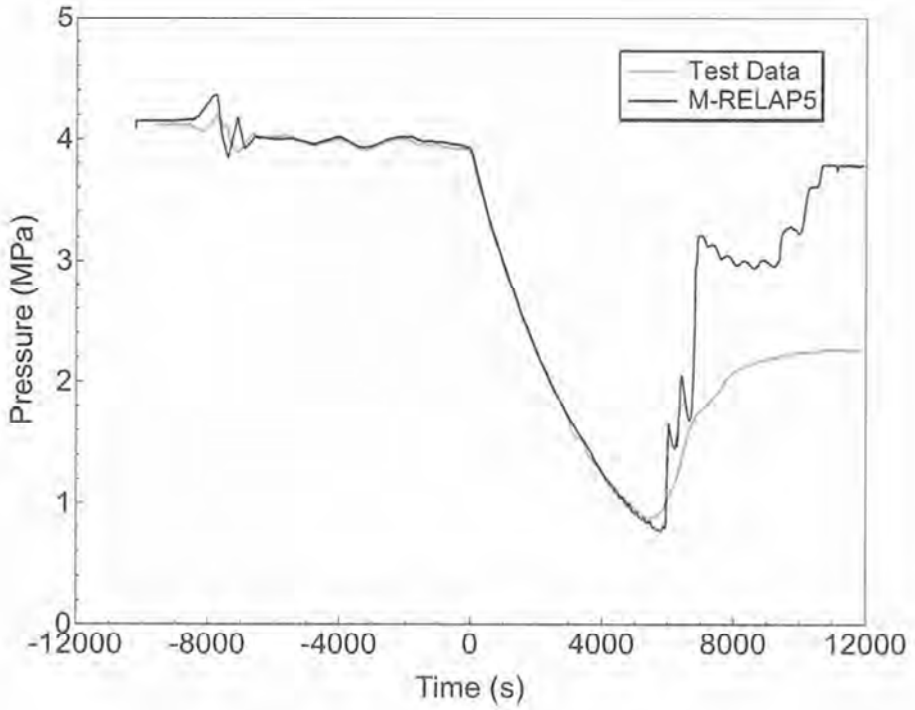


図 4-46　1次系圧力

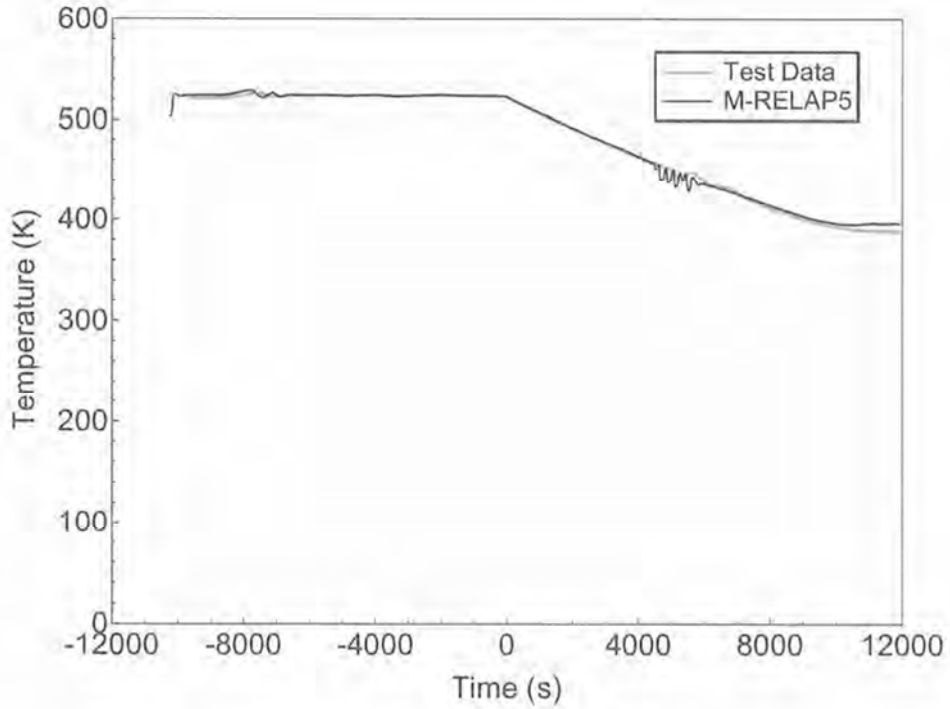


図 4-47　上部プレナム水温

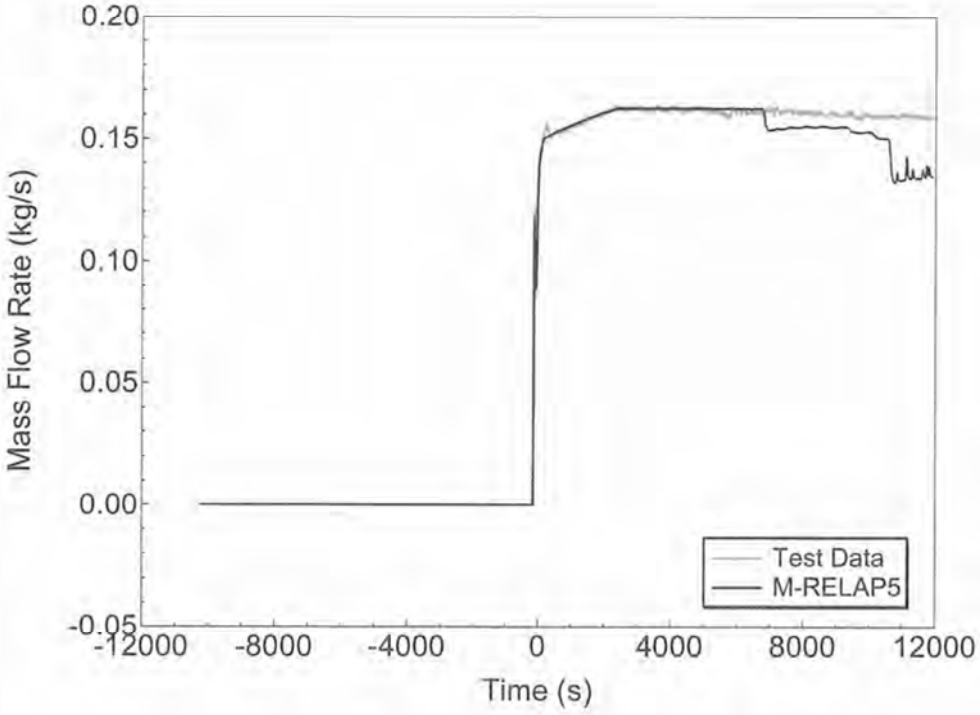


図 4-48　SI 流量（ループ 1）

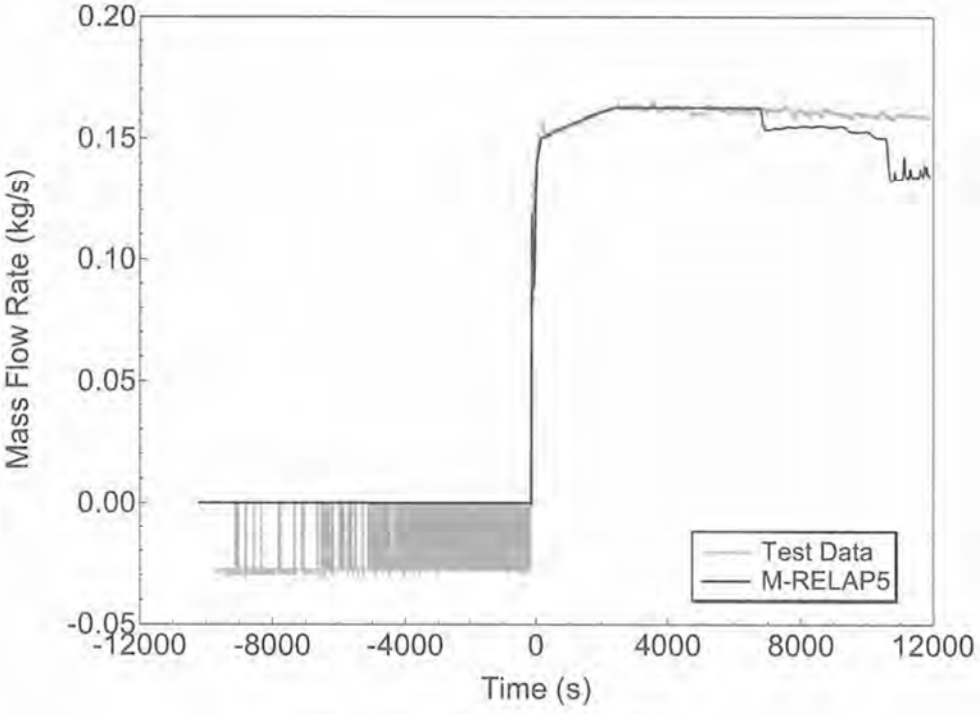


図 4-49　SI 流量（ループ 2）

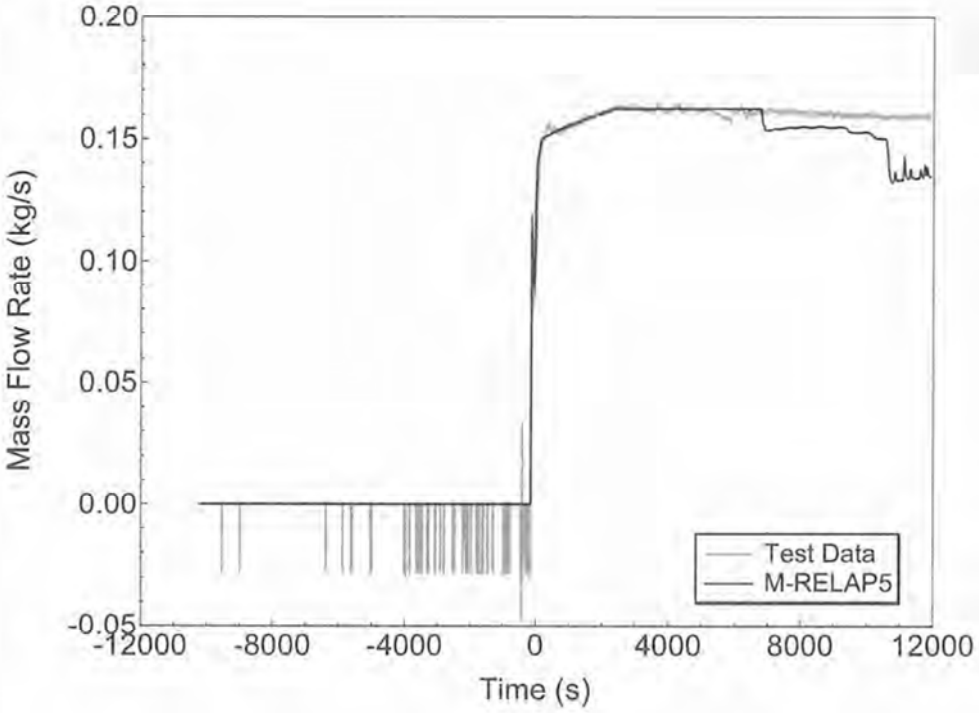


図 4-50　SI 流量（ループ 3）

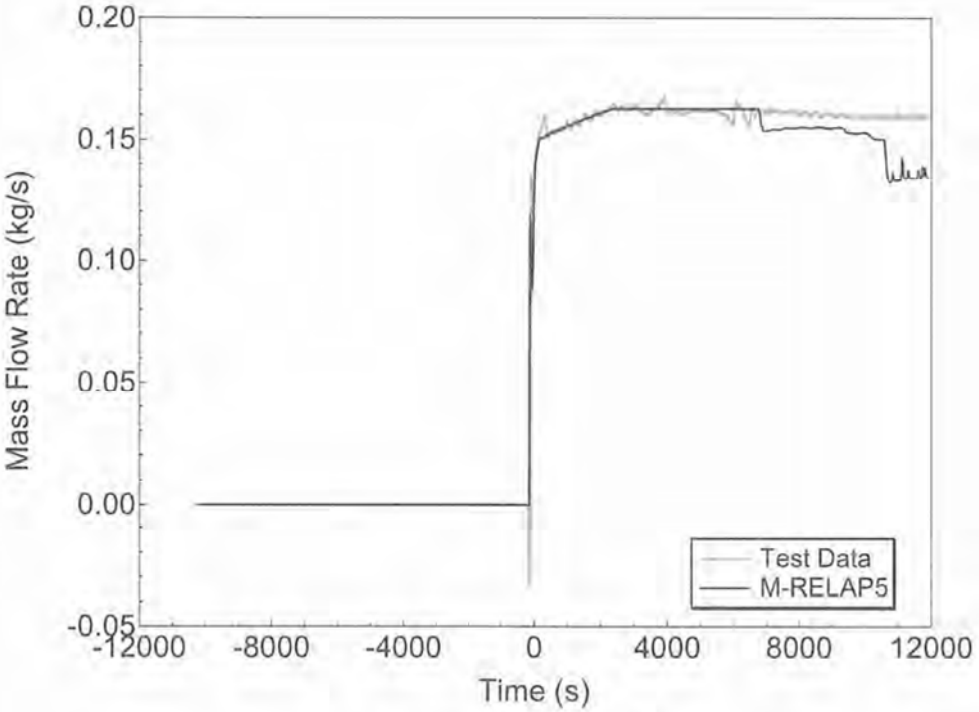


図 4-51　SI 流量（ループ 4）

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次系健全ループ、(c) １次系破断ループ、(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。

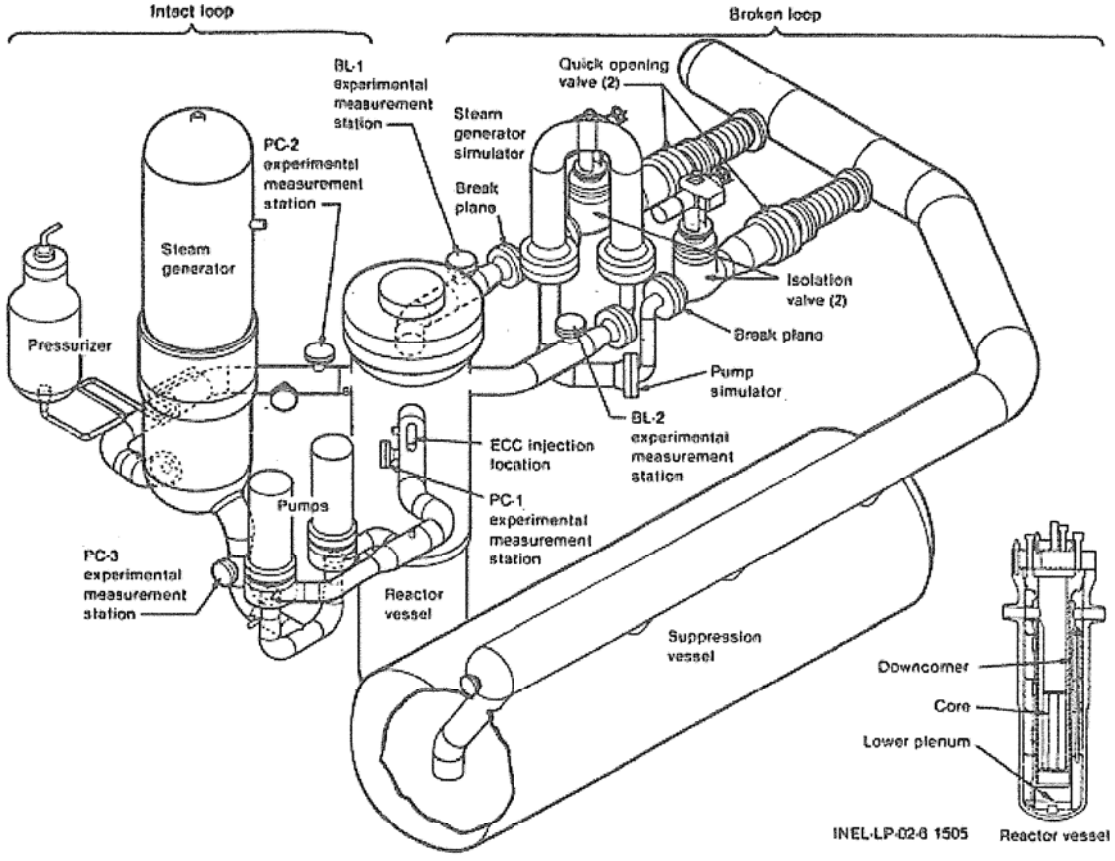


図 4-52　LOFT 試験装置図

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 有効性評価解析のノーディングの妥当性」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。

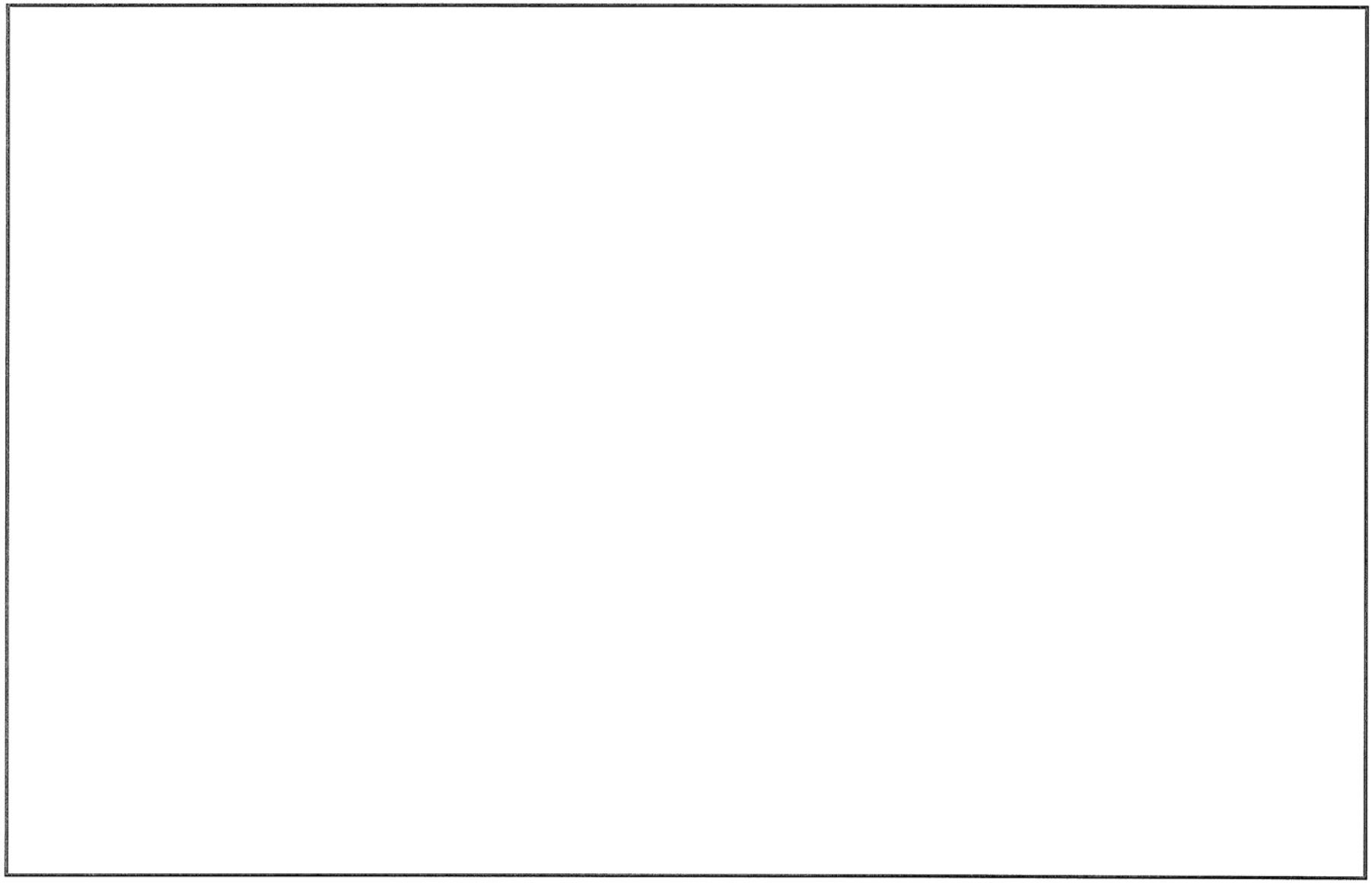


図 4-53　LOFT 試験装置ノード図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

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次系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次系圧力、２次系圧力、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次側の熱伝達挙動が模擬できており、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－ＲＥＬＡＰ５コードの１次系の加熱、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次系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次系圧力及び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±2℃、±0.2MPa 以内で試験結果と一致していることから、ここでは、この±2℃、±0.2MPaを１次系の加熱、加圧時におけるＭ－ＲＥＬＡＰ５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 LOFT L9-3 試験解析」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 次系圧力到達	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

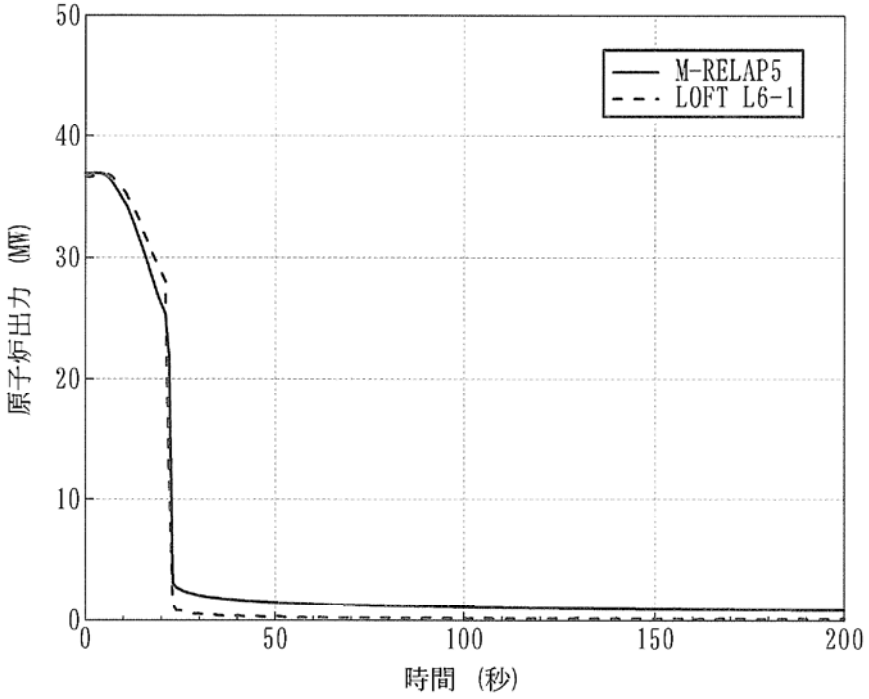


図 4-54　LOFT L6-1 試験における原子炉出力

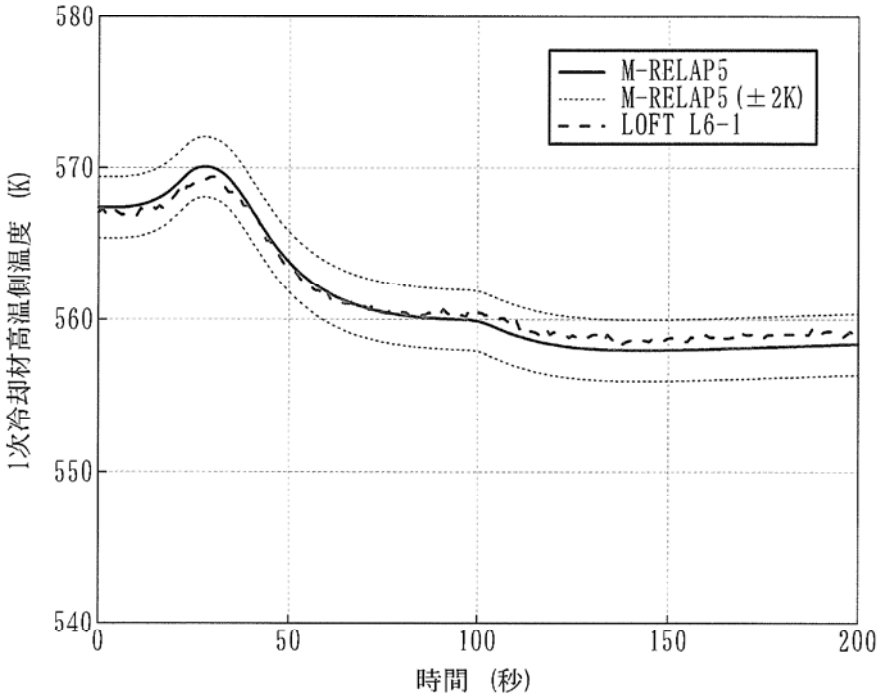


図 4-55　LOFT L6-1 試験における 1 次冷却材高温側温度[1]

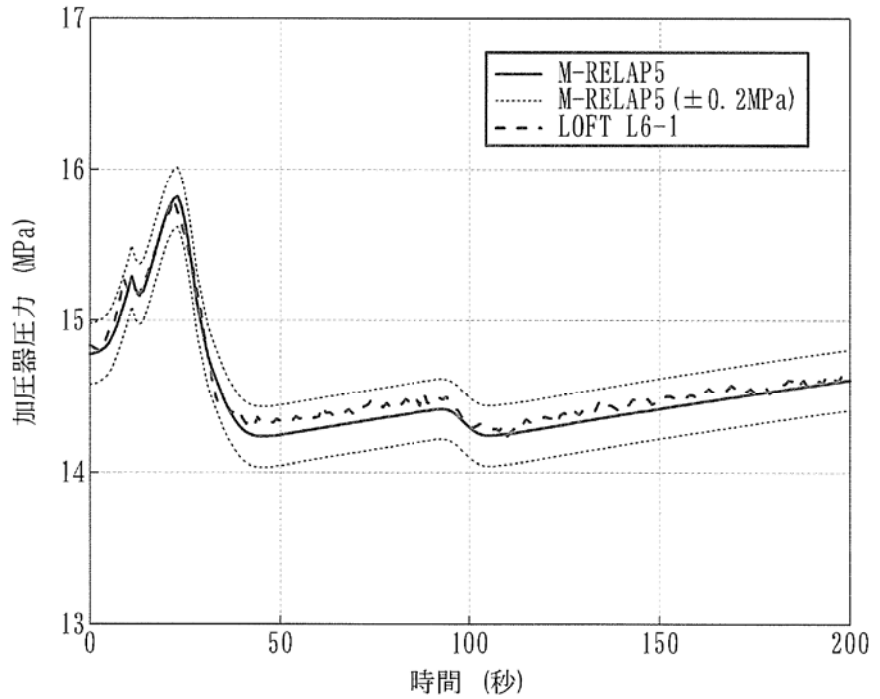


図 4-56　LOFT L6-1 試験における加圧器圧力

[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。

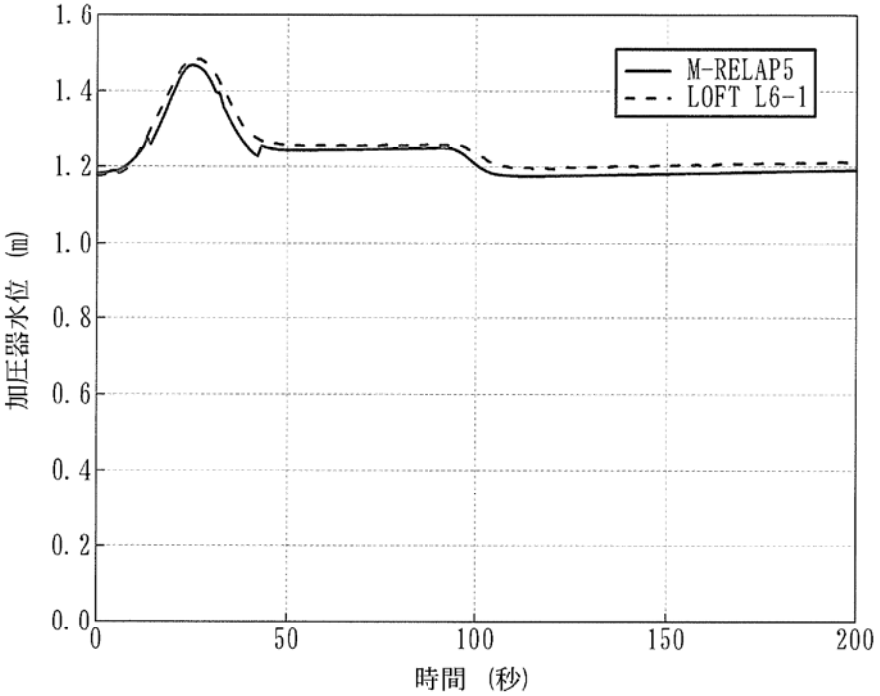


図 4-57　LOFT L6-1 試験における加圧器水位

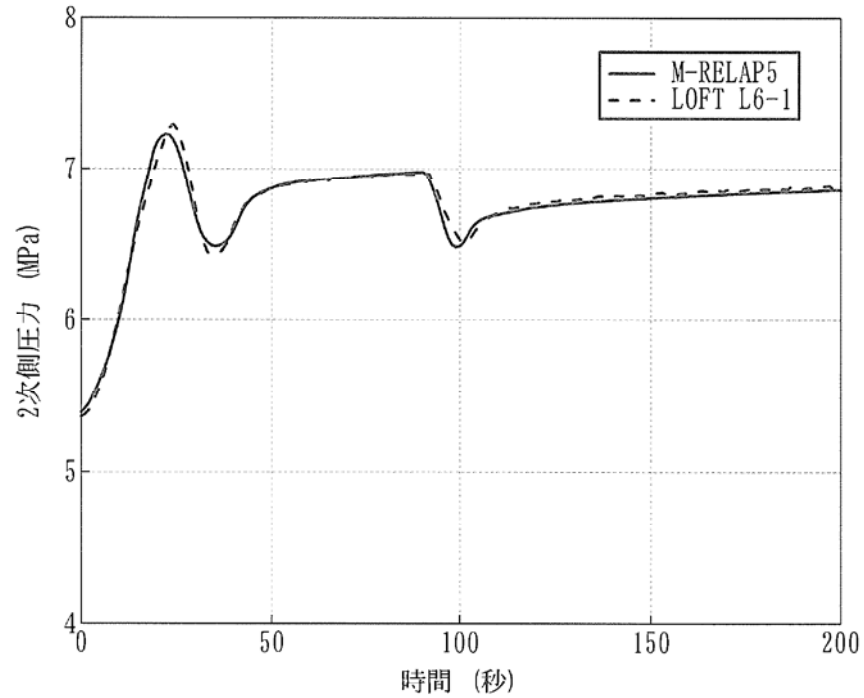


図 4-58　LOFT L6-1 試験における２次側圧力

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次系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次系圧力、２次系圧力、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、加圧器水位がさら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－ＲＥＬＡＰ５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ね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 LOFT 試験解析のノード分割」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

---

[2] Ｍ－ＲＥＬＡＰ５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。

実機プラントにおける加圧器逃が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次系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確かさについて、各重要現象を評価した結果である１次系圧力及び１次冷却材膨張量に直接影響する１

[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次系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、さら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。

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±0.2MPa 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±0.2MPa 程度であることを確認していることから、この±0.2MPa 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

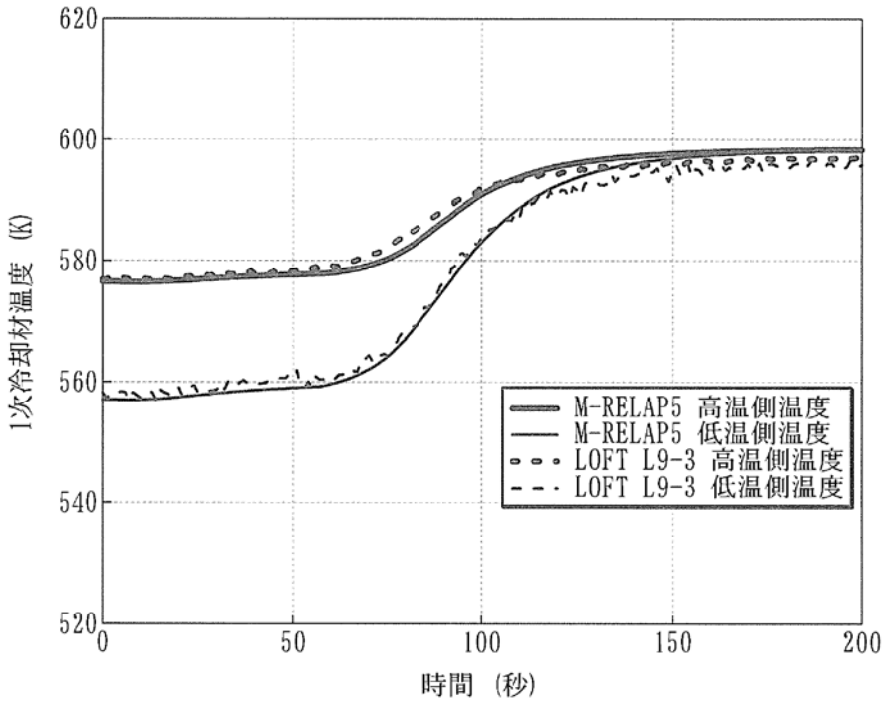


図 4-59　LOFT L9-3 試験における 1 次冷却材温度

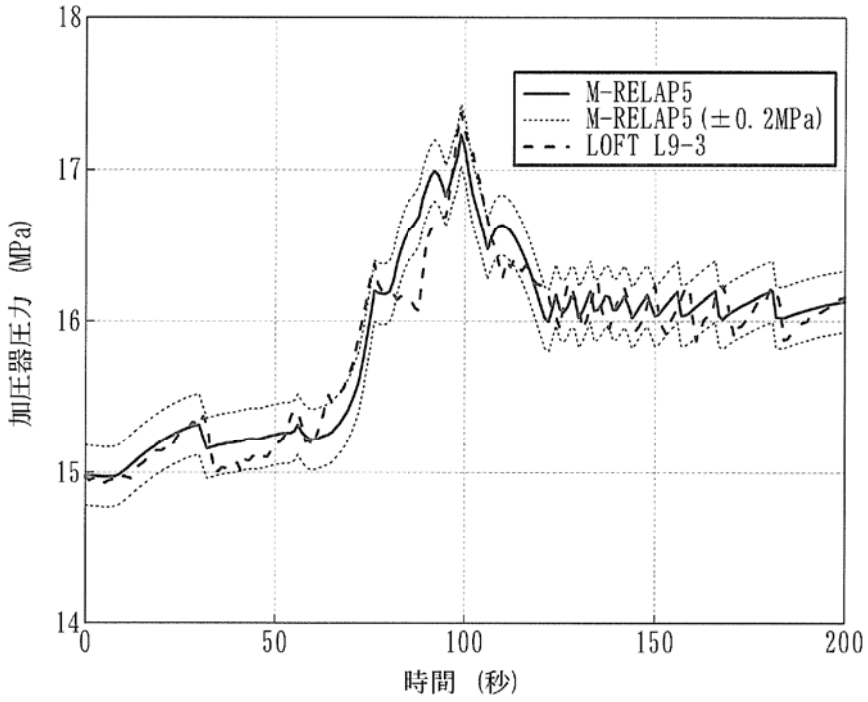


図 4-60　LOFT L9-3 試験における加圧器圧力

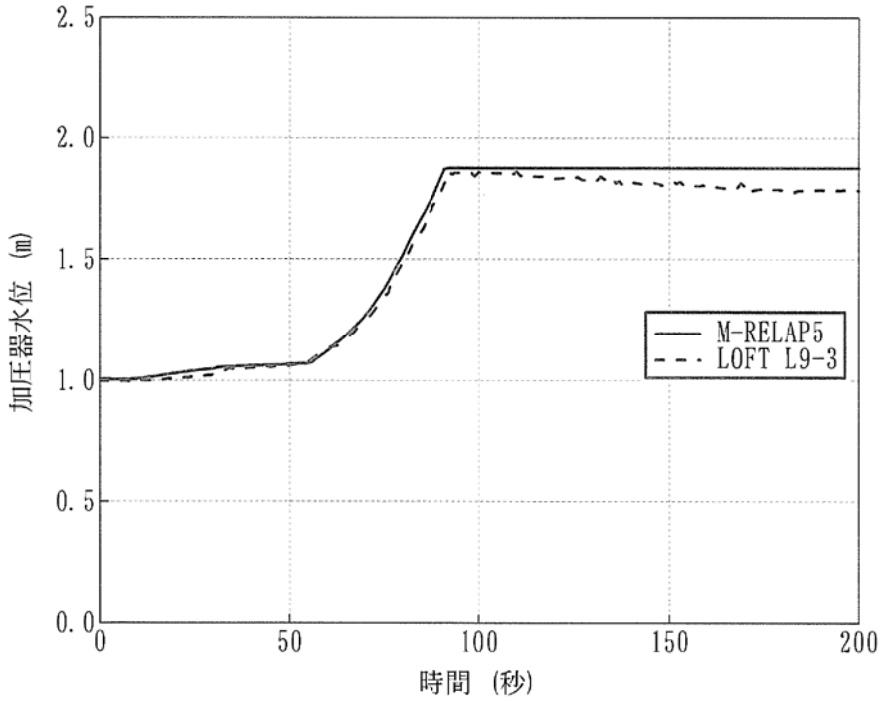


図 4-61　LOFT L9-3 試験における加圧器水位

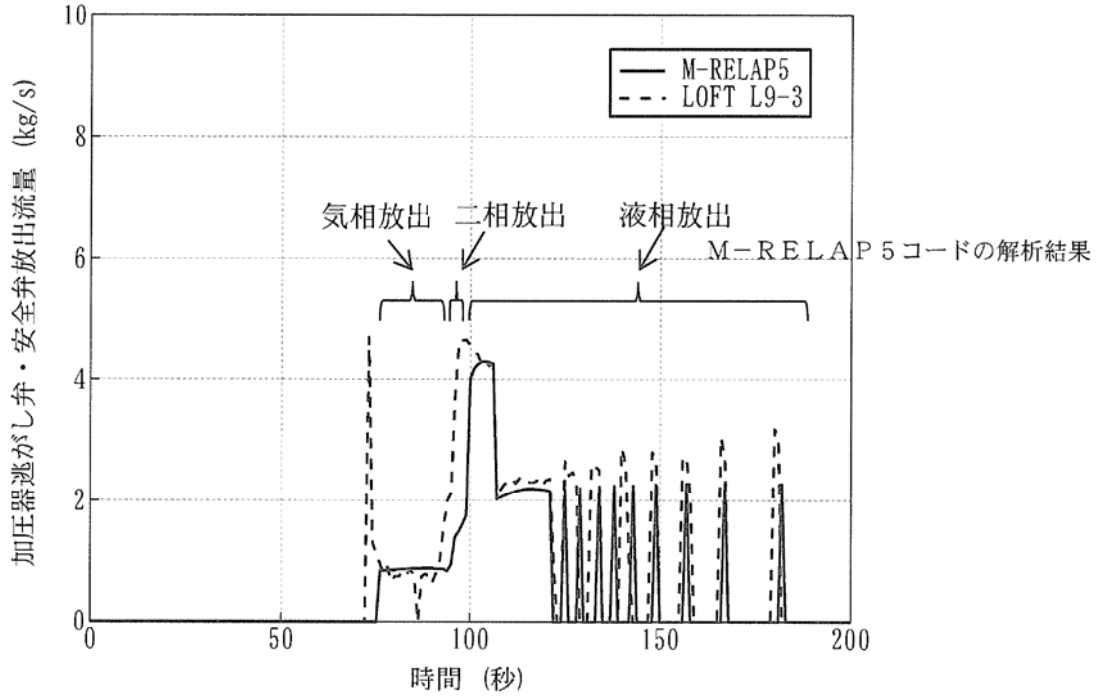


図 4-62　LOFT L9-3 試験における加圧器逃がし弁、安全弁放出流量

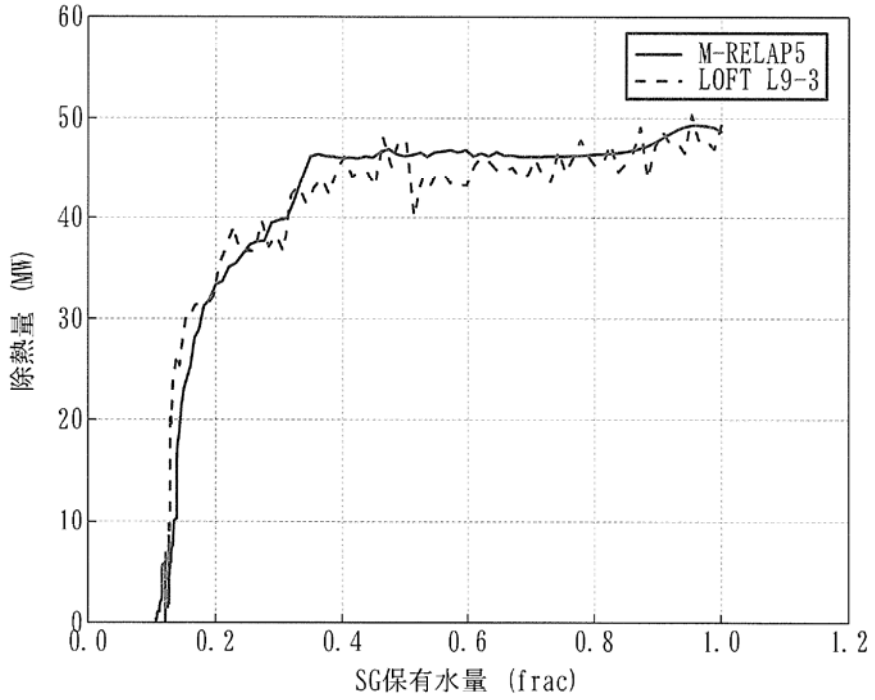


図 4-63　LOFT L9-3 試験におけるＳＧ保有水量　対　ＳＧ除熱量
（ＳＧ除熱量は、ＳＧ１次側出入口エンタルピと１次冷却材流量から算出）

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次系及び２次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次系圧力応答、破損側及び健全側２次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次側のボイドが潰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、蒸気発生器ダウンカ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るといえる。

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流挙動は、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次系圧力挙動が良好な一致を示していることから、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５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るといえ、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。

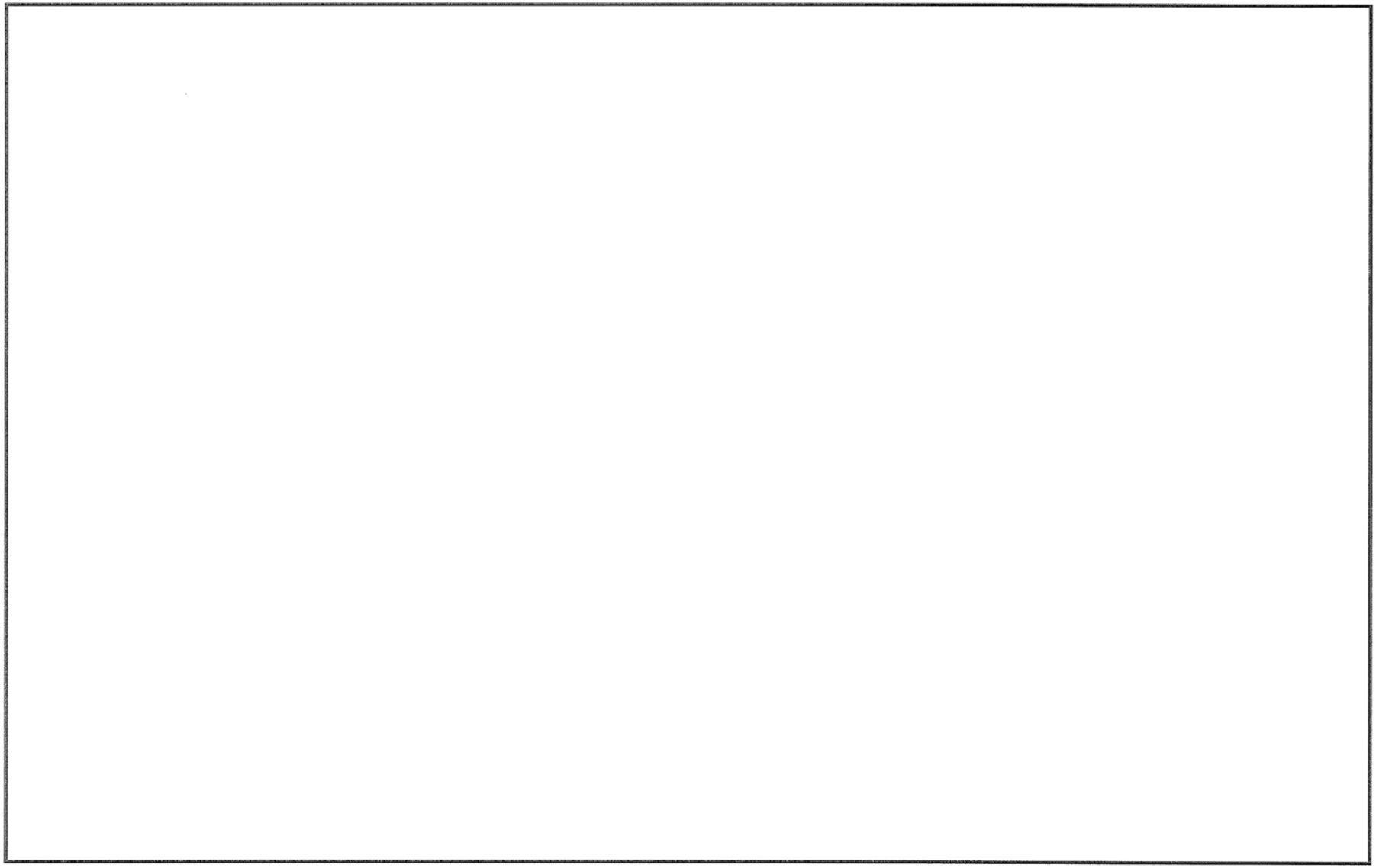


図 4-64　実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析のノーディング図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

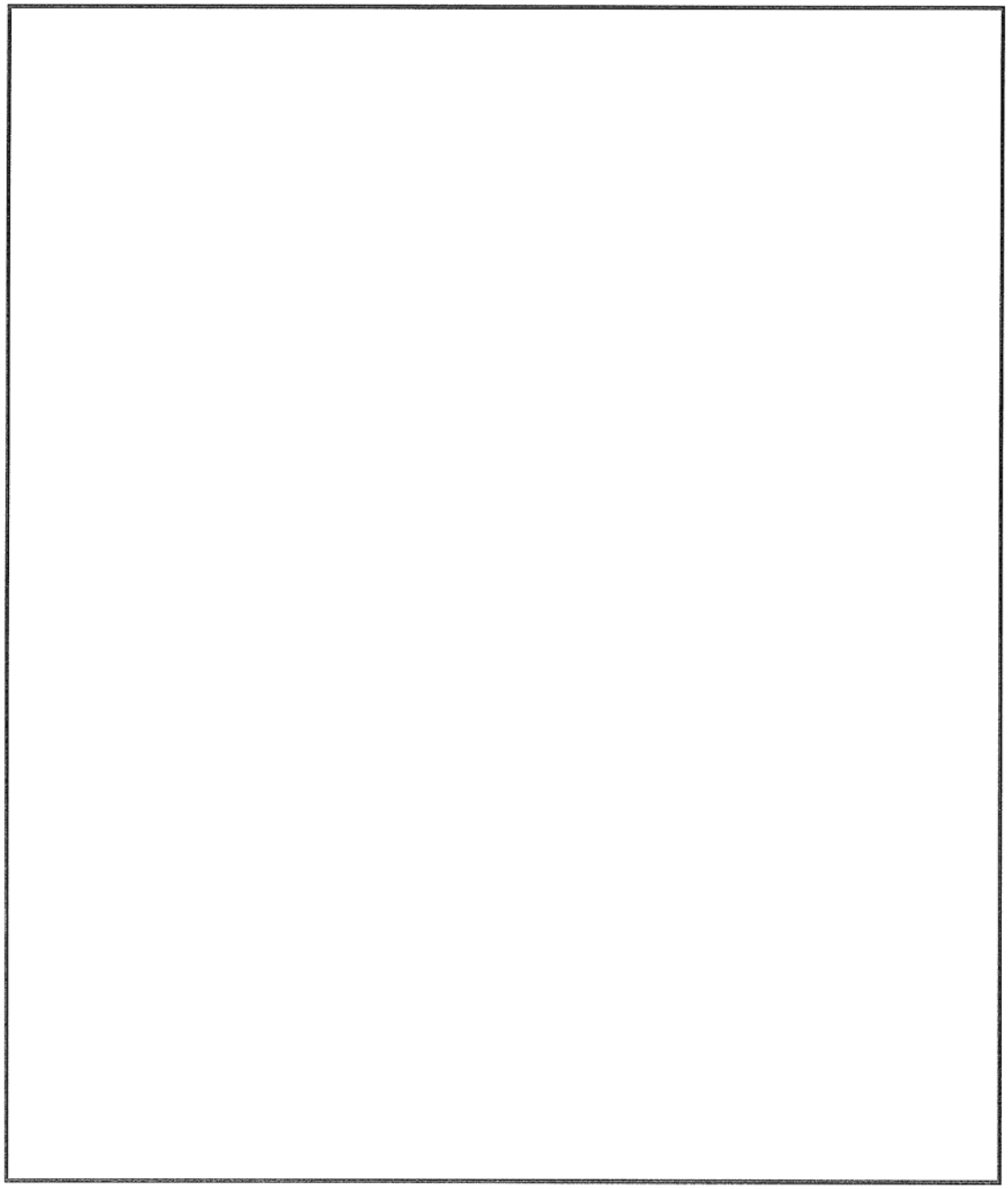


図 4-65　実機での蒸気発生器伝熱管損傷解析のノーディング図（損傷伝熱管の模擬）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

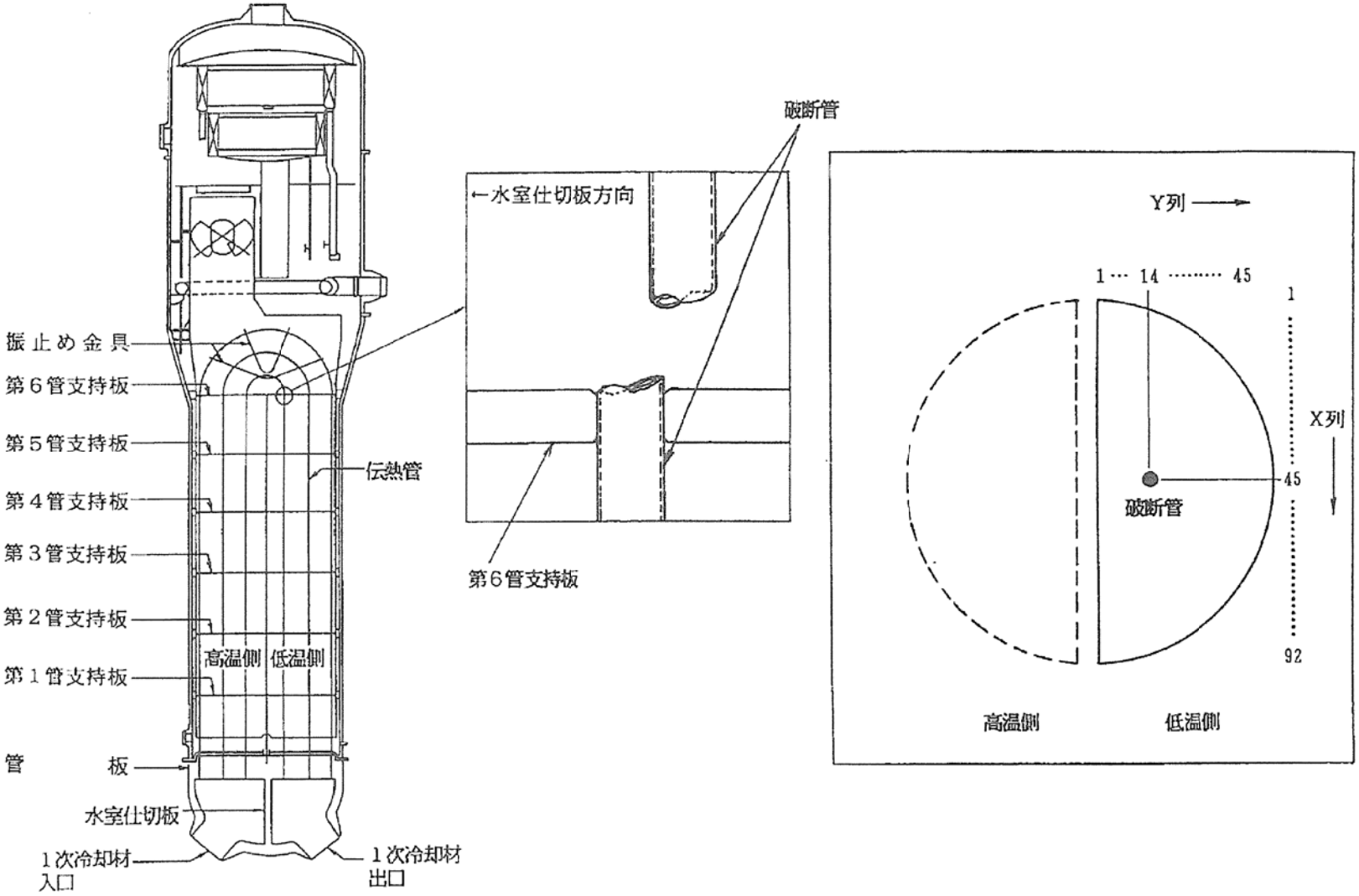


図 4-66　蒸気発生器伝熱管破断位置[46]

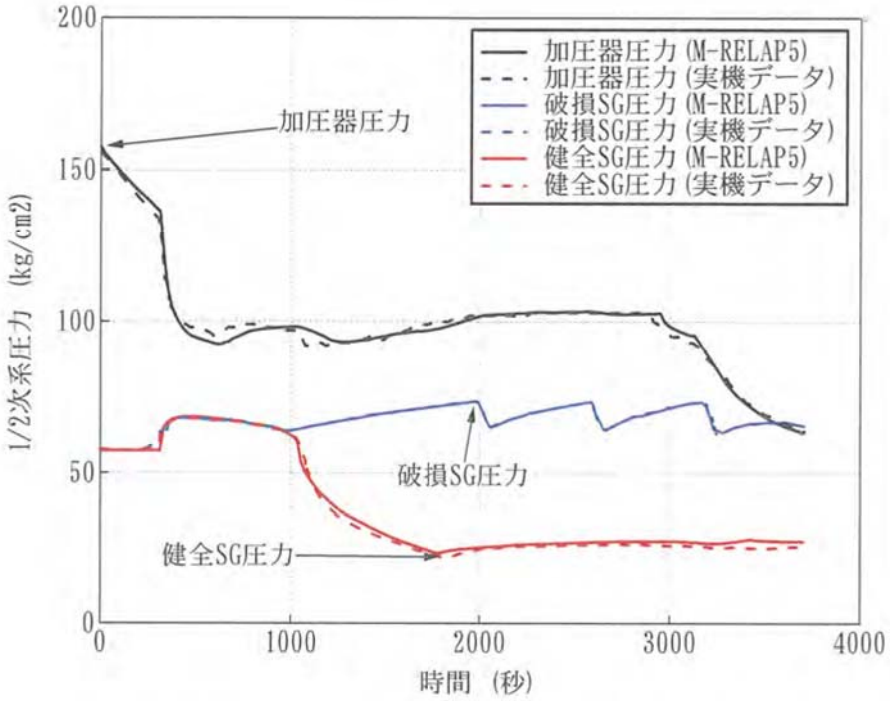


図 4-67　蒸気発生器伝熱管損傷における１次系及び２次系圧力

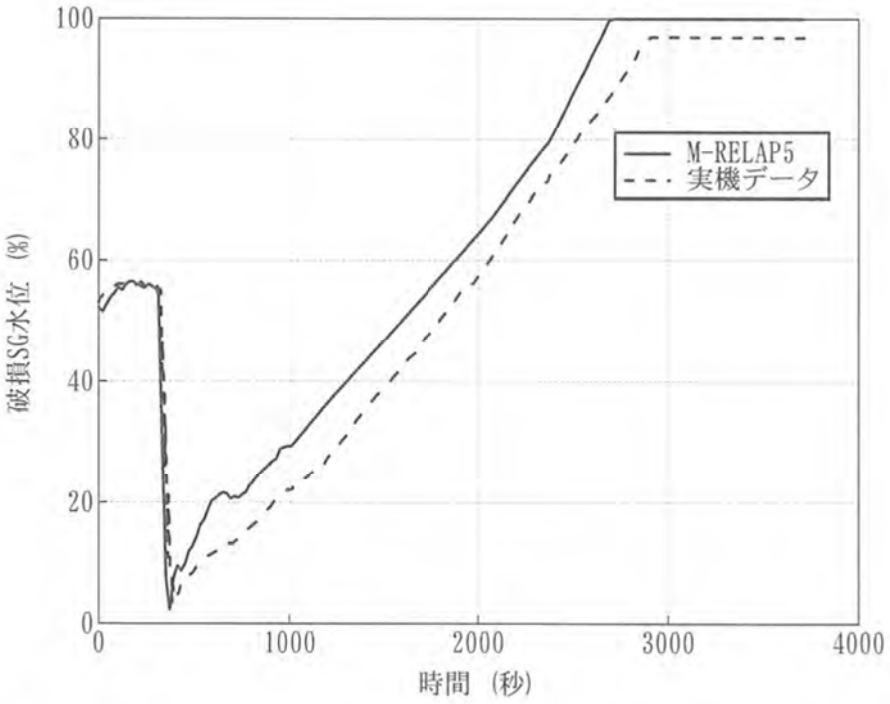


図 4-68　蒸気発生器伝熱管損傷における破損側蒸気発生器水位の応答

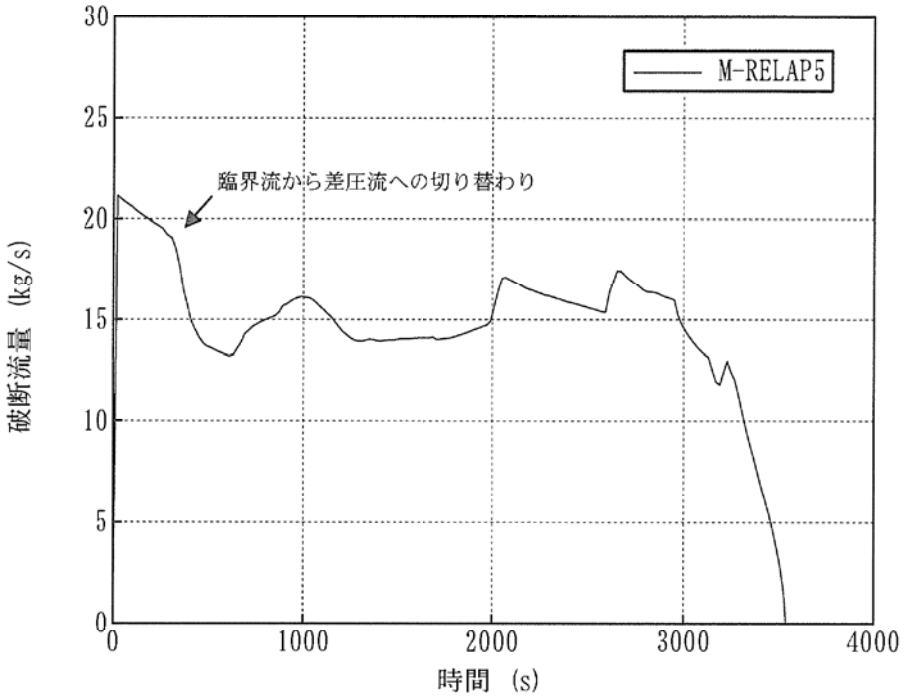


図 4-69　蒸気発生器伝熱管損傷における破断流量の応答

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、大気圧条件程度のより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 及び修正 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 の試験解析により確認した。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により同等のことを確認している。

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くないため、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) 燃料棒表面熱伝達モデル」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次系からの冷却材放出

LOCA のような１次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次系から２次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次系からの冷却材放出は不確かさが大きいが、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次系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次系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を 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次系強制冷却による１次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次系の温度及び圧力をそれぞれ 2℃、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ノードサイズ及び蒸気発生器、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 LOFT L9-3 試験解析」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次系からの冷却材の放出については、破断面積に係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 SG２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 SG２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 SG２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 SG２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 SG２次側での除熱量の低下、それに伴う１次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 SG２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 PWR すべてに適用できる。

(6) ループ間のアンバランスの有無

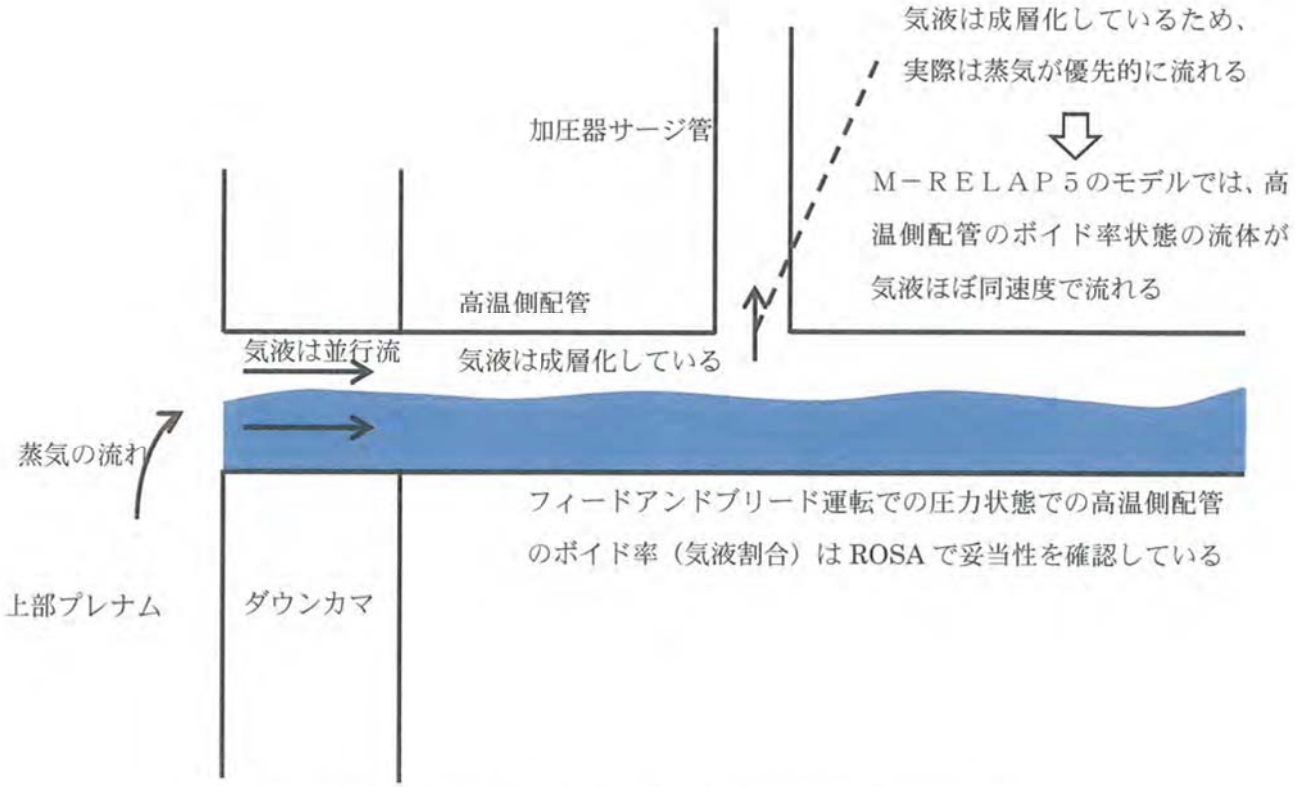
過渡事象（小破断 LOCA）時の各健全ループの差異を確認するため、PKL/F1.1 試験の 2,3,4 ループ（健全ループ）のループ流量、SG 水位（高温側、低温側）を図 4-74～図 4-76に示す。いずれの図においてもループ間の差異はほとんど見られない。1 ループに外乱あるいは破断等が発生した場合に、外乱の無いループについては同じような挙動を示すといえる。4 ループの試験装置で得られた結論を 2,3 ループに適用することは問題ないと言える。

4.8.4　まとめ

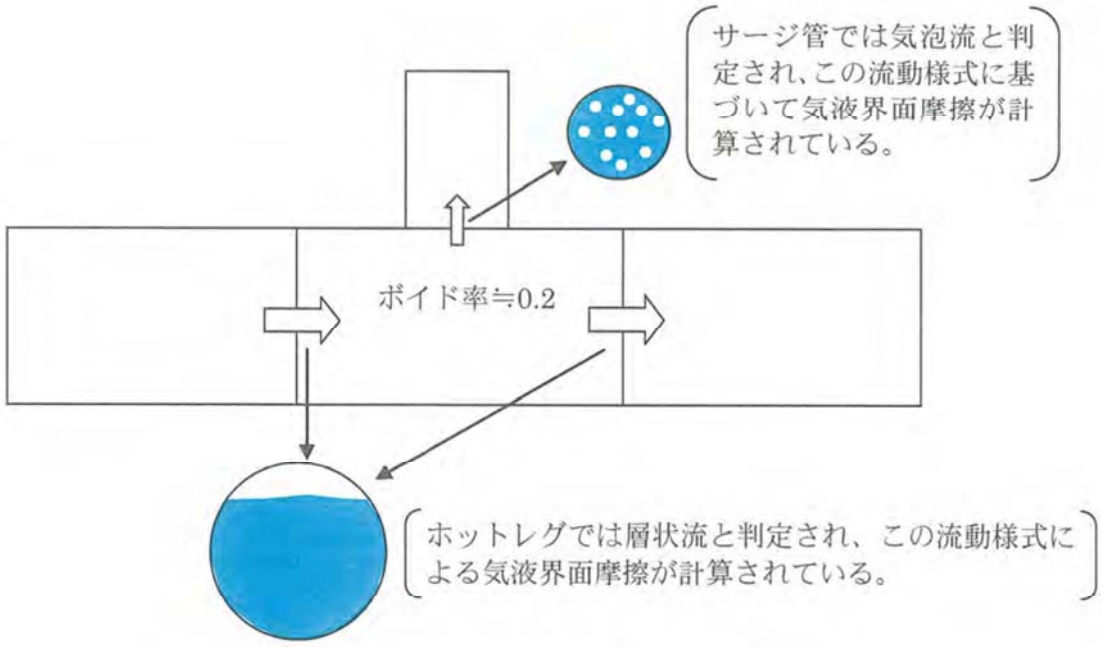
以上より、本章に記載している妥当性確認結果は、2,3,4 ループ PWR 共通の妥当性確認として適用性を有するとともに、本章の妥当性確認より得られた不確かさについても、実機 PWR の有効性評価解析に適用できると言える。重要現象に対するＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの不確かさを表 4-12に示し、実機解析における不確かさの取扱いを「5 有効性評価への適用性」にて述べる。なお、Ｍ－ＲＥＬＡＰ５コードの ECCS 再循環機能喪失への適用性について、添付 3 に記載する。

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	ORNL/THTF 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	ORNL/THTF ROSA SB-CL-18 Winfrith/THETIS	・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
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	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 次系圧力：0~+0.5MPa
	気液分離・対向流	流動様式	ROSA/LSTF SB-CL-39 PKL/F1.1	1 次系圧力：0~+0.5MPa （凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1 次系圧力で定量化）
	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 次系圧力：±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	
蒸気発生器	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 次系圧力：0~+0.5MPa 加圧時 1 次冷却材温度：±2℃ 1 次系圧力：±0.2MPa
	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 次系圧力：±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

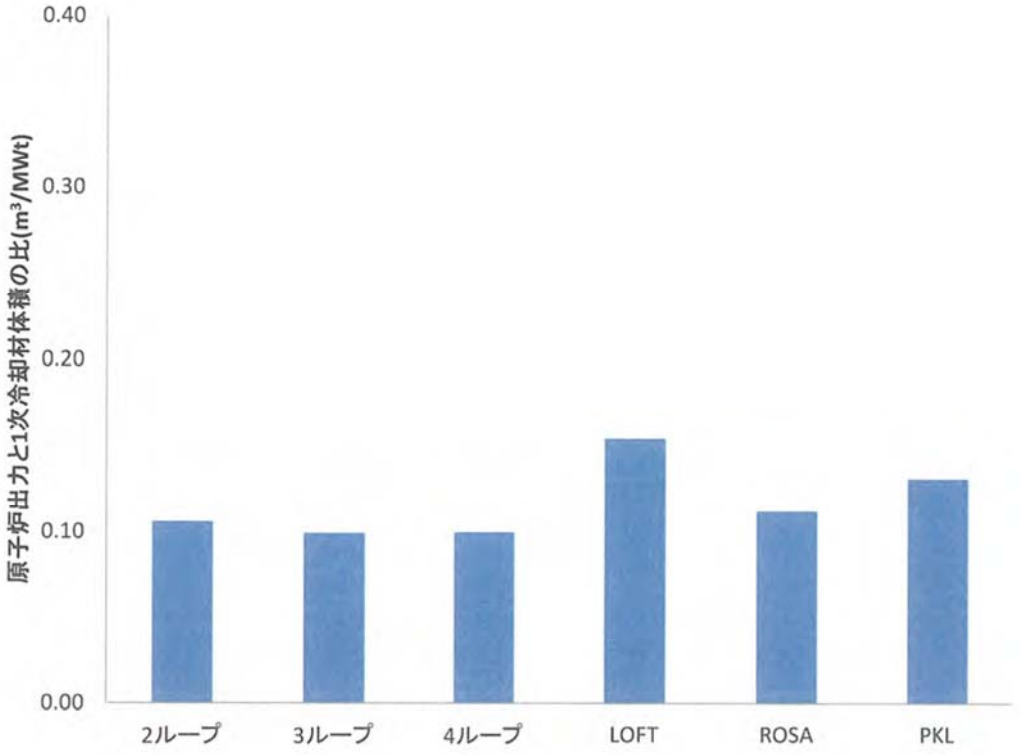


図 4-71　原子炉出力と１次冷却材体積の比

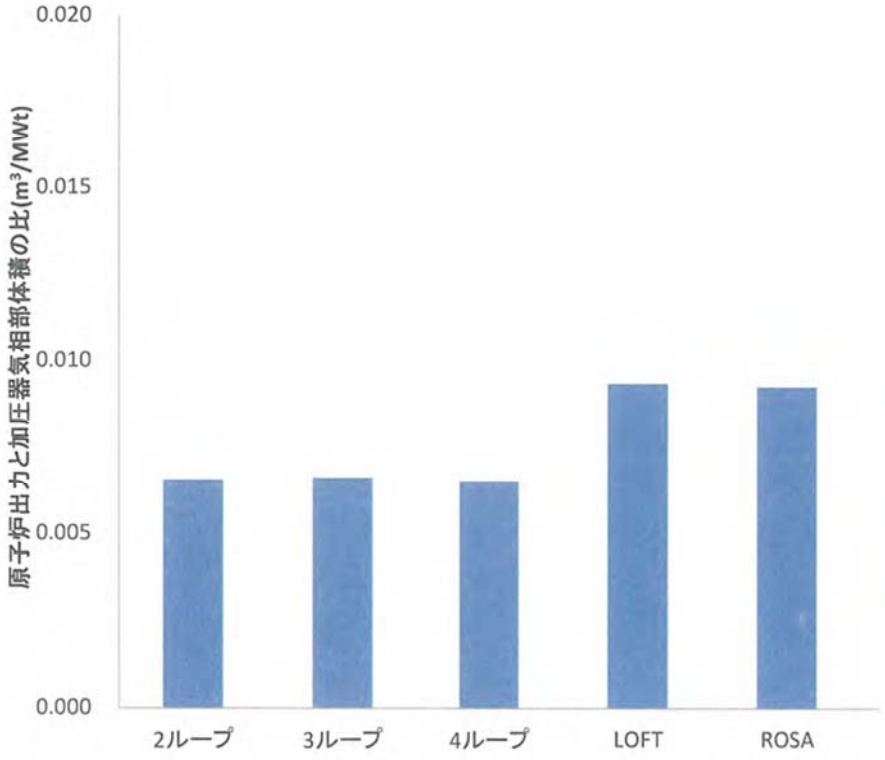


図 4-72　原子炉出力と加圧器気相部体積の比

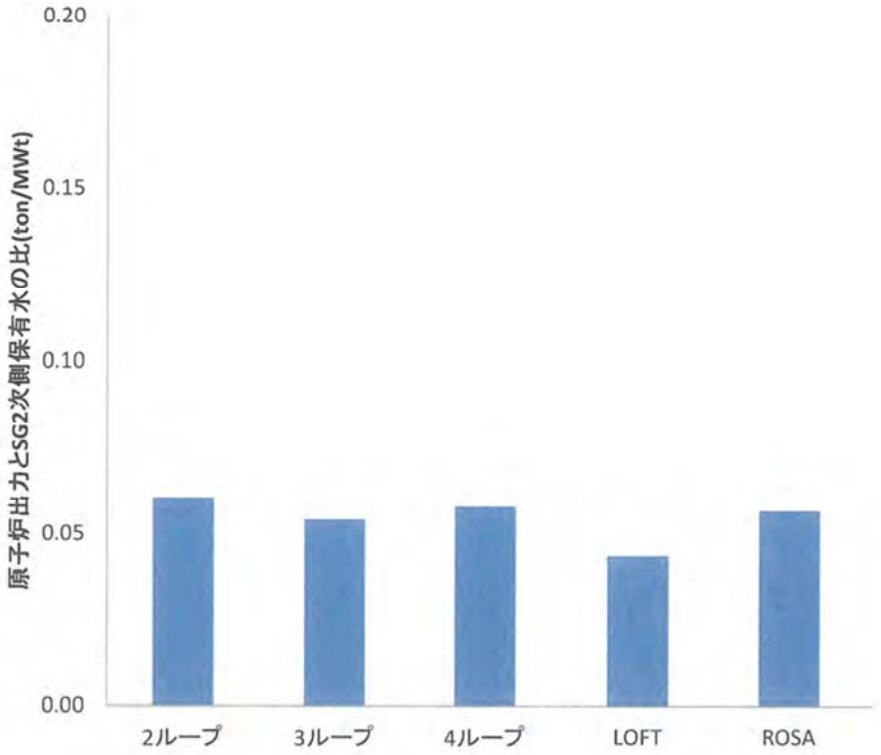


図 4-73　原子炉出力と SG２次側保有水量の比

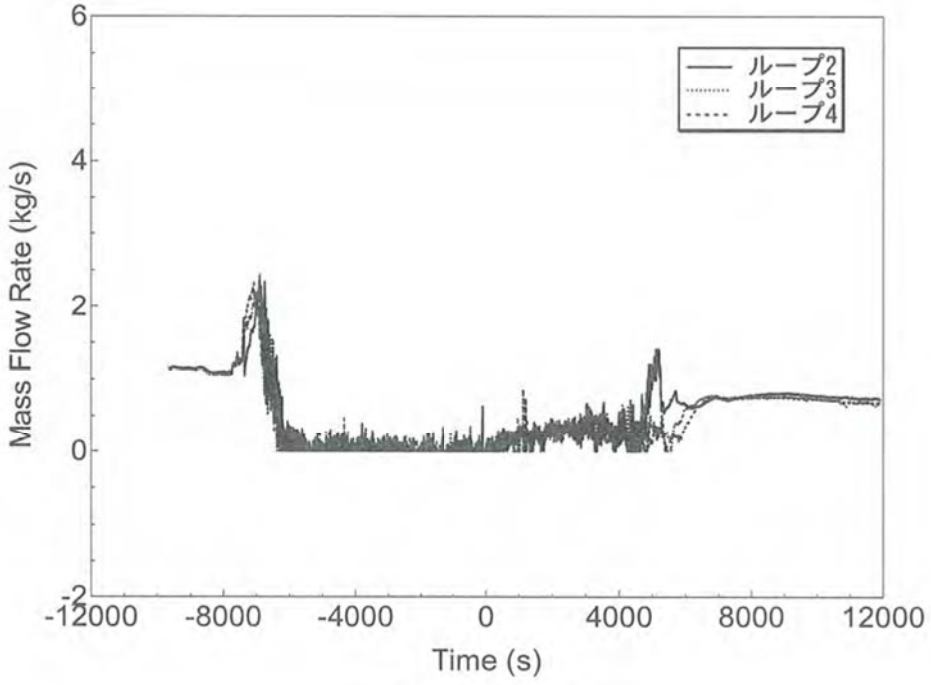


図 4-74　ループ流量

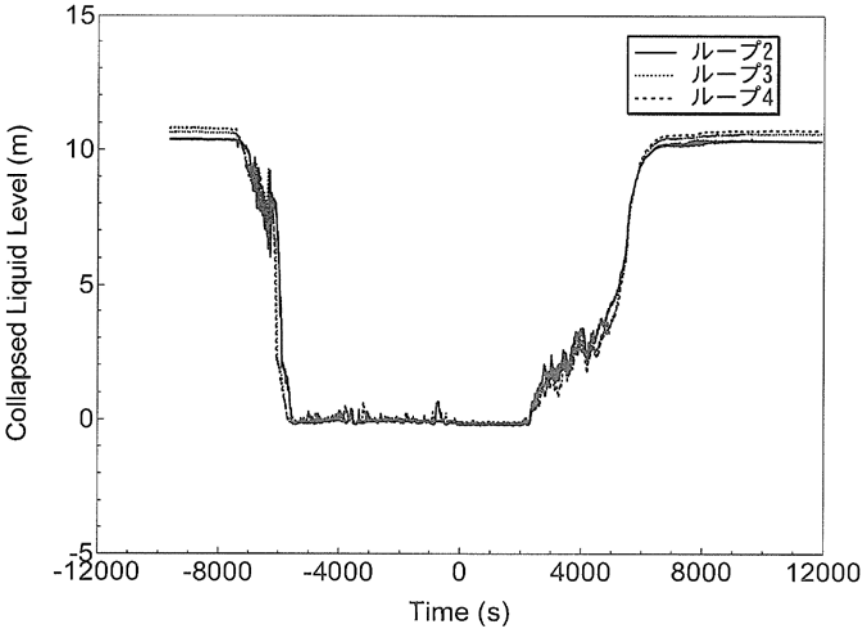


図 4-75　蒸気発生器高温側水位

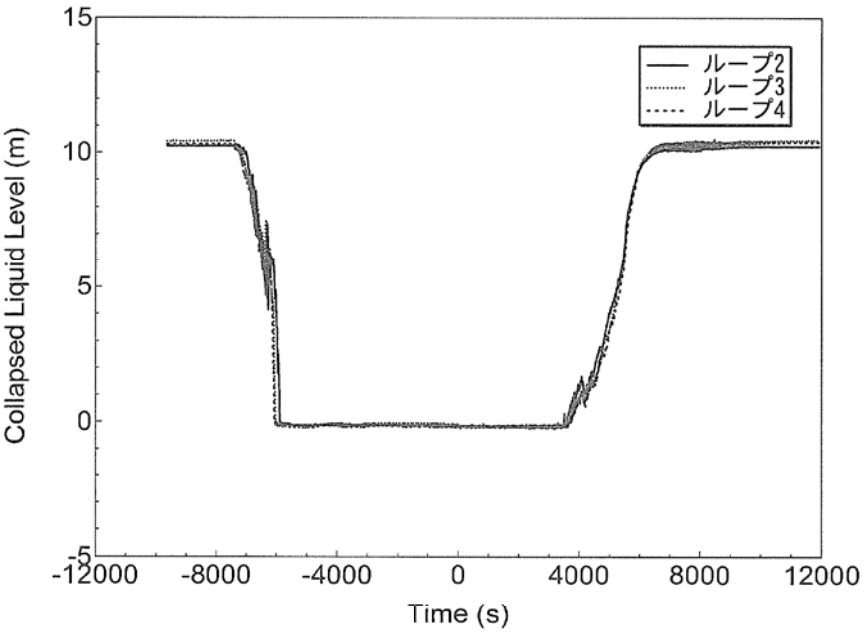


図 4-76　蒸気発生器低温側水位