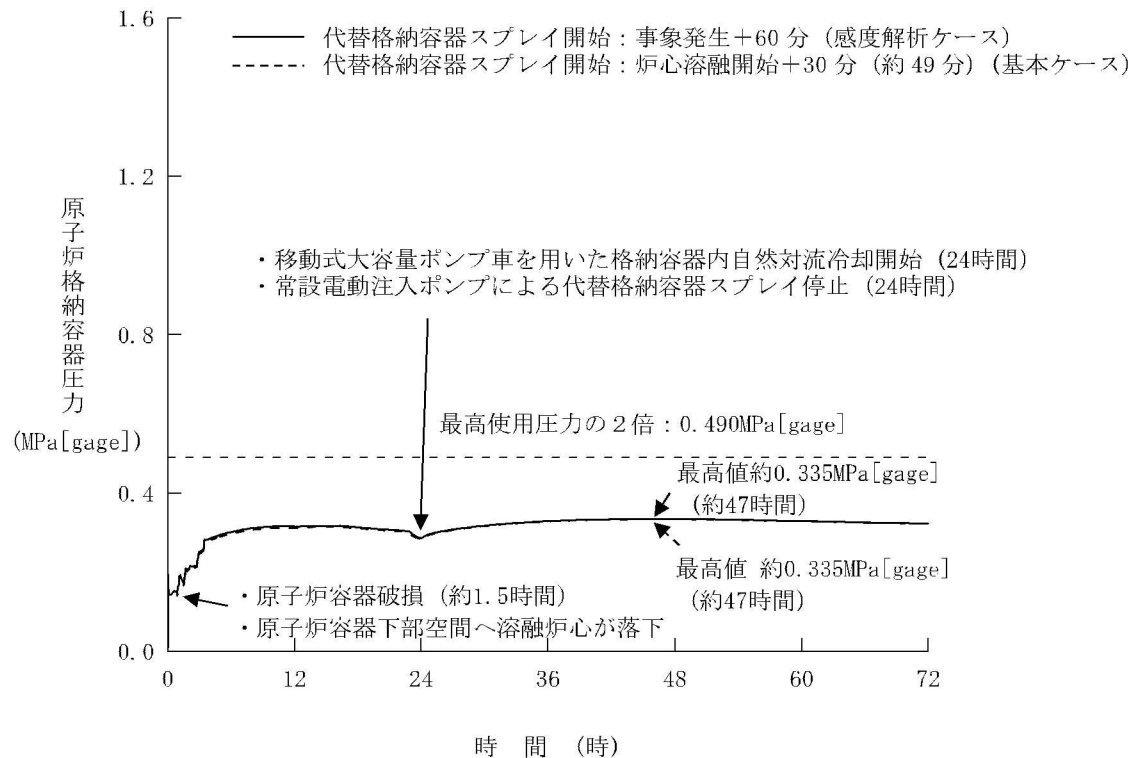
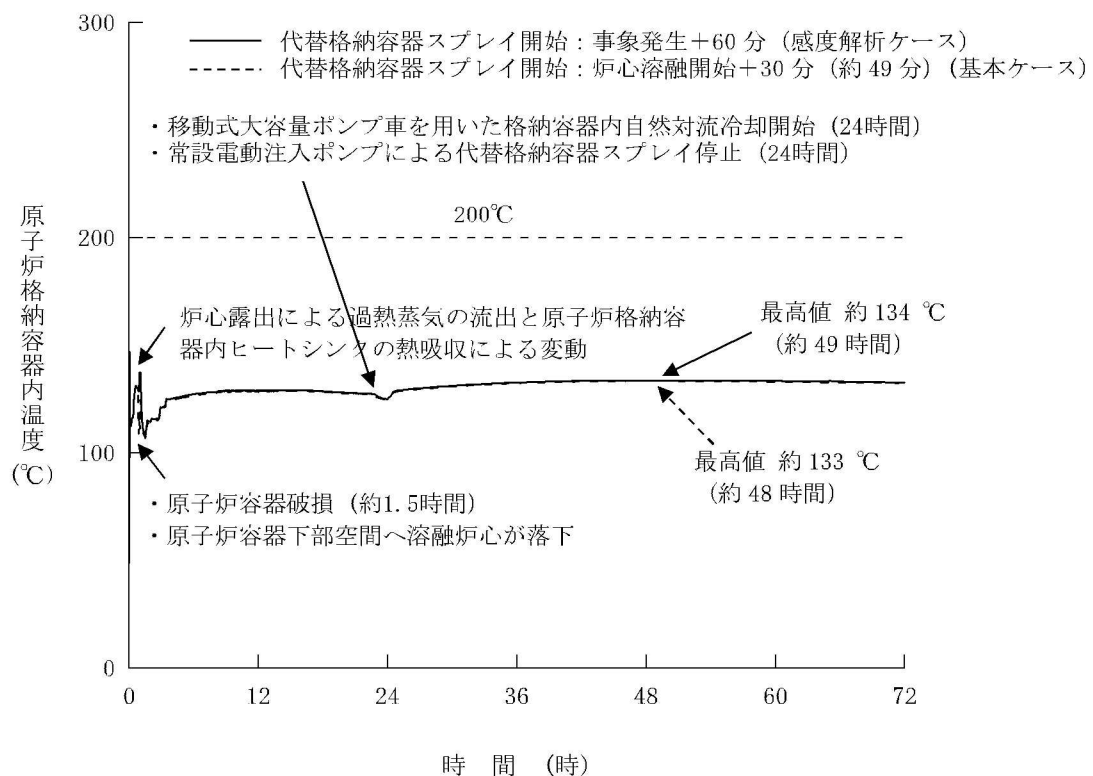
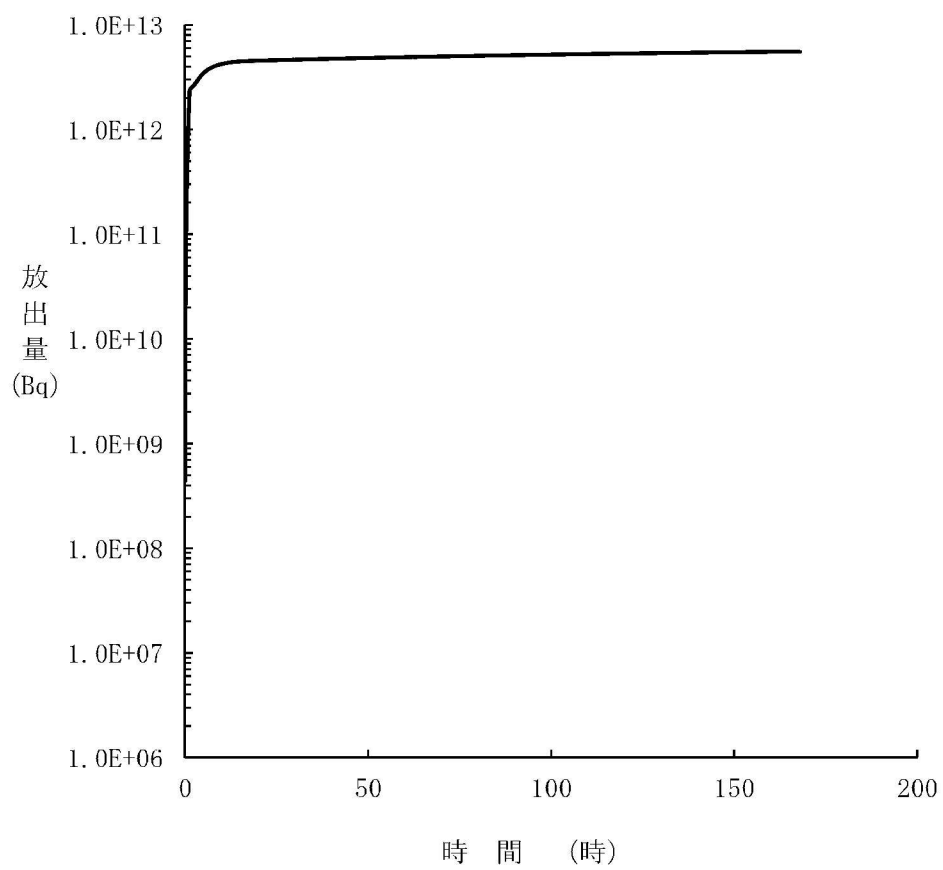




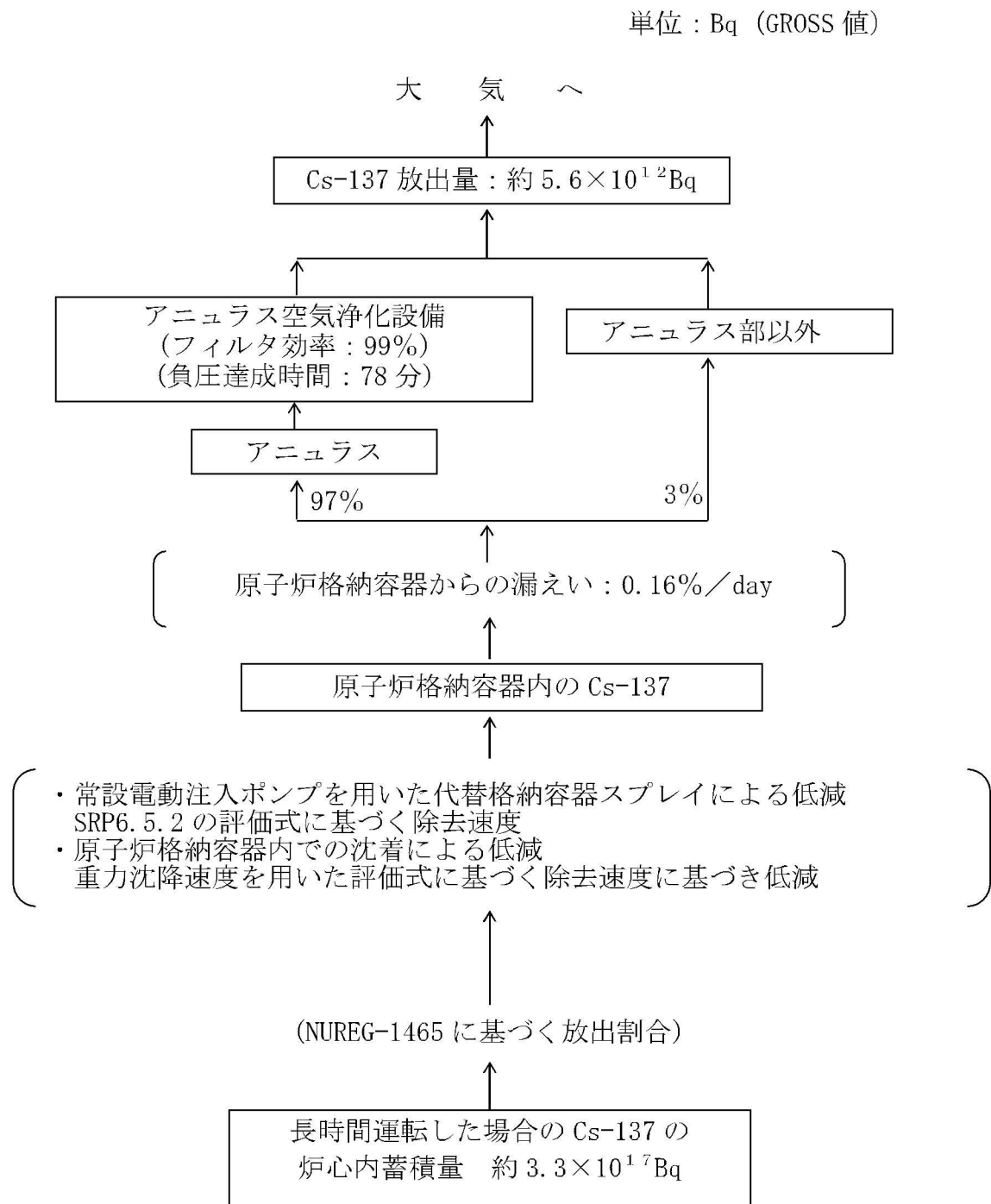
第7.2.1.1.25図 原子炉格納容器圧力の推移
 （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



第7.2.1.1.26図 原子炉格納容器内温度の推移
 （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）

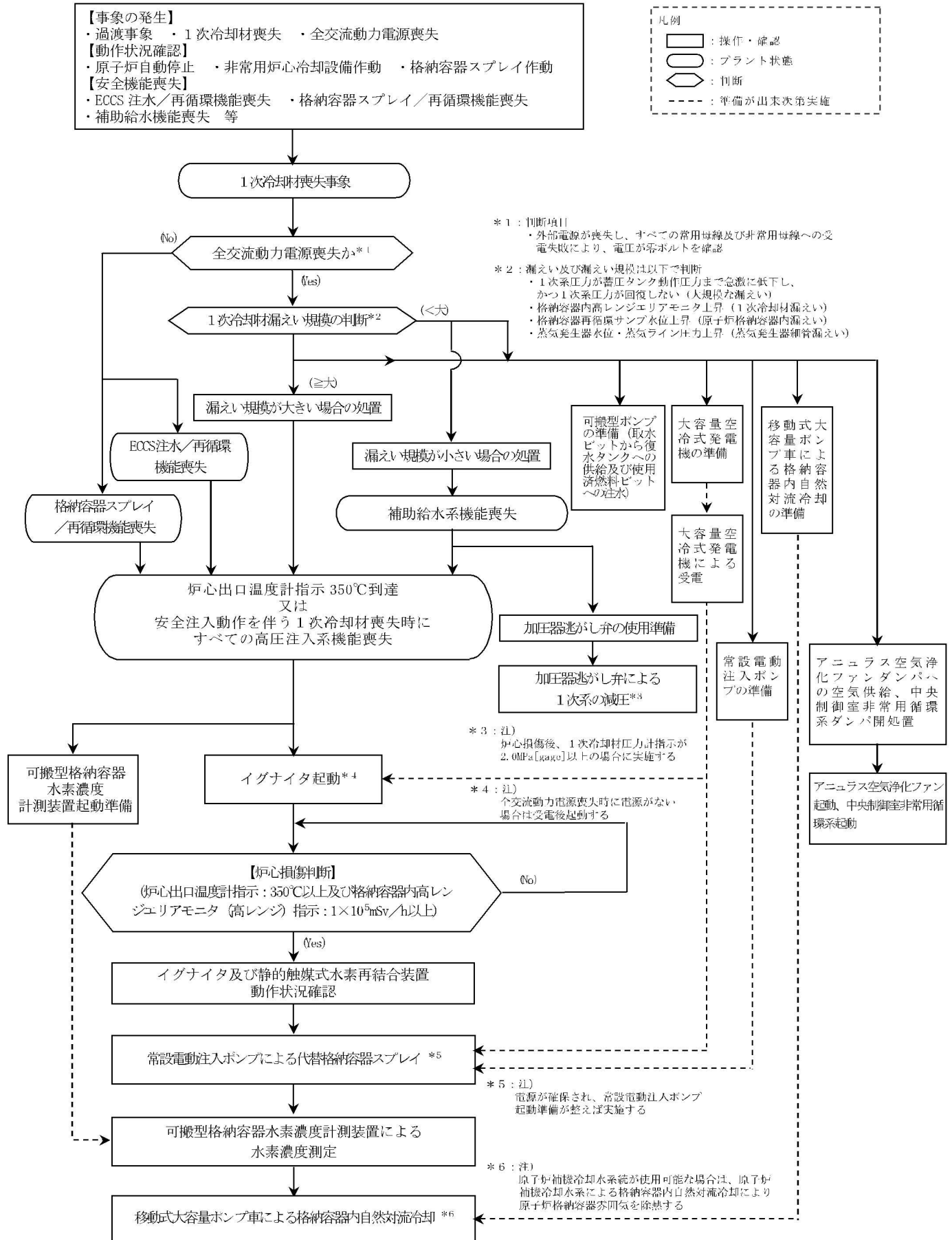


第 7. 2. 1. 1. 27 図 Cs-137 積算放出放射能量の推移



第 7.2.1.1.28 図 Cs-137 の大気放出過程

10-7-756



第7.2.1.2.2 図 格納容器破損モードの対応手順の概要
 （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）

☒ 汚染防護服（タイバック・ゴム手袋等）、全面マスク、ポケット線量計着用 ☐ 放射線防護具着用なし
☒ 全面マスク、ポケット線量計着用

第 7.2.1.2.3 図 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）時の作業と所要時間（1/2）

給油開始は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

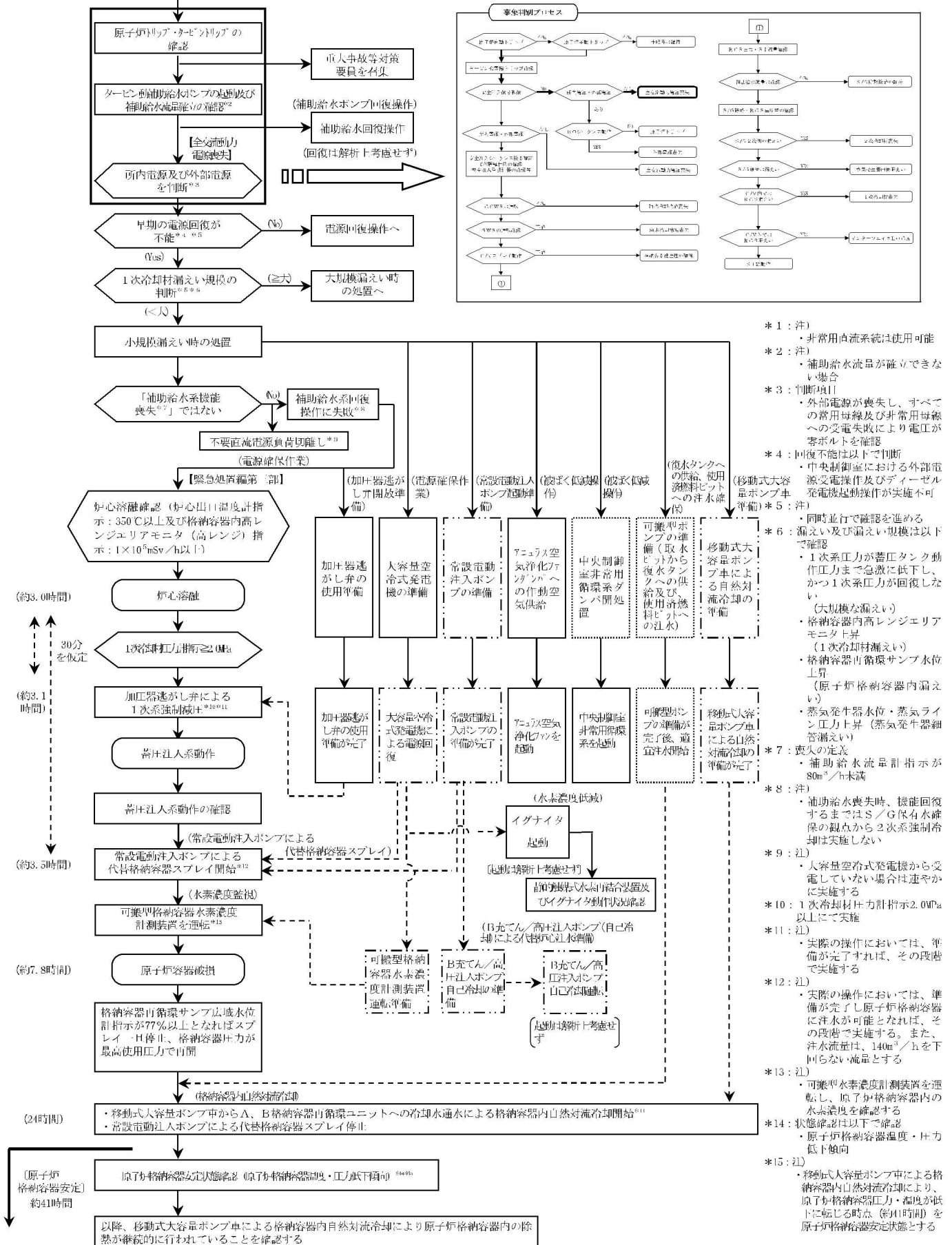
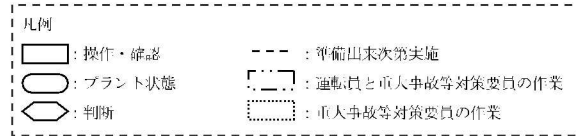
・ かつ損傷が起きた場合は、作業は1～1.5時間遅延する

・ 移動式大容量ポンプ車1台備：ホース接続1箇所（海水ストレーナ側、ラブチャーディスク側）設けているが、ラブチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラブチャーディスクのフランチ取付が、海水ストレーナ蓋取付に比べ時間上で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載

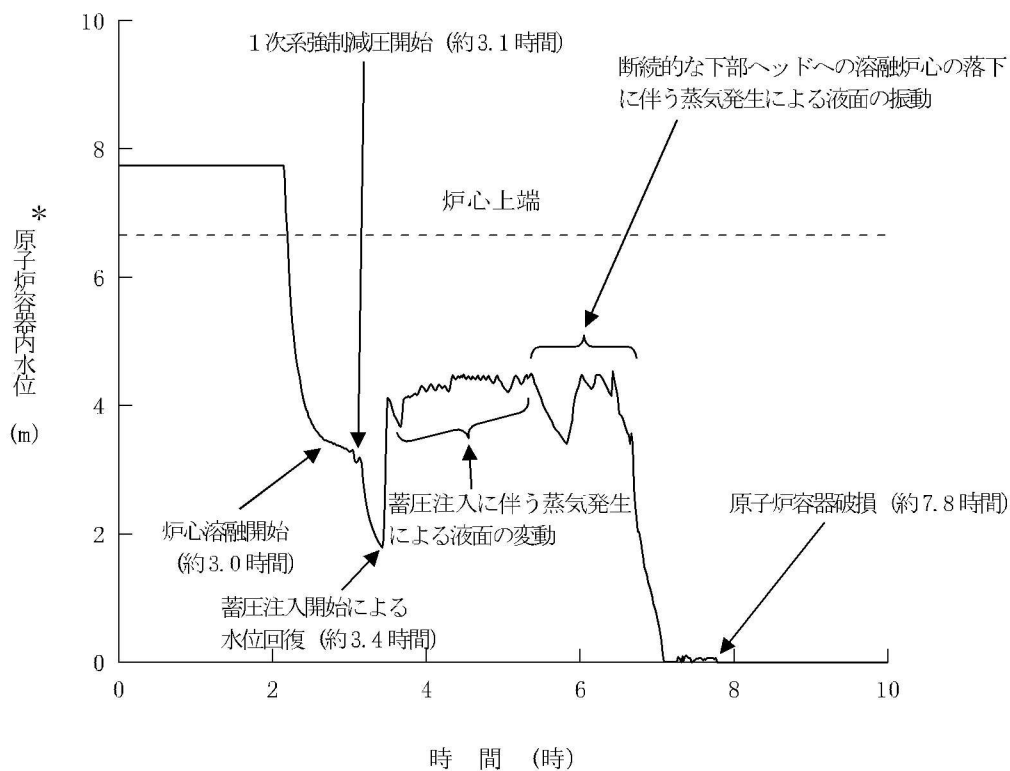
・ 上記対応の他、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源確保対応者：4名（1人中央最要対策要（初動後）係修対応要員のうち4名が対応）

☑ 汚染防護服（タイベック・ゴム手袋等）、全面マスク、ボケット線量計着用

第 7.2.1.2.3 図 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）時の作業と所要時間（2/2）

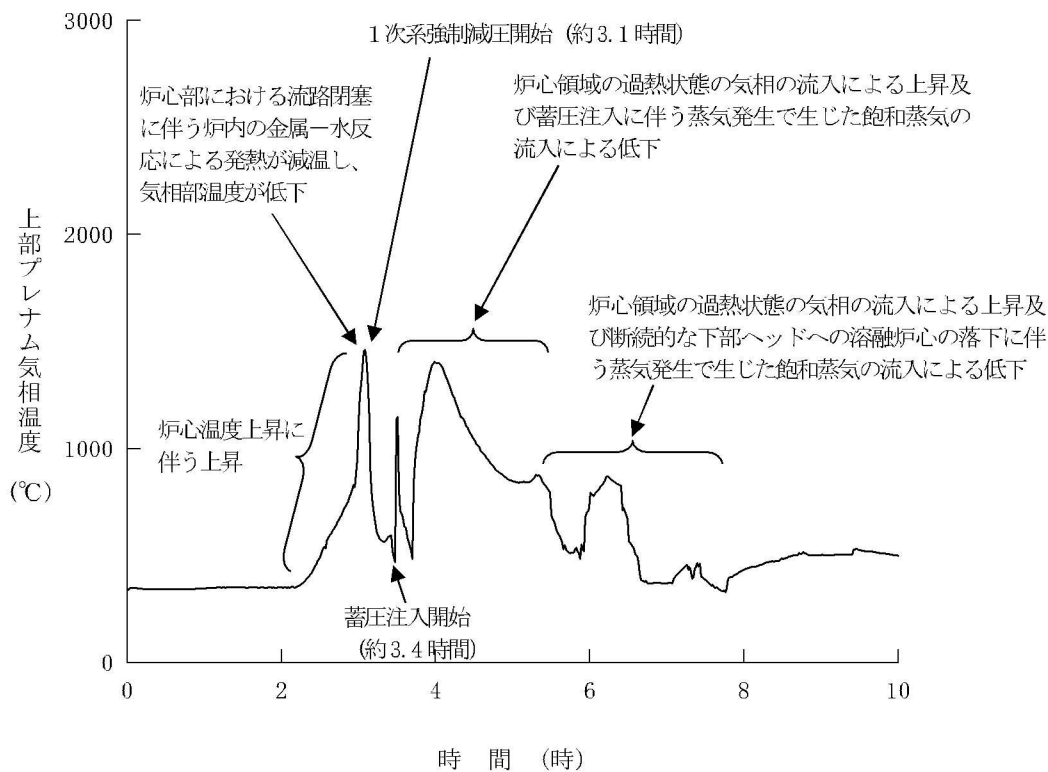
瞬断上の時刻
(0秒)

第7.2.1.2.4図 零囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）における事象進展の概要

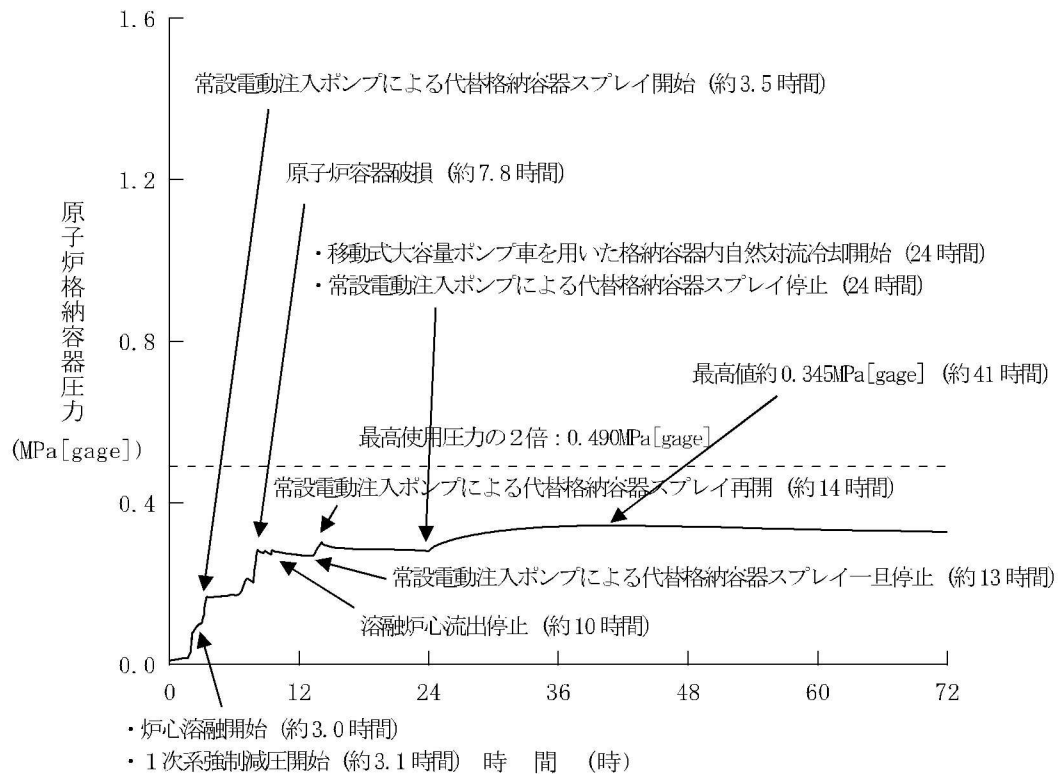


* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

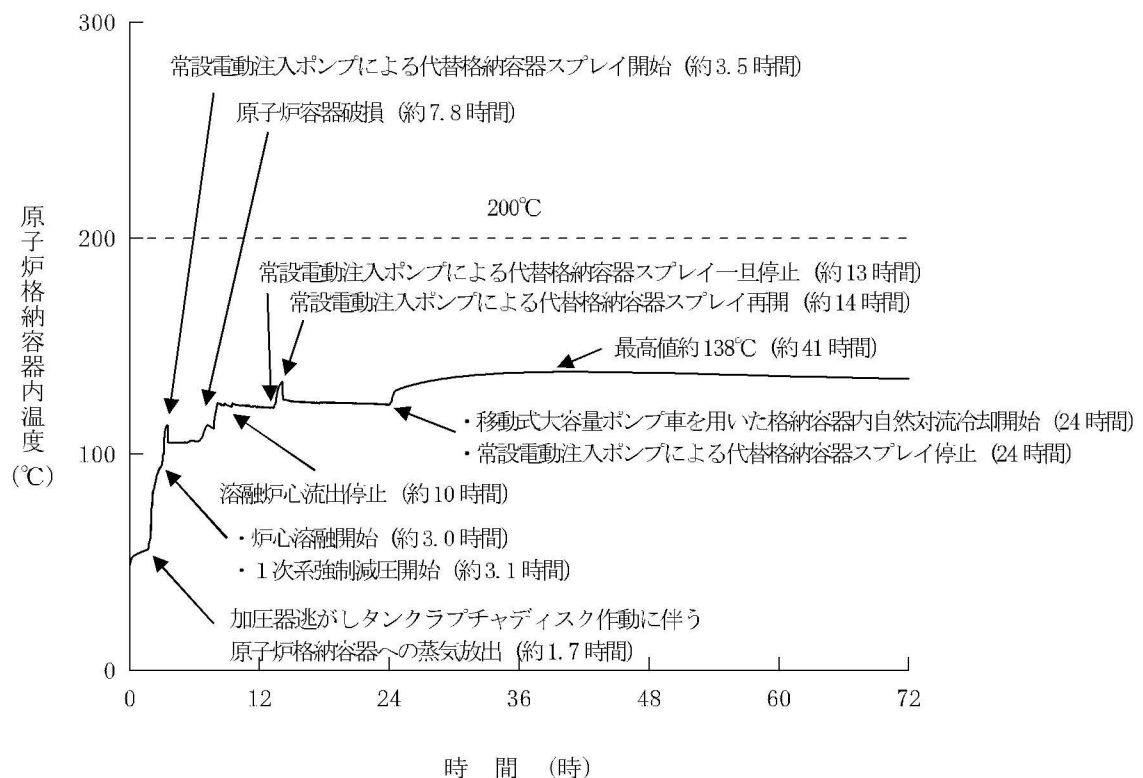
第7.2.1.2.5図 原子炉容器内水位の推移



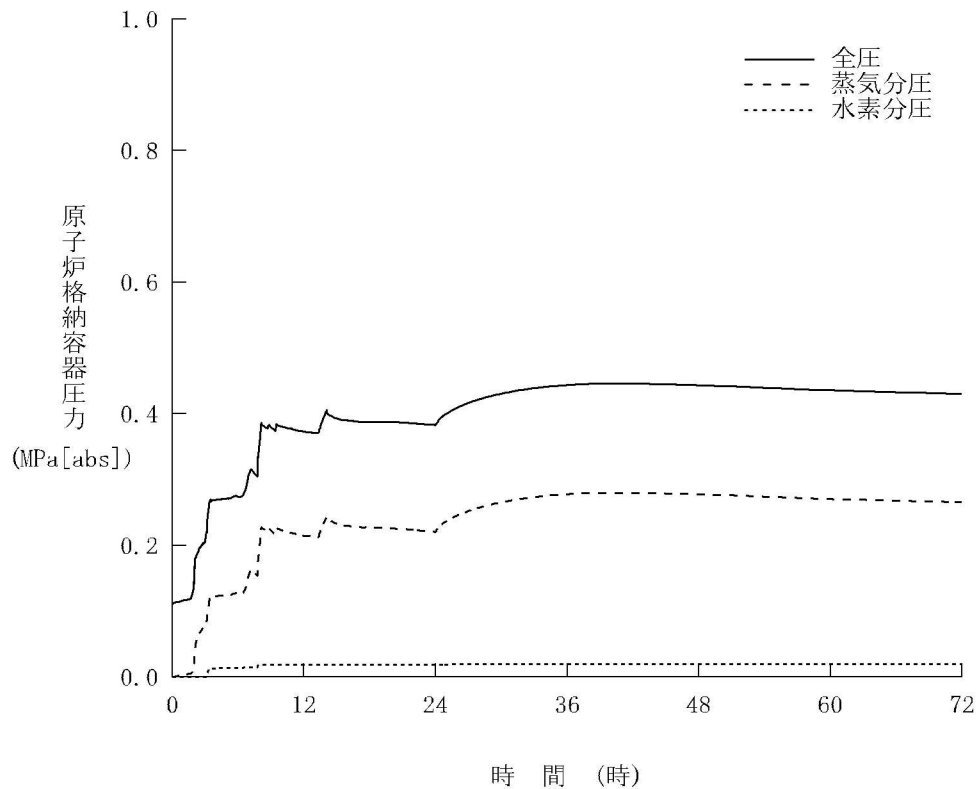
第7.2.1.2.6図 上部プレナム気相温度の推移



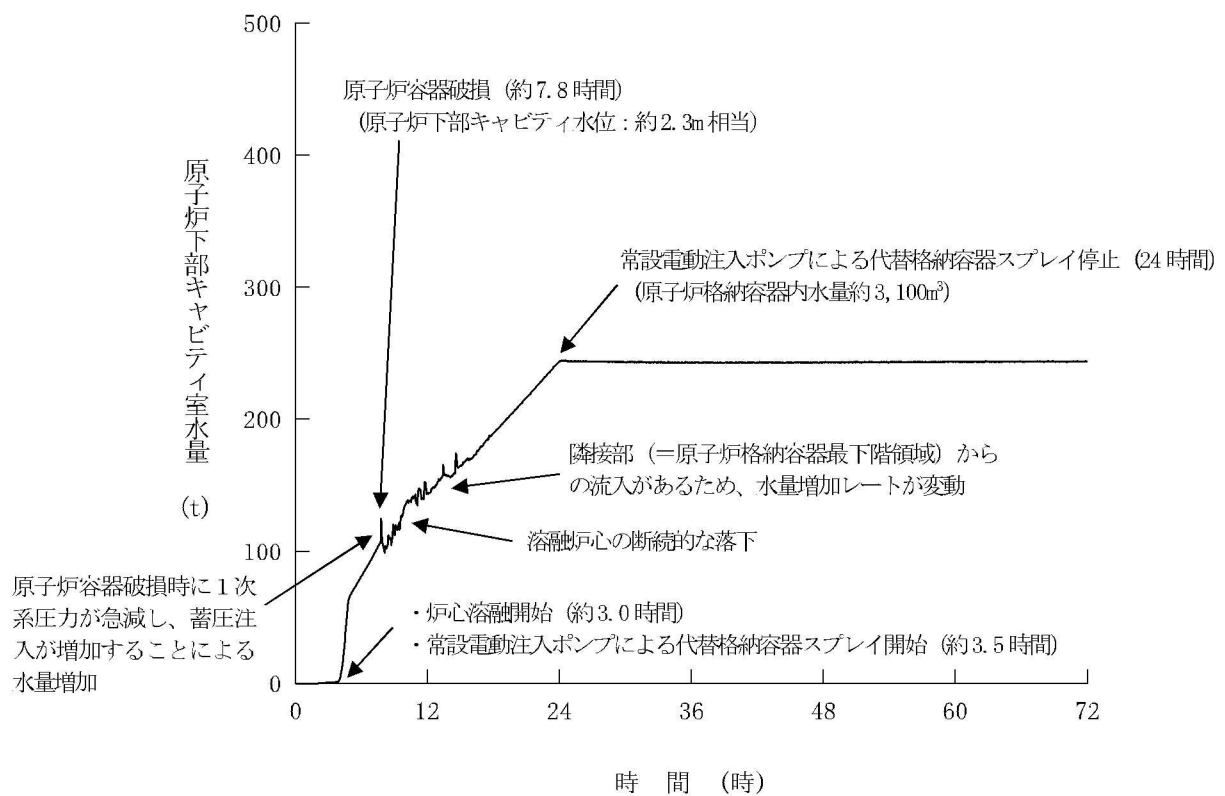
第7.2.1.2.7図 原子炉格納容器圧力の推移



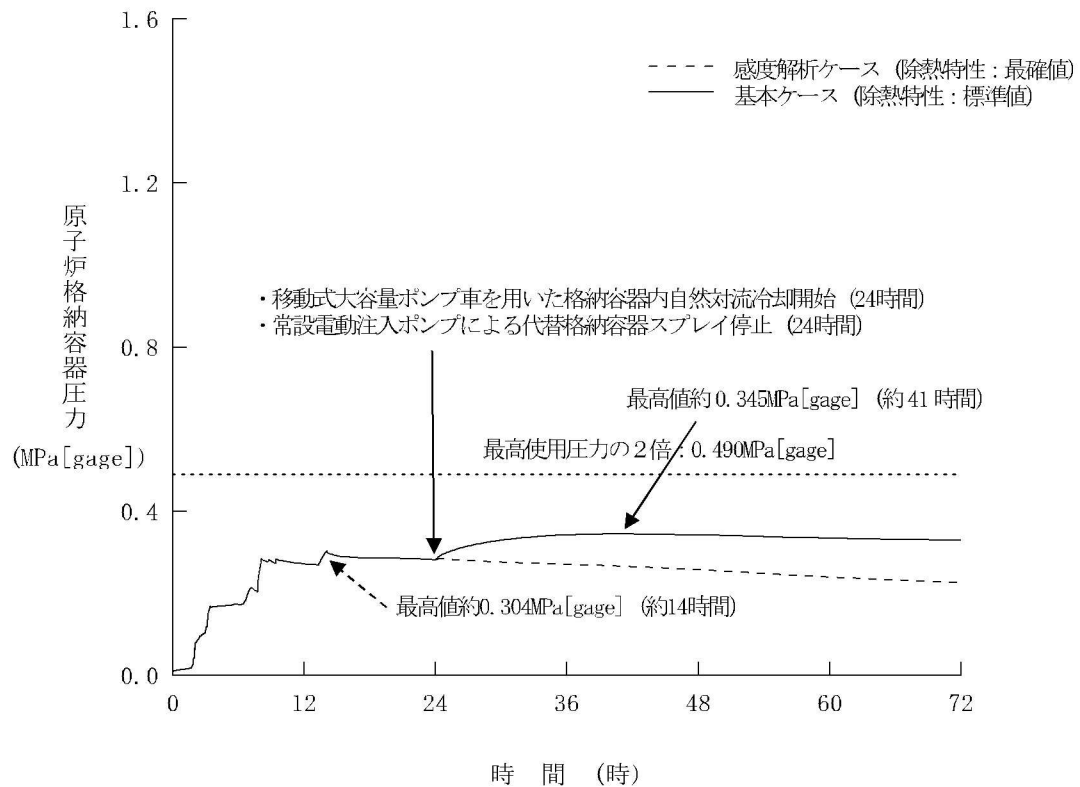
第7.2.1.2.8図 原子炉格納容器内温度の推移



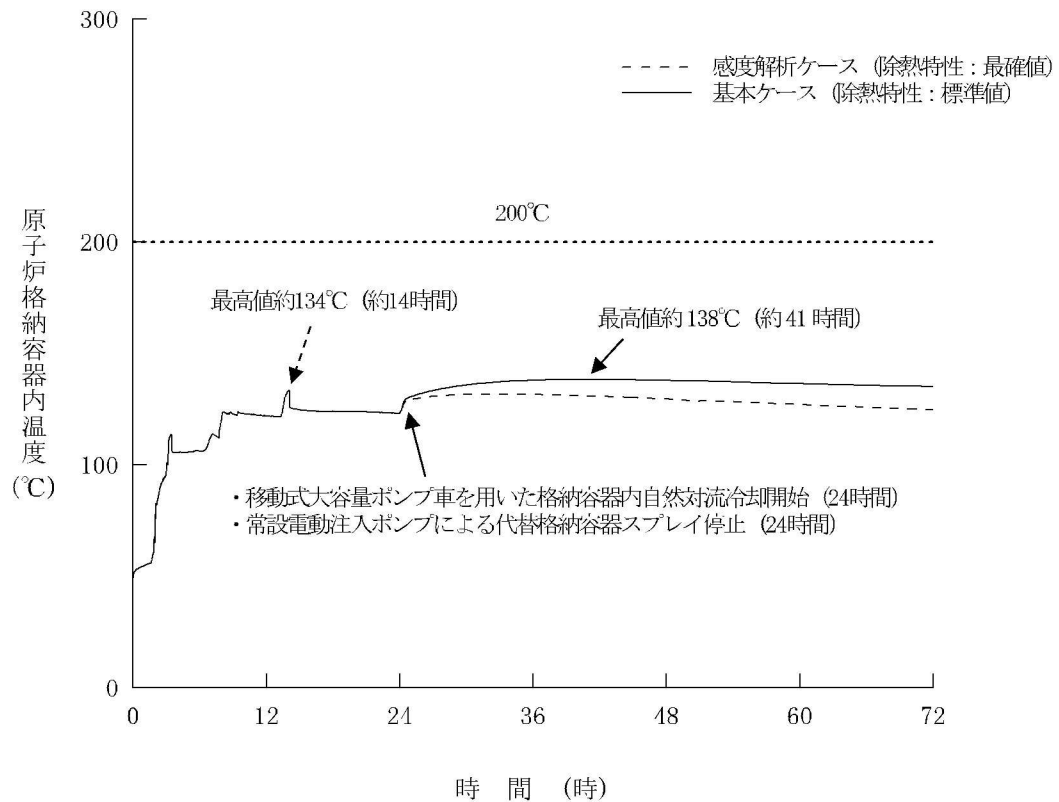
第7.2.1.2.9図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移



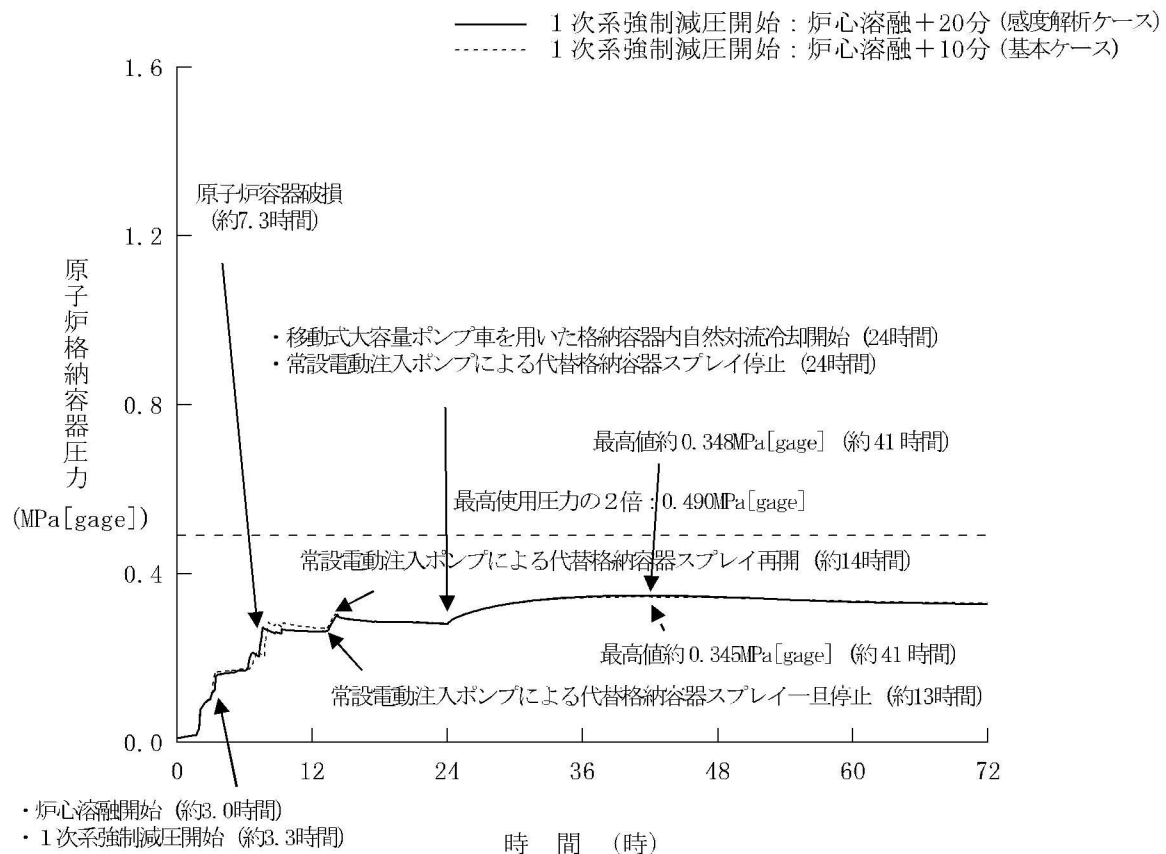
第7.2.1.2.10図 原子炉下部キャビティ室水量の推移



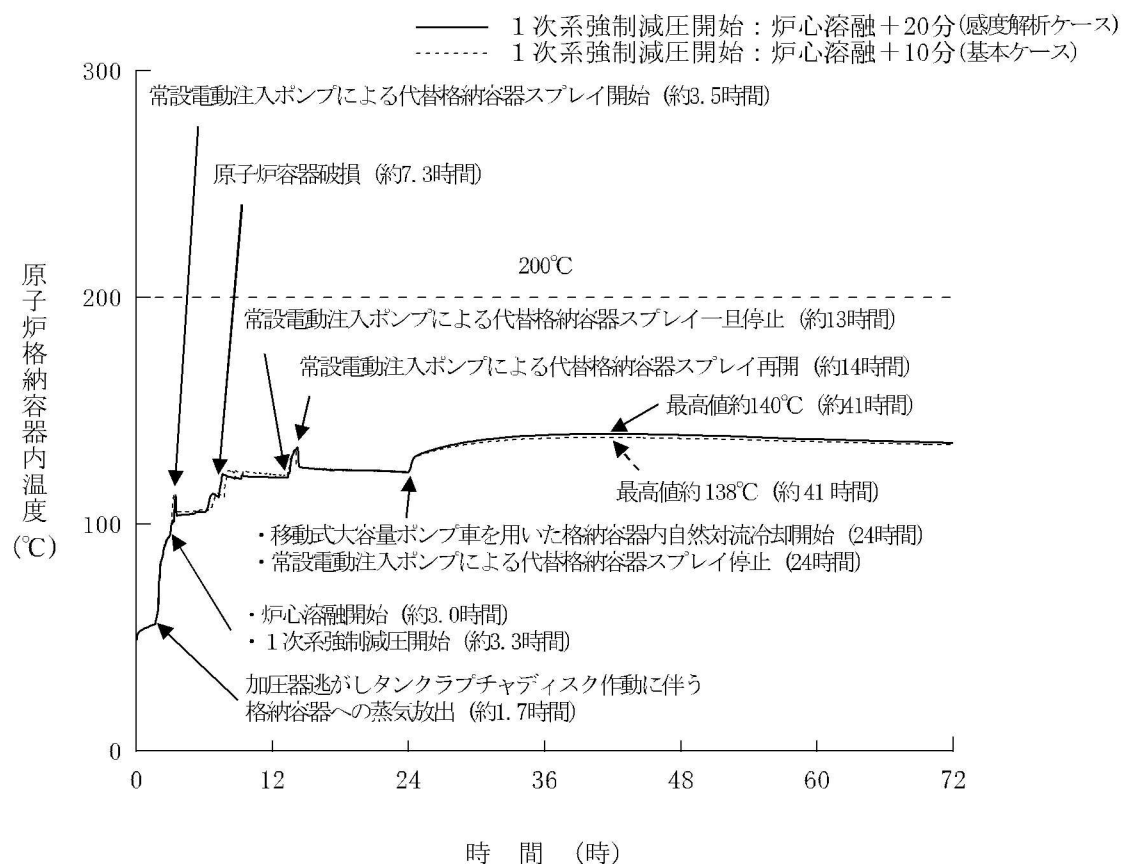
第7.2.1.2.11 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器内温度の推移
 (格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)

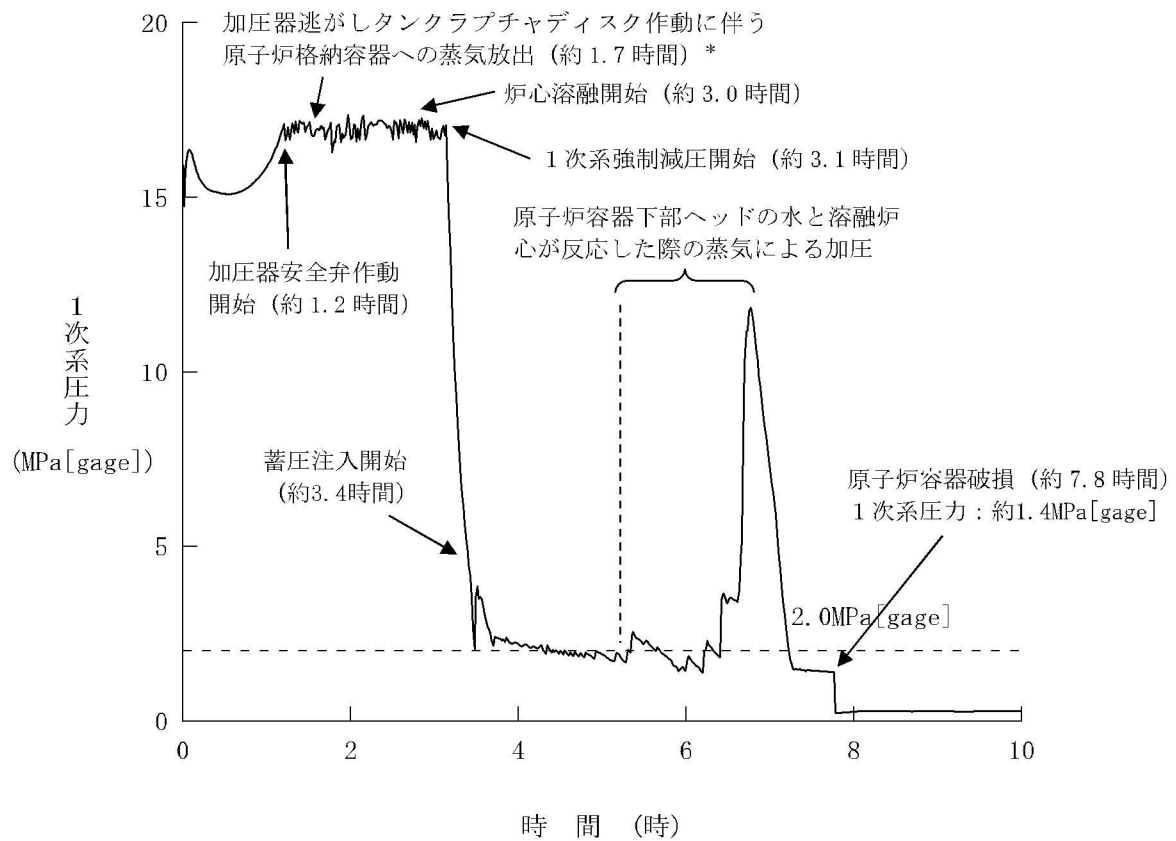


第7.2.1.2.13 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)

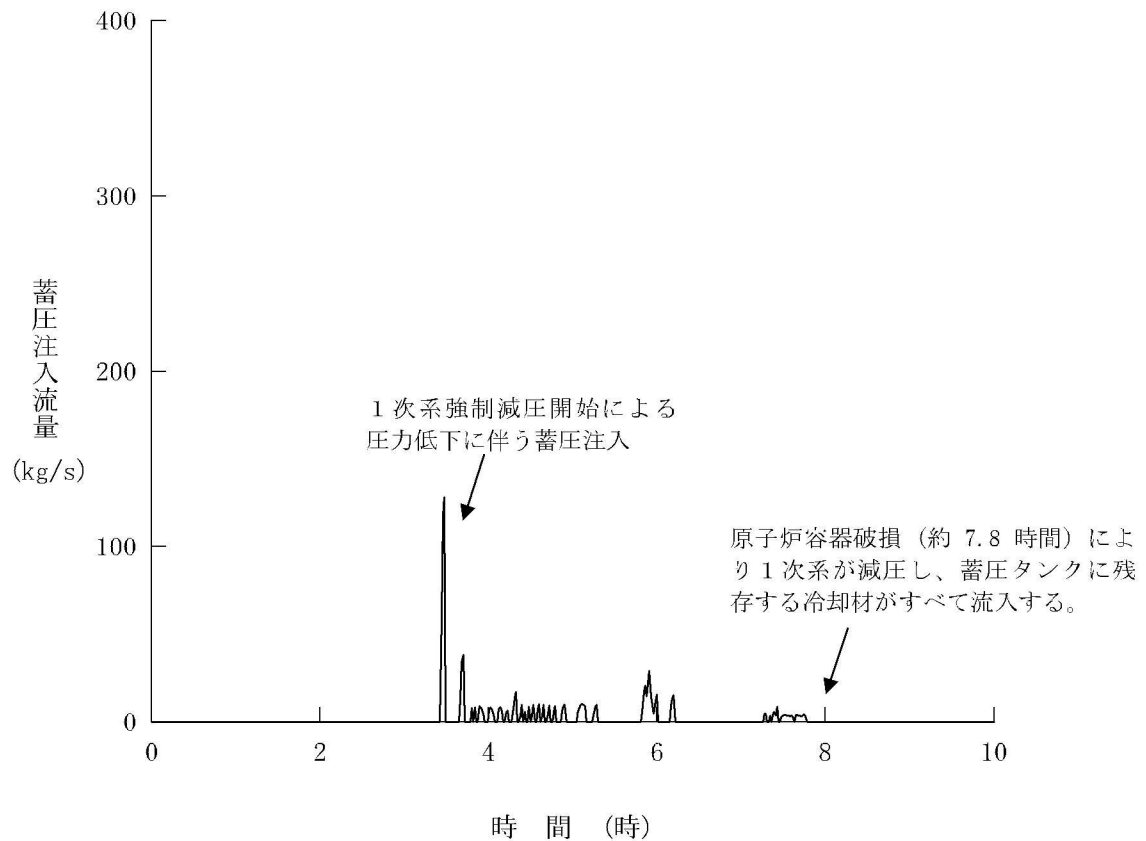


第7.2.1.2.14 図 原子炉格納容器内温度の推移
 (加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)

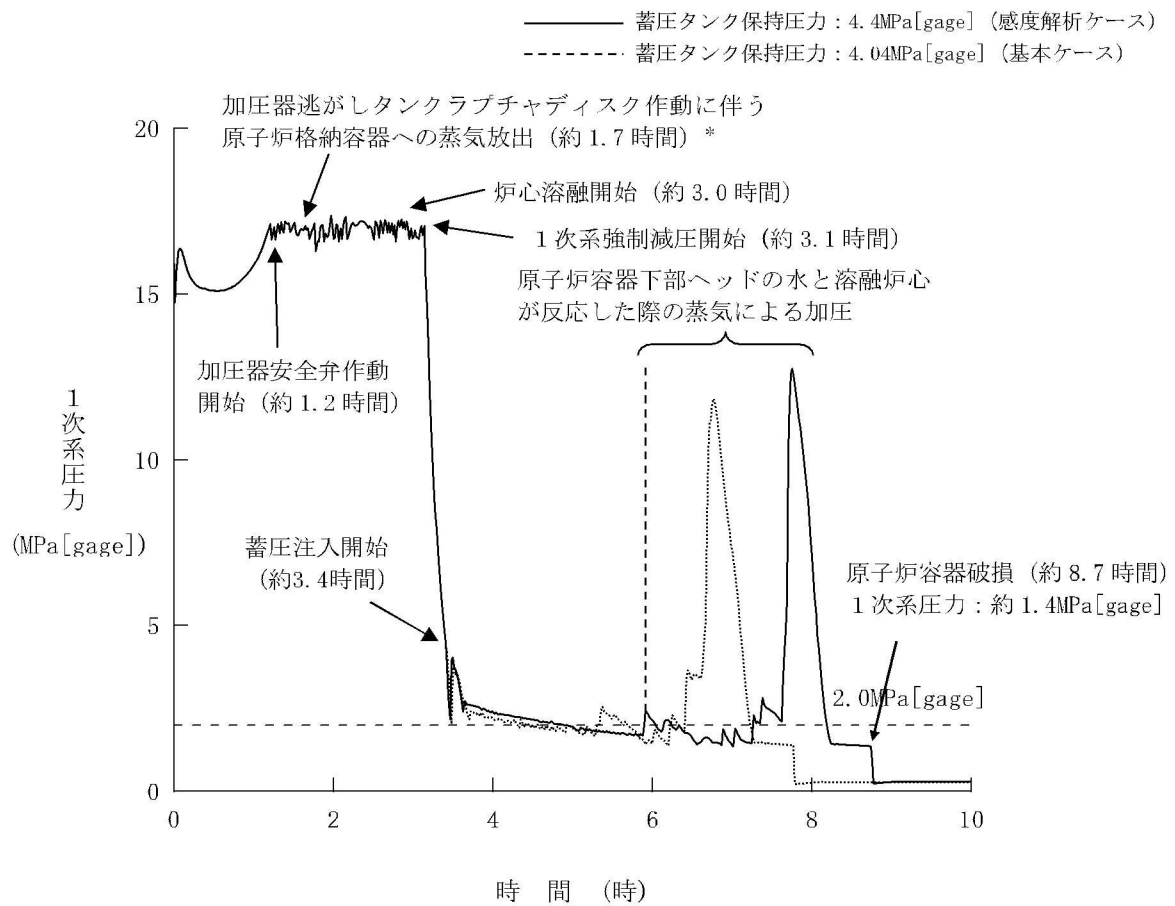
*：加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出



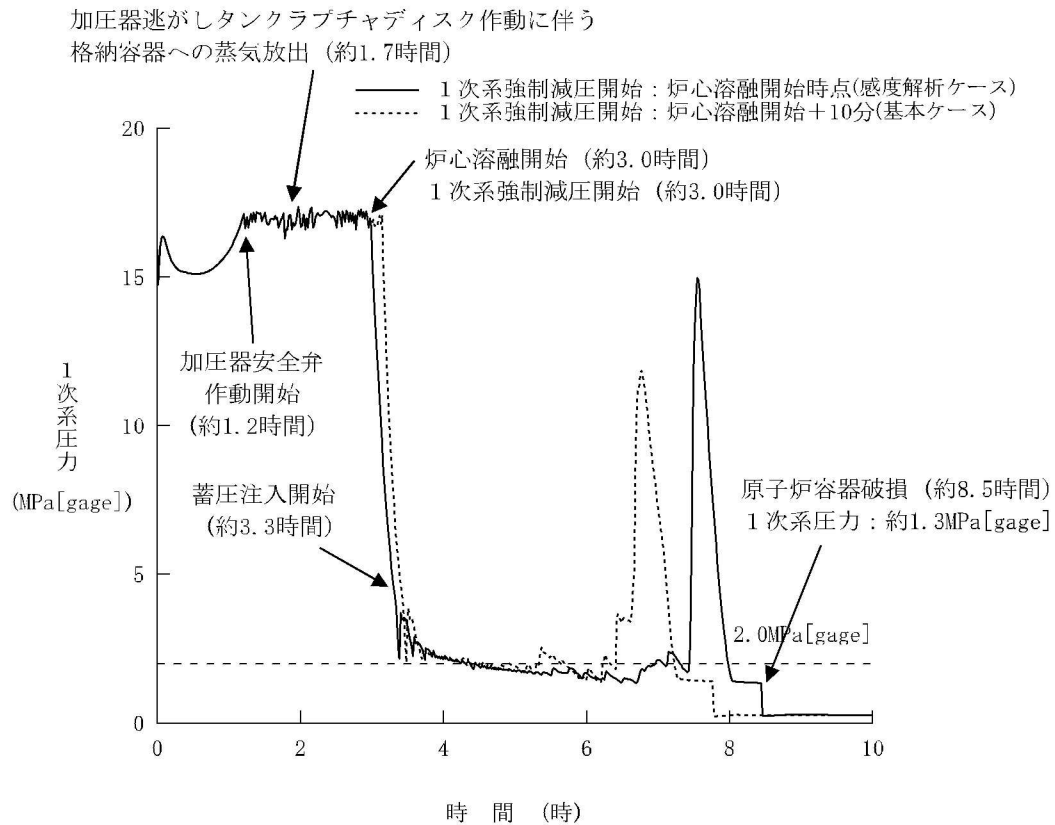
第 7.2.2.1 図 1 次系圧力の推移



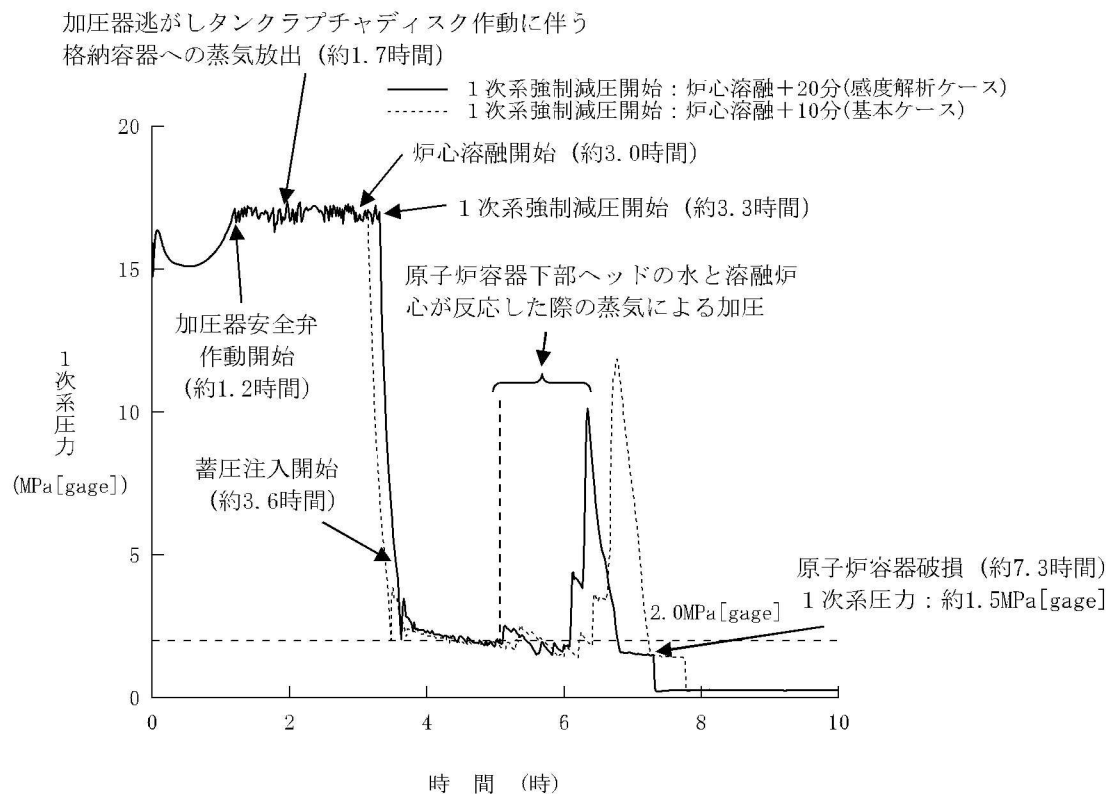
第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移



第 7.2.2.3 図 1 次系圧力の推移（蓄圧タンク保持圧力の影響確認）

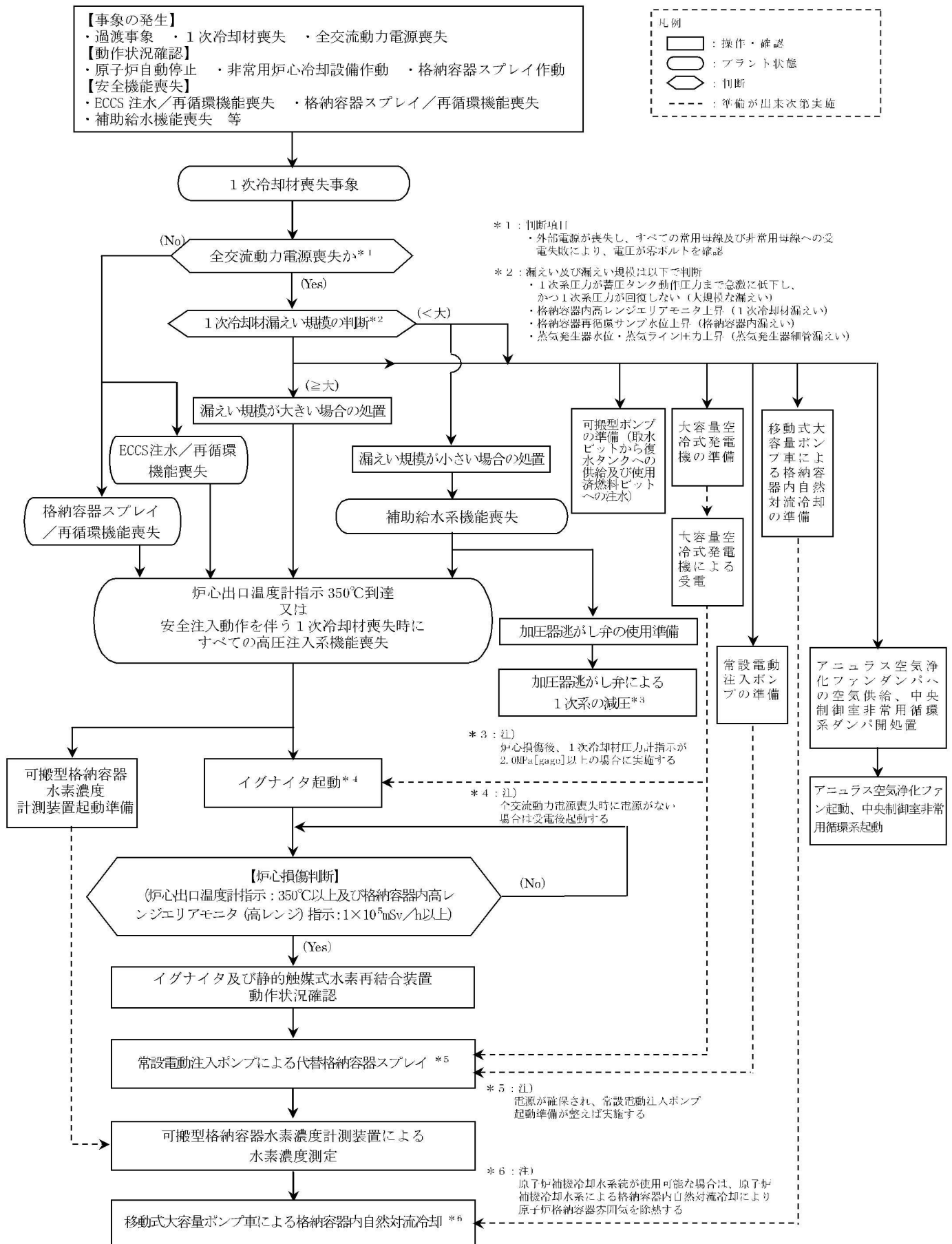


第 7.2.2.4 図 1 次系圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)



第 7.2.2.5 図 1 次系圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)

10-7-769



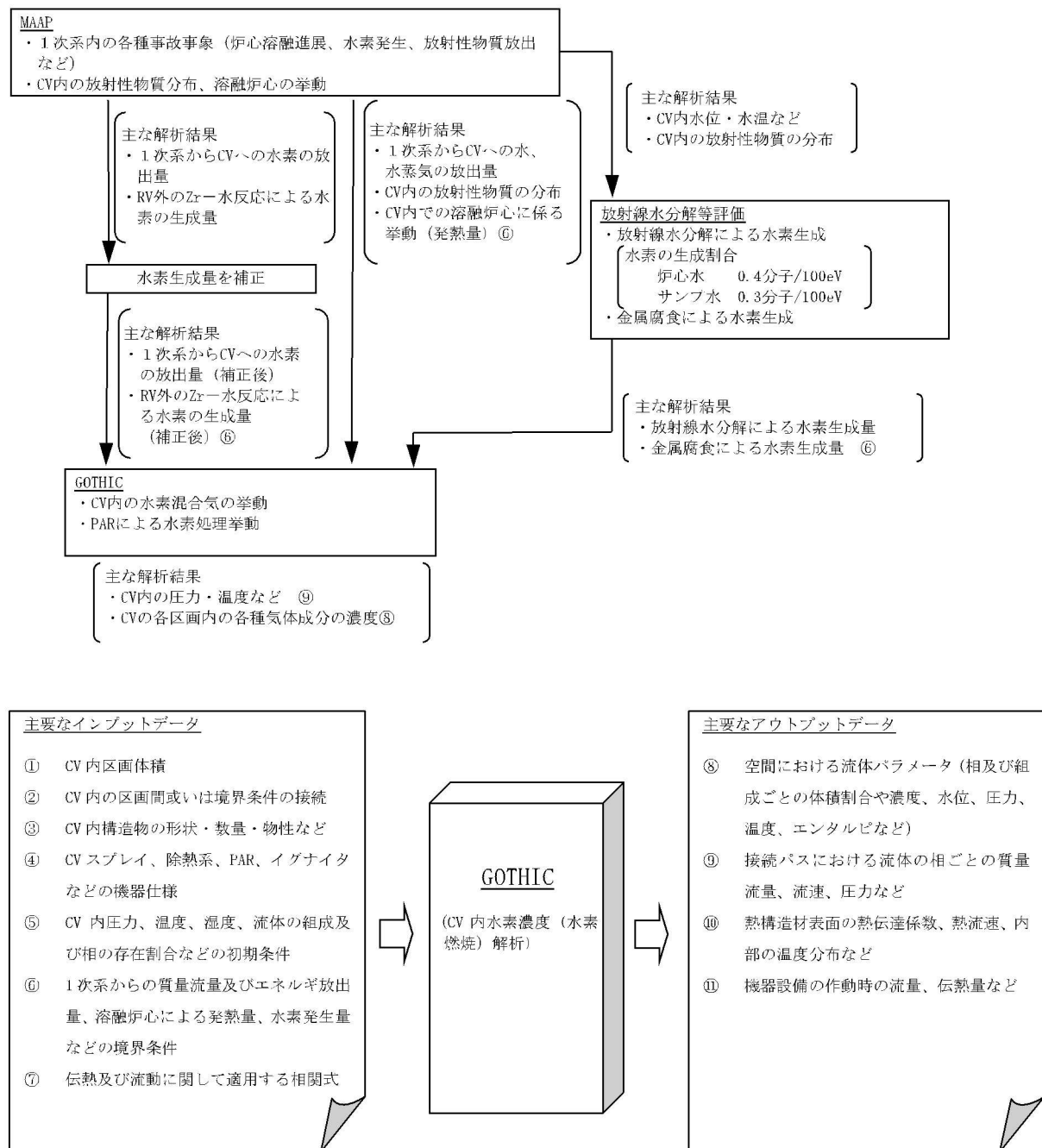
第 7.2.4.2 図 格納容器破損モードの対応手順の概要
 (水素燃焼)

必要な要員と作業項目					経過時間(分)										経過時間(時間)					備 考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移りしてきた要員	1号	2号	手順の内容	経過時間(分)										経過時間(時間)					
					10	20	30	40	60	80	100	2	3	4	27	28				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移りしてきた要員	1号	2号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ プラント 状況判断 約24分 炉心溶解 約35分 格納容器スプレイ再循環切替え 約1.3時間 原子炉容器破損 約4時間 以降原子炉 格納容器安定 約27時間 以降原子炉 格納容器安定*										※格納容器再循環サンブスクリー ンが閉塞し、自然対流冷却に切 替えた場合。					
	当直隊長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	※加圧 運転操作指揮者 ※加圧連絡・運転操作助勢																
状況判断	運転員	—	—	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況確認 ●高圧注入系動作状況の確認 ●格納容器スプレイ動作状況確認 ●1次冷却材漏えい確認 (中央制御室操作)	10分															
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	1	1	●中熱気過かし弁開放 (中央制御室操作)		1分													解析上は考慮せず	
高圧注入系回復操作	運転員A	1	1	●充てん/高圧注入ポンプ手動起動 (中央制御室操作)		適宜実施													回復は解析上考慮せず	
	重事故時対策要員(初動) 運転対応要員E	1	1	●現地移動/充てん/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)		適宜実施														
	運転員C	1	1	●現地移動/充てん/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)		10分														
低圧注入系回復操作	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去ポンプ1号起動 (中央制御室操作)															回復は解析上考慮せず	
	運転員D	1	1	●現地移動/余熱除去ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)																
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/余熱除去ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)			5分													
水素濃度低減	運転員A	【1】	【1】	●イゾナイク起動 ●静的触媒式水素再結合装置及びイゾナイク動作状況確認 (中央制御室操作)		5分													起動は解析上考慮せず	
格納容器スプレイ再循環切替操作	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレイ再循環切替操作 (中央制御室操作)						10分									・格納容器再循環サンブスクリーン水位指示が67%以下に確認後再循環切替を実施 ・格納容器圧力・圧力が低下することを確認	
燃料取替用水タンク供給操作	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)															補給中は燃料取替用水タンク水位を適宜監視する	
水素濃度監視	重事故時対策要員(初動) 運転対応要員F	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンク供給系統構成 (現場操作)		25分													前記操作は解析上考慮せず	
	重事故時対策要員(初動) 運転対応要員G	1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成 (現場操作)		10分													設備運転後、サンプリングを実施し、水素濃度が徐々に低下していることを確認	
	重事故時対策要員(初動) 運転対応要員H	1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成・起動 (現場操作)			80分													
	運転員A	【1】	【1】	●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作)				35分												
アンユラス内水素濃度推定	重事故時対策要員(初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 準備・起動 (現場操作)			75分													
	重事故時対策要員(初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/アンユラス水素濃度推定用可搬型 線量率計取付け (現場操作)			60分													
格納容器内自然対流冷却準備	運転員A	【1】	【1】	●原子炉補機冷却水系加圧操作準備 (中央制御室操作)								10分							※1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する	
	重事故時対策要員(初動) 運転対応要員E	【1】	【1】	●現地移動/原子炉補機冷却系加圧操作※1 (現場操作)								60分								
	重事故時対策要員(初動) 係修対応要員	【2】	【2】	●現地移動/可搬型温度計測装置(格納容器再循環 ユニット入口温度/出口温度(SA)用) (現場操作)								60分								
格納容器内自然対流冷却	運転員A	【1】	【1】	●A、B格納容器内循環ユニットによる冷却操作※1 (中央制御室操作)									10分						格納容器再循環サンブスクリーンが閉塞した場合実施する	
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/A、B格納容器内循環ユニット冷却水循環電源操作※1 (現場操作)									10分							

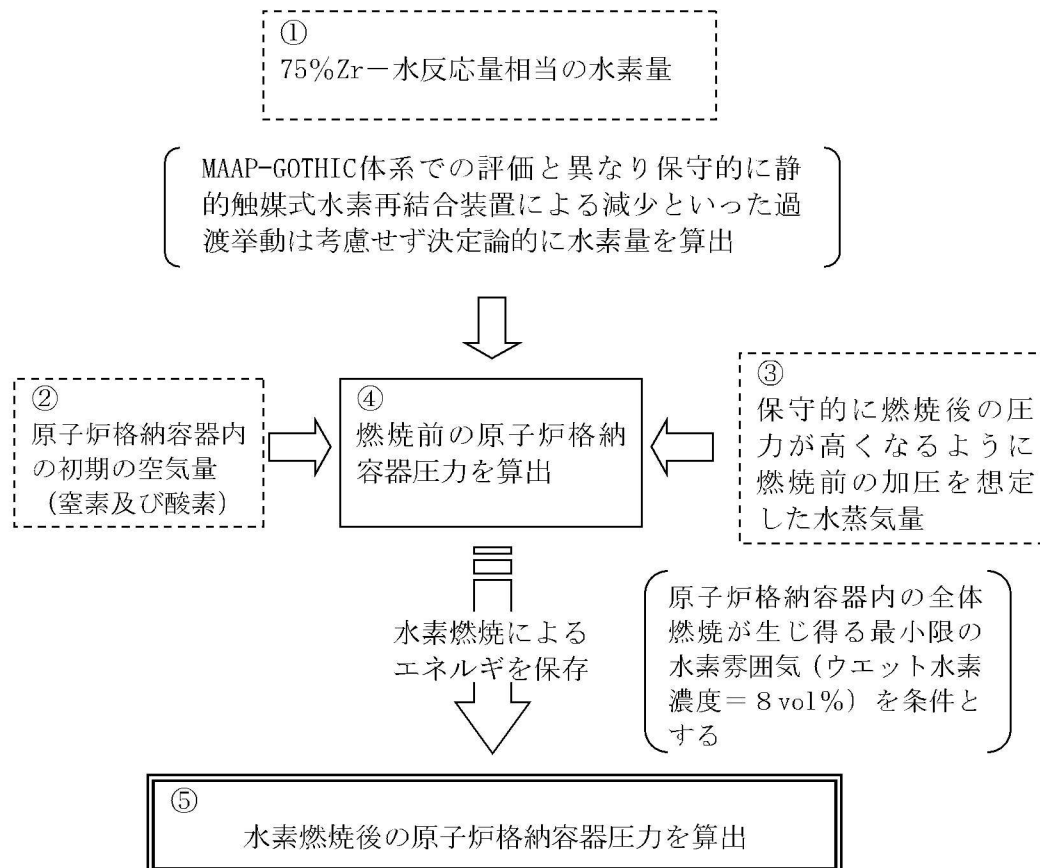
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を算定した上で算出している
(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

■ 全面マスク、ポケット型呼吸器着用
■ 放射線防護具着用なし

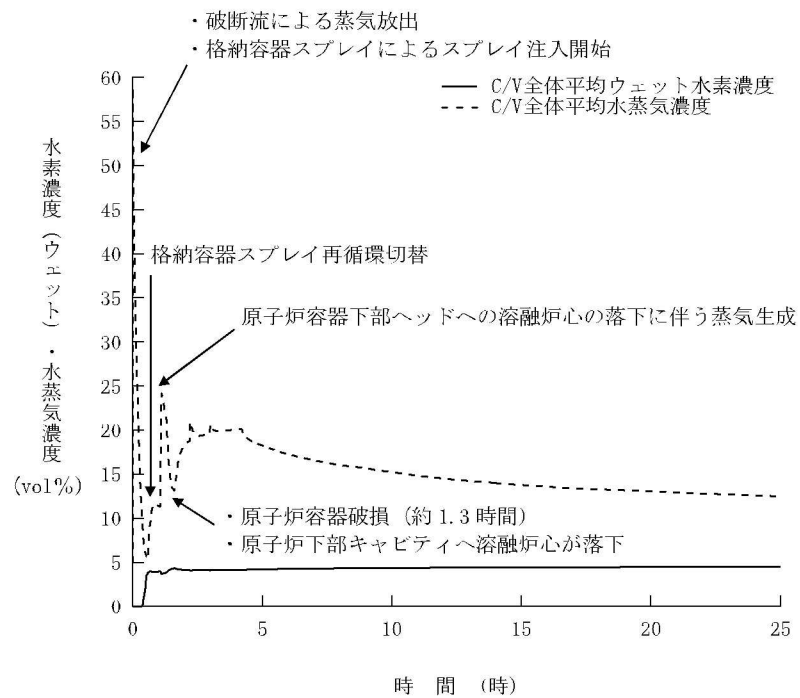
第 7. 2. 4. 3 図 水素燃焼（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗）における作業と所要時間



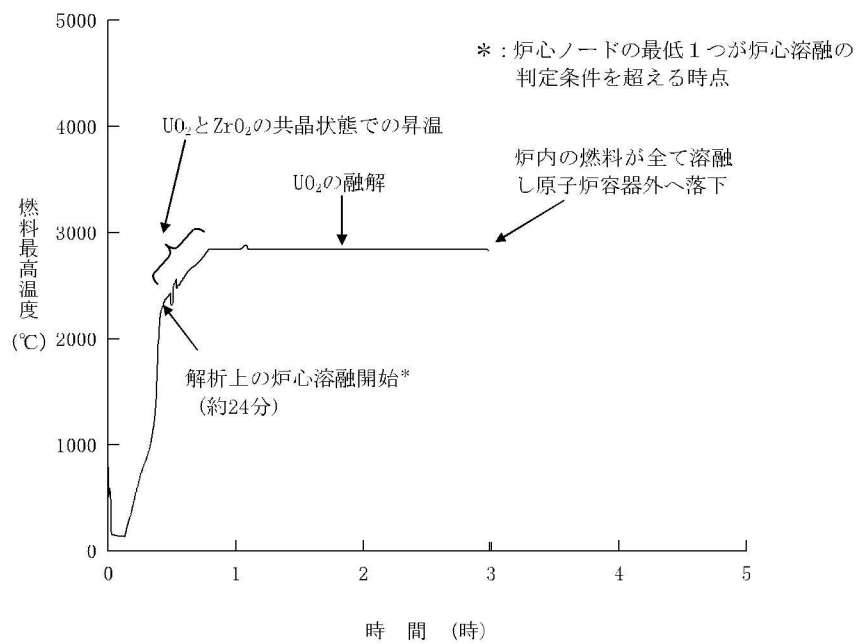
第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要



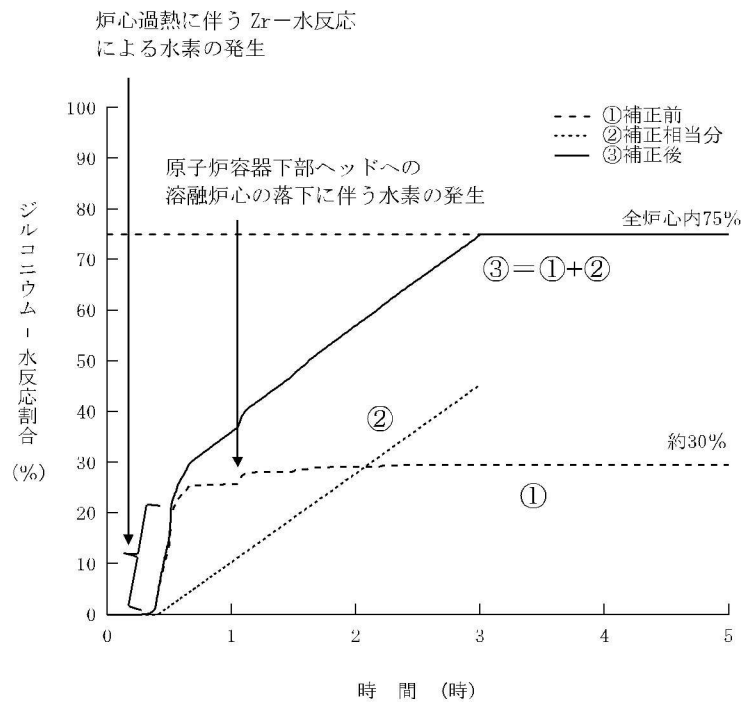
第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



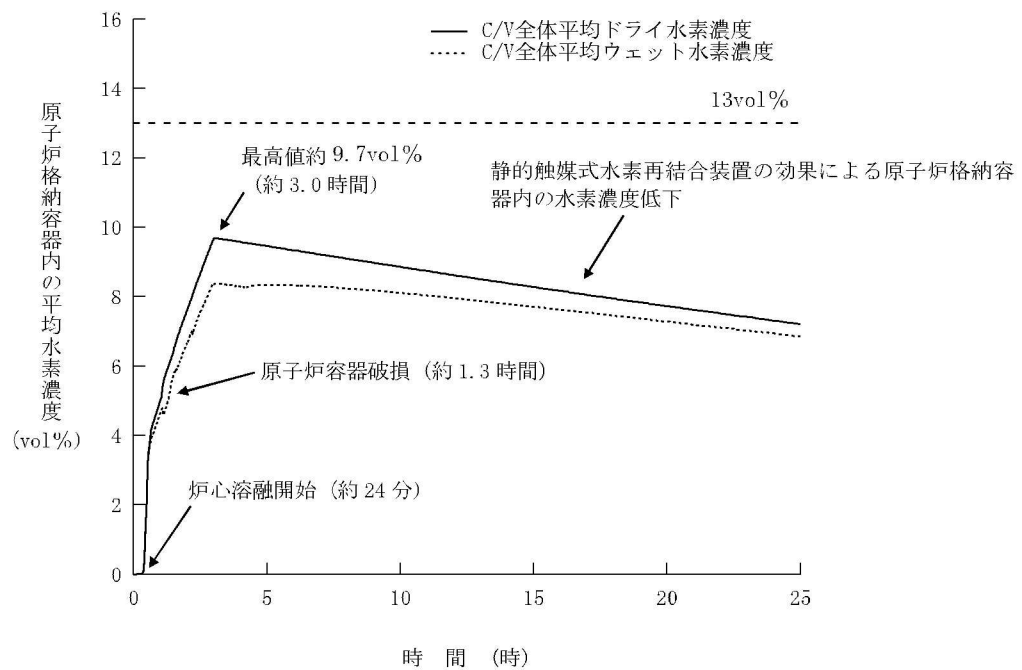
第 7. 2. 4. 7 図 原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移 (MAAP コード)



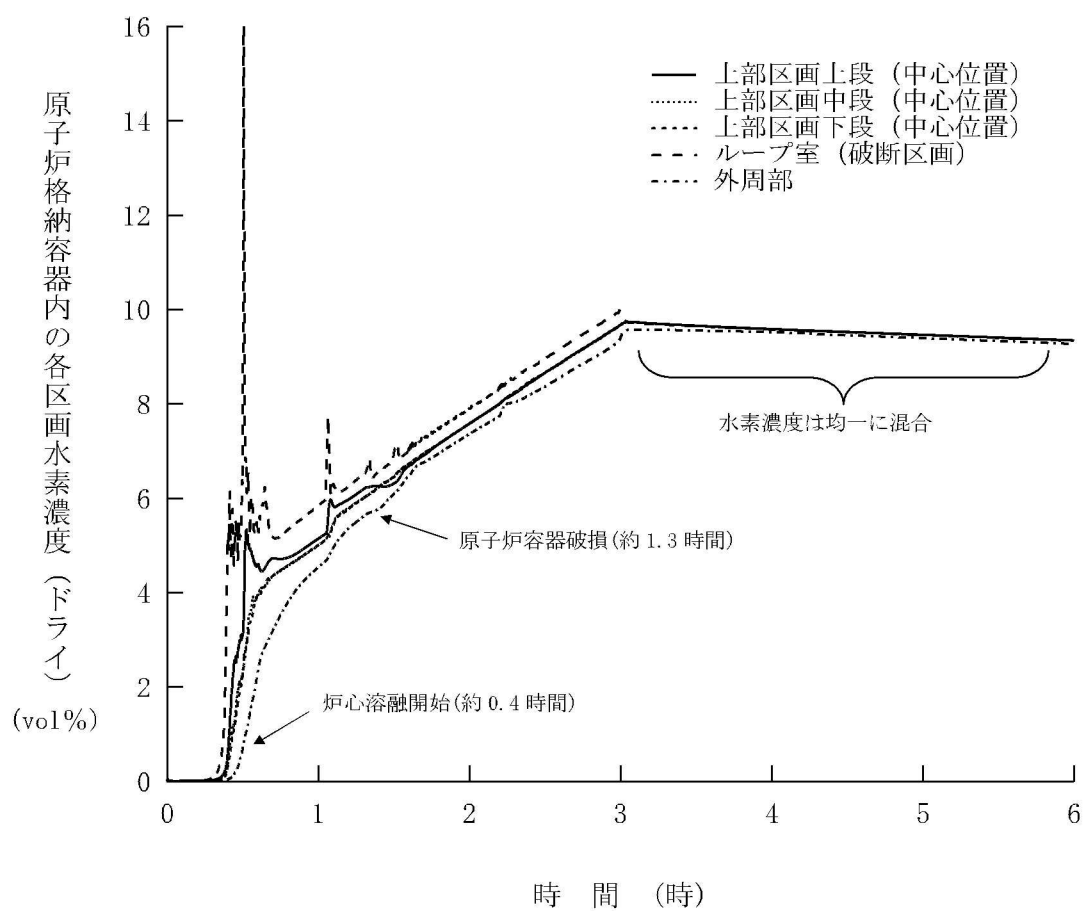
第 7. 2. 4. 8 図 燃料最高温度の推移



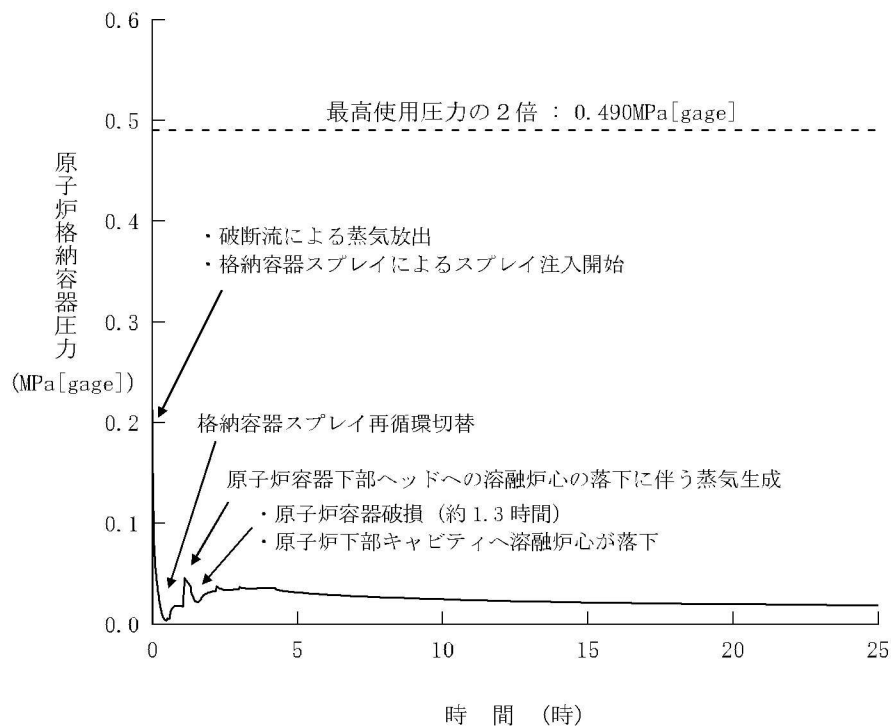
第 7. 2. 4. 9 図 ジルコニウム-水反応割合の推移



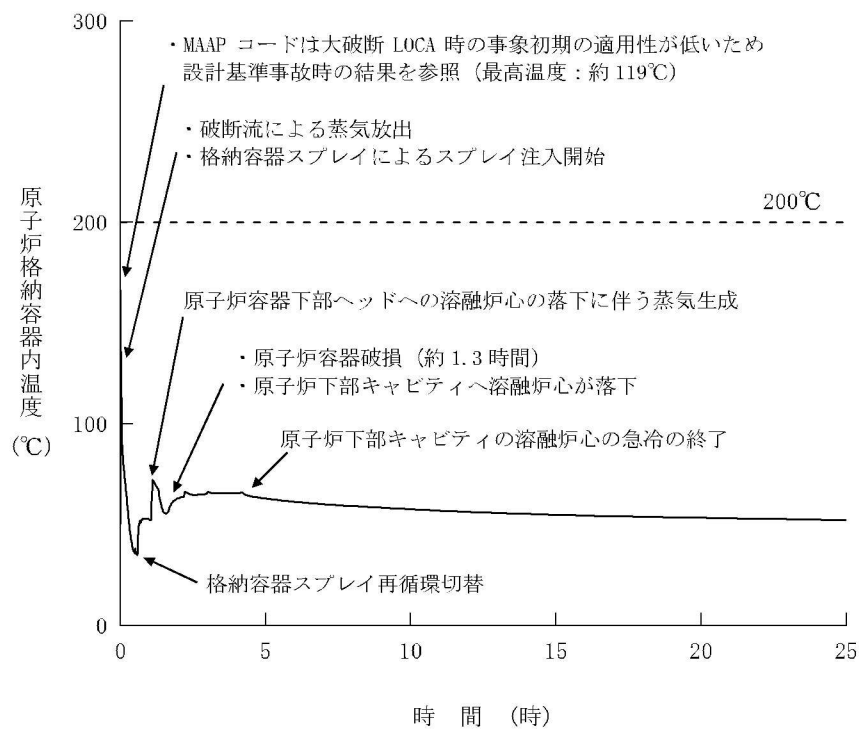
第 7. 2. 4. 10 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC コード)



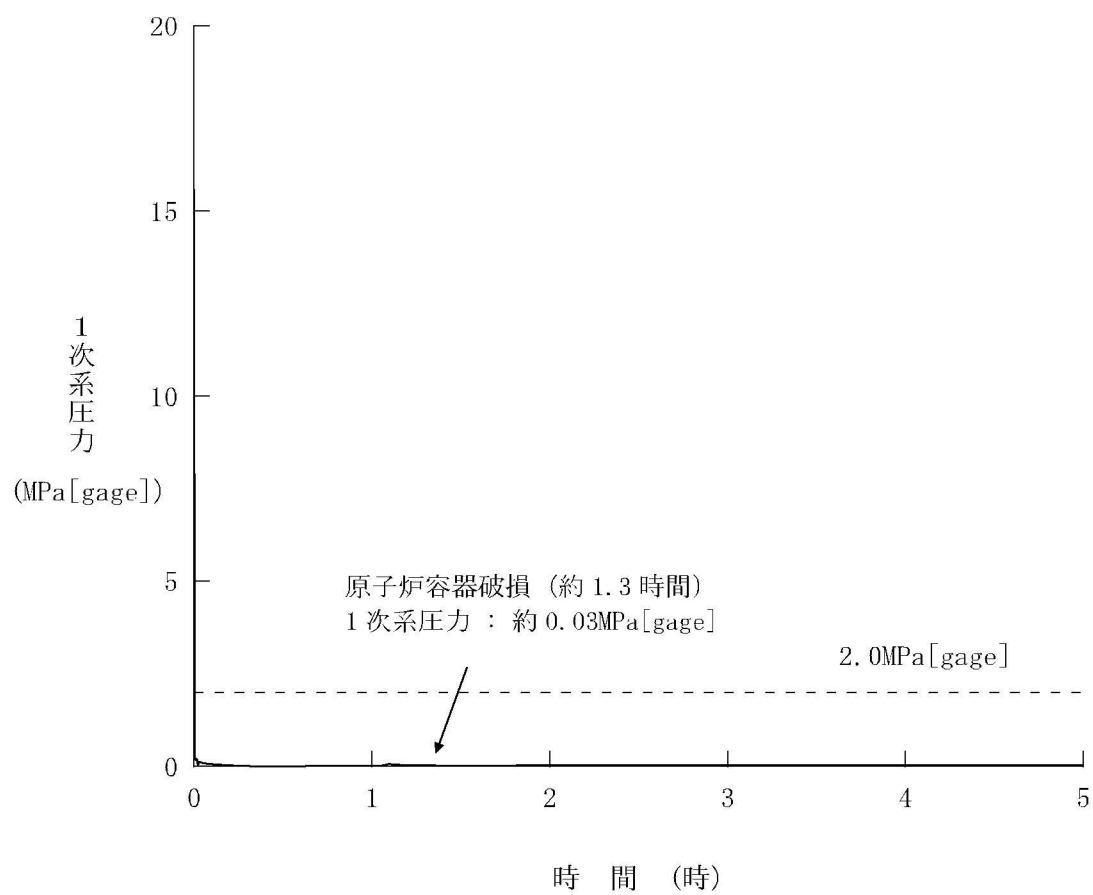
第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移
(GOTHIC コード)



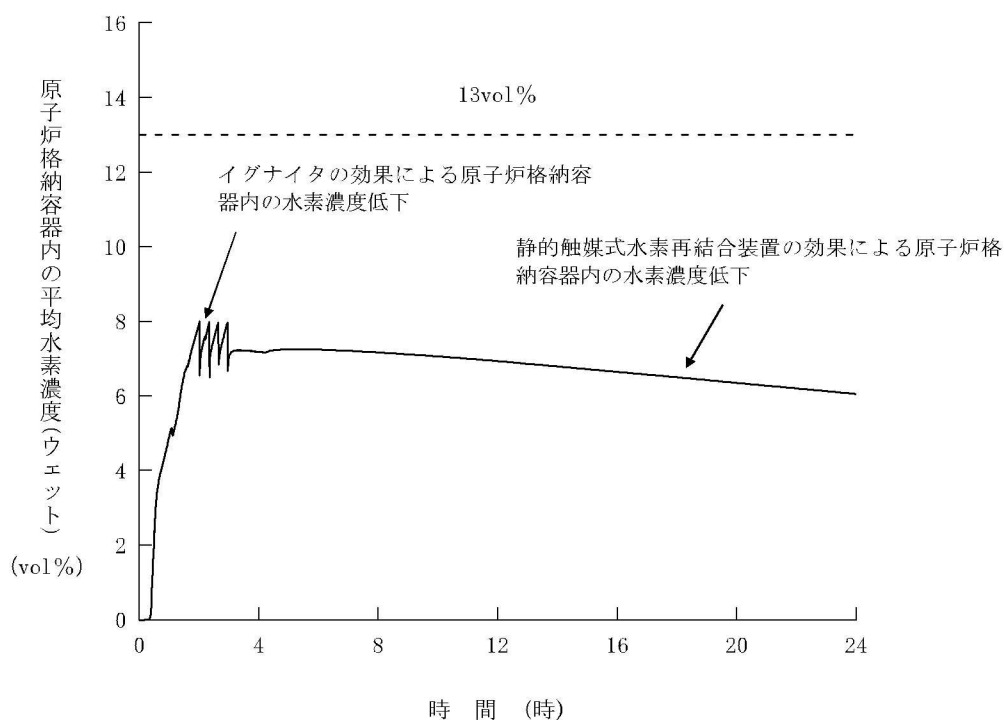
第 7.2.4.12 図 原子炉格納容器圧力の推移



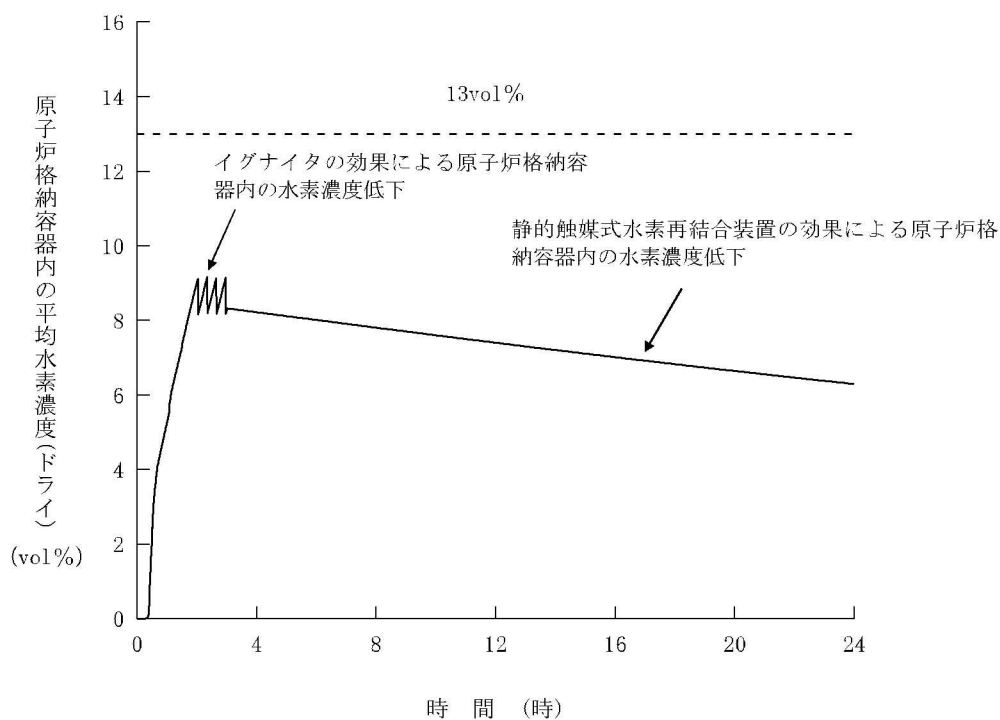
第 7.2.4.13 図 原子炉格納容器内温度の推移



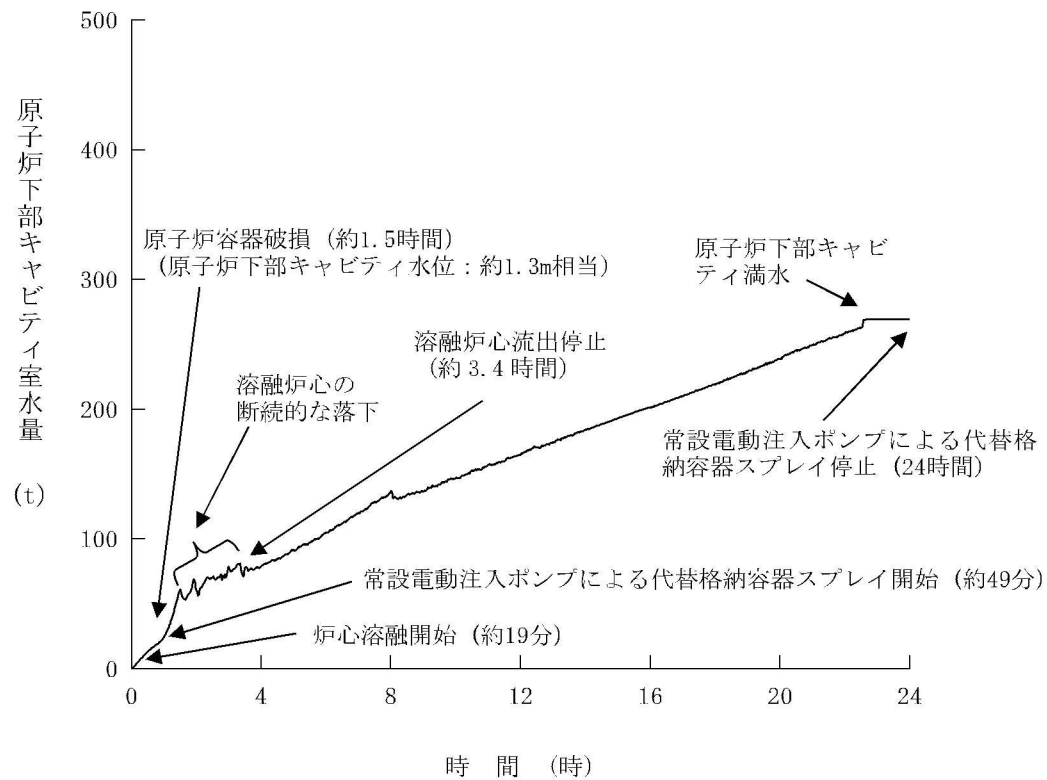
第 7.2.4.14 図 1 次系圧力の推移



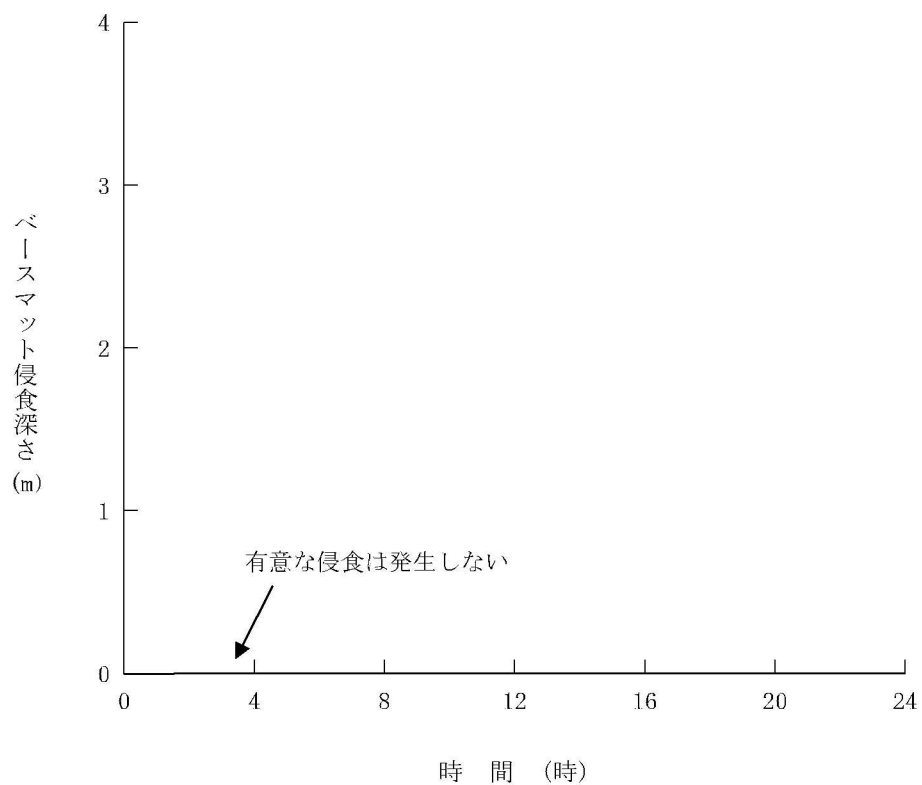
第 7. 2. 4. 15 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移
（イグナイタの効果に期待する場合）



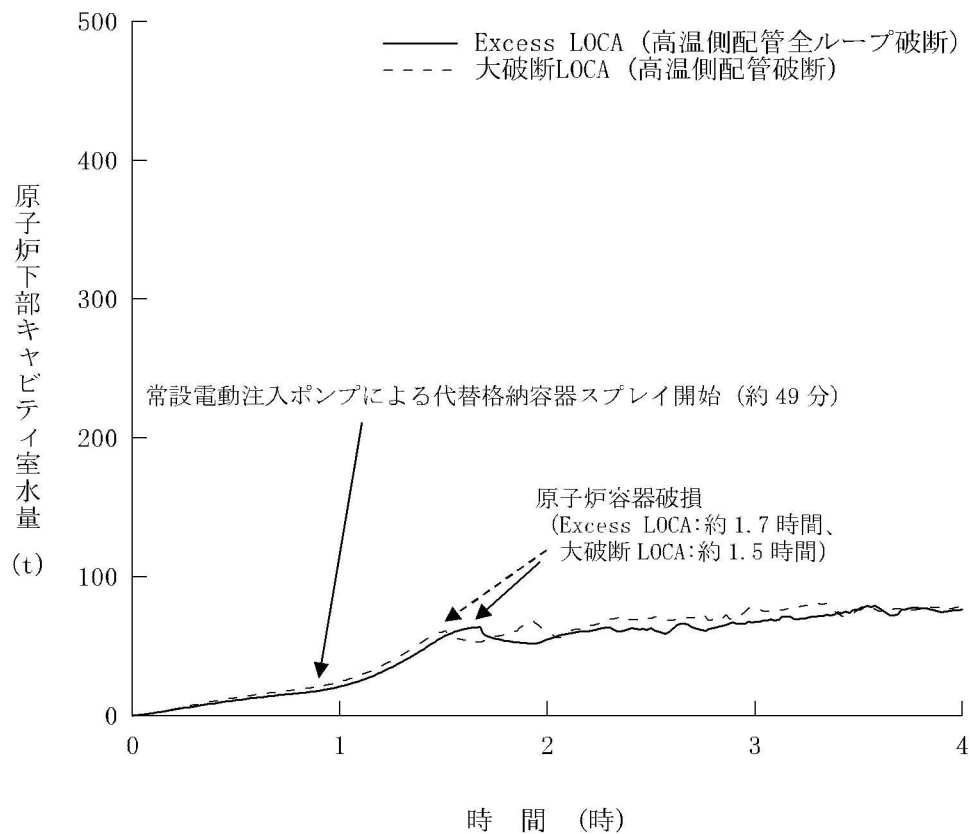
第 7. 2. 4. 16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移
（イグナイタの効果に期待する場合）



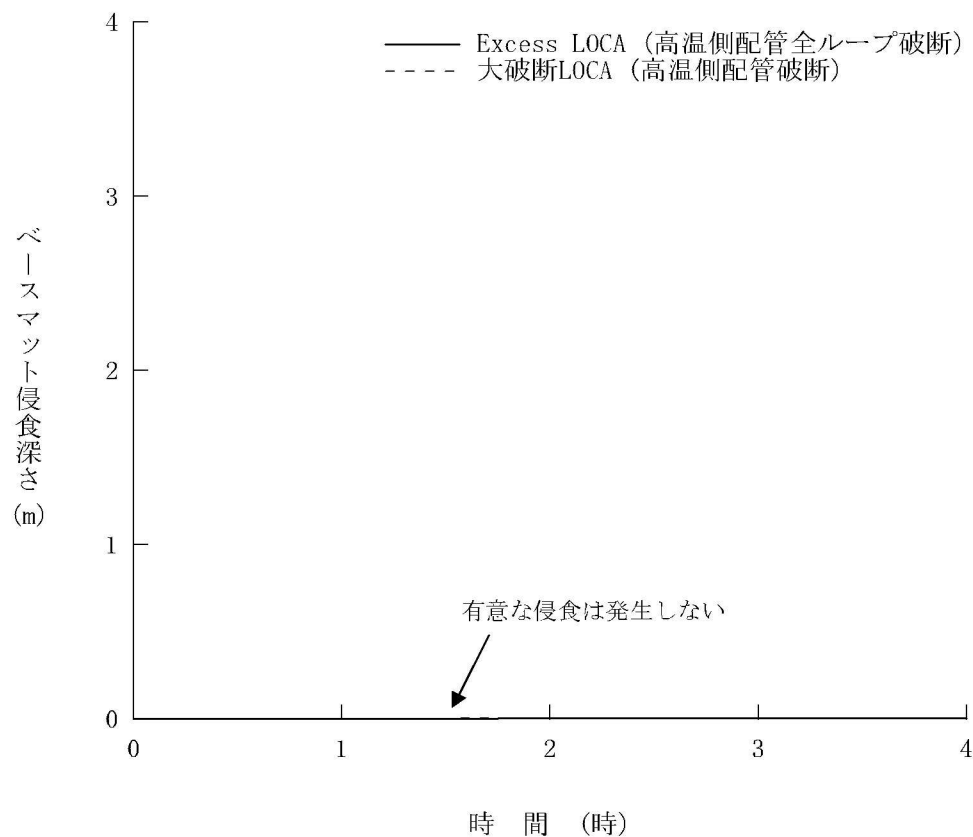
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移



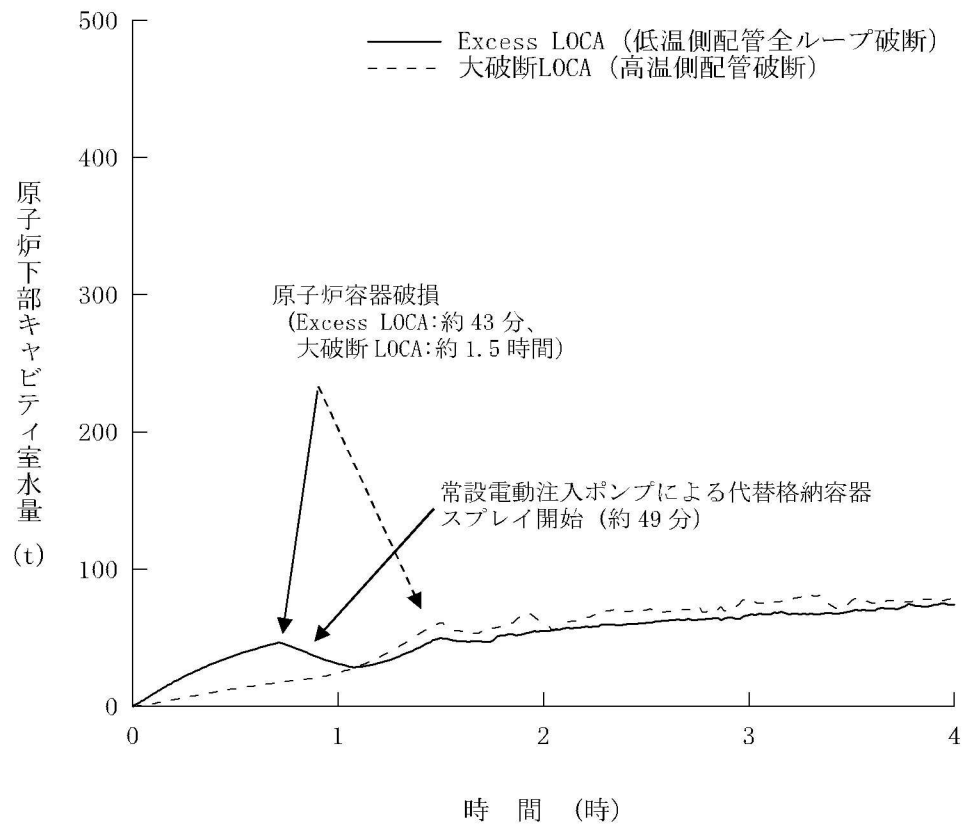
第 7.2.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移



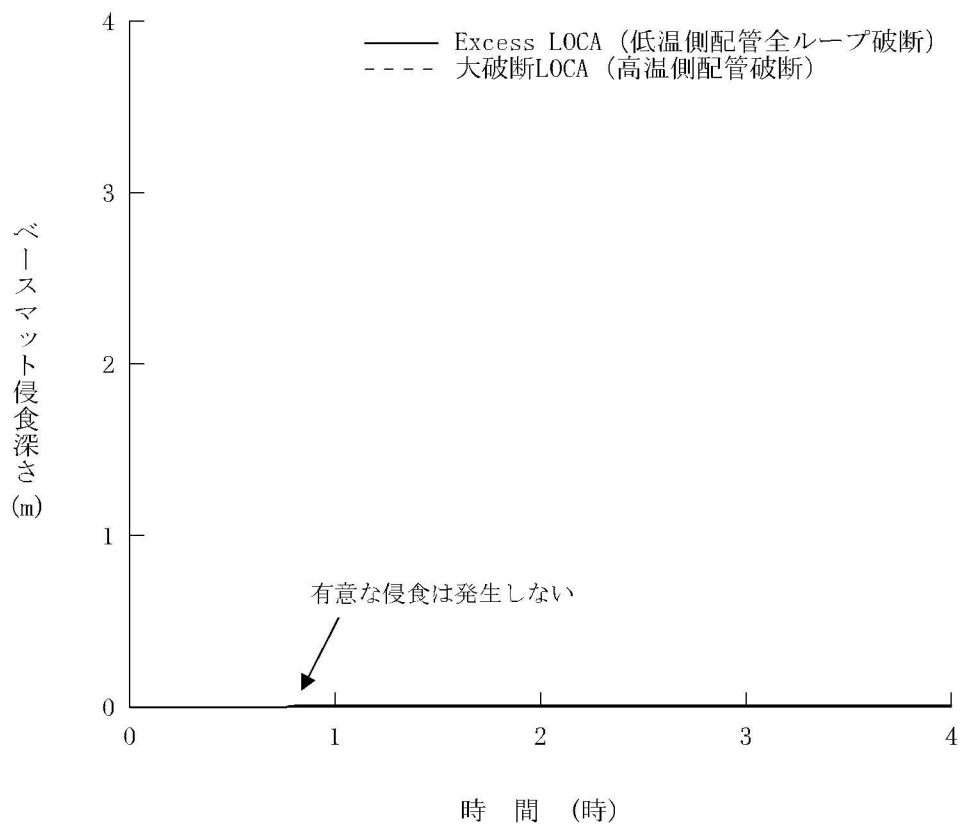
第 7. 2. 5. 3 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



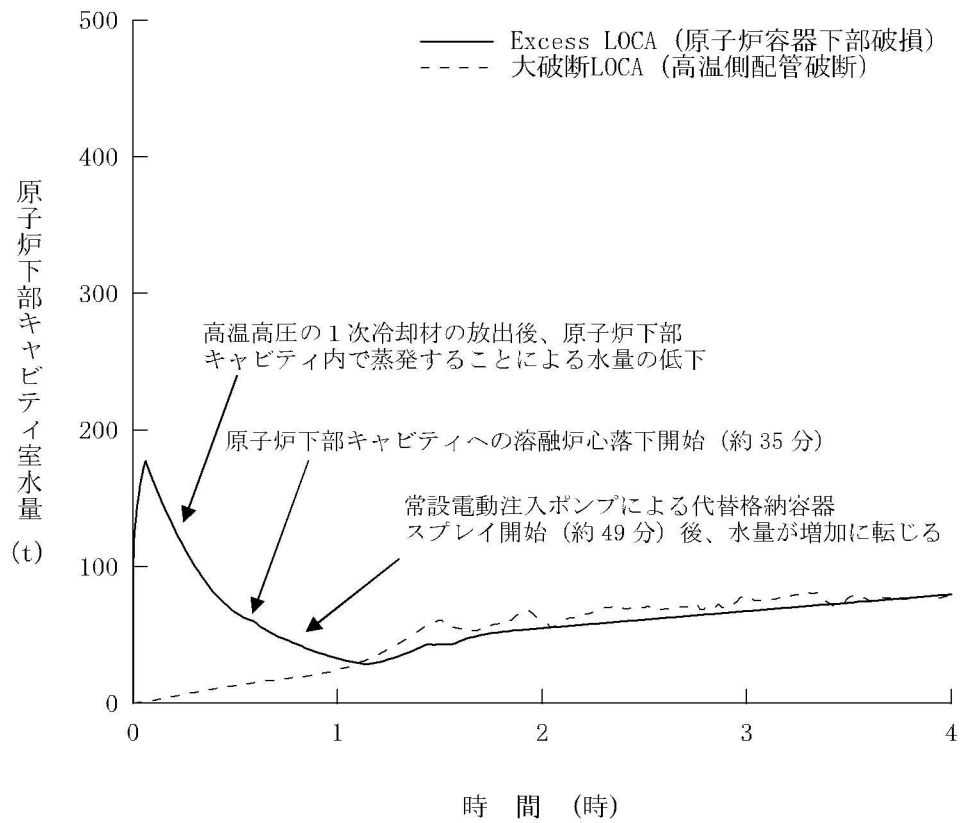
第 7. 2. 5. 4 図 ベースマツト侵食深さの推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



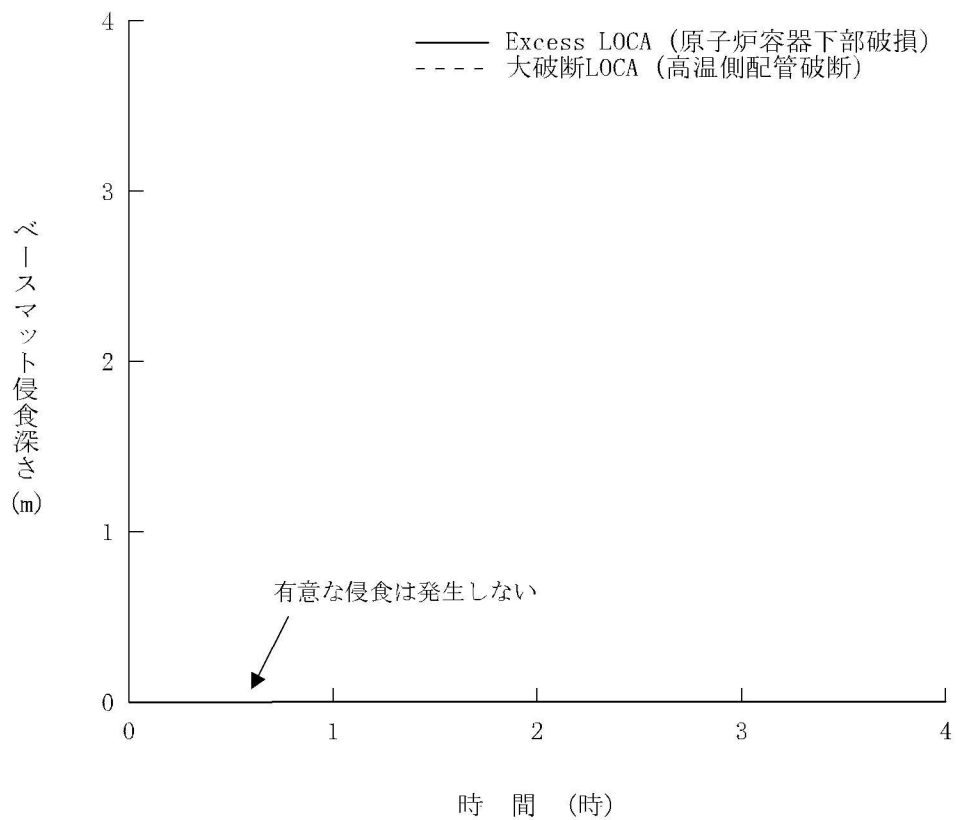
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



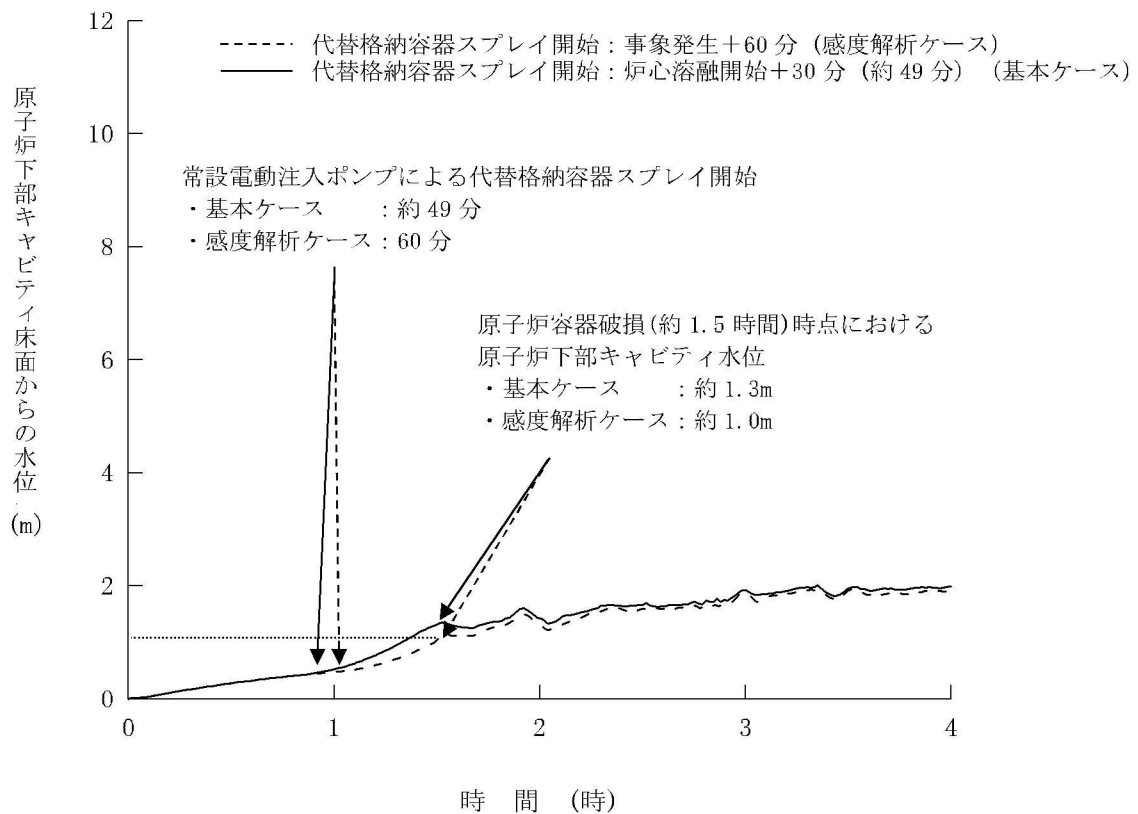
第 7.2.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



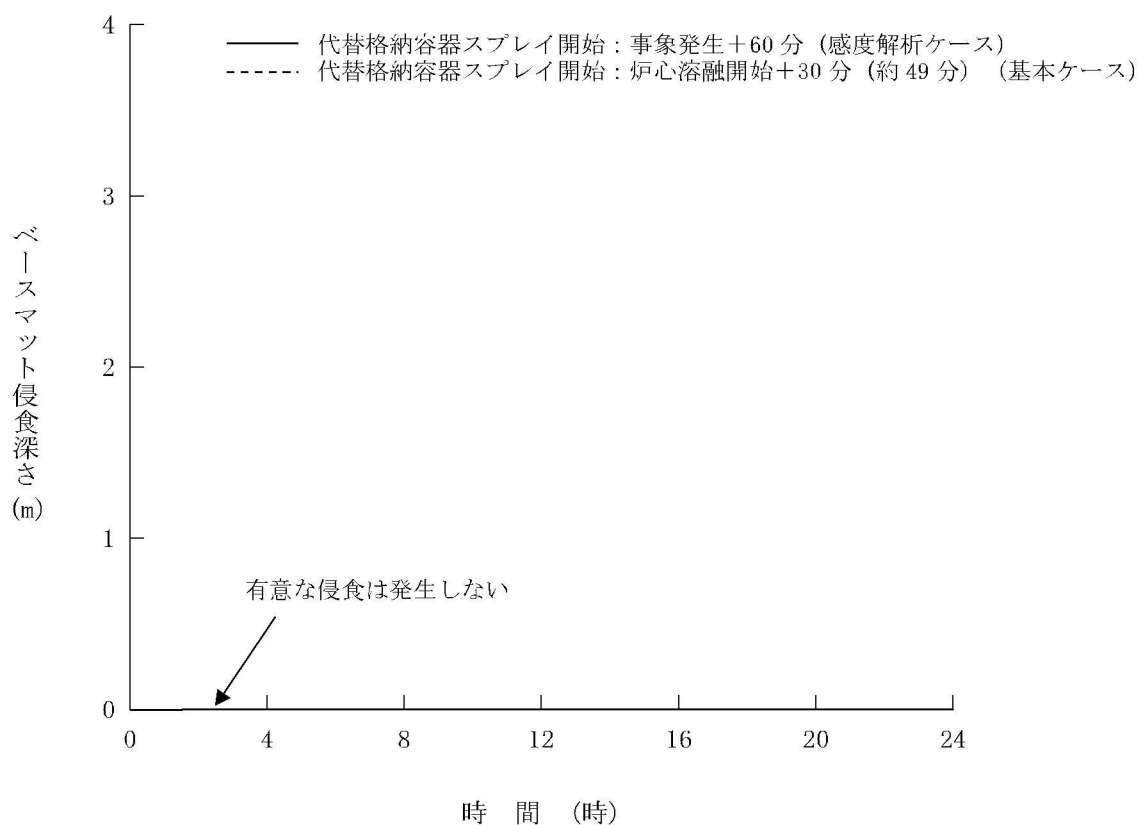
第 7.2.5.7 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



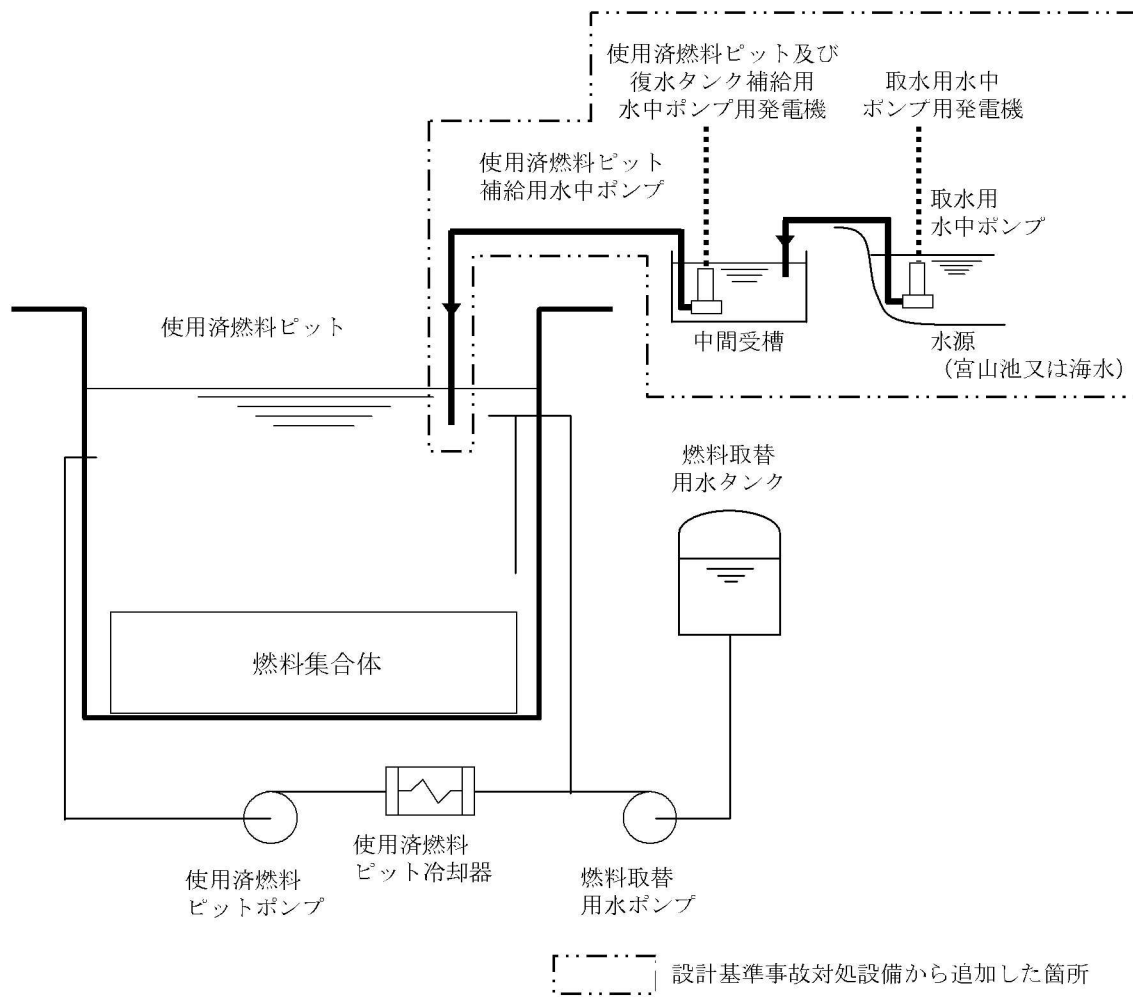
第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さの推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



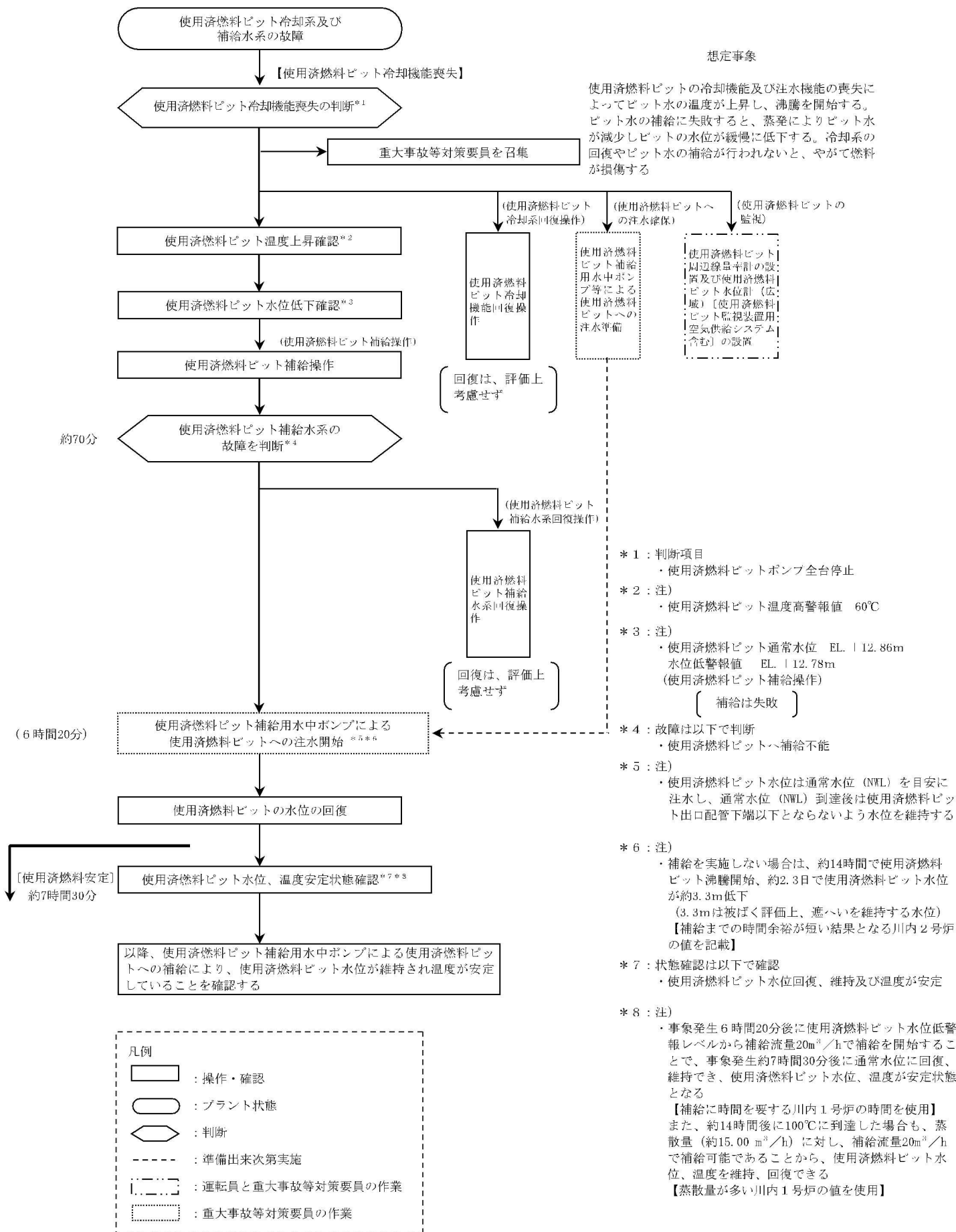
第7.2.5.9図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
 （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



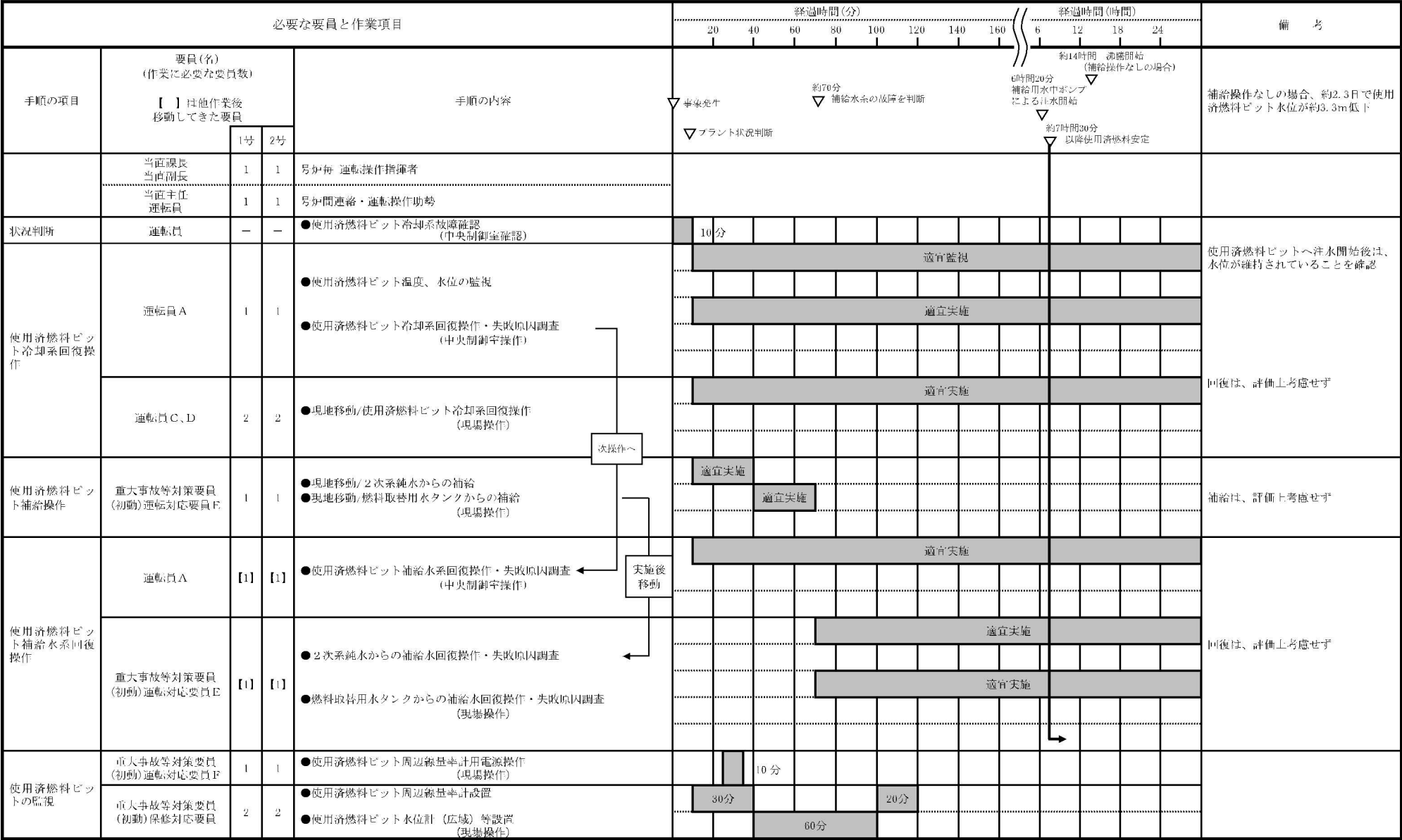
第7.2.5.10図 ベースマツト侵食深さの推移
 （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



第7.3.1.1図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図



第 7.3.1.2 図 想定事故 1 「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の対応手順の概要 (想定事故 1 の事象進展)



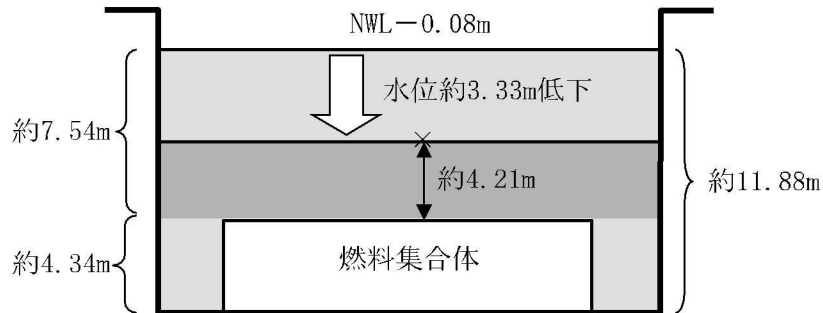
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、个体指揮、通報連絡等を行う

第 7. 3. 1. 3 図 想定事故 1（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）の作業と所要時間（1／2）

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)														備 考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容															
	1号	2号																
	【 】は他作業後移動してきた要員			約14時間 湧騰開始 ▽ (補給操作なしの場合)														補給操作なしの場合、約2.3日で使用済燃料ピット水位が約3.3m低下
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員(初動) 8名 + 重大事故等対策要員(初動後) 12名	8+12	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬		1時間													事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される <

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

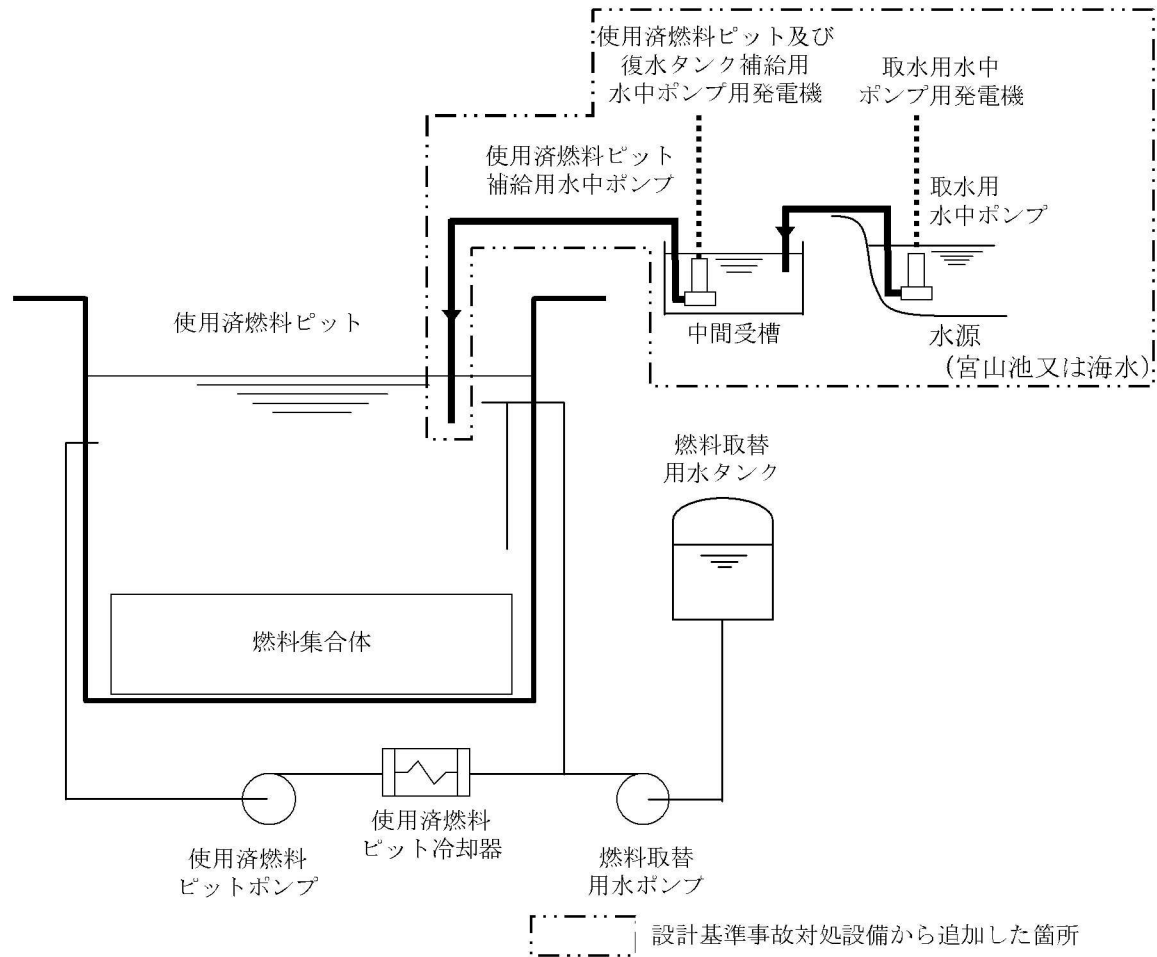
第 7. 3. 1. 3 図 想定事故 1（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）の作業と所要時間（2／2）



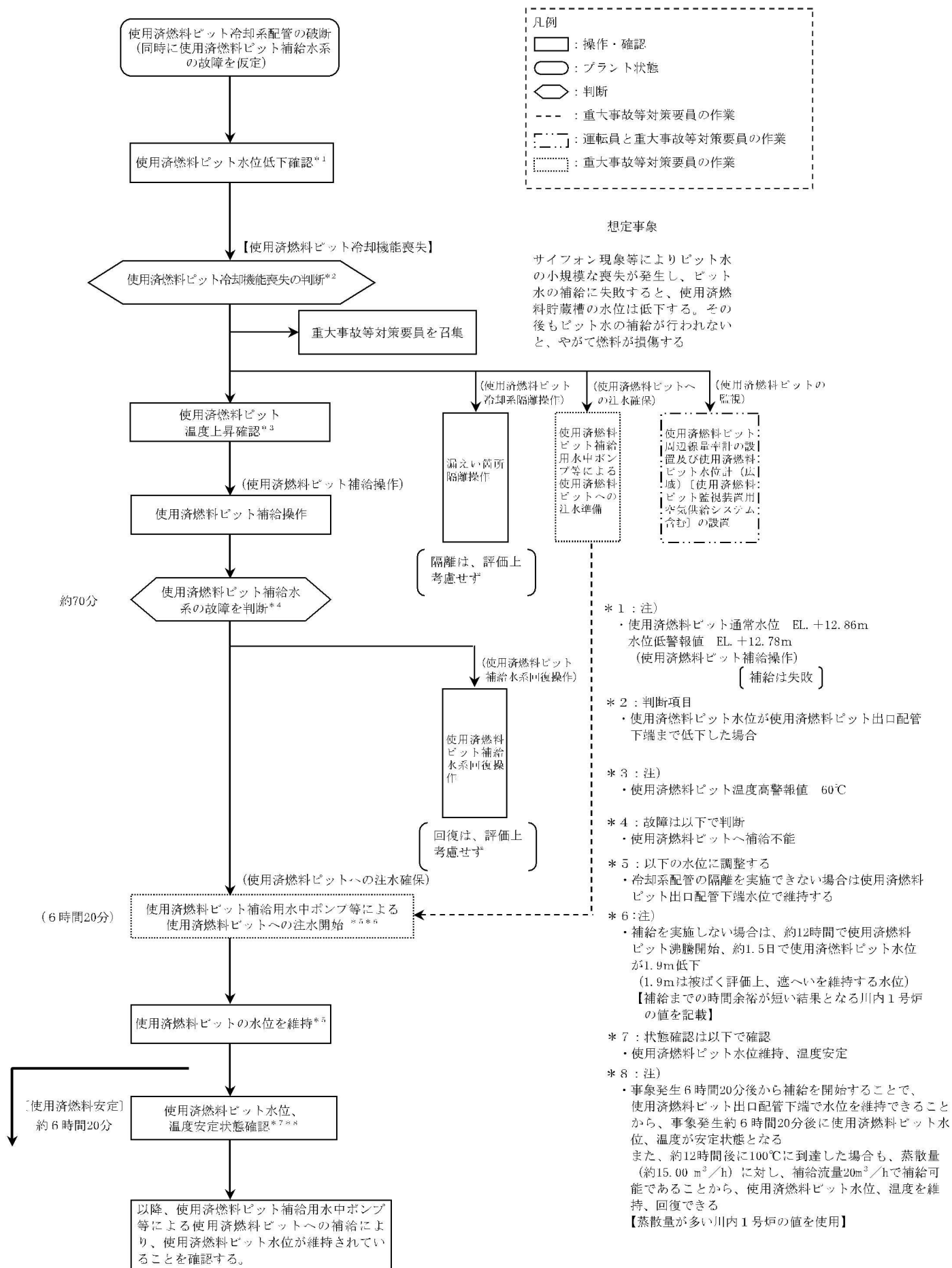
使用済燃料ピット水位概略図

	評 価 結 果
① 3.3m分の評価水量	—
Aピット	約308.5m ³
Bピット	約308.5m ³
計	約617m ³
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約14.32m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により3.3m水位が低下する時間 (①/②)	約1.7日間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約14時間
合計 (③+④)	約2.3日間

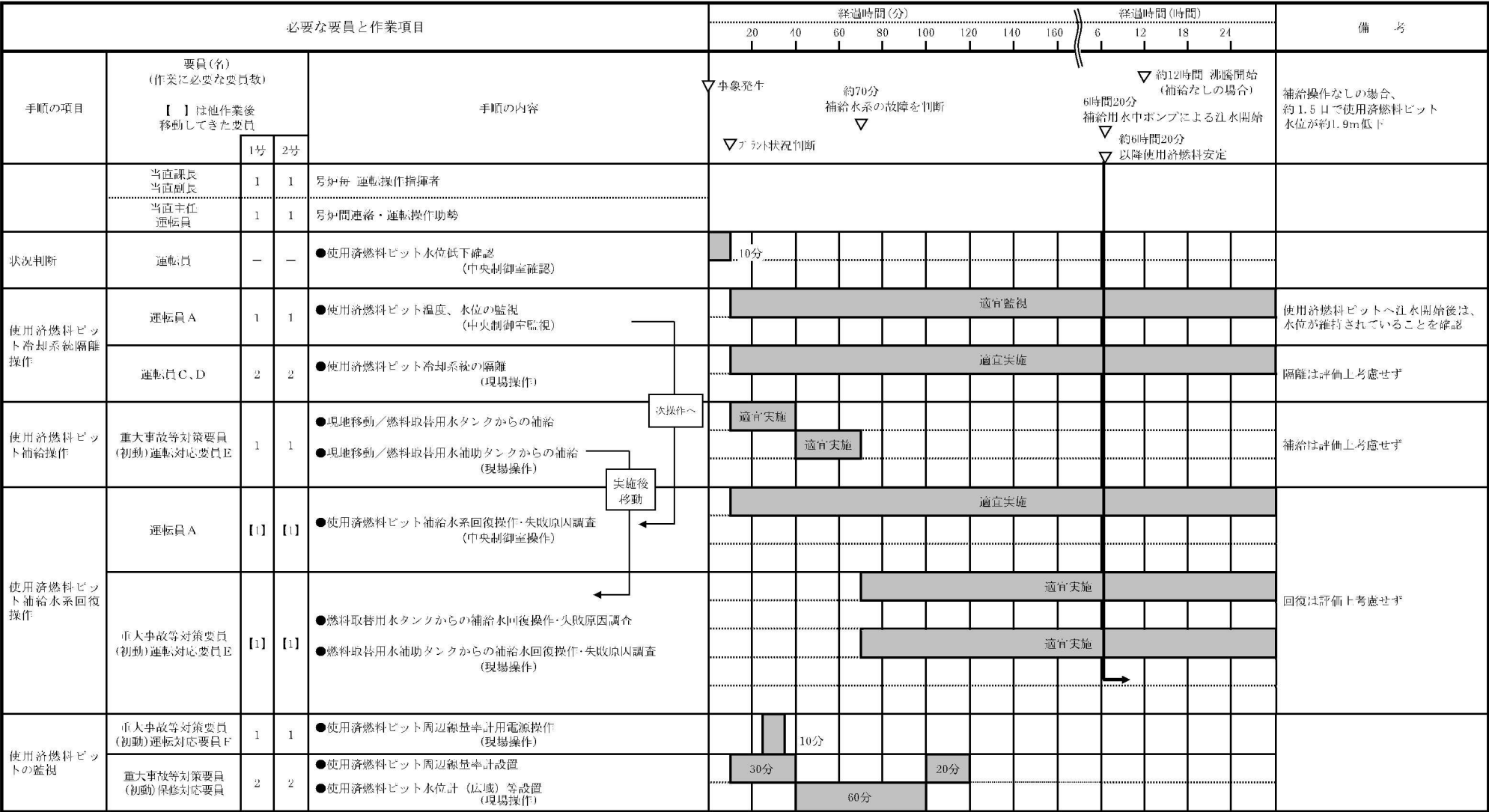
第 7.3.1.4 図 使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



第 7.3.2.1 図 想定事故 2 の重大事故等対策の概略系統図



第 7.3.2.2 図 想定事故 2 「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の対応手順の概要
(想定事故 2 の事象進展)



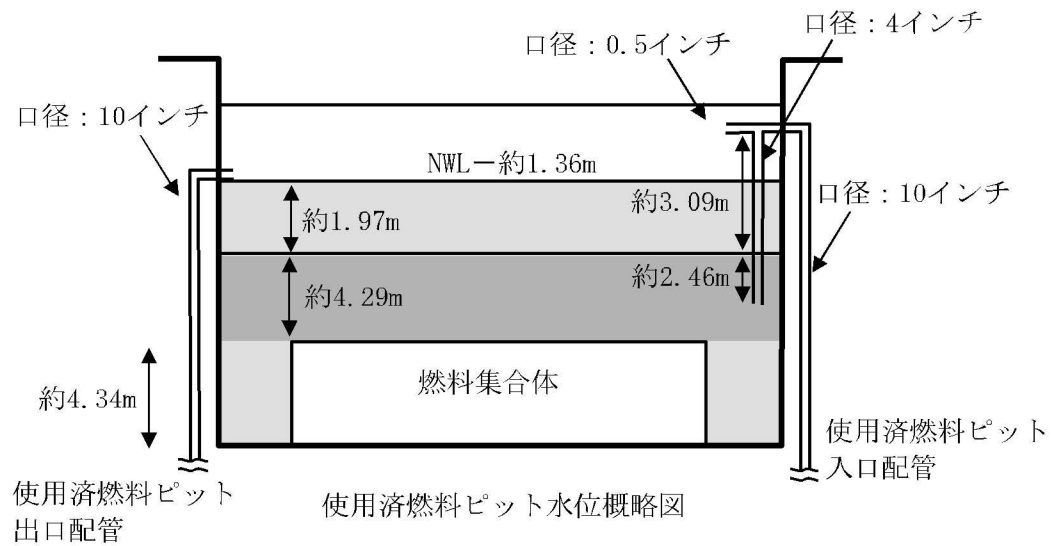
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 7.3.2.3 図 想定事故 2（使用済燃料ビット冷却系配管の破断）における作業と所要時間（1/2）

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																備 考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容																	補給操作なしの場合、約1.5 日で使用済燃料ピット水位が 約1.9m低下
	1号	2号		▽ 約12時間 沸騰開始 (補給操作なしの場合)																
使用済燃料ピットへの注水確保	8+12		●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等 の運搬		1時間															市象発生後2時間14分でアクセス ルートが復旧される アクセスルート復旧を考慮 すると、1時間14分増加となる が、使用済燃料ピット水位が 約1.9m低下する約1.5日まで に対応可能である
	[5]	[5]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置		30分	(水中ポンプ用発電機設置)														
					4時間	(ポンプ、ホース等設置)														
	[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油				20分	(中間受槽へ水張り)												
							起動、監視、給油				約6.6時間ごとに給油									
	[5]	[5]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等 の設置		1時間	(中間受槽設置)														
使用済燃料ピットの監視					30分	(水中ポンプ用発電機設置)														
					2時間	(ポンプ、ホース等設置)														
	[1]	[1]	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油							⇒SFPへの注水可能(6時間20分)										
							起動、監視、給油				約6.6時間ごとに給油									
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油				80分													
							起動、監視、給油				約6.6時間ごとに給油									

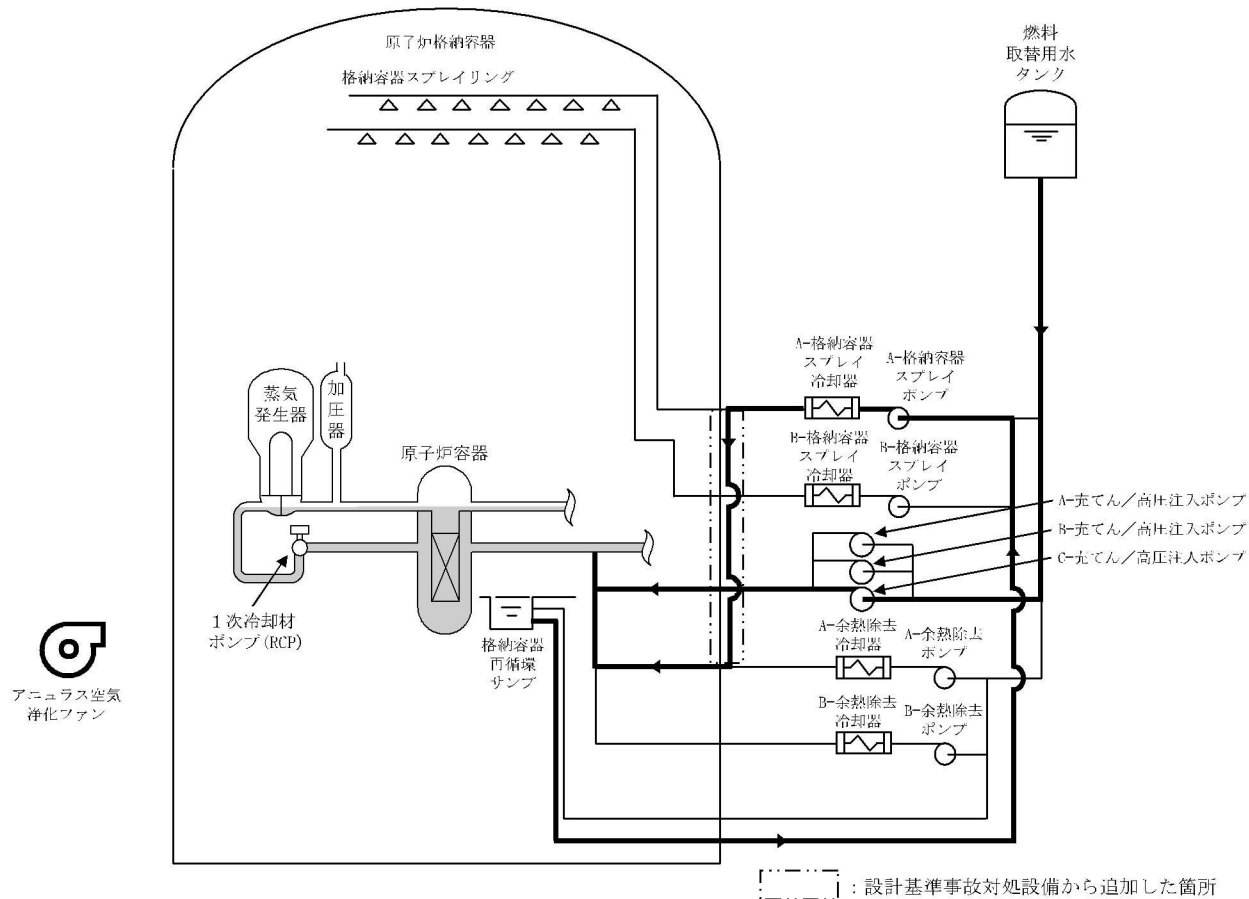
・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第 7.3.2.3 図 想定事故 2（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）における作業と所要時間（2／2）

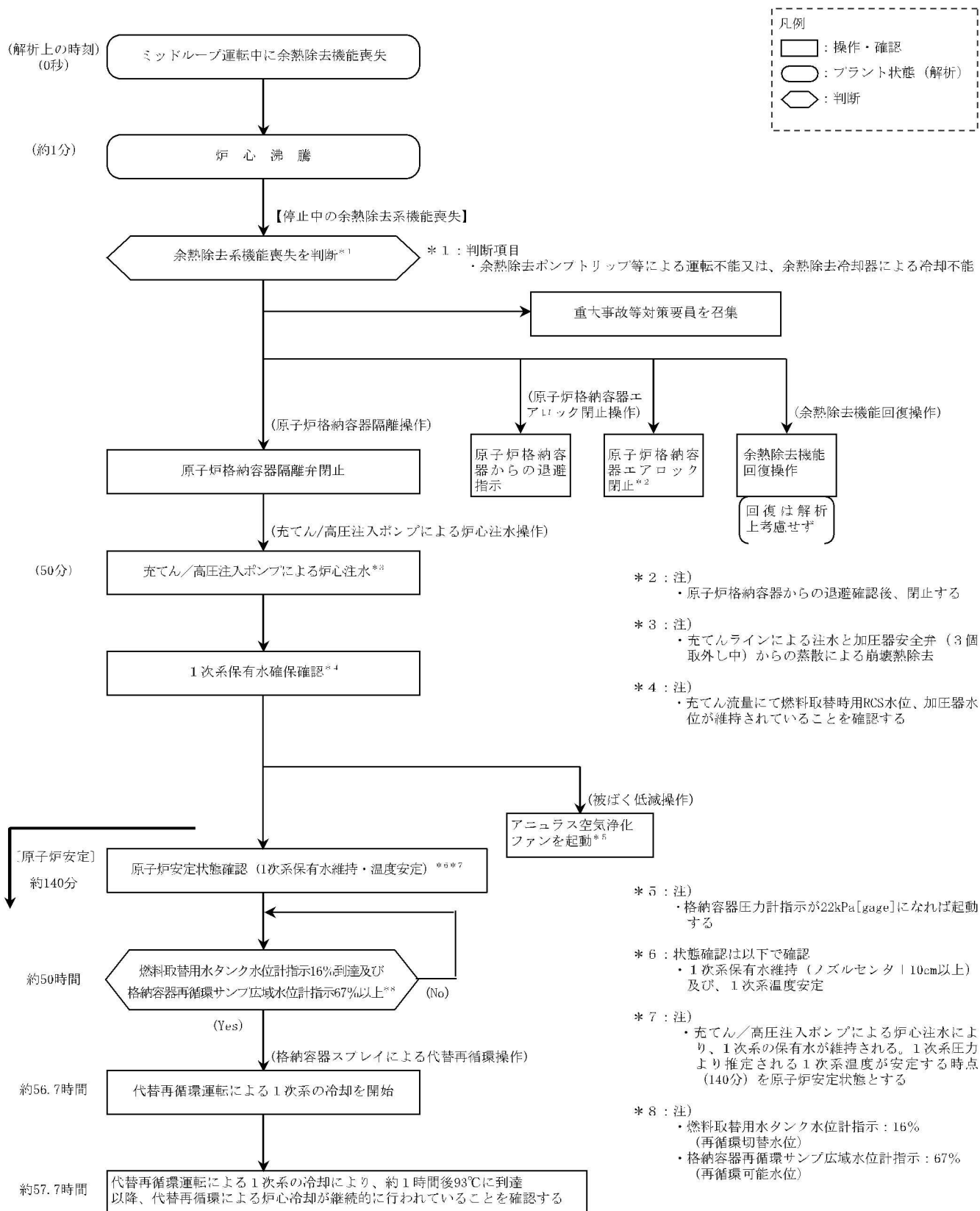


	評 価 結 果
① 1.9m分の評価水量	—
Aピット	約182.1m ³
Bピット	約201.9m ³
計	約384m ³
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約15.00m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により1.9m水位が低下する時間 (①/②)	約1.0日間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約12時間
合計 (③+④)	約1.5日間

第 7.3.2.4 図 使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



第 7.4.1.1 図 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）時の重大事故等対策の概略系統図

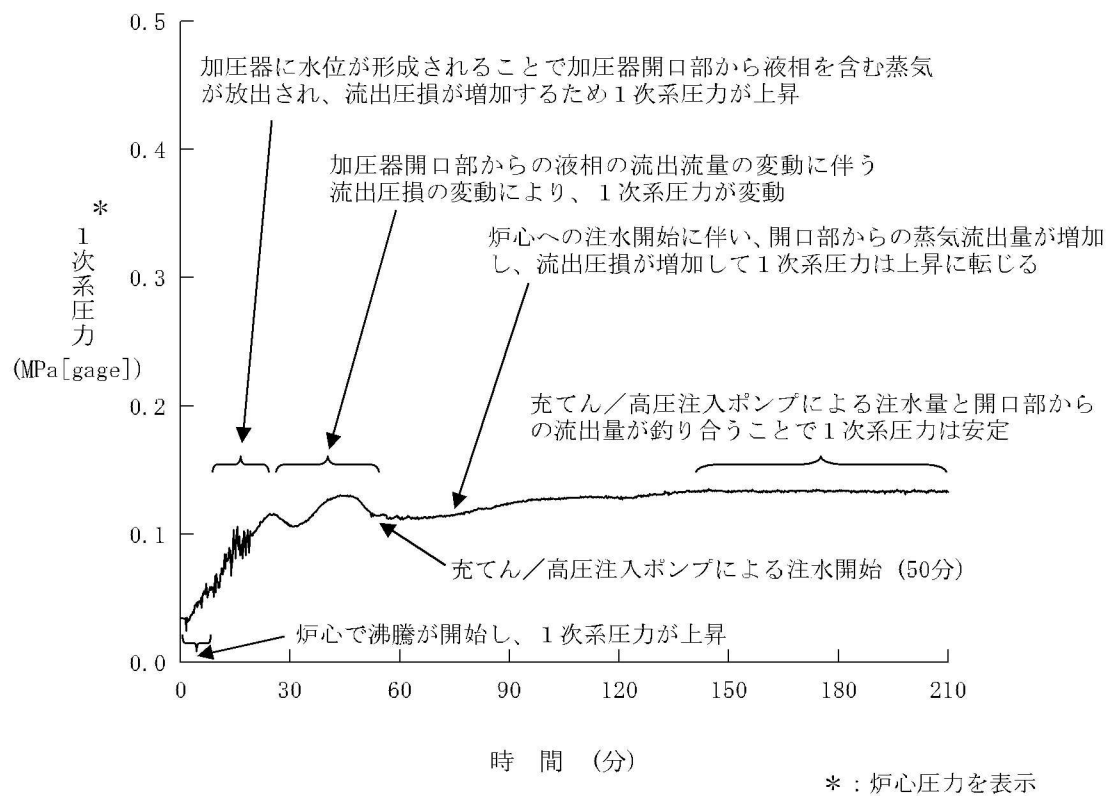


第 7.4.1.2 図 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

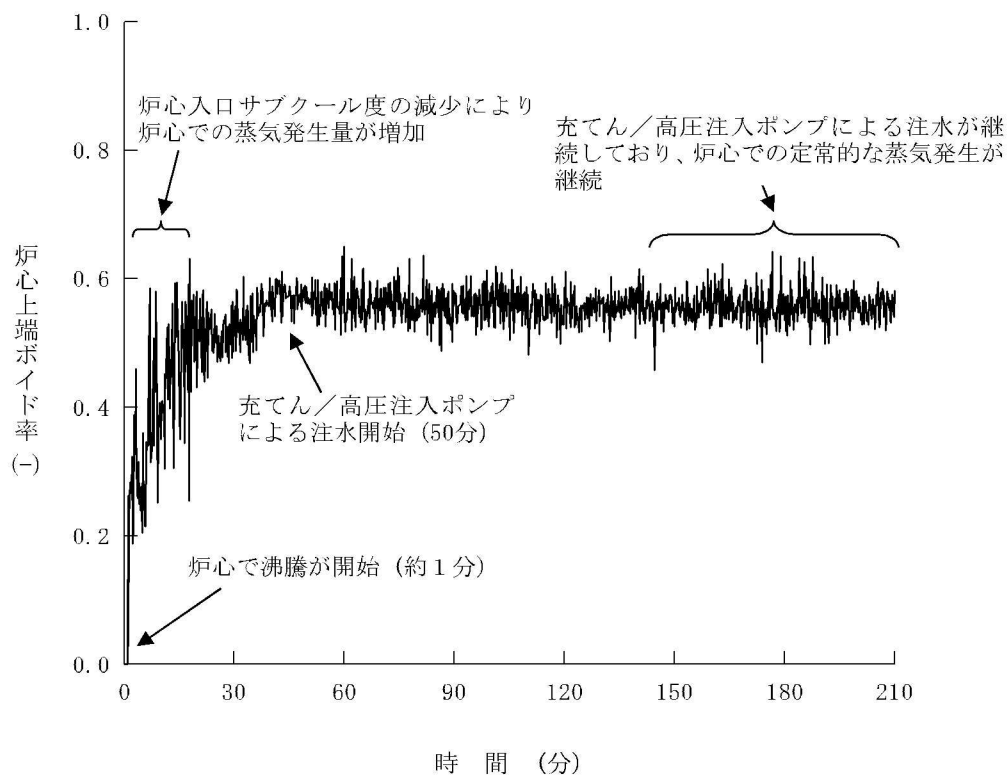
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																経過時間(時間)						備考									
手順の項目	変員(名) (作業に必要な変員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容																															
		1号	2号		10	20	30	40	50	60	100	120	140	160	40	50	60																		
					▽ 事象発生																														
					▽ 30分経過までに充てん／高圧注入ポンプによる炉心への注水																														
					▽ プラント状況判断																														
					▽ 約140分 以降原子炉安定																														
					▽ 原子炉格納容器からの退避指示																														
					▽ 10分																														
					▽ 5分																														
					▽ 30分																														
					▽ 適宜実施																														
					▽ 適宜実施																														
					▽ 適宜実施																														
					▽ 10分																														
					▽ 15分																														
					▽ 適宜実施																														

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

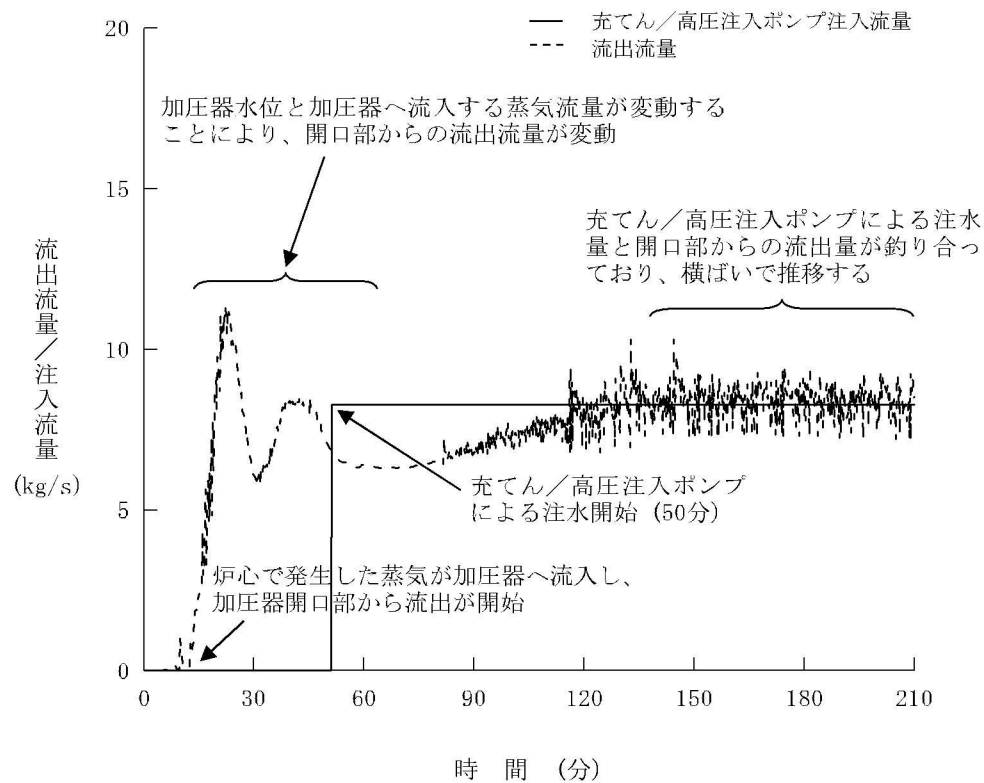
第7.4.1.3図 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時
 （燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）の作業と所要時間



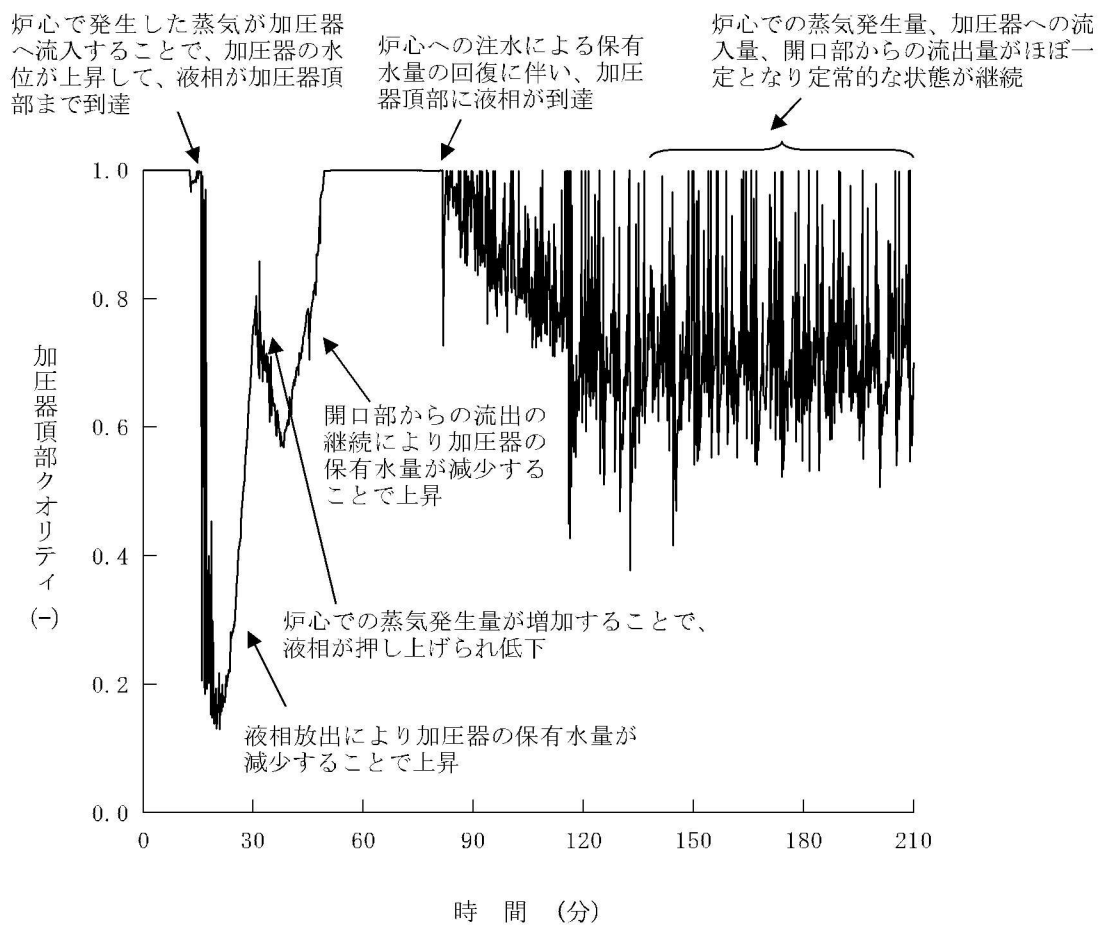
第 7. 4. 1. 4 図 1 次系圧力の推移



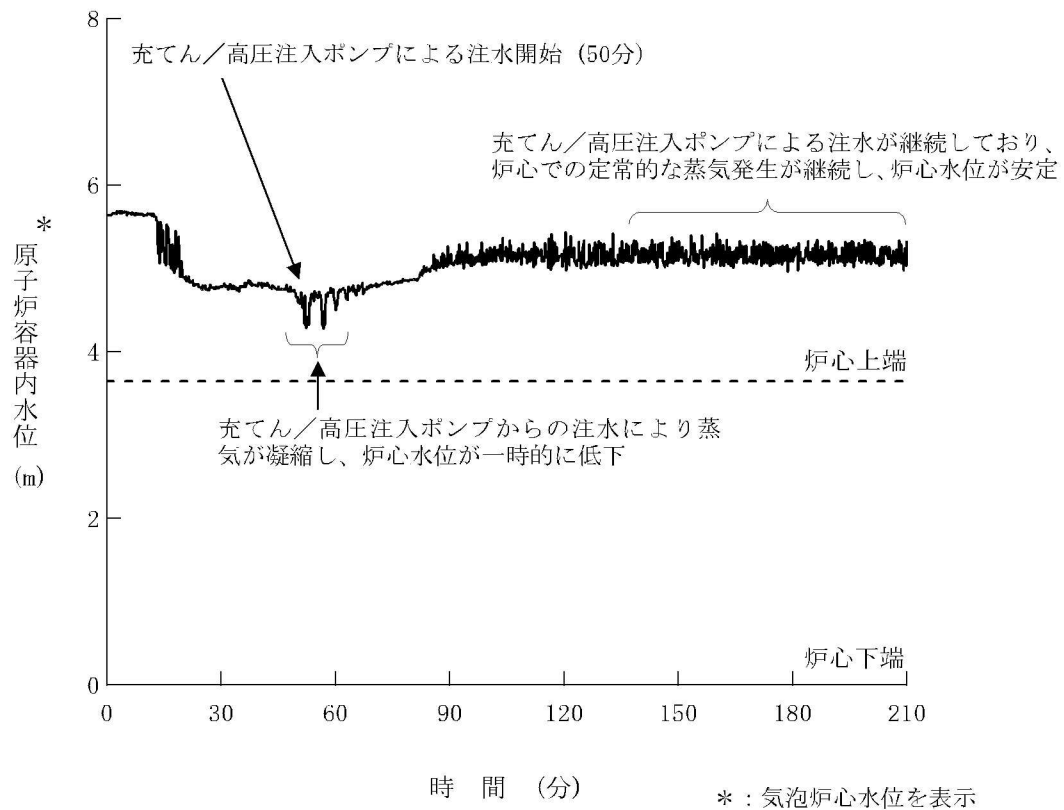
第 7. 4. 1. 5 図 炉心上端ボイド率の推移



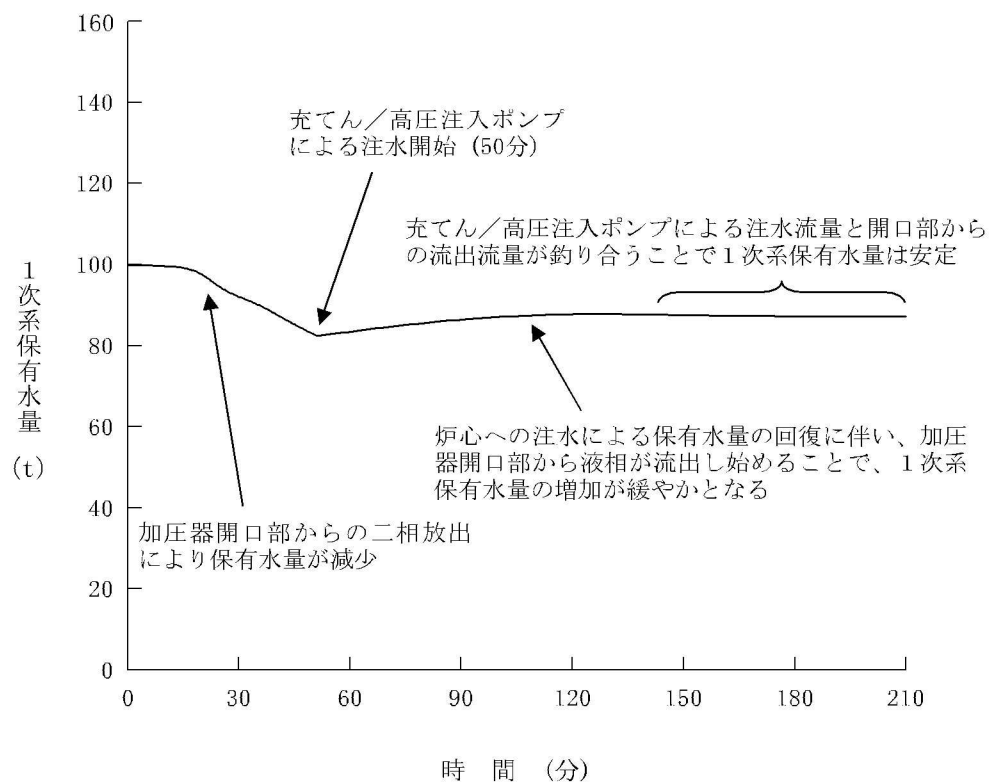
第 7.4.1.6 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



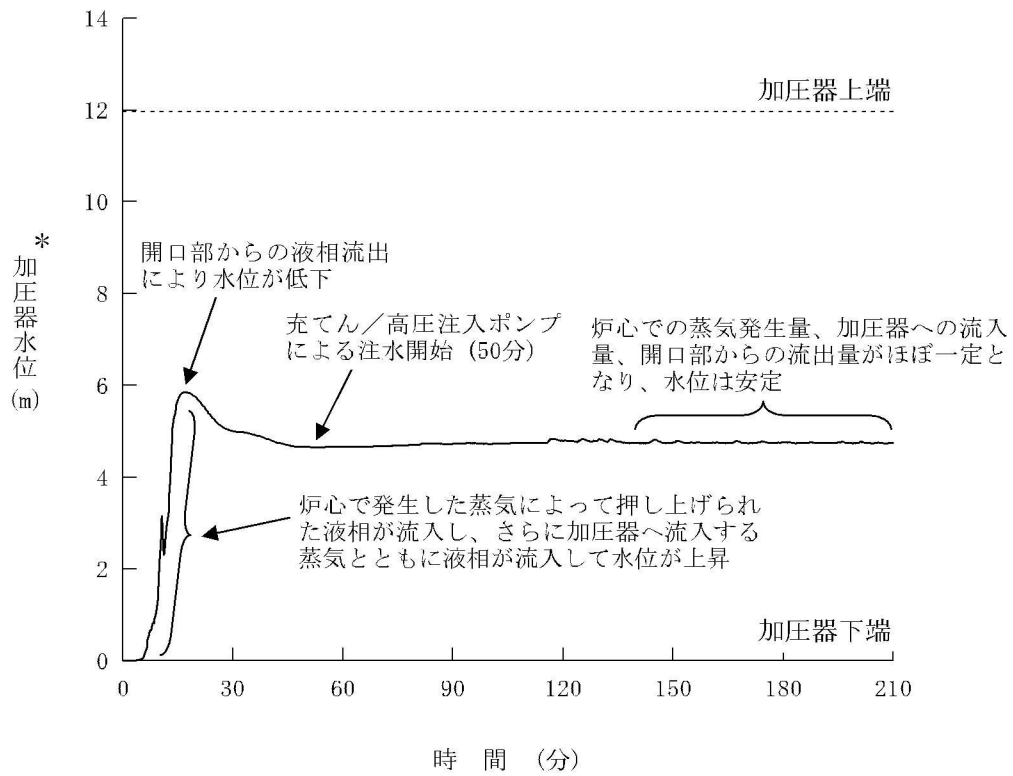
第 7.4.1.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移

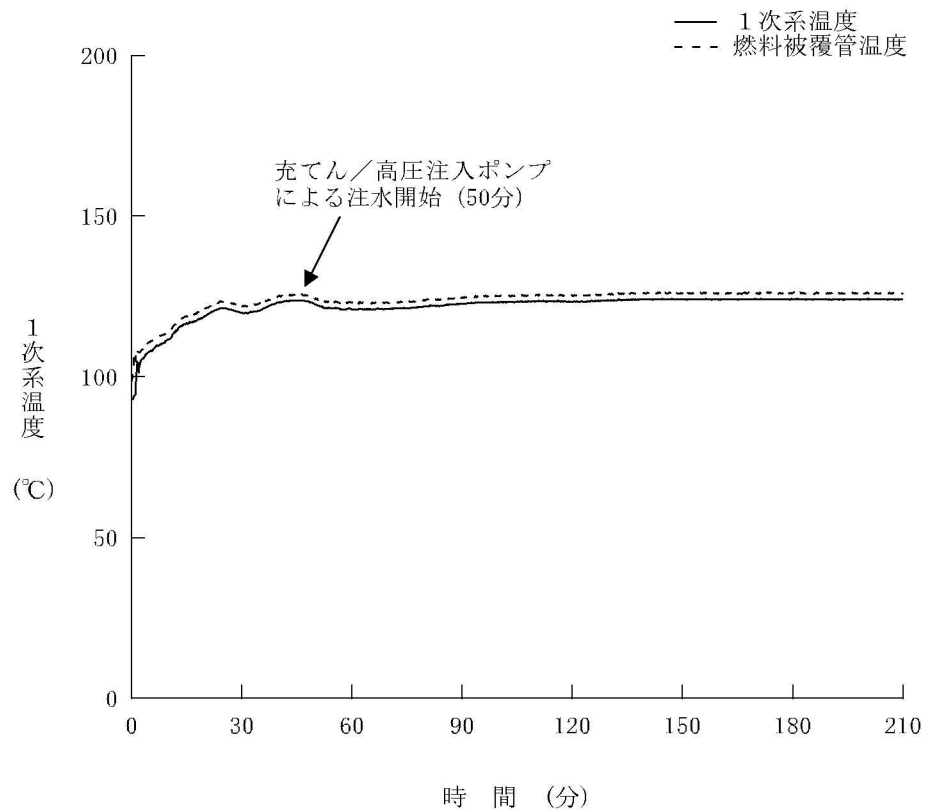


第7.4.1.9図 1次系保有水量の推移

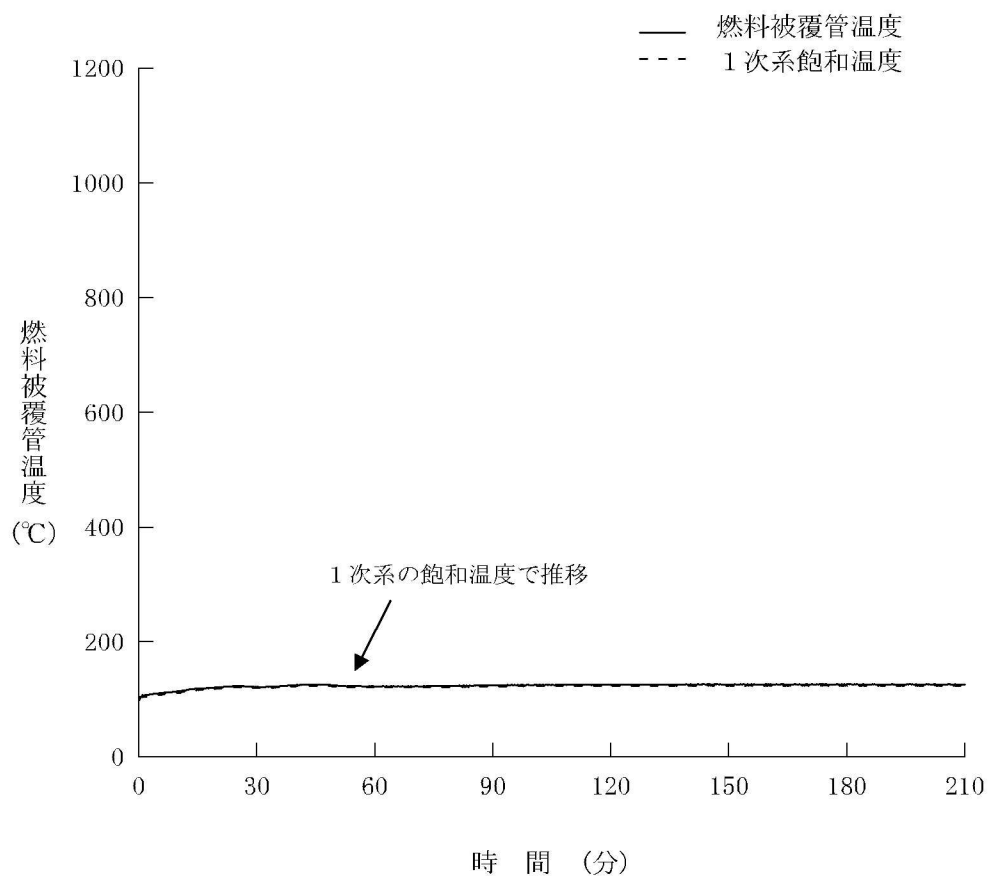


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

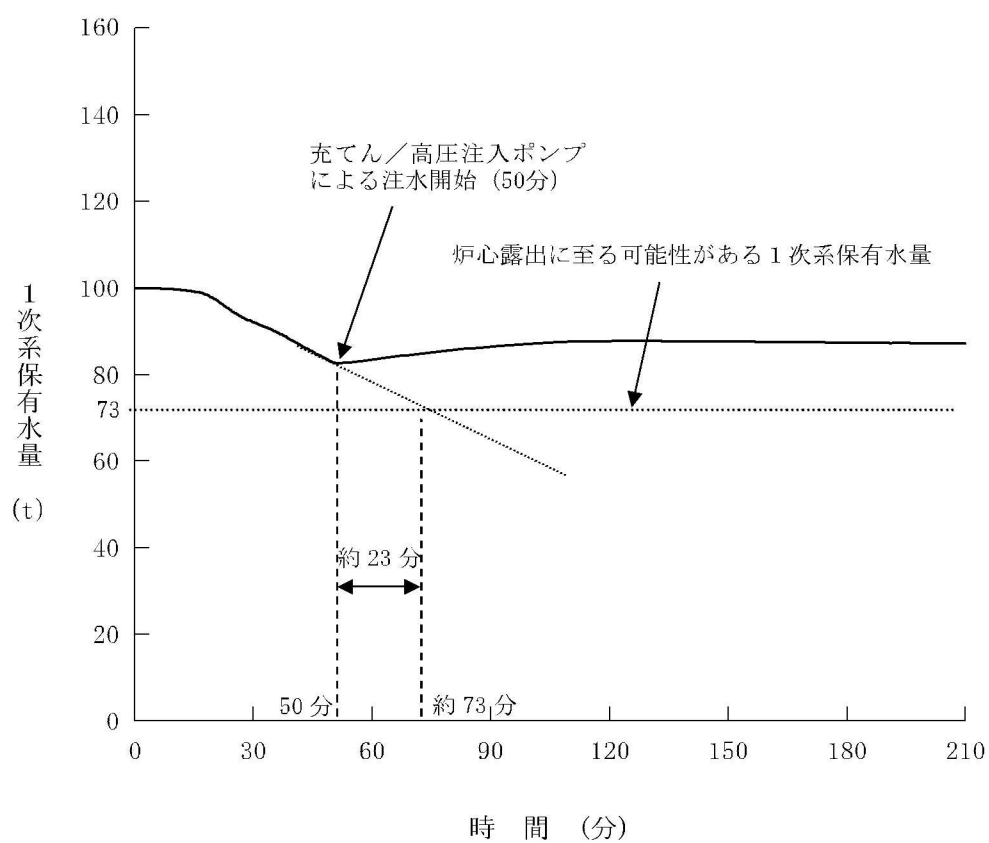
第 7. 4. 1. 10 図 加圧器水位の推移



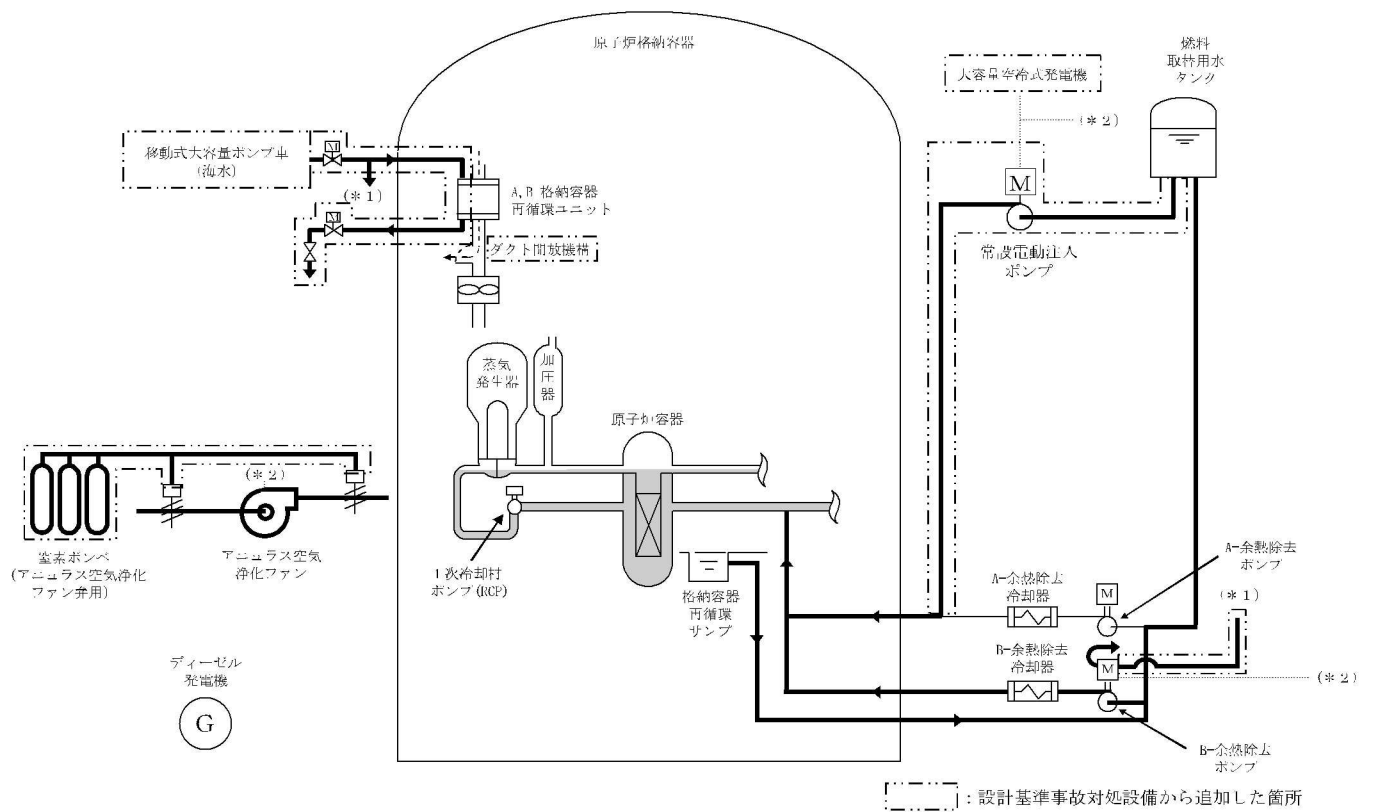
第 7. 4. 1. 11 図 1次系温度の推移



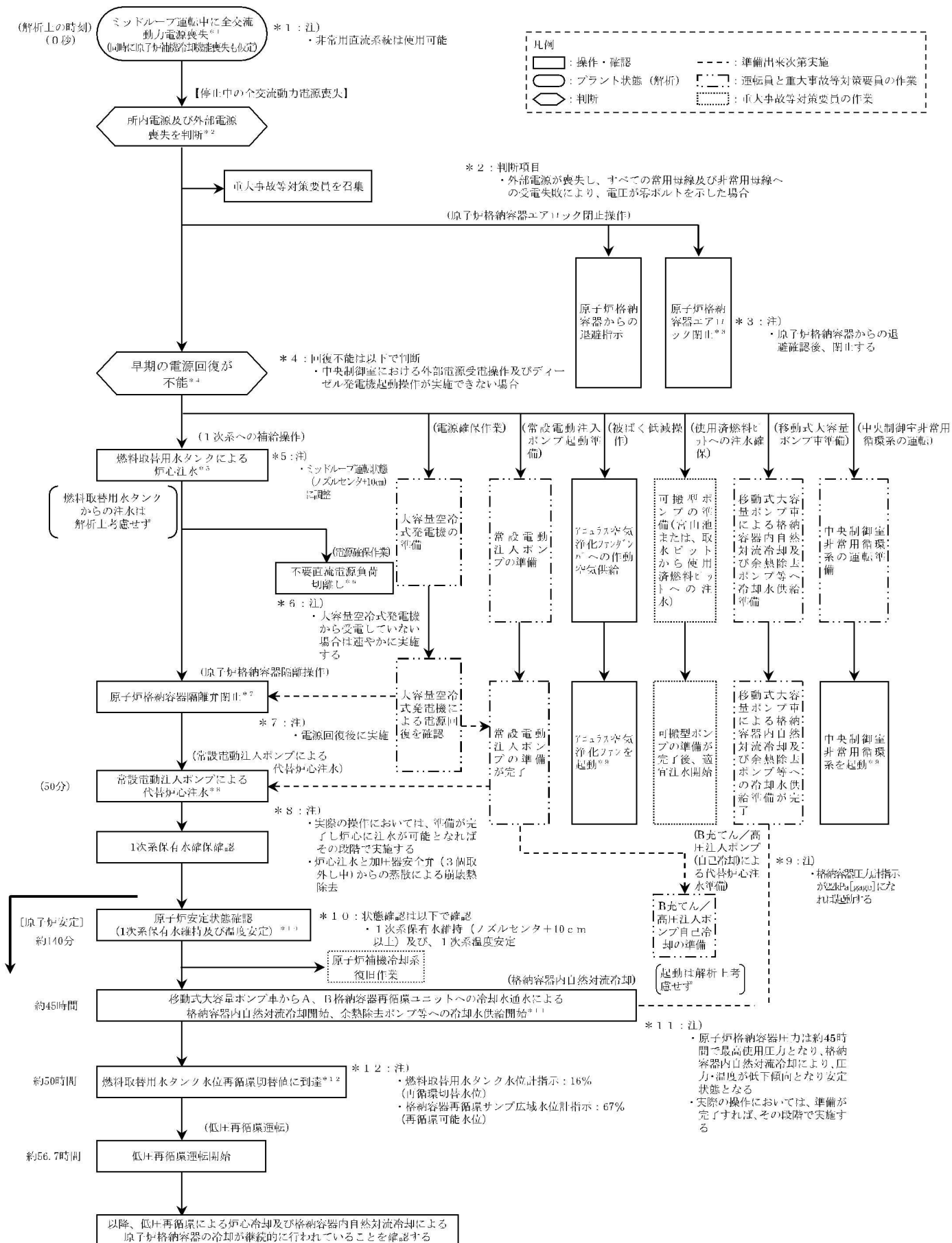
第7.4.1.12図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.1.13図 1次系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7. 4. 2. 1 図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図



第7.4.2.2図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対応本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第7.4.2.3図 全交流動力電源喪失時（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）の作業と所要時間（1/2）

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)														備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		
			1号	2号													
			24時間 ▽ 格納容器内自然対流冷却開始														
大容量空冷式発電機対応	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員 10名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 係対応要員 16名	6 ●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油			115分	(ホース運搬・設置)											事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される
		【10】+10 ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬			1時間	給油			約8時間ごとに給油								2.4日以内に実施 (最短時間で配備した場合の作業時間、要員を記載)
使用済燃料ピットへの注水確保		【5】 【5】 ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置			30分	(水中ポンプ用発電機設置)											
					4時間	(ポンプ、ホース等設置)											
		【1】 【1】 ●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への給油				20分	(中間受槽へ水張り)										
							起動、監視、給油			約6.6時間ごとに給油							
		【5】 【5】 ●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機 中間受槽、可搬型ホース等の設置			1時間	(中間受槽設置)											2.4日以内に実施 (最短時間で配備した場合の作業時間、要員を記載)
					30分	(水中ポンプ用発電機設置)											
					2時間	(ポンプ、ホース等設置)											
		【2】 【2】 ●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用 発電機への給油							⇒SIPへの注水可能(7時間10分)								
								起動、監視、給油			約6.6時間ごとに給油						
移動式大容量ポンプ車準備	【6】 ●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)					2時間											アクセスルート復旧を考慮 すると、24分増加となるが、 移動式大容量ポンプ車による 格納容器内自然対流冷却 は、解析で既定している時間 (約24時間)までに対応可能 である ※1 格納容器内自然対流冷却 開始後、原子炉格納容器の冷 却状態を継続して監視する
	【4】 【4】 ●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置						3時間										
	【7】 【7】 ●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続							8時間									
	【2】 【2】 ●海水系統 ～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続												1時間				
	【2】 【2】 ●可搬型温度計測装置(格納容器内循環ユニット 入口温度/出口温度(SA)用)取付け													1時間			
	【4】 ●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																
運転員	【3】 【3】 ●A、B格納容器内循環ユニット及び必要補機への 海水通水系統構成 ^{※1} (現場操作)				50分			80分			30分		10分				燃料取出前水タンク水位が内 循環取替値に到達後実施
	【1】 【1】 ●低圧再循環運転確認(中央制御室)																
原子炉補機冷却系 復旧作業	参集要員	— — ●海水ポンプ用電動機予備品との取替等													適宜実施		

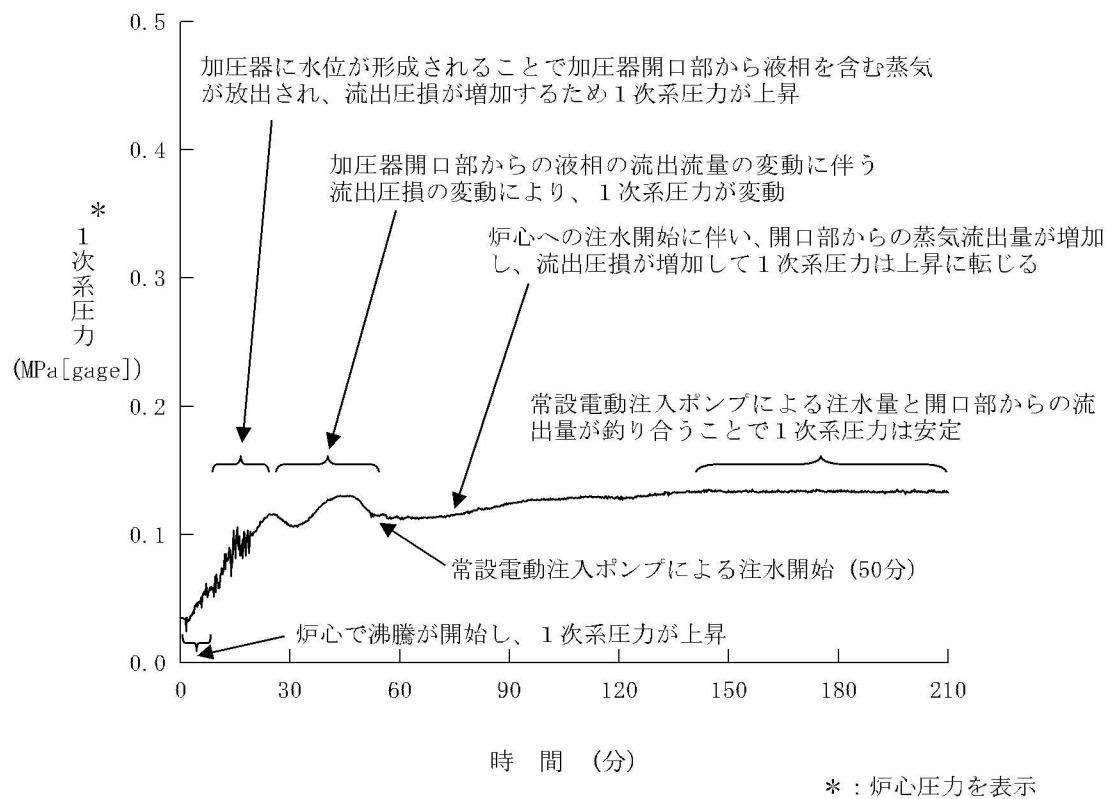
・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフレンジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載

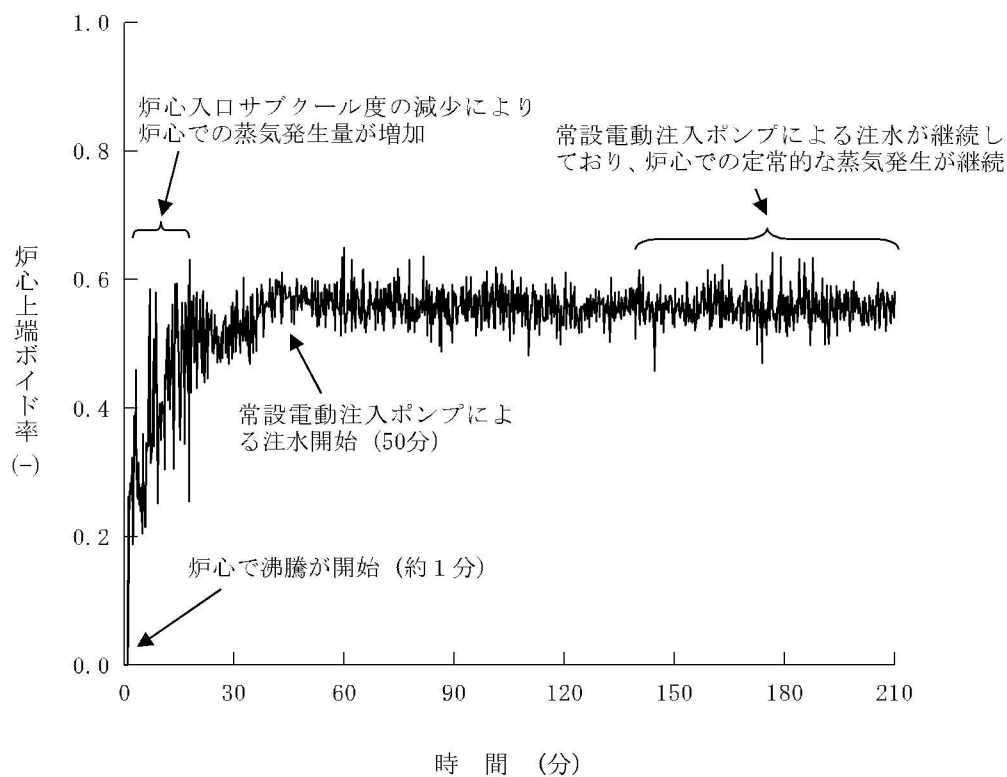
・上記対応の他、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の電源確保対応者：4名（重大事故等対策要員（初動後）係対応要員のうち4名が対応）

・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

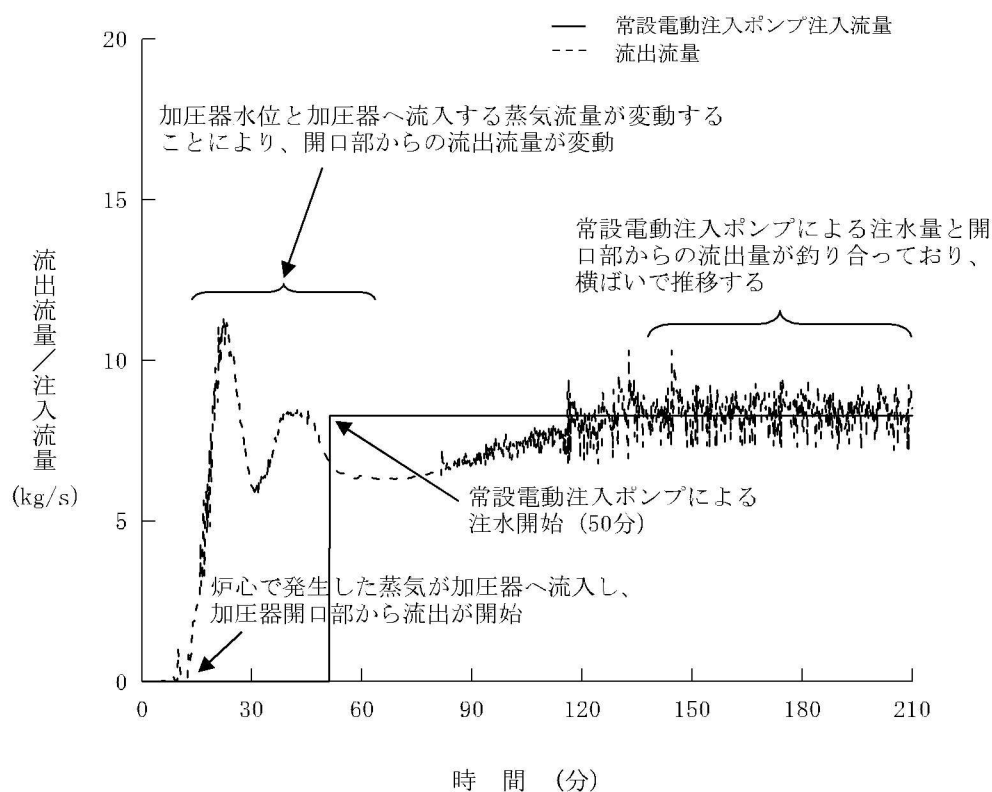
第 7. 4. 2. 3 図 全交流動力電源喪失時（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）の作業と所要時間（2/2）



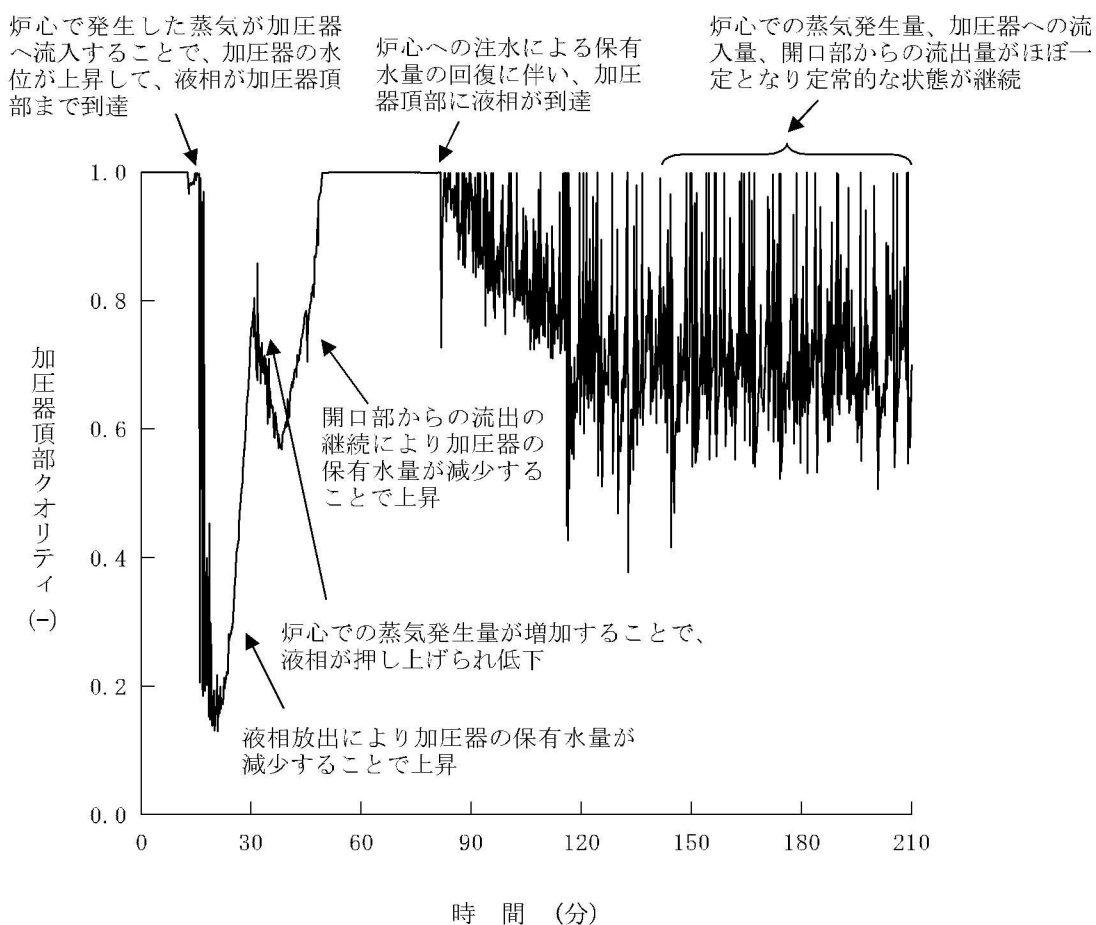
第 7. 4. 2. 4 図 1 次系圧力の推移



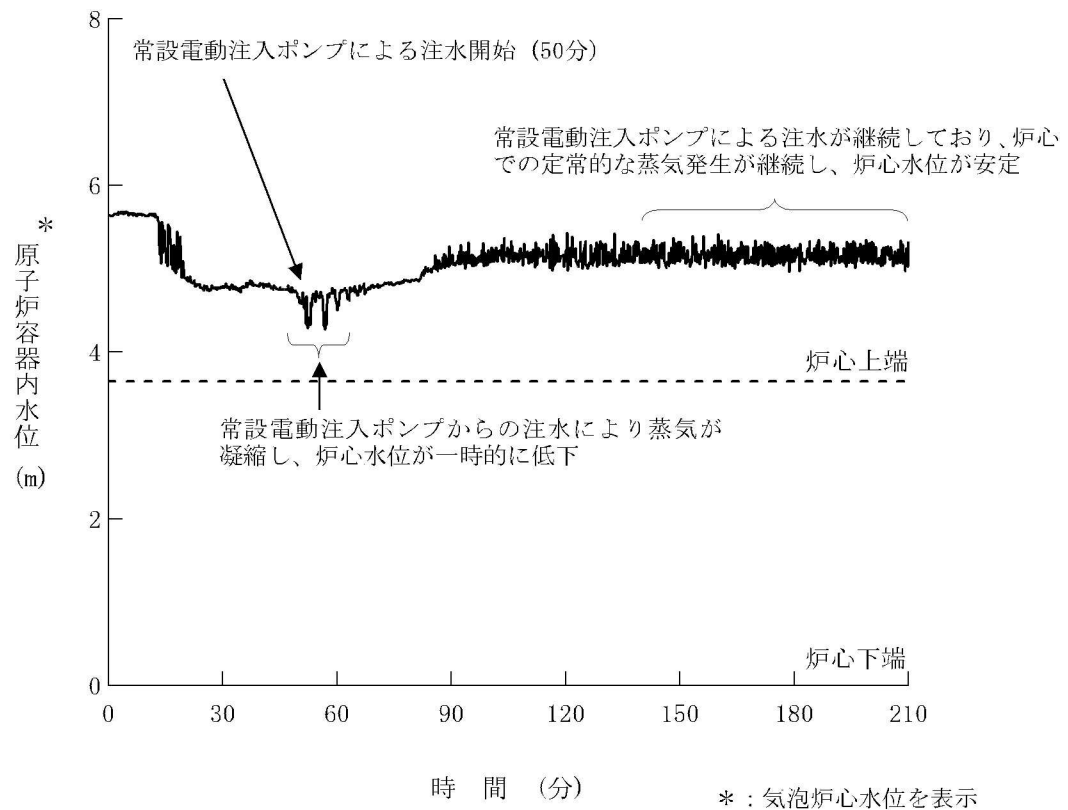
第 7. 4. 2. 5 図 炉心上端ボイド率の推移



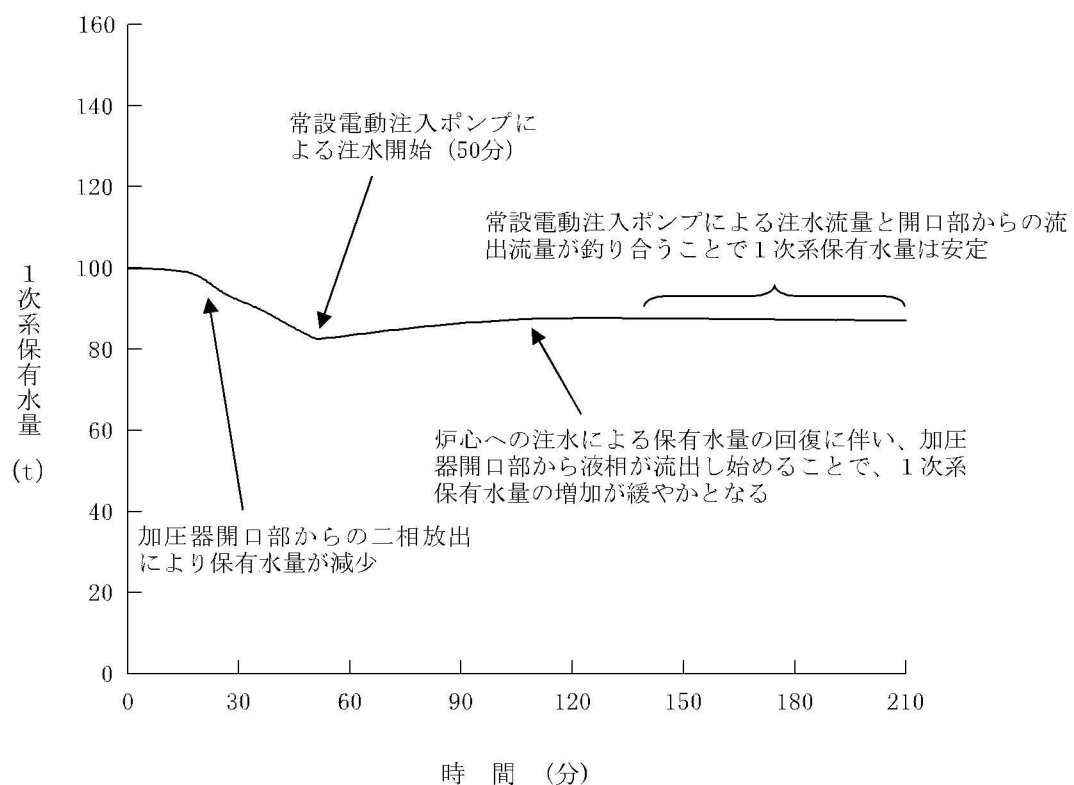
第 7. 4. 2. 6 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



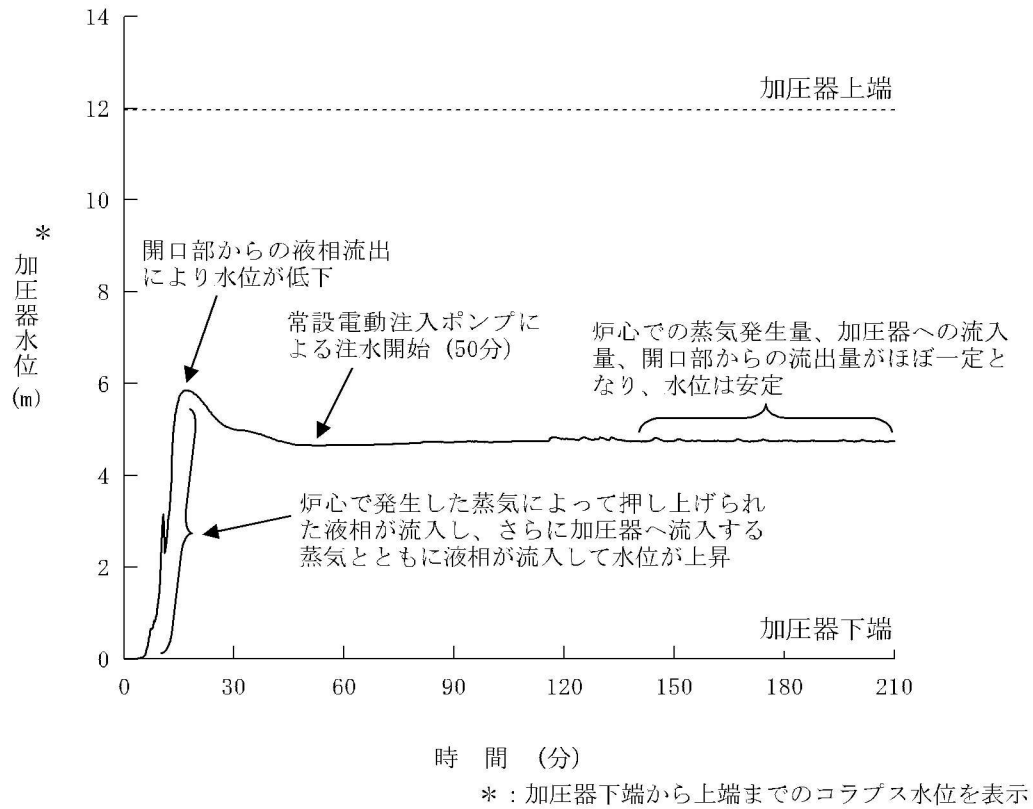
第 7. 4. 2. 7 図 加圧器頂部クオリティの推移



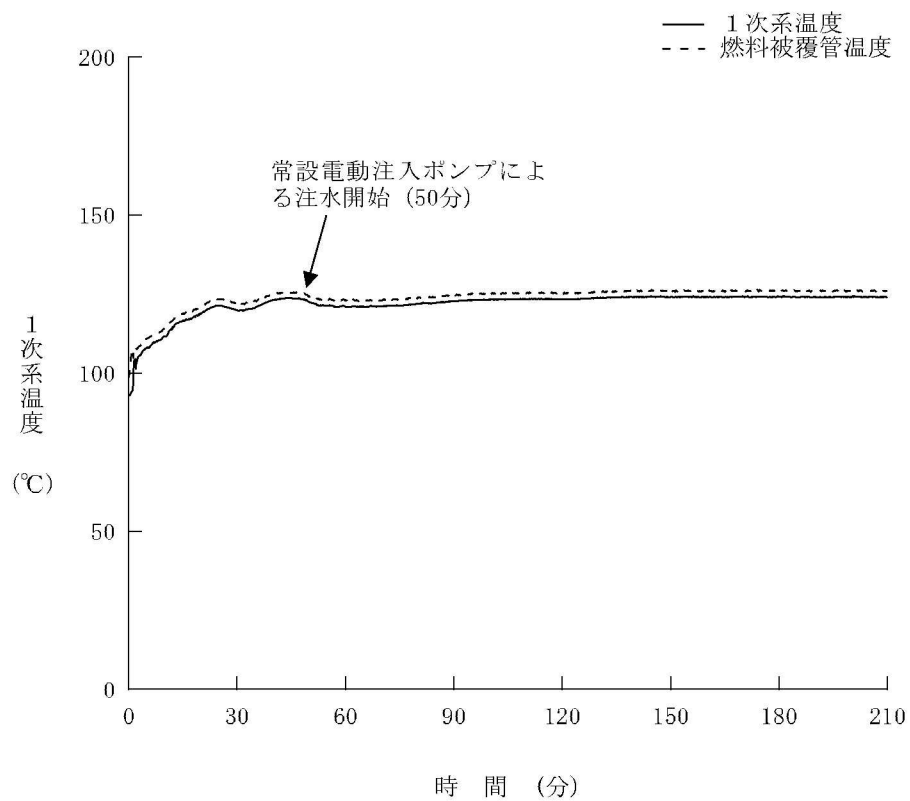
第7.4.2.8図 原子炉容器内水位の推移



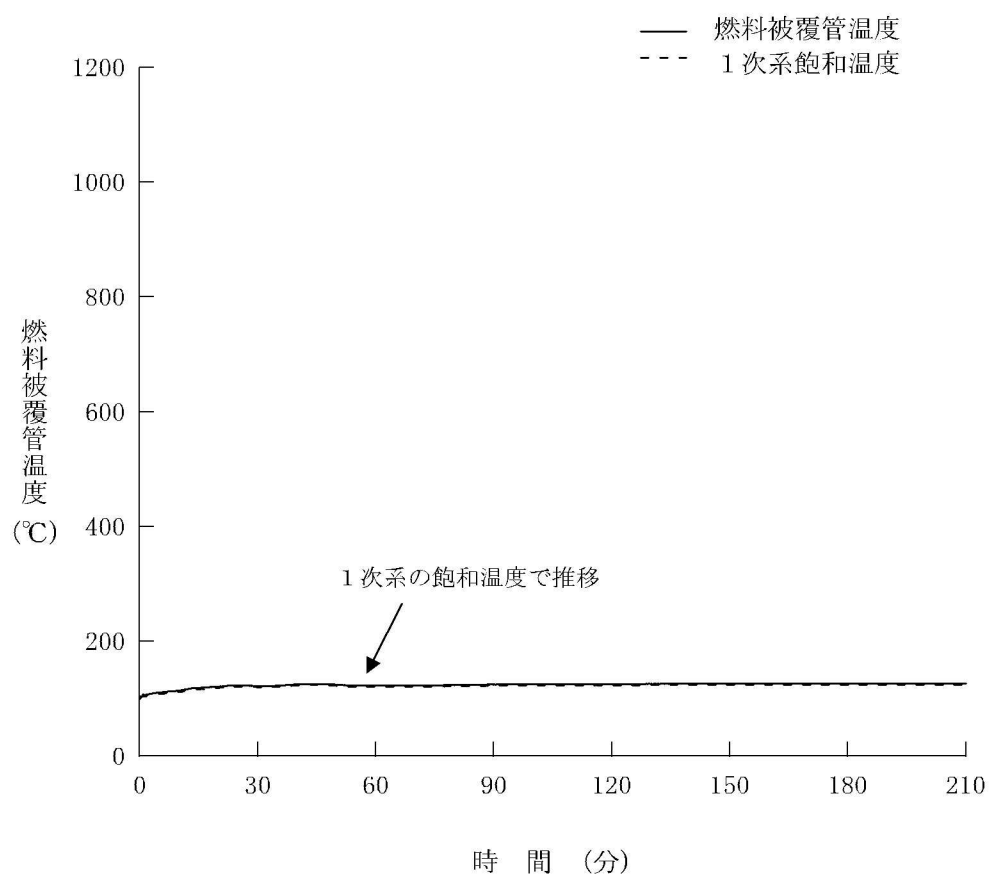
第7.4.2.9図 1次系保有水量の推移



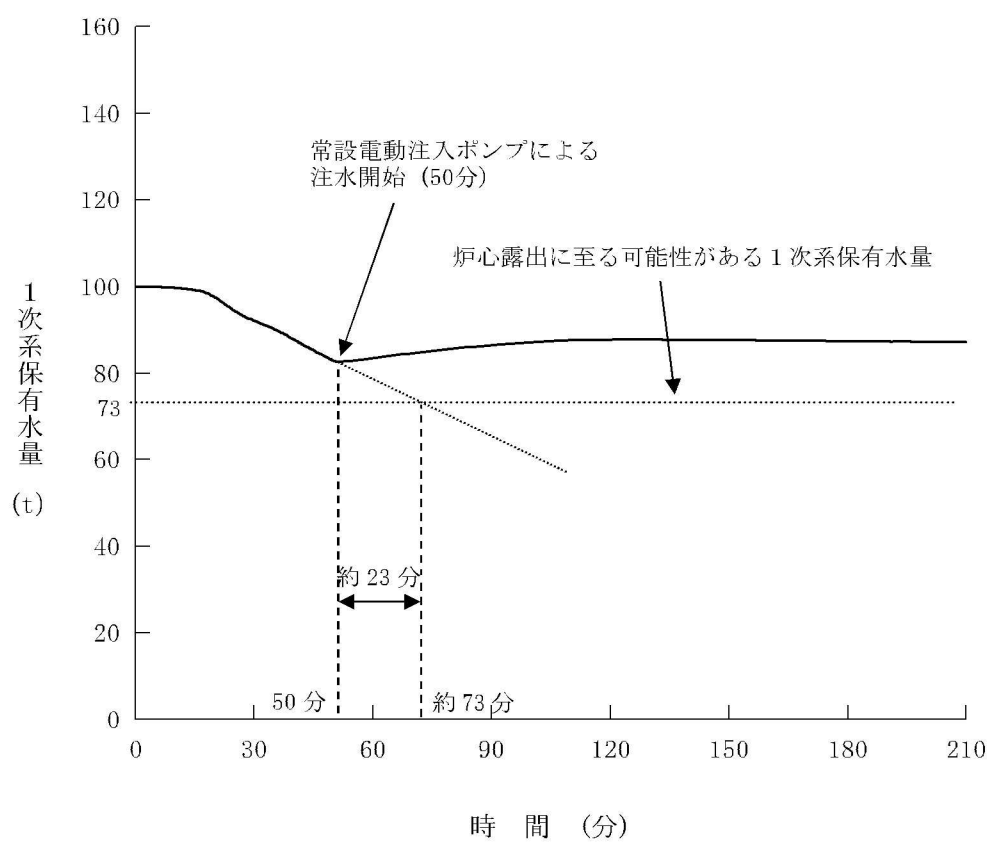
第 7. 4. 2. 10 図 加圧器水位の推移



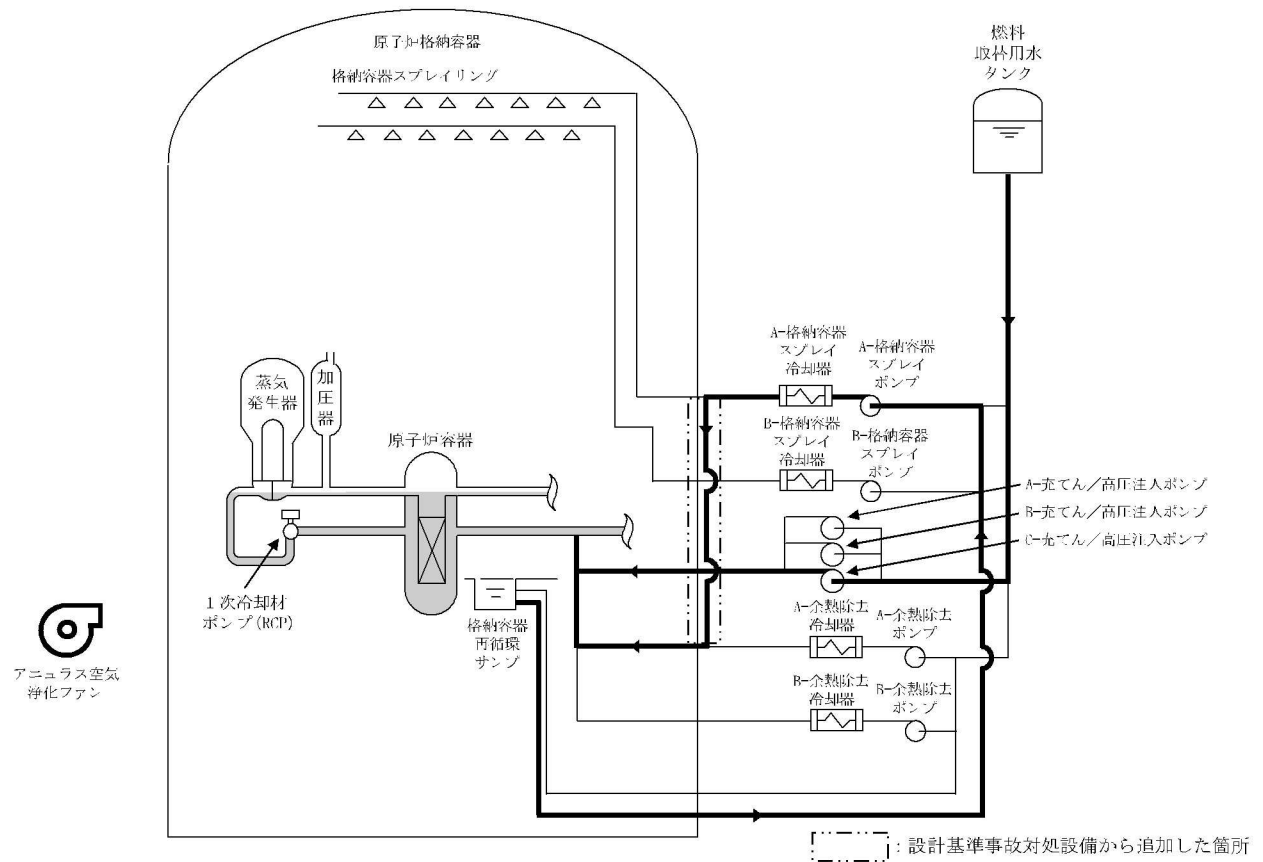
第 7. 4. 2. 11 図 1次系温度の推移



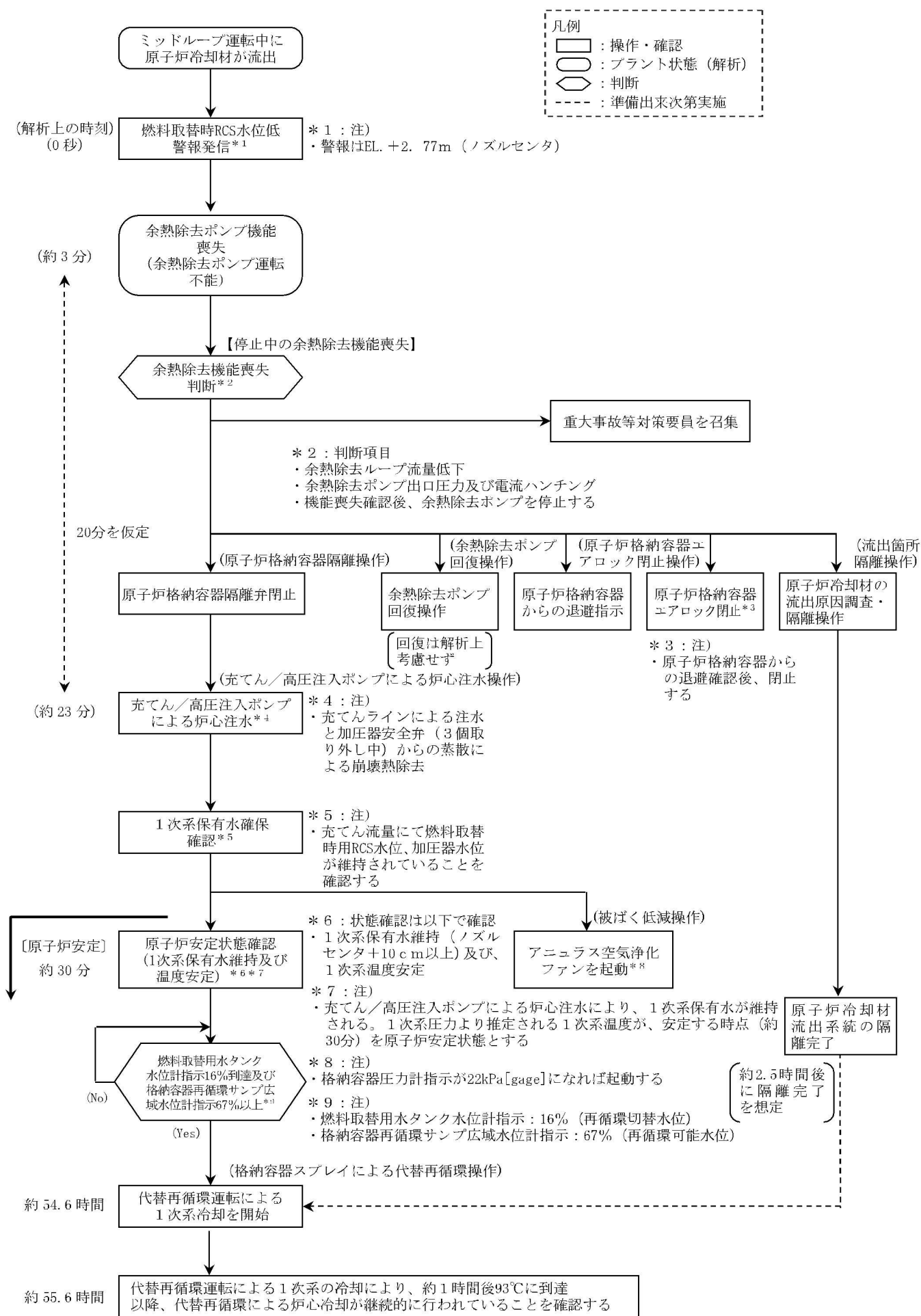
第7.4.2.12図 燃料被覆管温度の推移



第 7. 4. 2. 13 図 1 次系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)



第 7.4.3.1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図

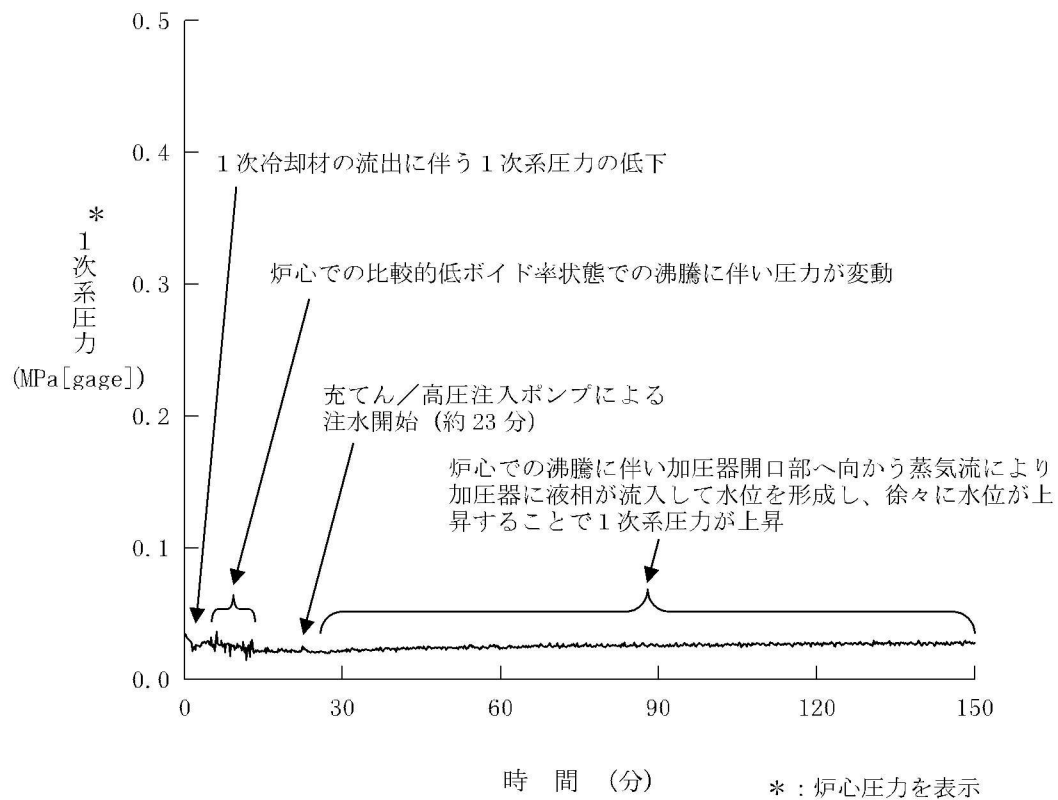


第 7. 4. 3. 2 図 事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)

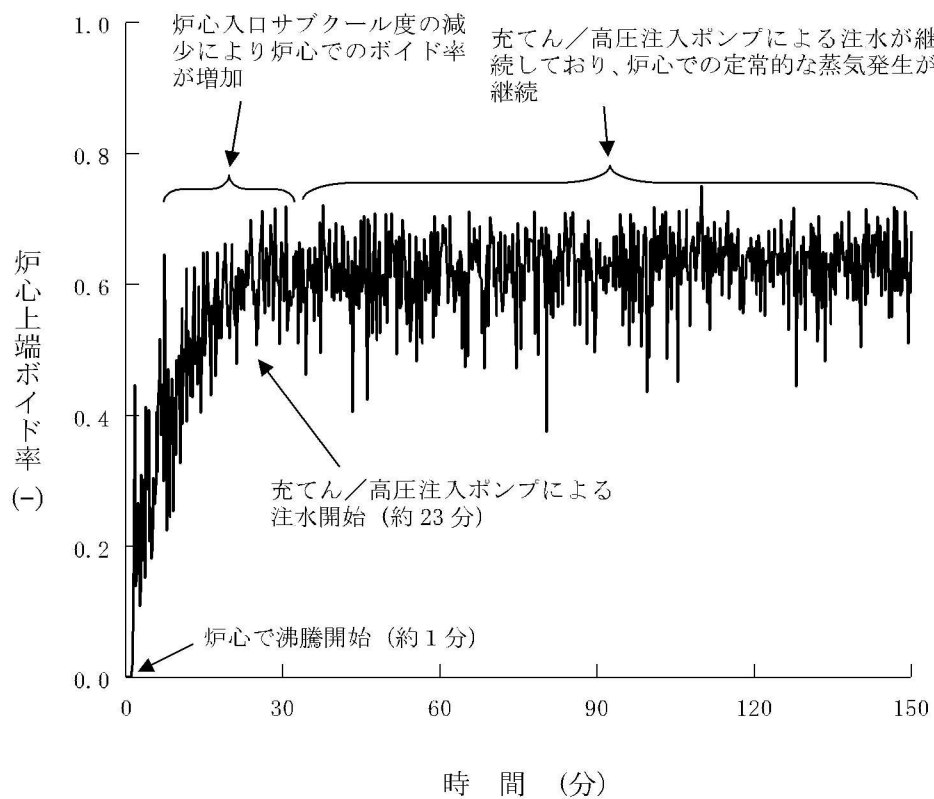
必要な要員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)				備 考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	90	30	40	50	60	
		1号	2号															
				▽事象発生 ▽約3分 余熱除去ポンプ機能喪失 プラント状況判断 ▽約23分 充てん／高圧注入ポンプによる炉心への注水 ▽約30分 以降原子炉安定														
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号毎 運転操作指揮者														エア・キューションアラーム又は「ベージング」 装置により避難を指示
		1	1	号毎 間連絡・運転操作助勢														
状況判断	運転員	—	—	●原子炉冷却材の流出確認 ●余熱除去系機能喪失確認 (中央制御室確認)	10分													
余熱除去ポンプ停止操作	運転員A	1	1	●余熱除去ポンプ停止操作 (中央制御室操作)	1分													
原子炉格納容器 エアロック閉止操作	運転員D + 重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	2	2	●現地移動／原子炉格納容器からの避難指示および避難確認 原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)	30分													原子炉格納容器からの避難確認後、閉止する
原子炉格納容器隔離 操作	運転員A	【1】	【1】	●原子炉格納容器隔離弁閉止操作 (中央制御室操作)	5分													
充てん／高圧注入 ポンプによる炉心 注水操作	運転員A	【1】	【1】	●充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)														1次系の水位を一定範囲に保持
余熱除去ポンプ回復 操作	運転員C	1	1	●現地移動／余熱除去ポンプ回復操作 (現場操作)														回復は解析上考慮せず*
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員F	1	1	●現地移動／余熱除去ポンプ回復操作 (現場操作)														
流出箇所隔離操作	運転員A	【1】	【1】	●原子炉冷却材の流出原因調査・隔離操作 (中央制御室操作)														
格納容器スプレイ ポンプによる代替 再循環操作	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレイによる代替再循環操作 (中央制御室操作)												15分		燃料取扱用水タンク水位計指示16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示67%以上となれば実施
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動／代替再循環ライン電動弁電源投入 (現場操作)												10分		*代替再循環により1次系の冷却が維持されることを確認
被ばく低減操作	運転員A	【1】	【1】	●アニュラス空気浄化ファン起動 (中央制御室操作)														格納容器圧力計指示が22kPa[gage]になれば起動する

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

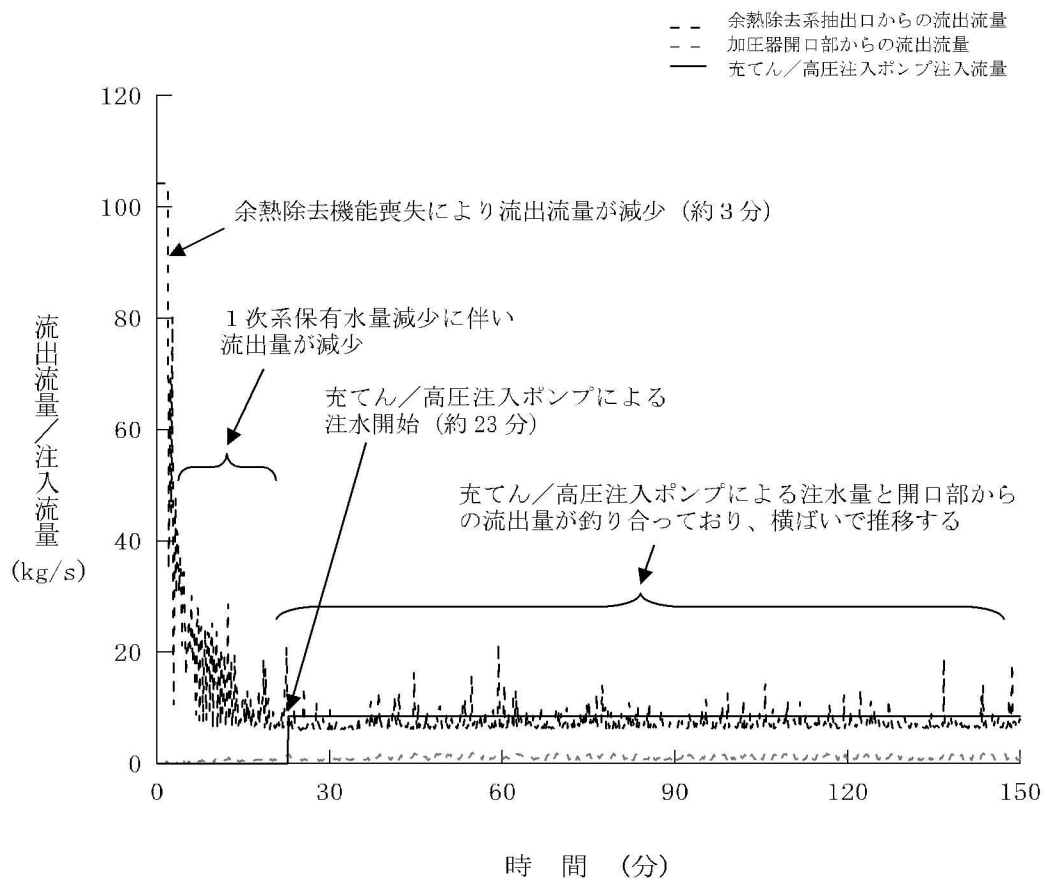
第 7. 4. 3. 3 図 原子炉冷却材の流出時（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）の作業と所要時間



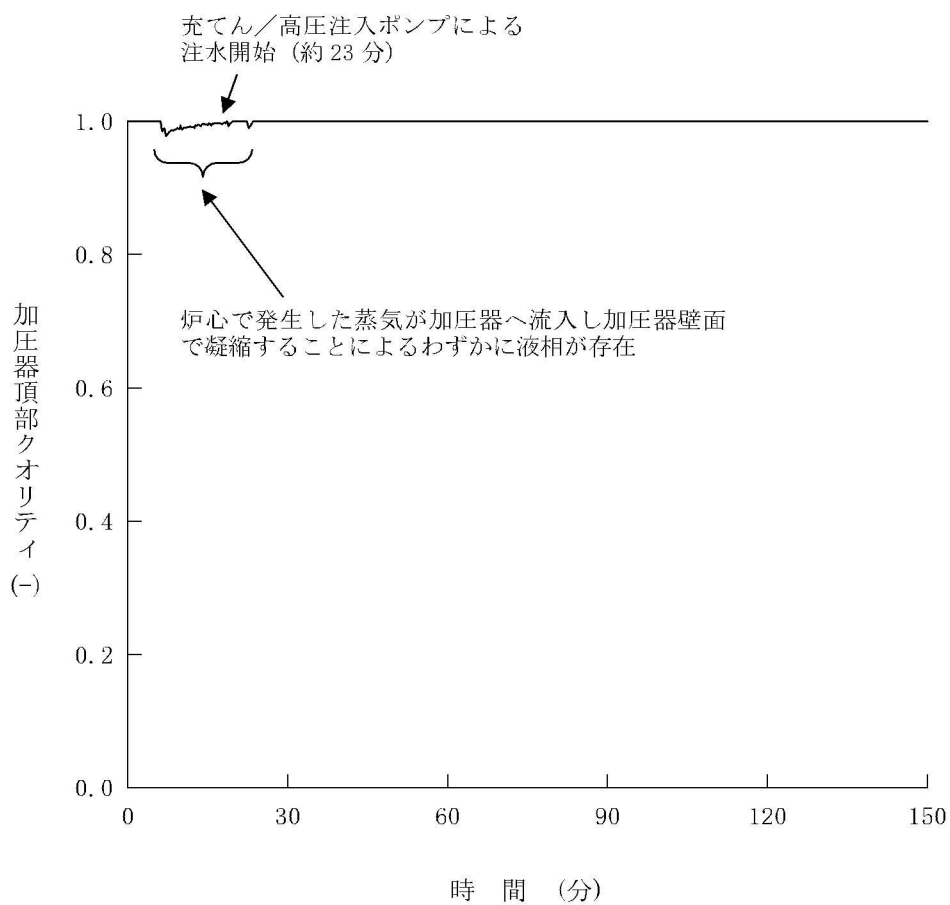
第7.4.3.4図 1次系圧力の推移



第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移



第7.4.3.6図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



第7.4.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移