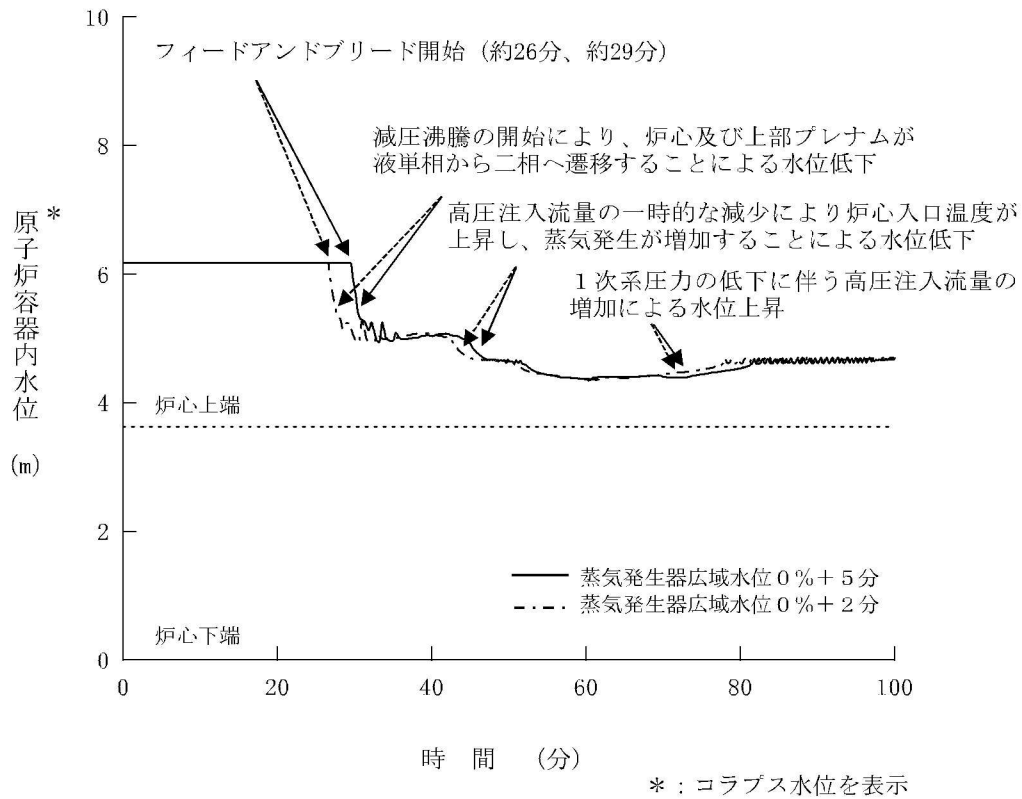
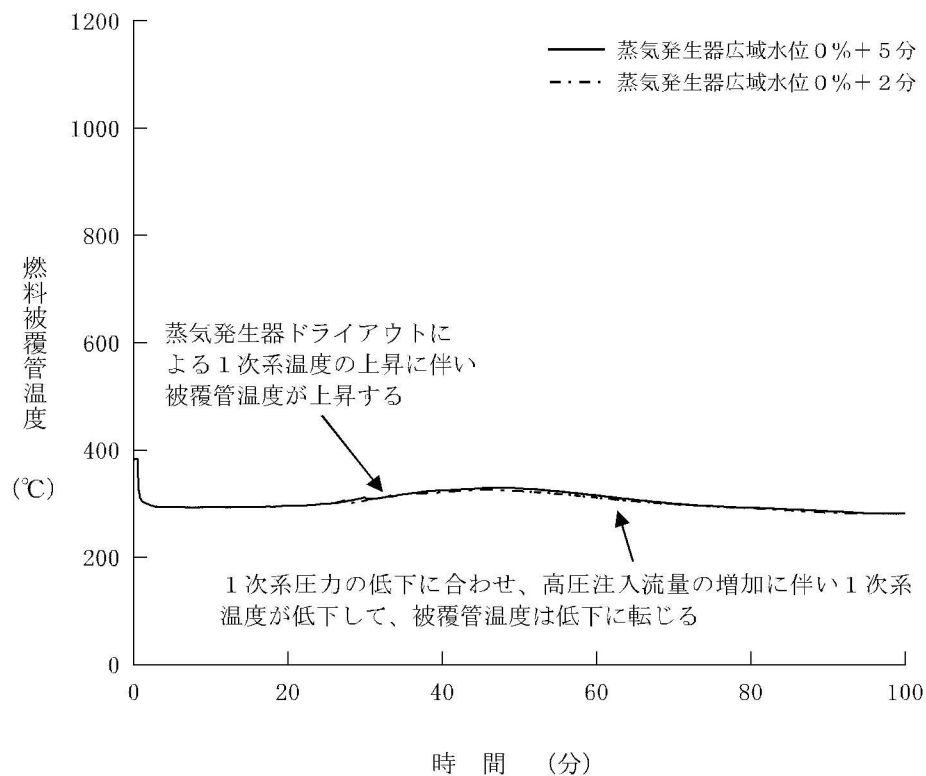
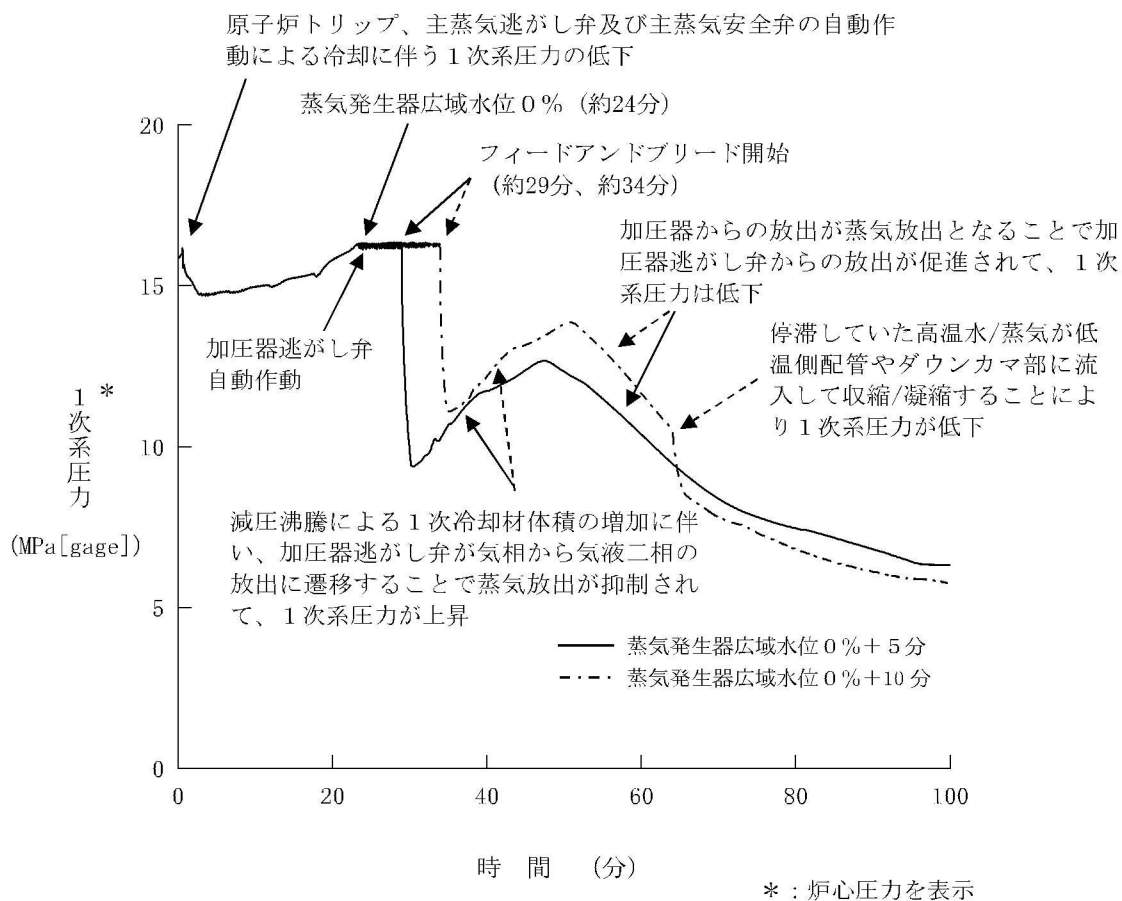




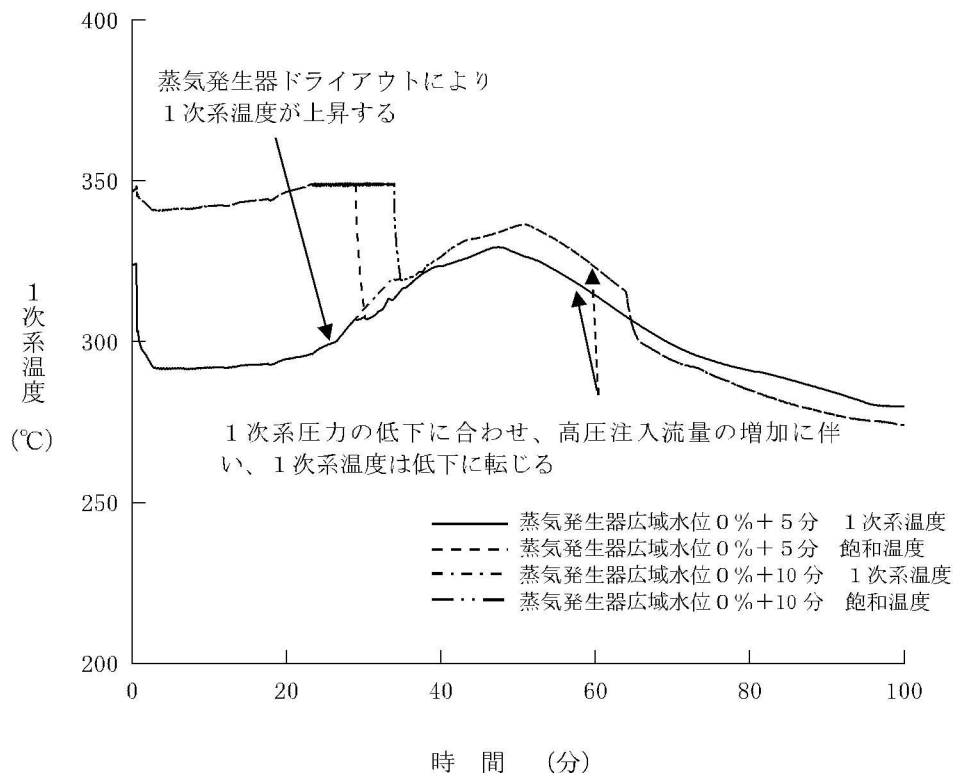
第 7. 1. 1. 25 図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）



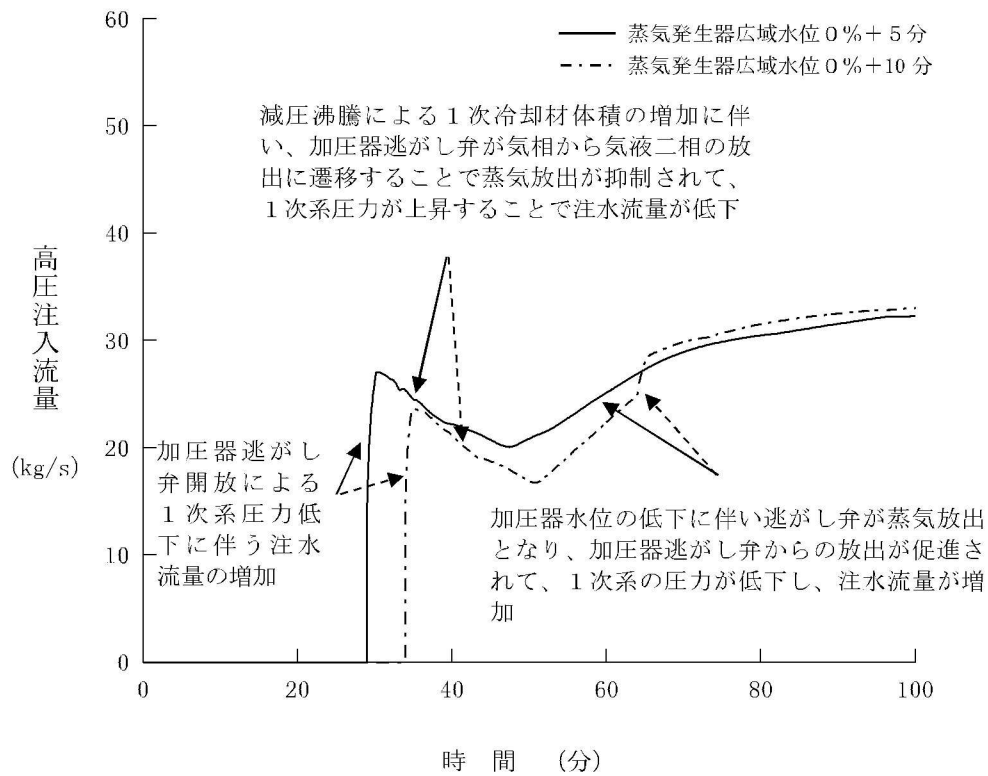
第 7. 1. 1. 26 図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）



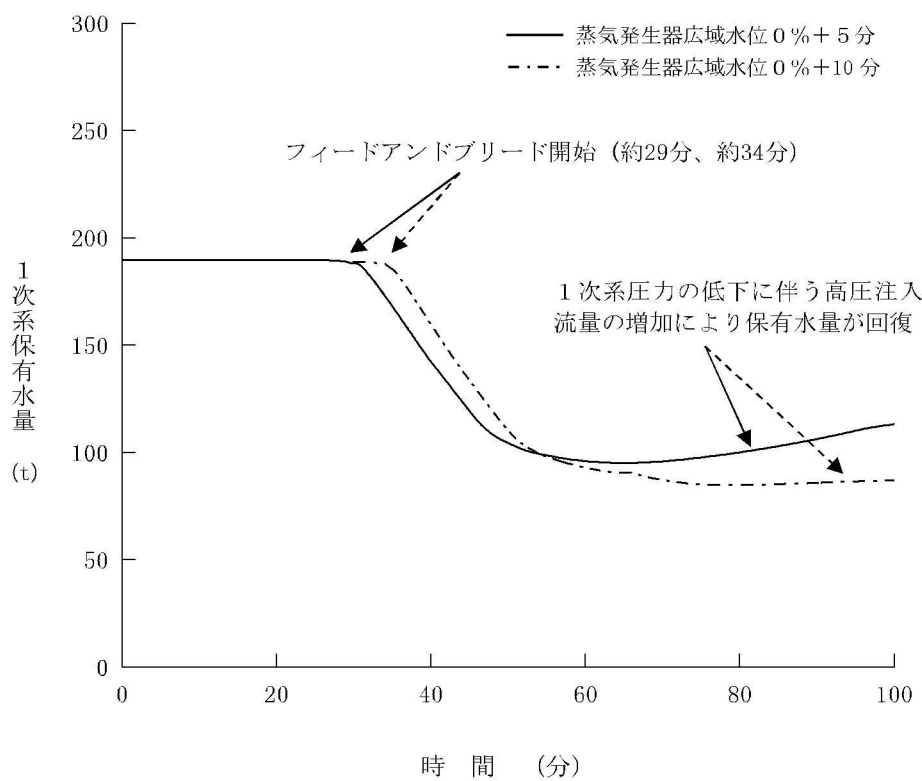
第 7.1.1.27 図 1次系圧力の推移 (開始が遅くなる場合)



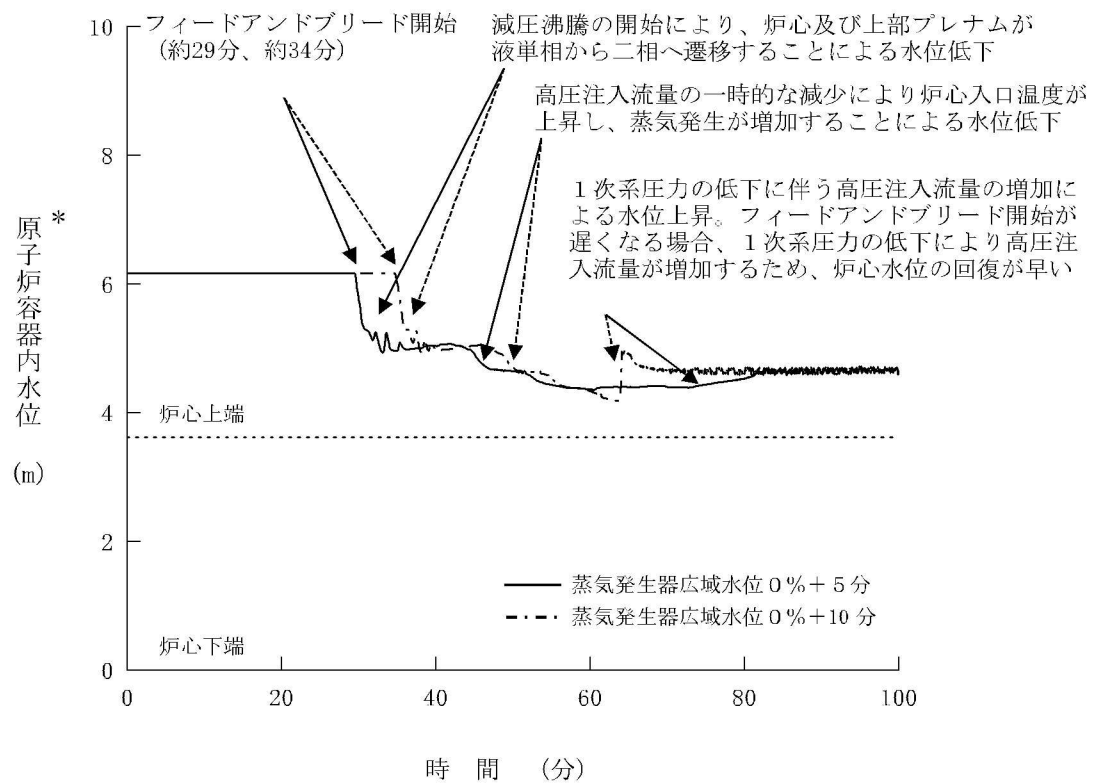
第 7.1.1.28 図 1次系温度の推移 (開始が遅くなる場合)



第 7. 1. 1. 29 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）

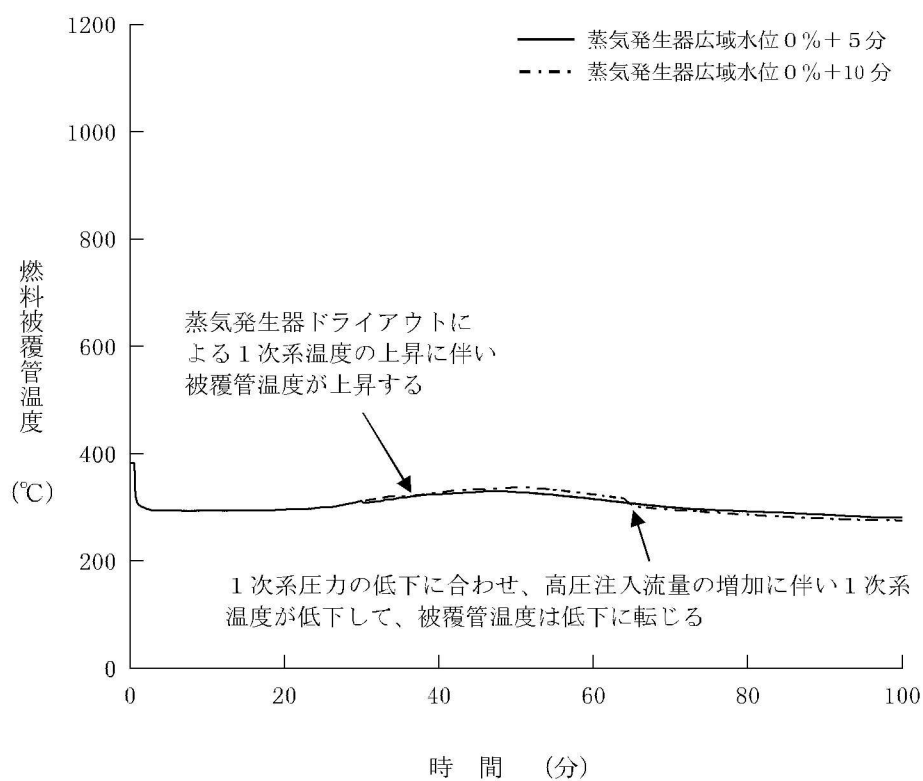


第 7. 1. 1. 30 図 1次系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）



* : コラプス水位を表示

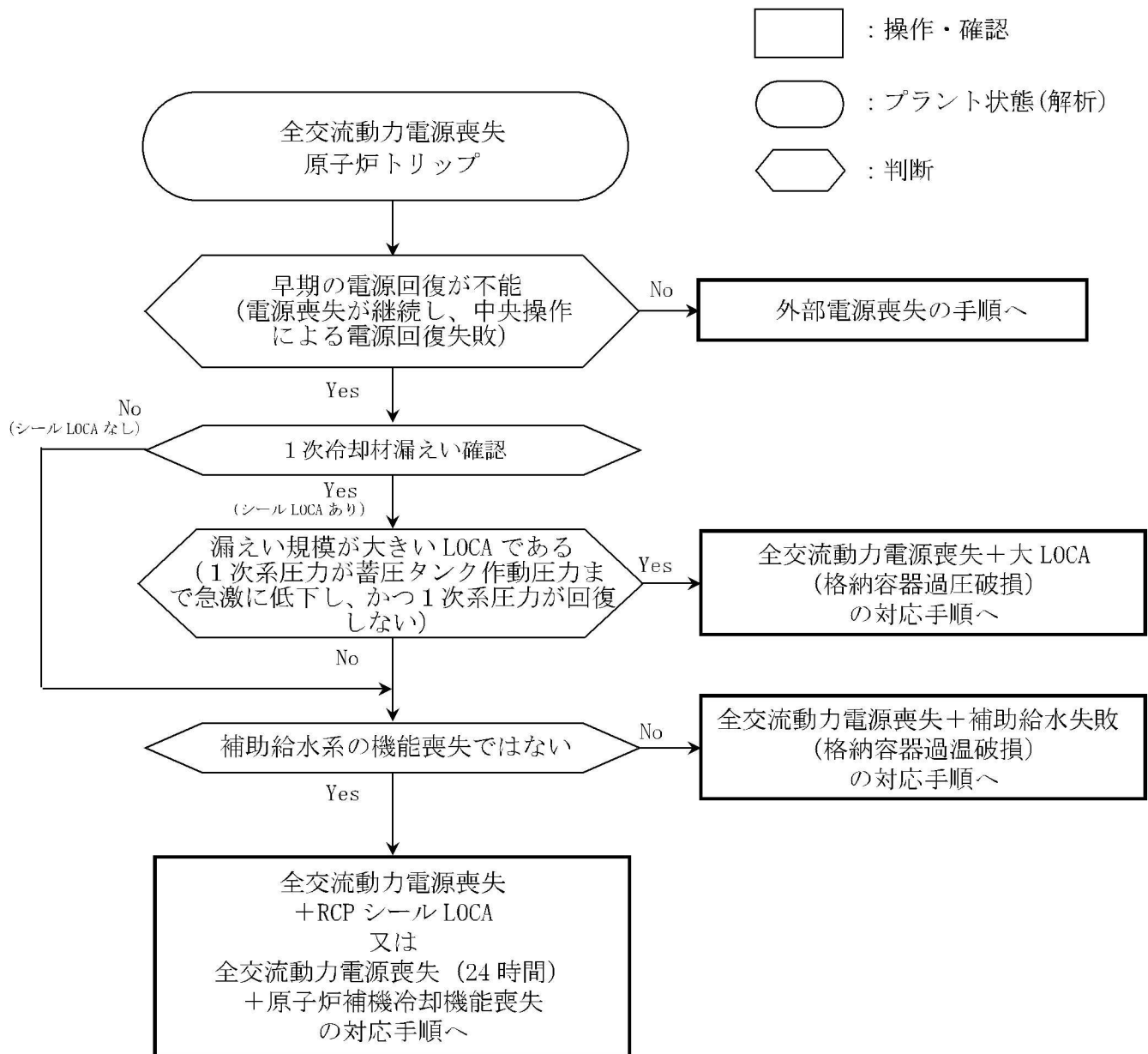
第 7. 1. 1. 31 図 原子炉容器内水位の推移 (開始が遅くなる場合)



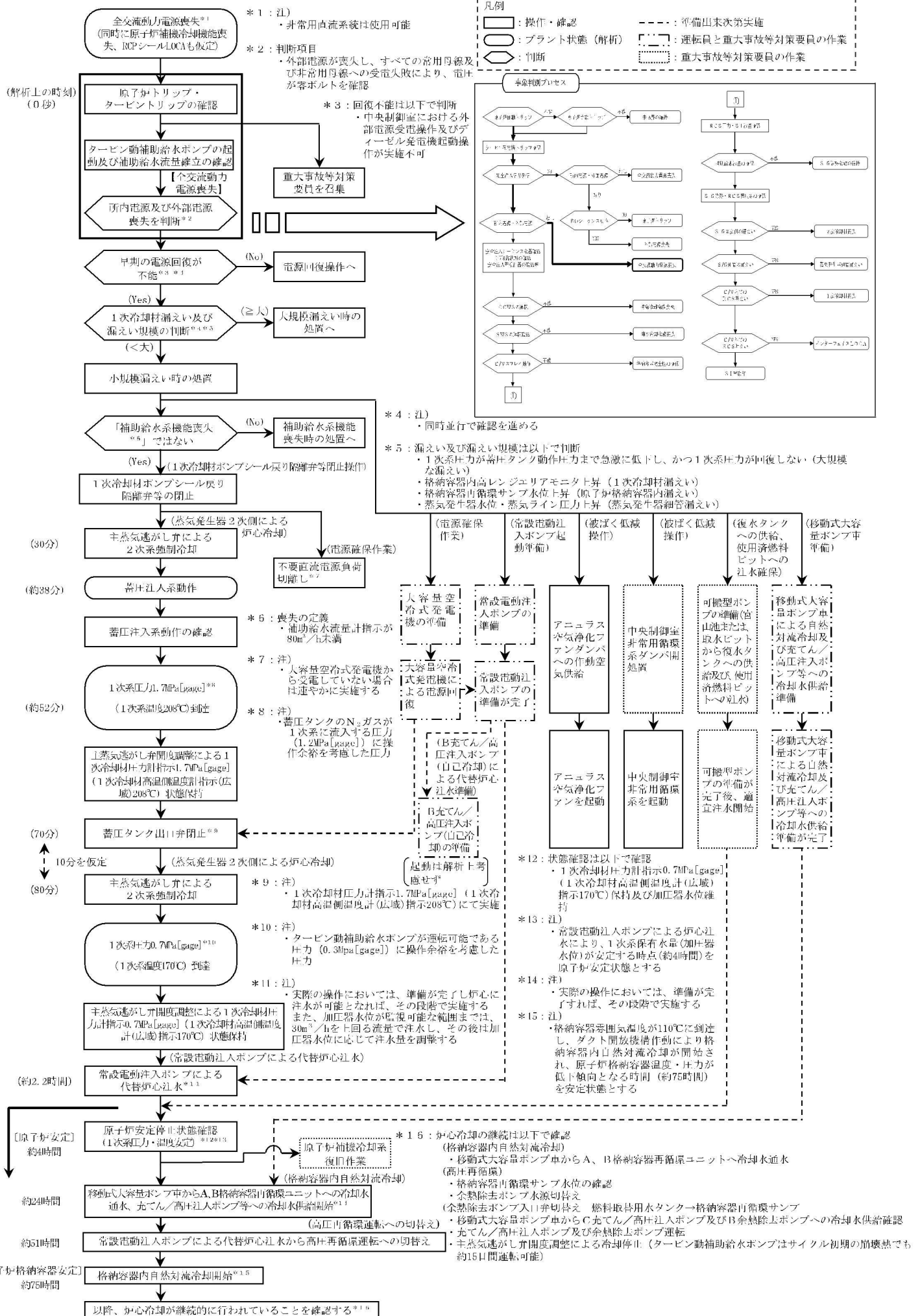
第 7. 1. 1. 32 図 燃料被覆管温度の推移 (開始が遅くなる場合)

10-7-608

全交流動力電源喪失時の初期対応に対する手順



第 7.1.2.2 図 全交流動力電源喪失時の初期対応手順



第7.1.2.3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「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」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
				20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	4	5	50							
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	1号2号		手順の内容	事象発生 原子炉トリップ 約38分 蓄圧注入系作動 約52分 1次系圧力1.7MPa(温度208℃)到達 状況判断 30分 2次系強制冷却開始 全交流動力電源喪失判断 約70分 蓄圧タンク隔離完了 約2.2時間 1次系圧力0.7MPa(温度170℃)到達 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始 約51時間 高圧再循環切替え 約4時間 以降炉心が安定 約5時間 中央制御室非常用循環系による被ばく低減操作開始																		
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	1	1	号毎 運転操作指揮者 号毎関連係・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 ●タービン補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)	10分																		
電源確保作業	運転員B	1	1	●現地移動/所内電源母線受電準備 (運所器操作) ●現地移動/不要直流電源負荷切離し*1 (現場操作)	10分																		
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)																			
	運転員C、D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	3	3	●現地移動/主蒸気逃がし弁開放 (現場操作) ●現地移動/タービン補助給水ポンプ 給水流量制御弁開度調整 (現場操作)	20分																		
蒸気発生器 2次側による 炉心冷却	運転員D	[1]	[1]	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (炉心注水) (現場操作) ●現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)																			
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・起動操作 (現場操作)	50分																		
常設電動注入 ポンプ起動 準備	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成・起動操作 (現場操作)	30分																		
	運転員B	[1]	[1]	●現地移動/アンユラス空気浄化ファン ダンパ空気供給操作 (現場操作) ●現地移動/中央制御室非常用循環系 ダンパ開遮置 (現場操作)																			
被ばく低減 操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[2]	[2]	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却)系統構成 (現場操作) ●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却)準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作)																			
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[8]	[8]	●現地移動/蓄電池室給排気ファンダンパ開遮置 (現場操作)																			
B充てん/ 高圧注入ポンプ (自己冷却)による代替 炉心注水 準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[2]	[2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファンダンパ開遮置 (現場操作)																			
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	3	3	●現地移動/蓄電池室給排気ファンダンパ開遮置 (現場操作)																			
充電器受 電操作	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[2]	[2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファンダンパ開遮置 (現場操作)																			
	運転員A	1	1	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動操作 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●蓄圧タンク出口弁閉止 ●1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止 ●アンユラス空気浄化ファン起動 ●中央制御室非常用循環系起動 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成*2 ●高圧再循環運転への切替え (中央制御室操作)	15分	20分																	
中央制御室 操作	運転員A	1	1	●大容量空冷式発電機からの給電準備・起動操作 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●蓄圧タンク出口弁閉止 ●1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止 ●アンユラス空気浄化ファン起動 ●中央制御室非常用循環系起動 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成*2 ●高圧再循環運転への切替え (中央制御室操作)																			
可搬型計測 器取付け	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[1]	[1]	●可搬型計測器取付け (現場操作)																			

・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7.1.2.5図 全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA)の作業と所要時間(1/2)

・給油回廊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開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ランジ取付が、海水ストレーナ取付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（重大事故等対策委員（初動後）保修対応委員のうち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 7.1.2.5 図 全交流動力電源喪失時（全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA）の作業と所要時間（2/2）

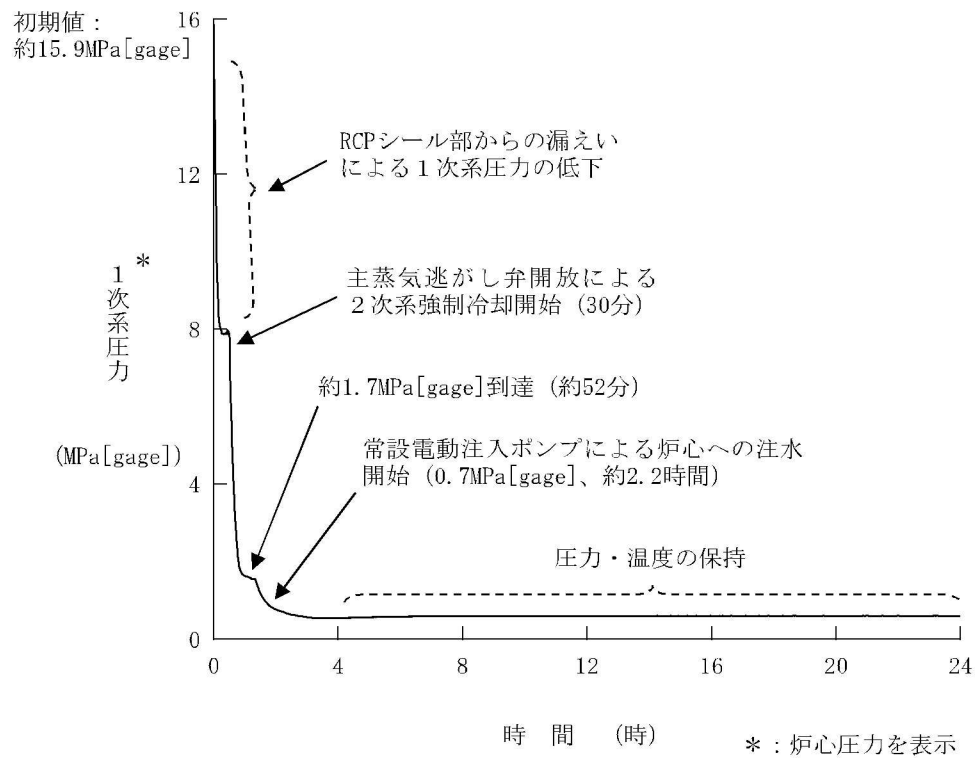
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
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																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
		1号	2号																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
					▽ 事象発生 ▽ 原子炉トリップ																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号か毎 運転操作指揮者	▽ プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 ▽ 30分 2次系強制冷却開始																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																							
		1	1	号か間連絡・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 ●タービン動補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)	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

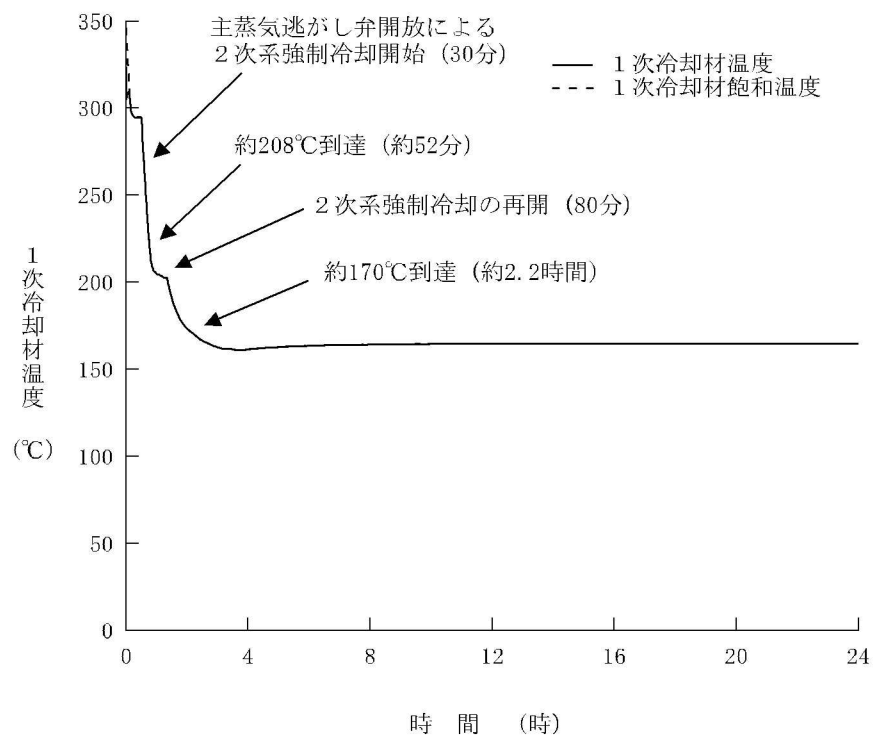
第7.1.2.6図 全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失(24時間)+原子炉補機冷却機能喪失)の作業と所要時間(1/2)

- ・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）保修対応要員のうち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2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

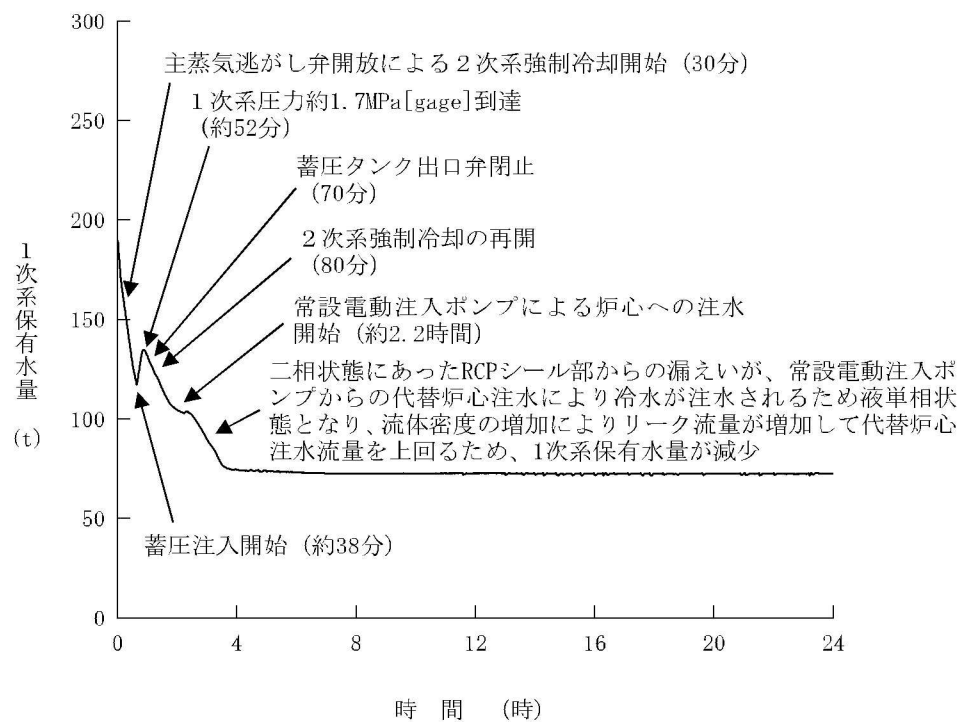
第 7. 1. 2. 6 図 全交流動力電源喪失時 (全交流動力電源喪失 (24 時間) + 原子炉補機冷却機能喪失) の作業と所要時間 (2/2)



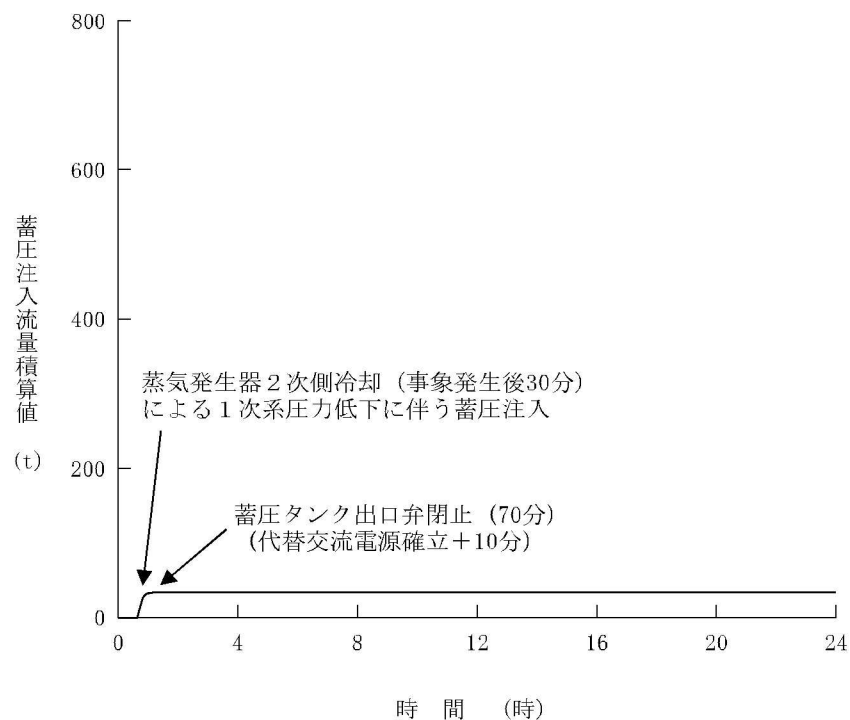
第 7.1.2.7 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



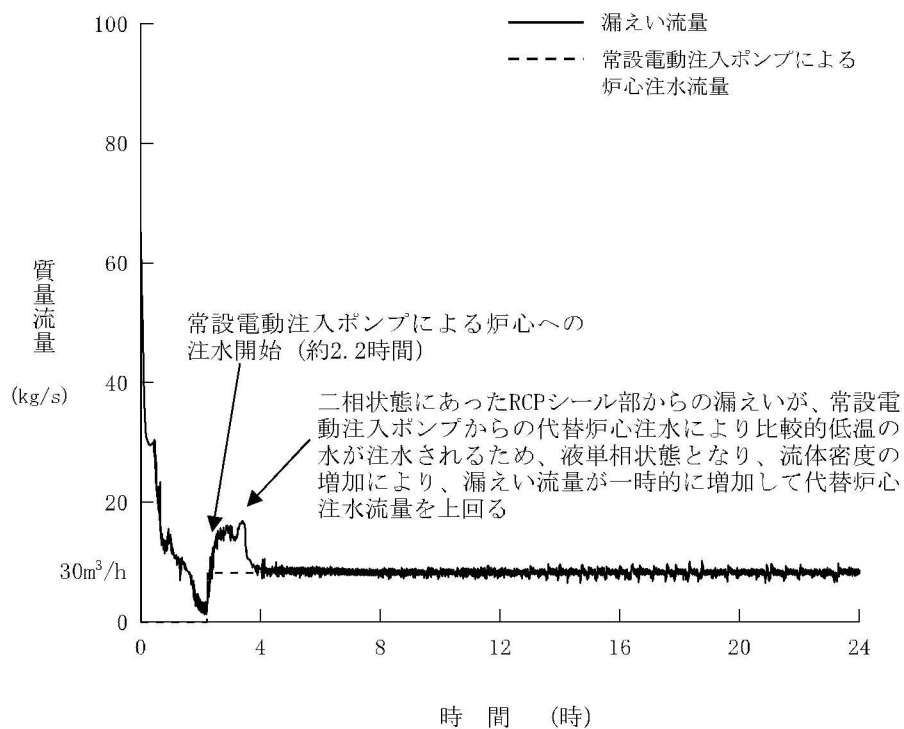
第 7.1.2.8 図 1 次系温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



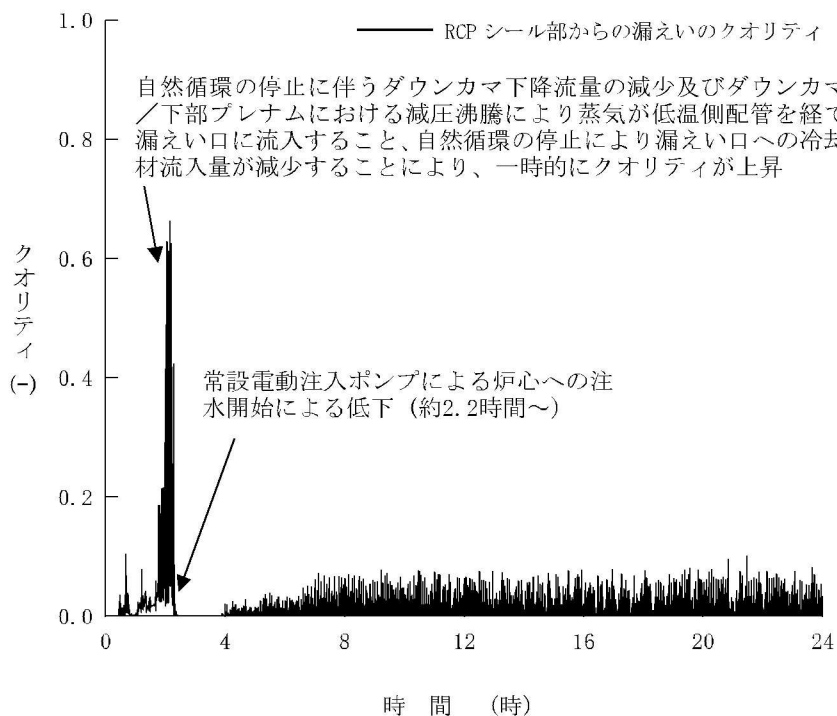
第 7.1.2.9 図 1 次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



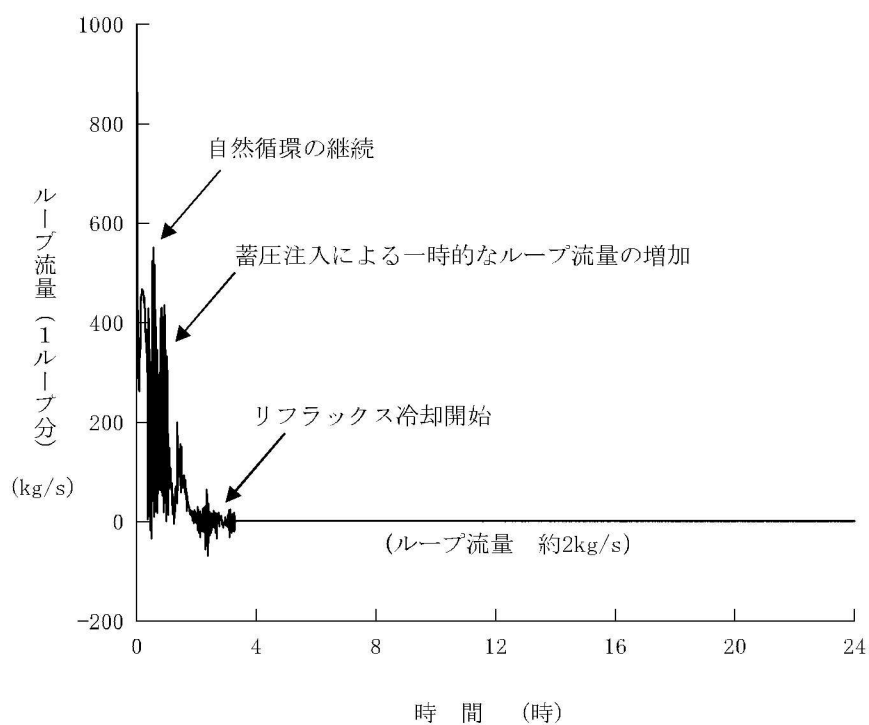
第 7.1.2.10 図 蓄圧注入流量積算値の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



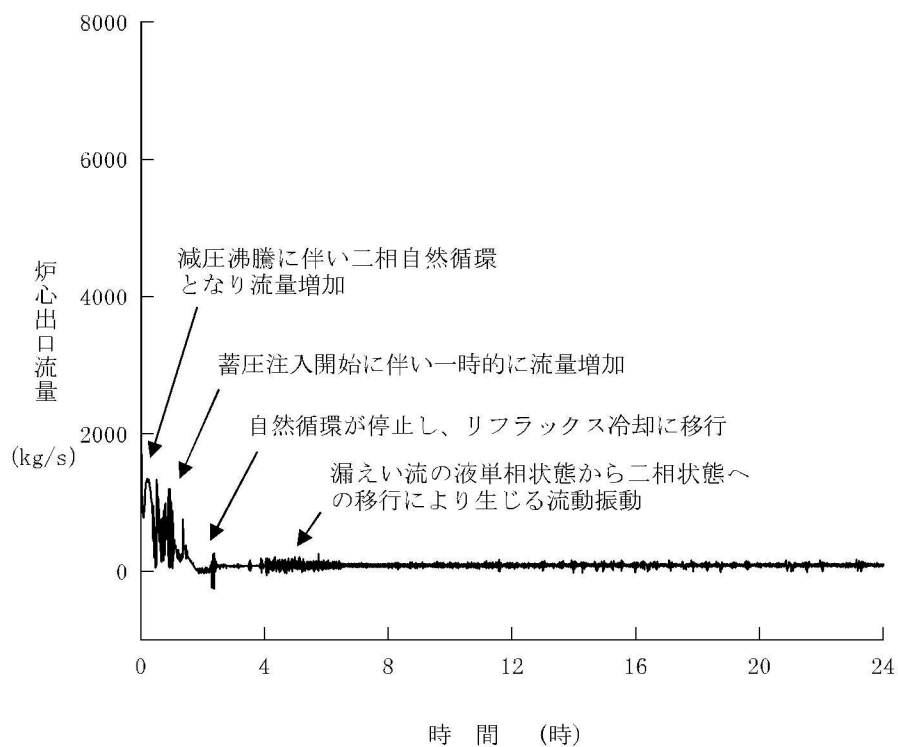
第 7. 1. 2. 11 図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



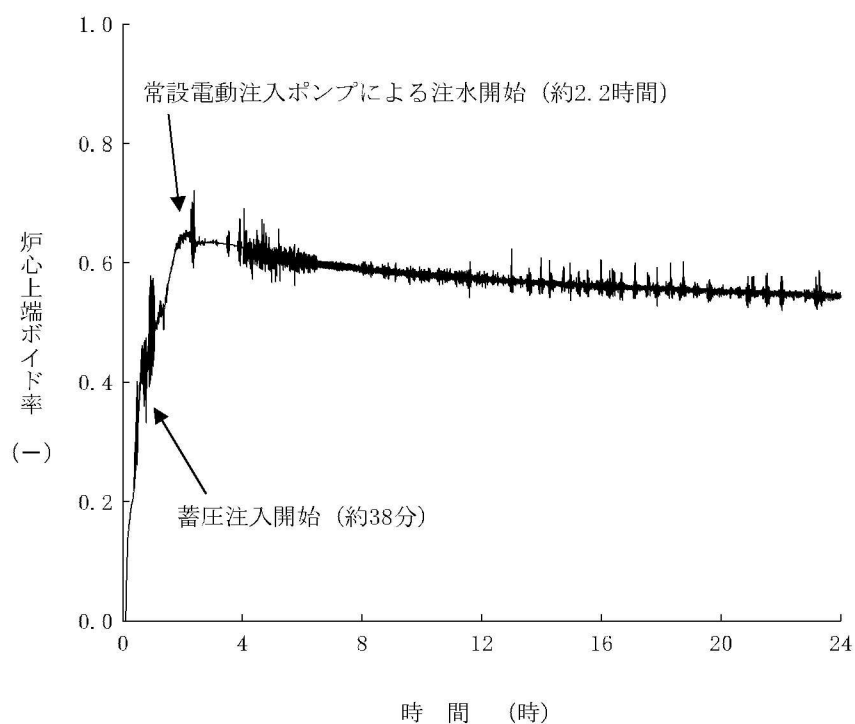
第 7. 1. 2. 12 図 RCP シール部からの漏えいのクオリティの推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



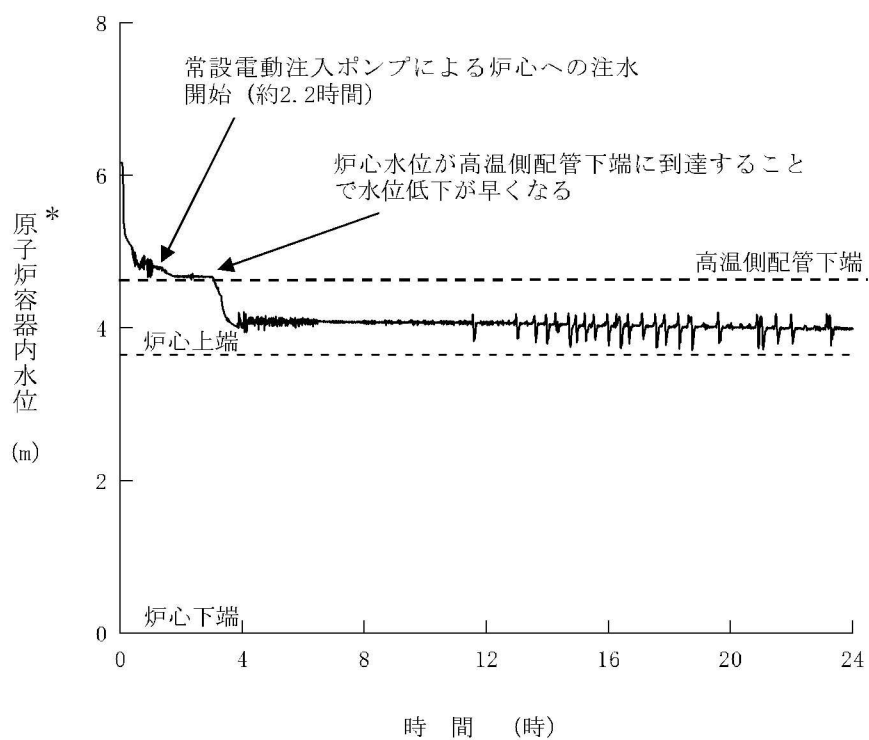
第 7. 1. 2. 13 図 1 次冷却材流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



第 7. 1. 2. 14 図 炉心出口流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)

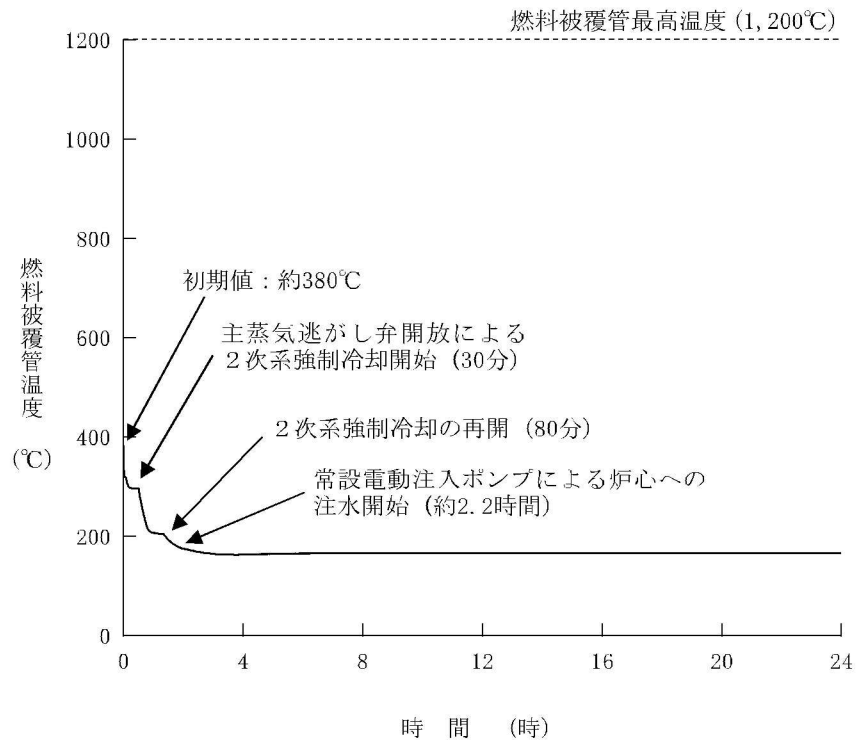


第 7. 1. 2. 15 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)

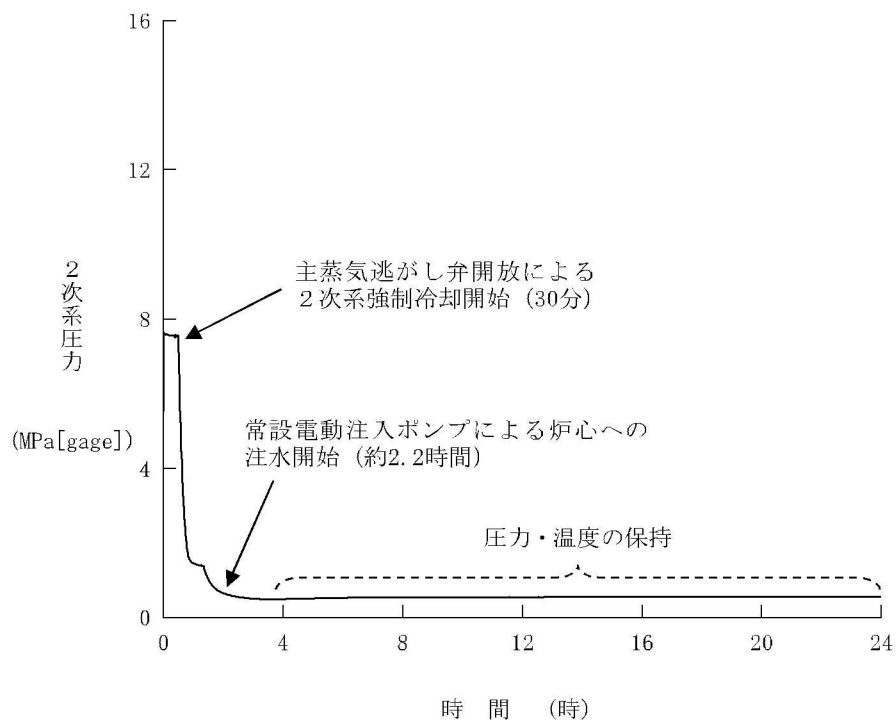


* : コラプス水位を表示

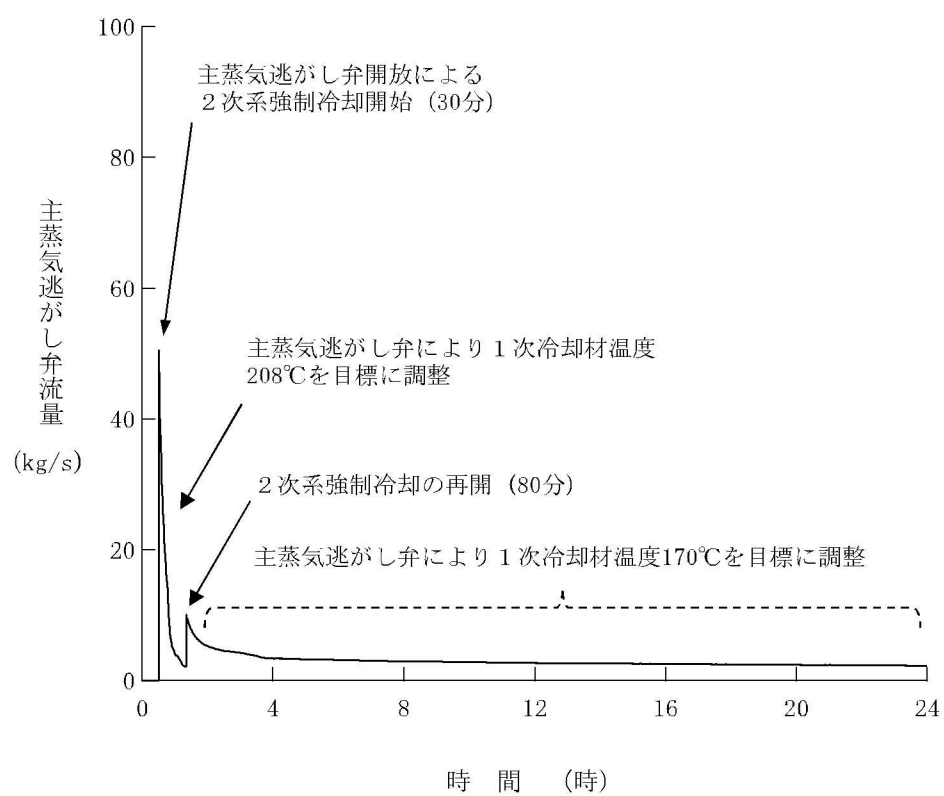
第 7. 1. 2. 16 図 原子炉容器内水位の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



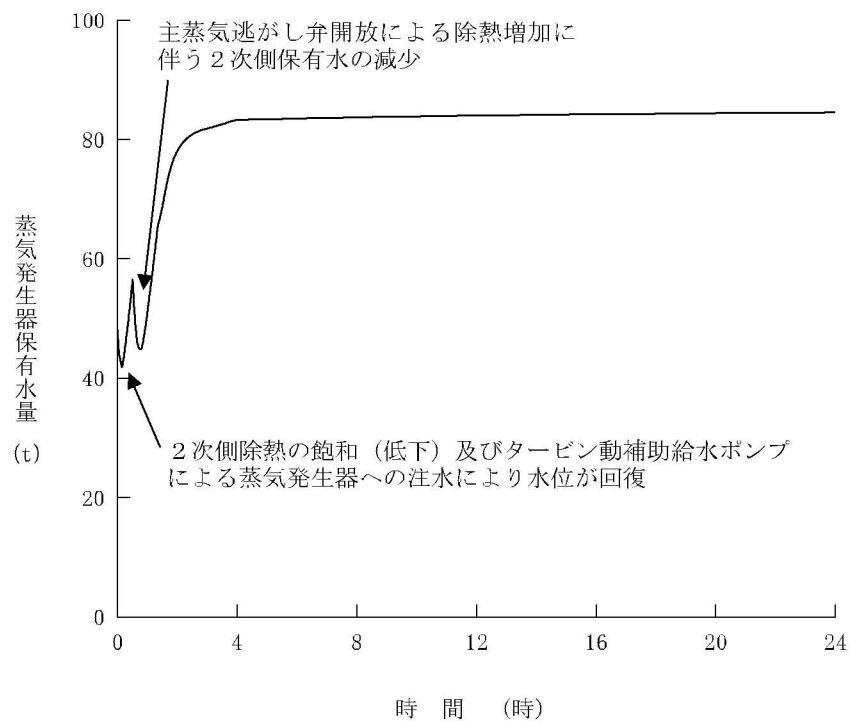
第 7. 1. 2. 17 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



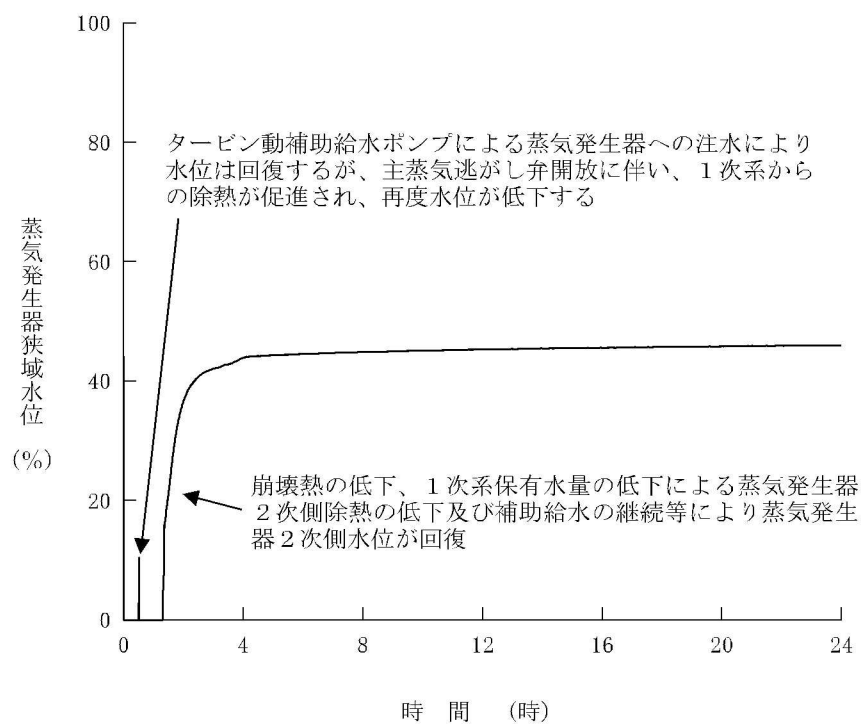
第 7. 1. 2. 18 図 2次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



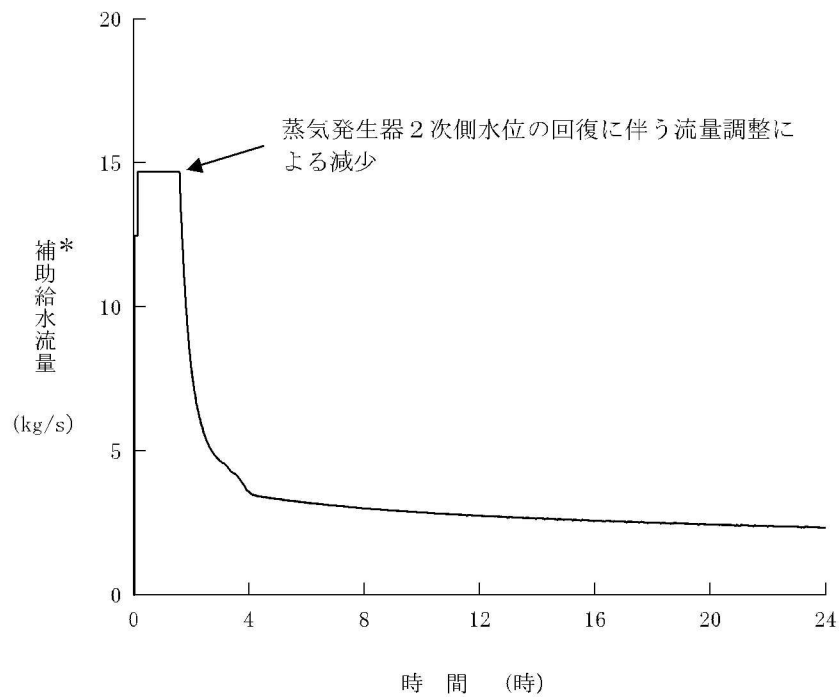
第 7.1.2.19 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



第 7. 1. 2. 20 図 蒸気発生器保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)

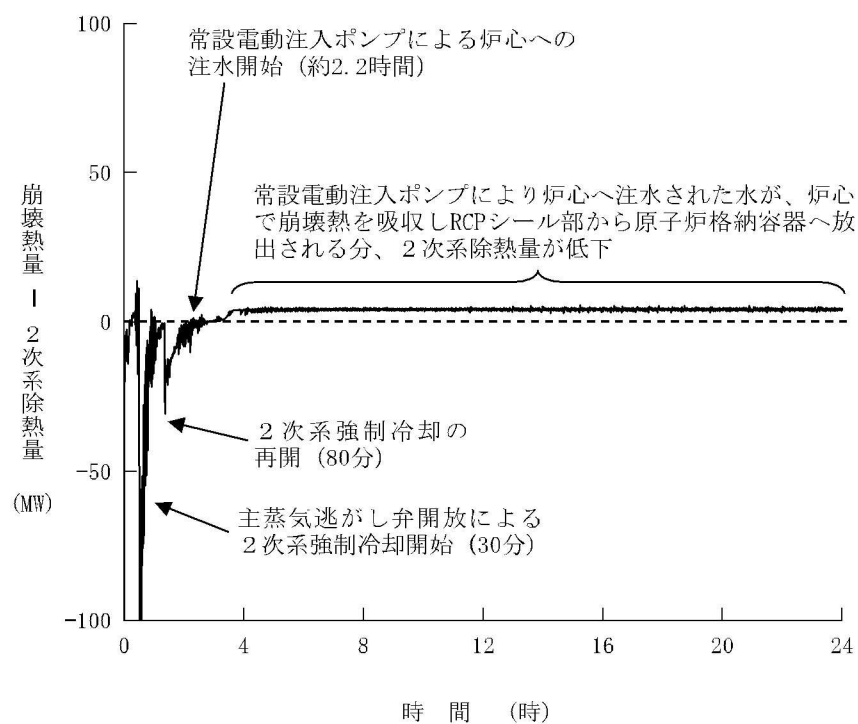


第 7. 1. 2. 21 図 蒸気発生器水位の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)

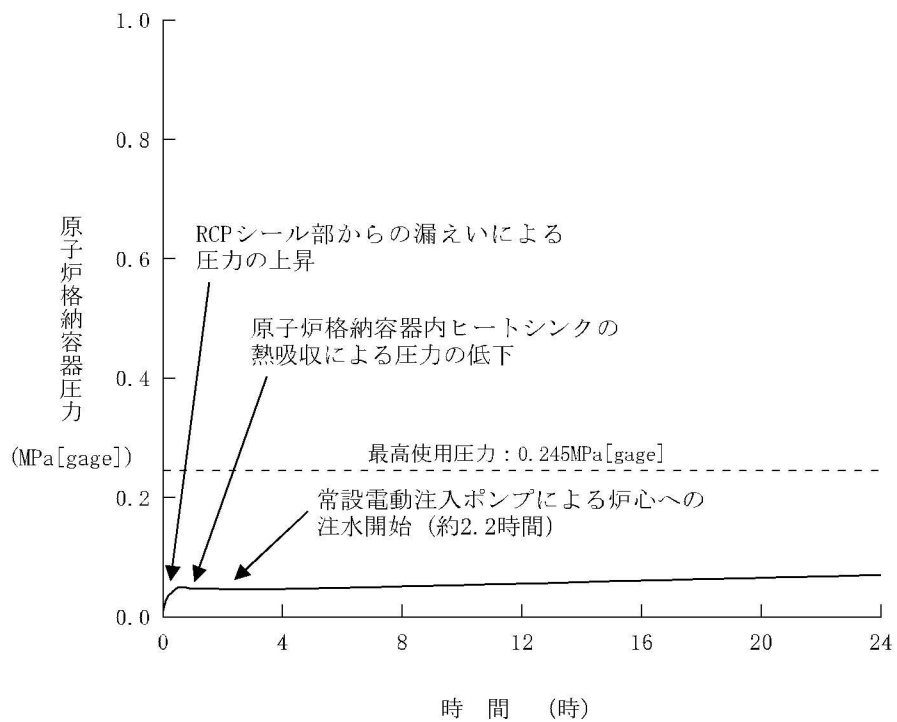


* : 蒸気発生器 1 基当たりの補助給水流量

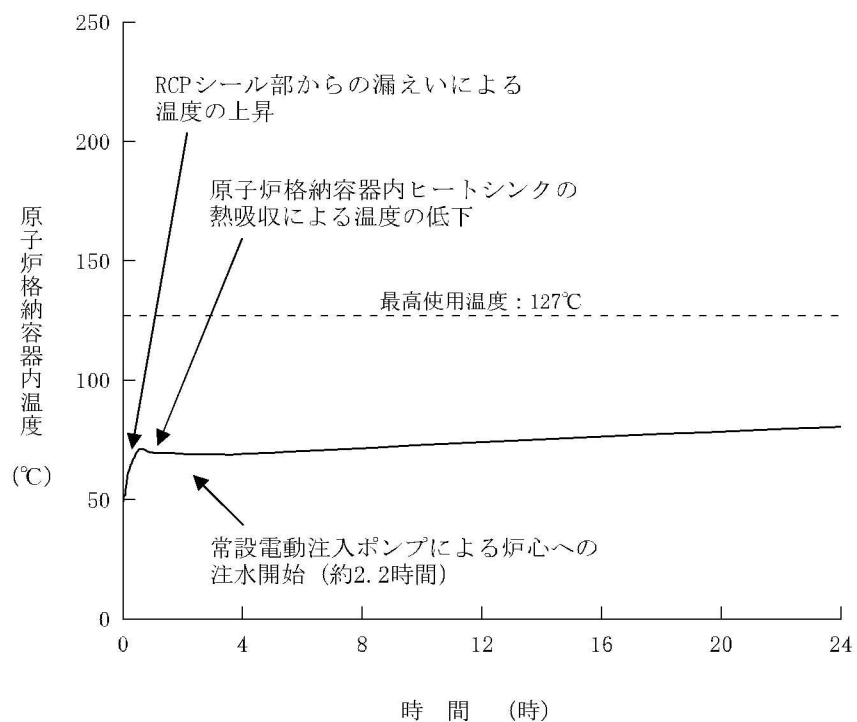
第 7. 1. 2. 22 図 補助給水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



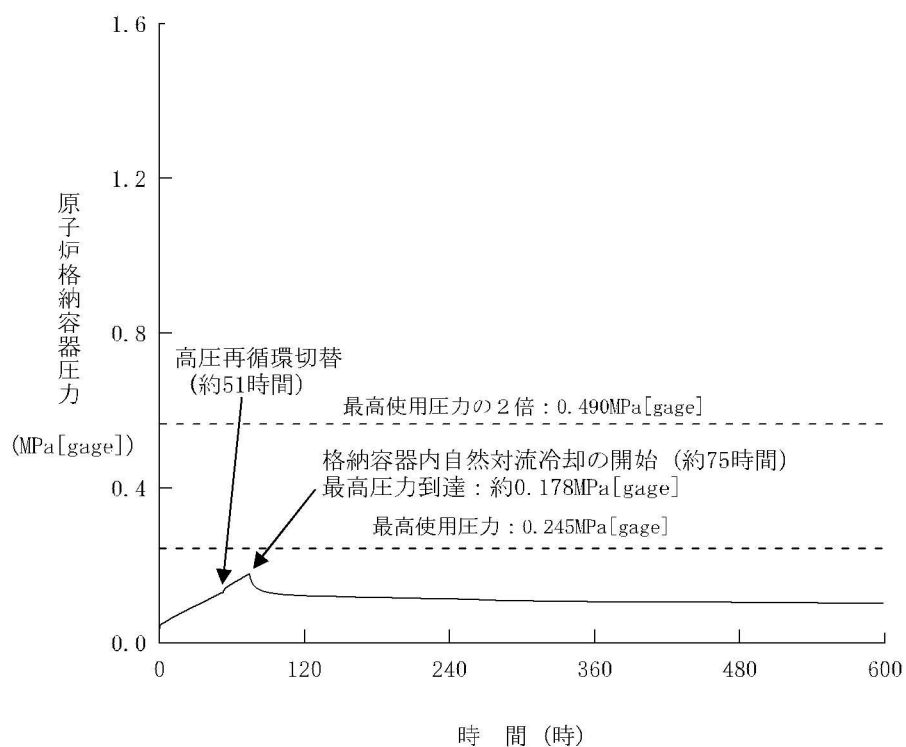
第 7. 1. 2. 23 図 崩壊熱と 2 次系除熱量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



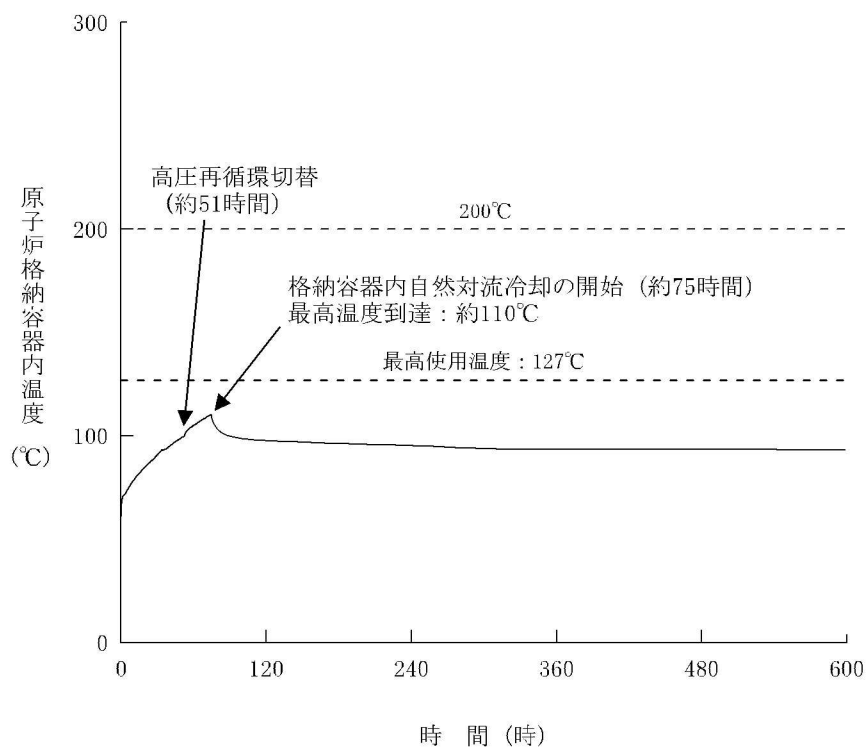
第 7. 1. 2. 24 図 原子炉格納容器圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



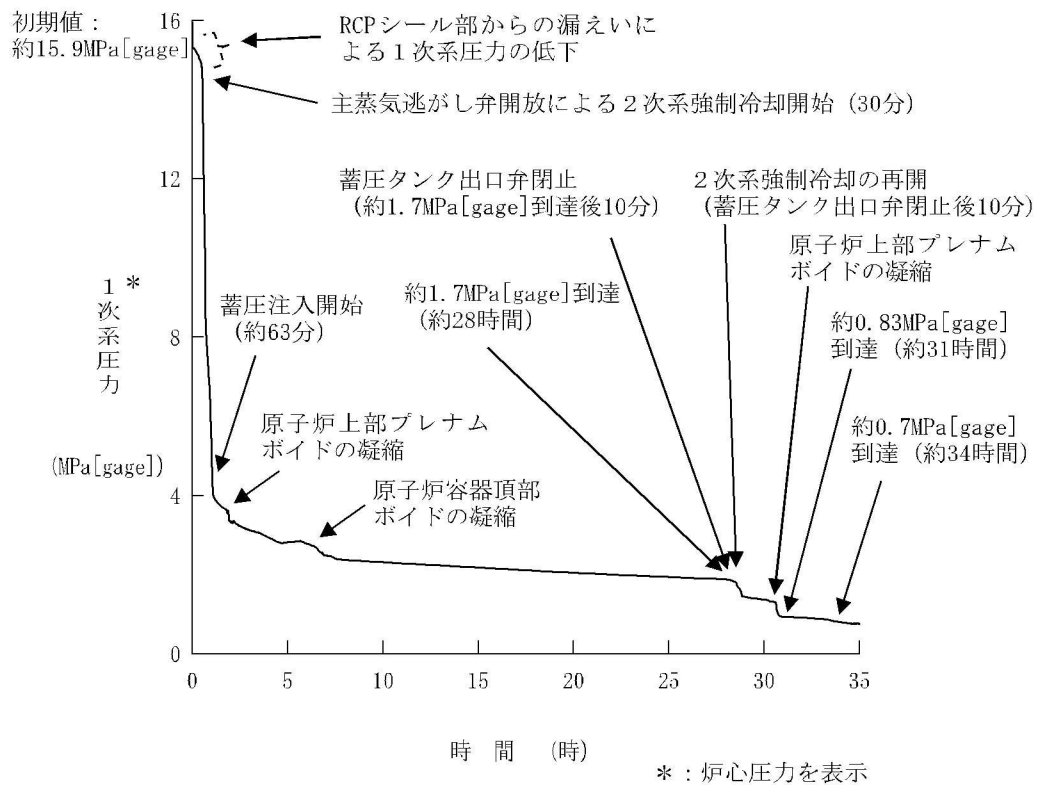
第 7. 1. 2. 25 図 原子炉格納容器内温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



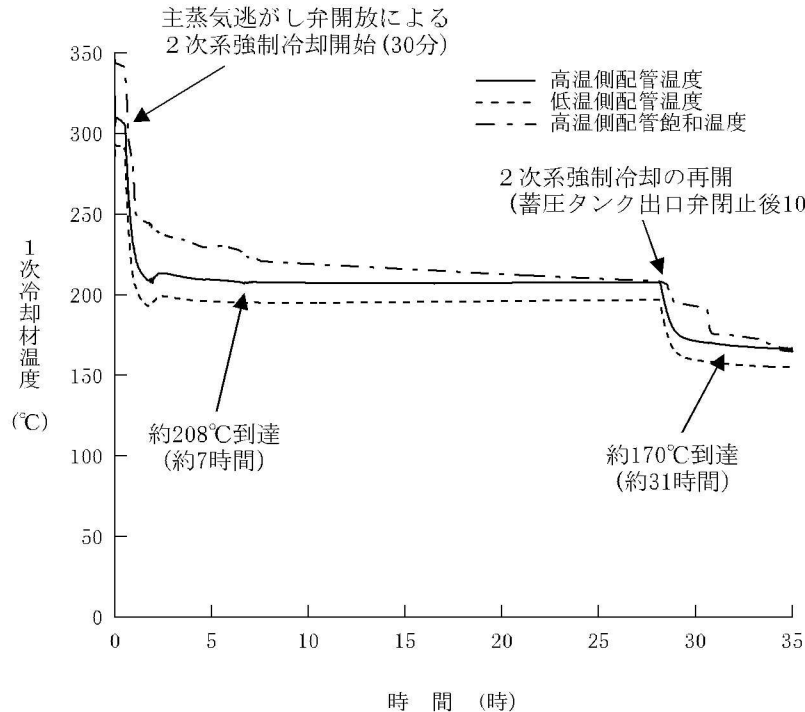
第 7. 1. 2. 26 図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



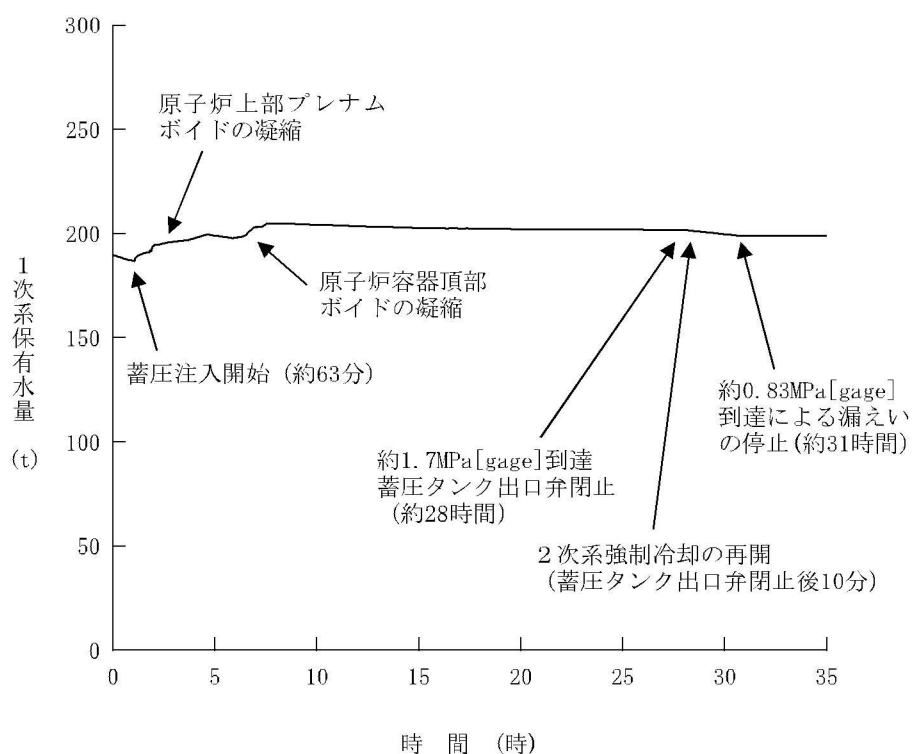
第 7. 1. 2. 27 図 原子炉格納容器内温度の長期間の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



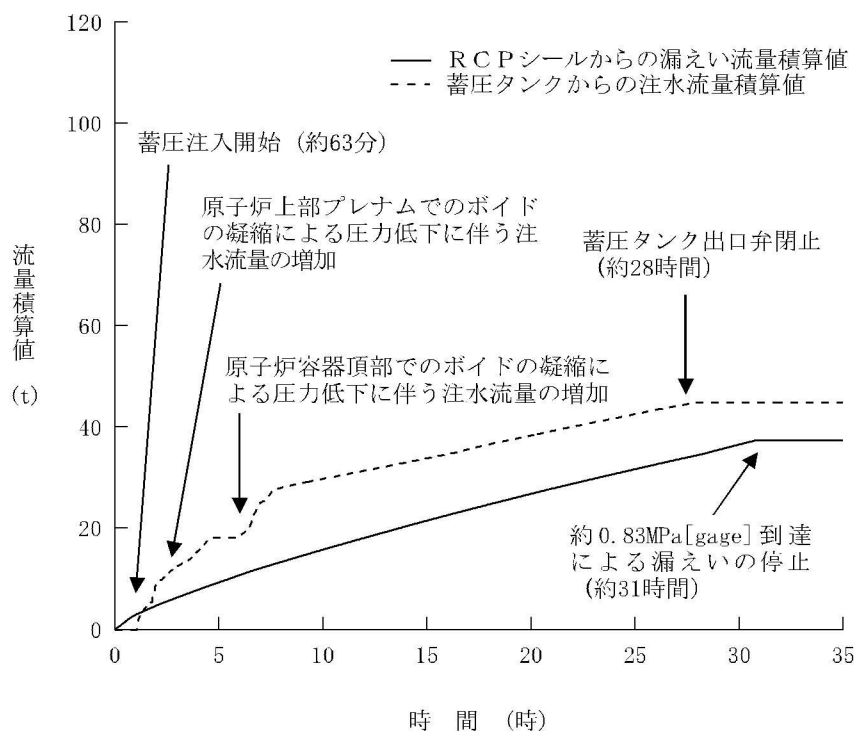
第 7. 1. 2. 28 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



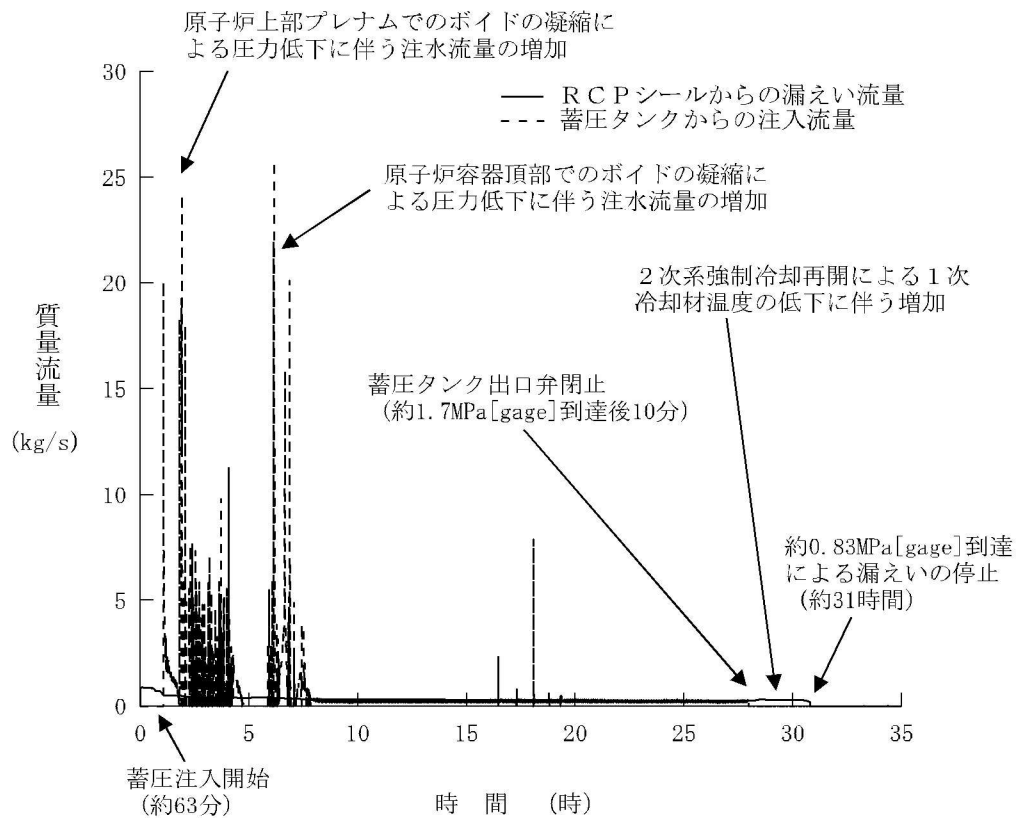
第 7. 1. 2. 29 図 1 次系温度の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



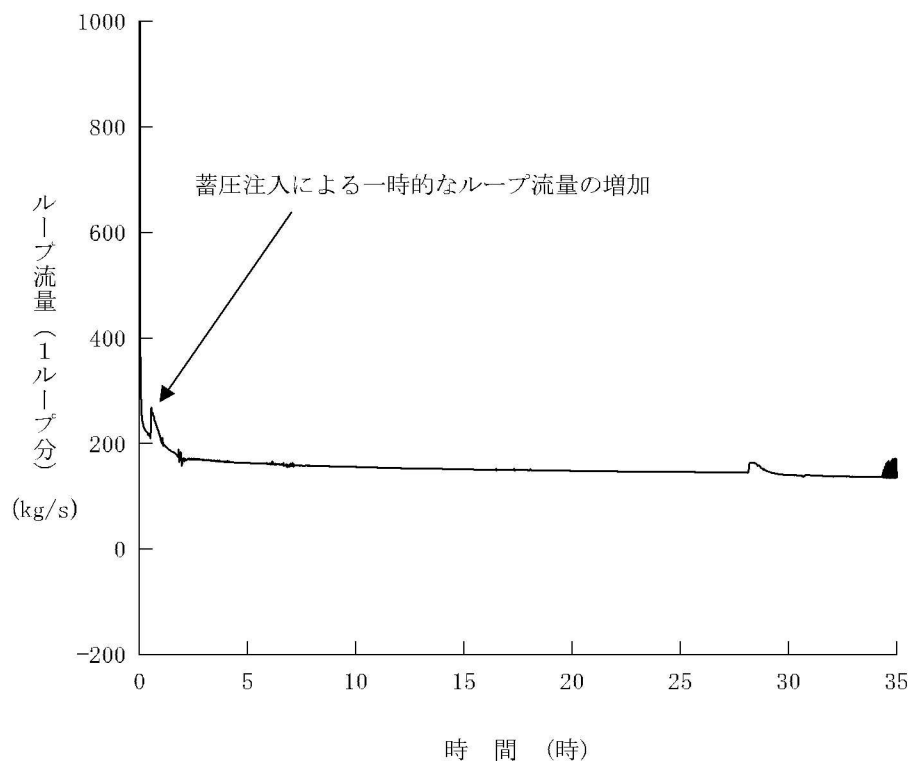
第 7. 1. 2. 30 図 1 次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



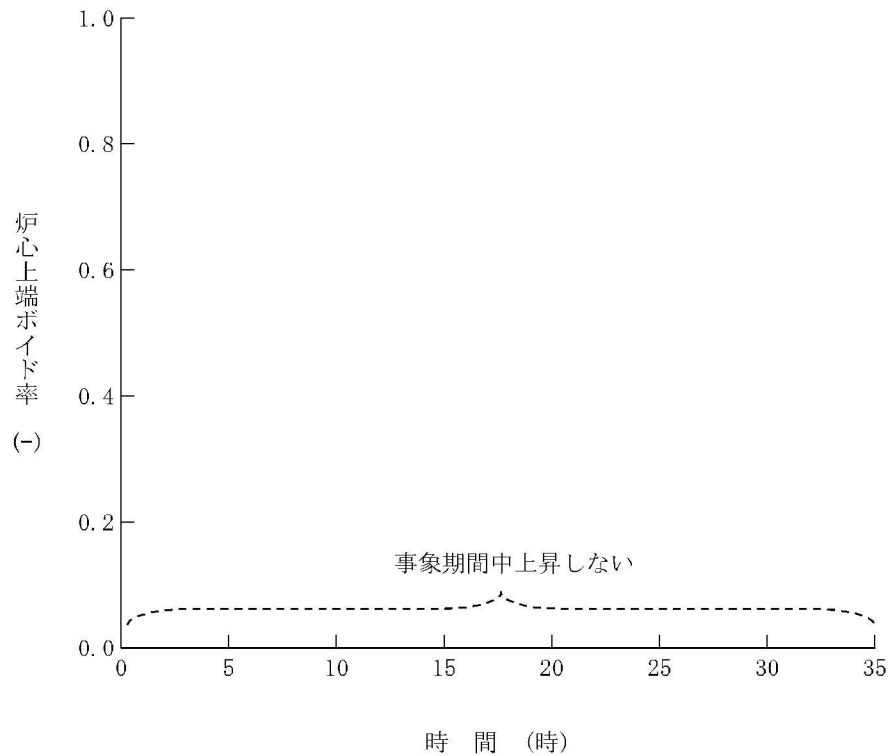
第 7. 1. 2. 31 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



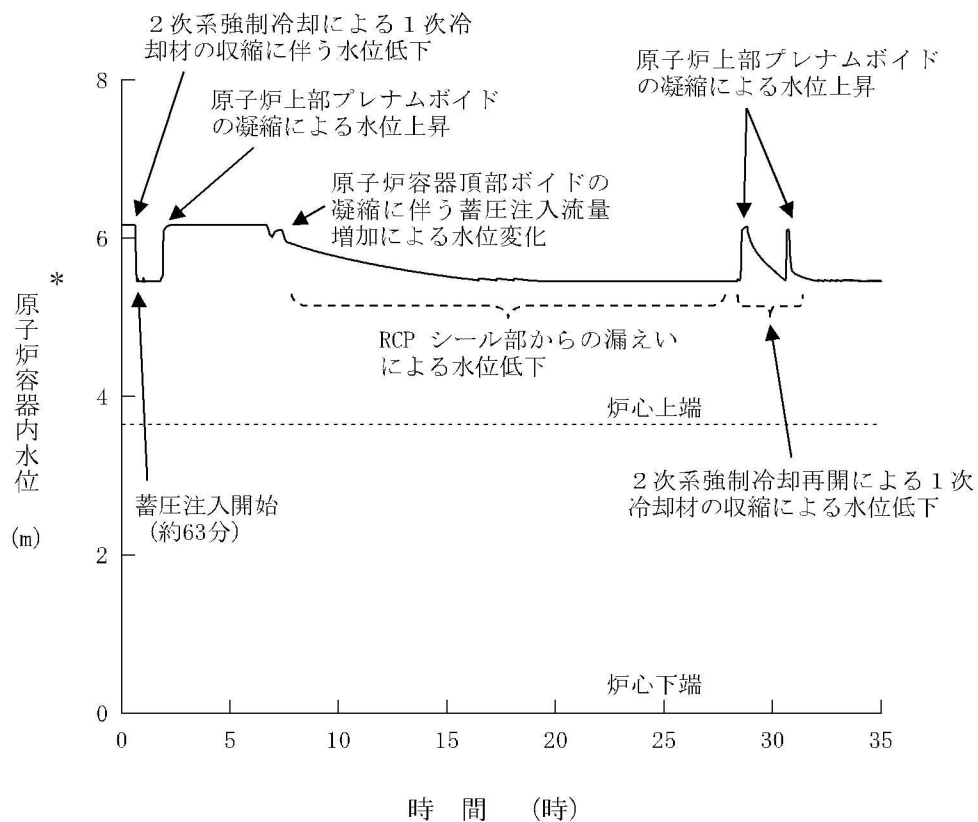
第 7. 1. 2. 32 図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



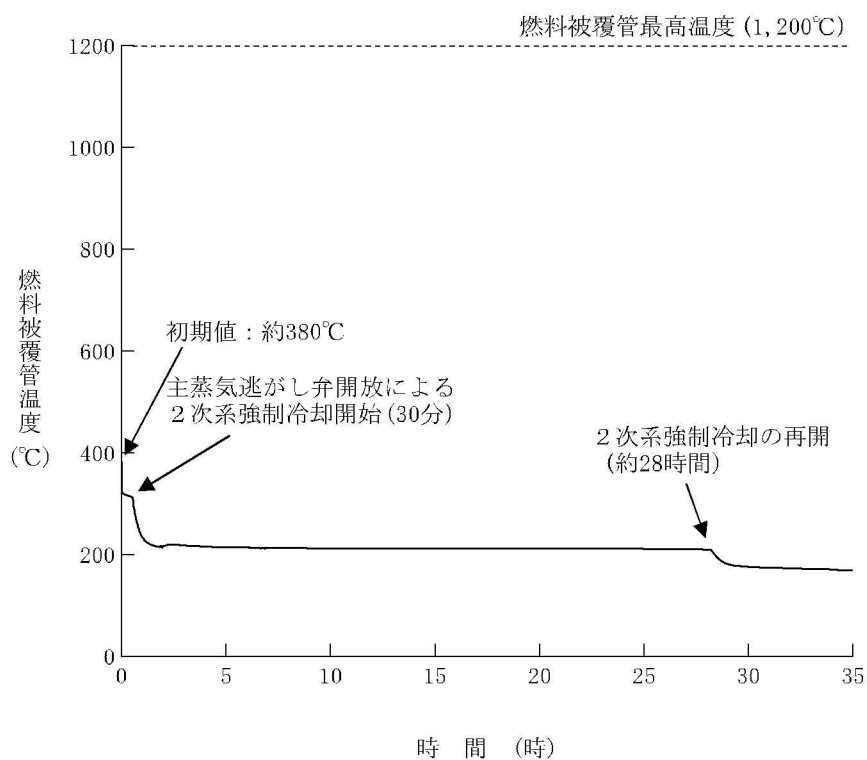
第 7. 1. 2. 33 図 1次冷却材流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



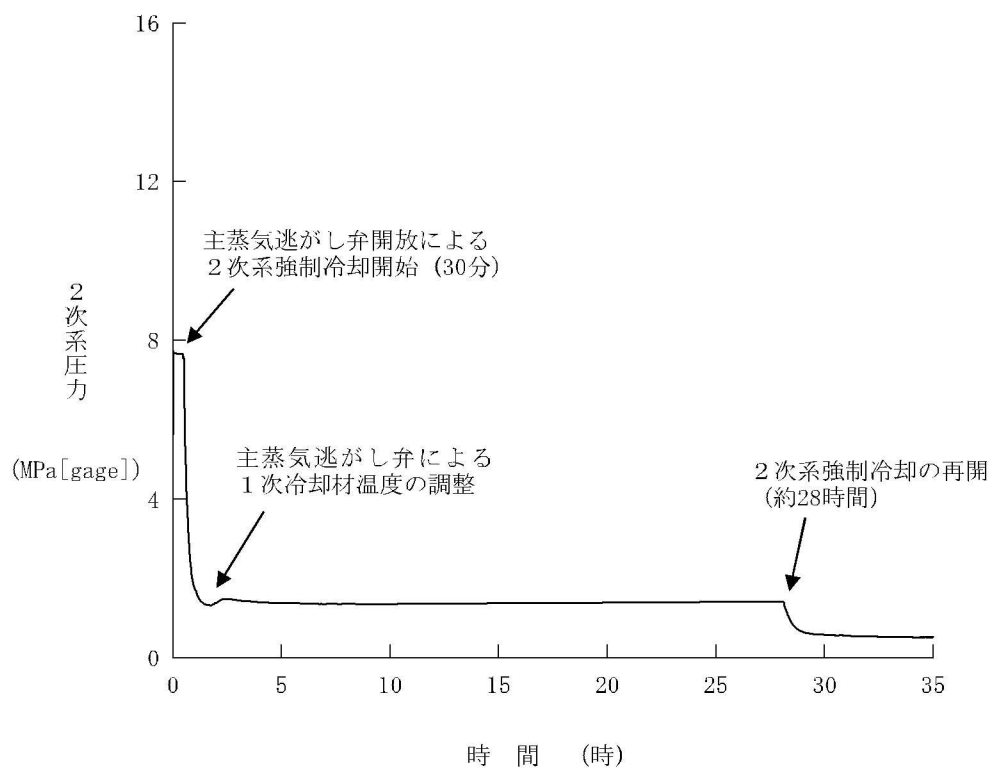
第 7. 1. 2. 34 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



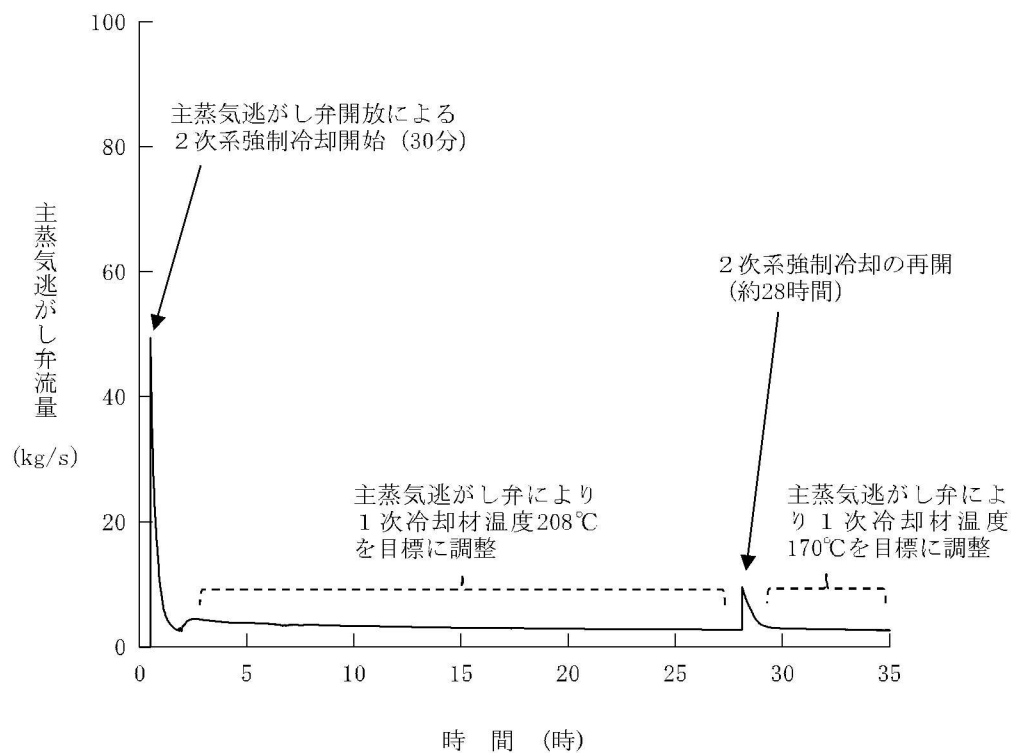
第 7. 1. 2. 35 図 原子炉容器内水位の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



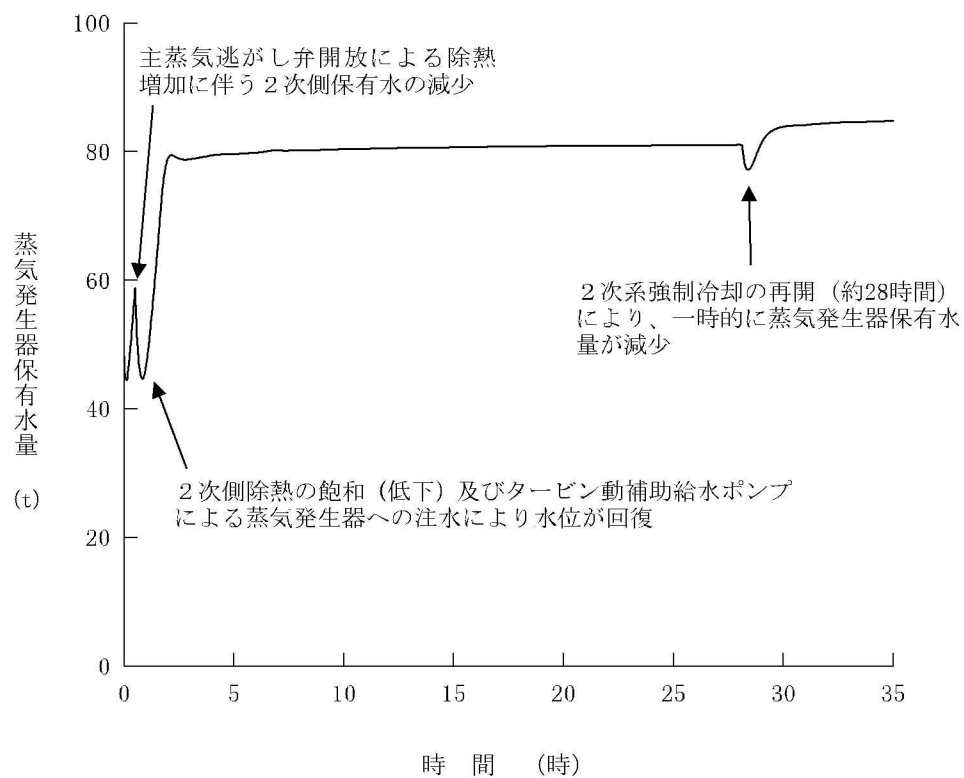
第 7. 1. 2. 36 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



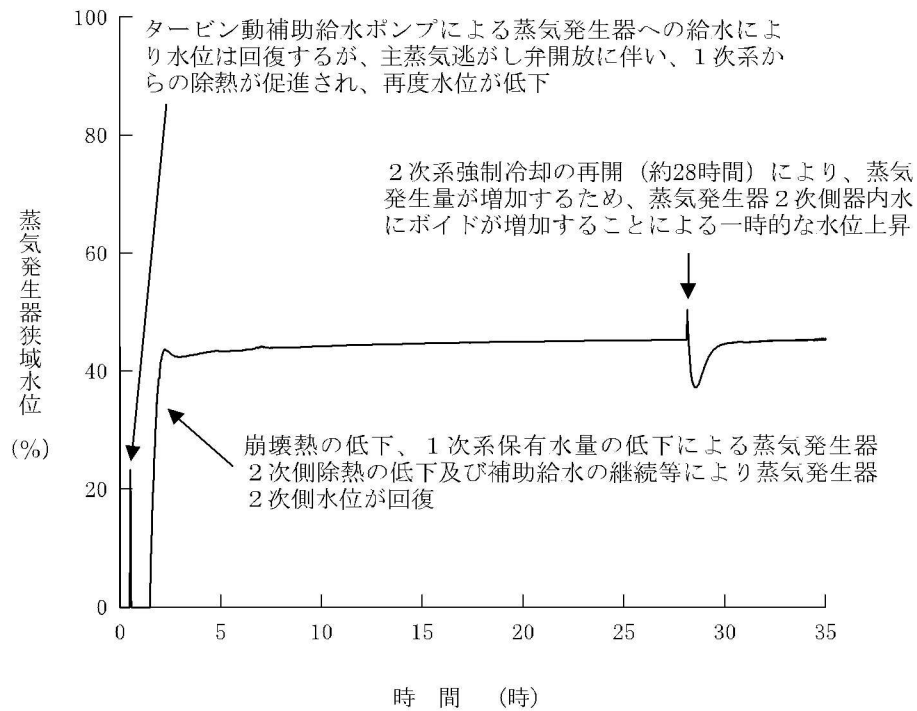
第 7. 1. 2. 37 図 2次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



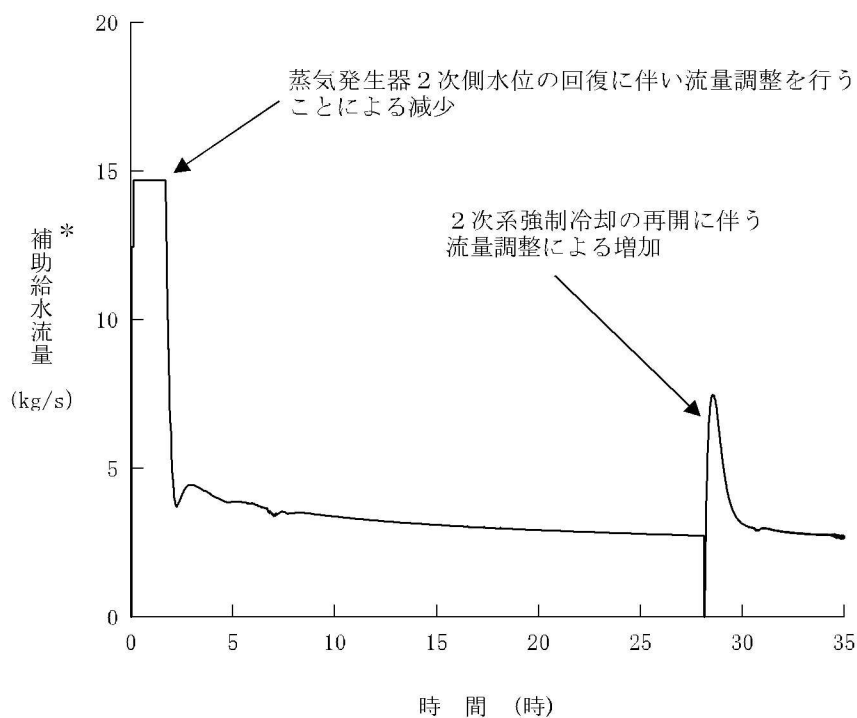
第 7. 1. 2. 38 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



第 7. 1. 2. 39 図 蒸気発生器保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)

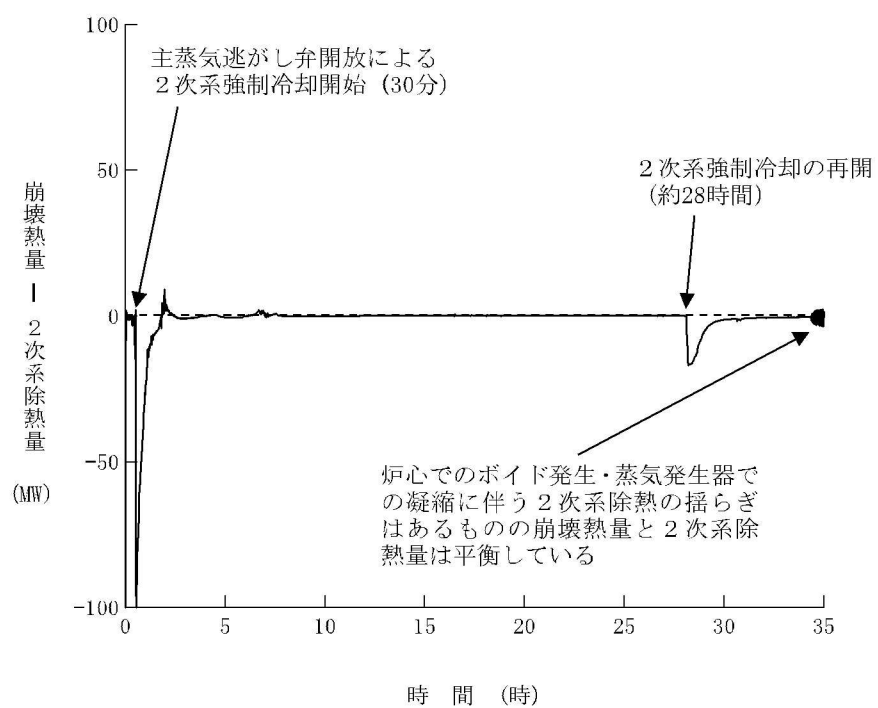


第 7. 1. 2. 40 図 蒸気発生器水位の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)

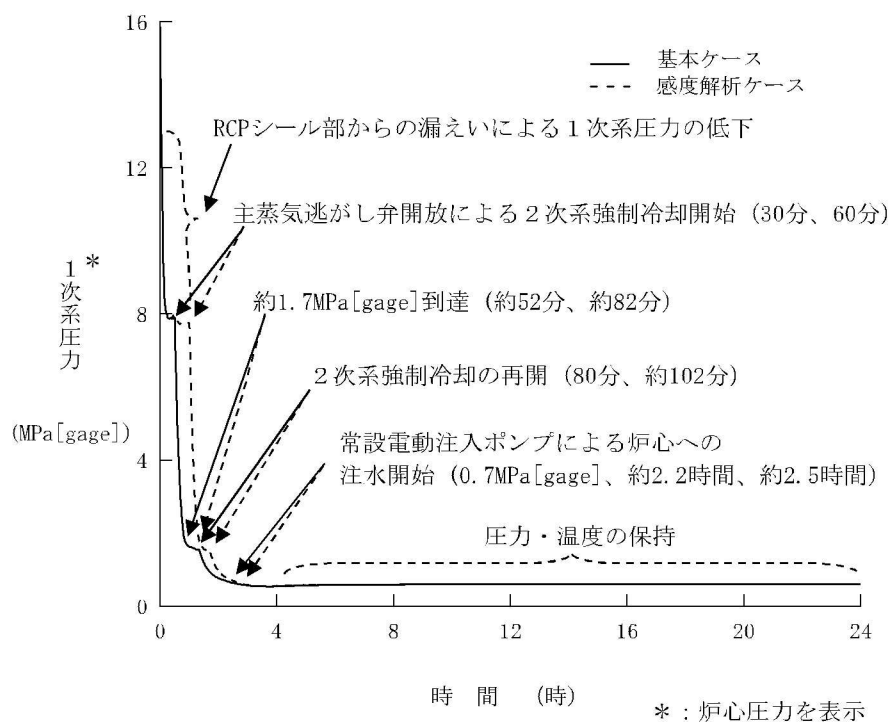


* : 蒸気発生器 1 基当たりの補助給水流量

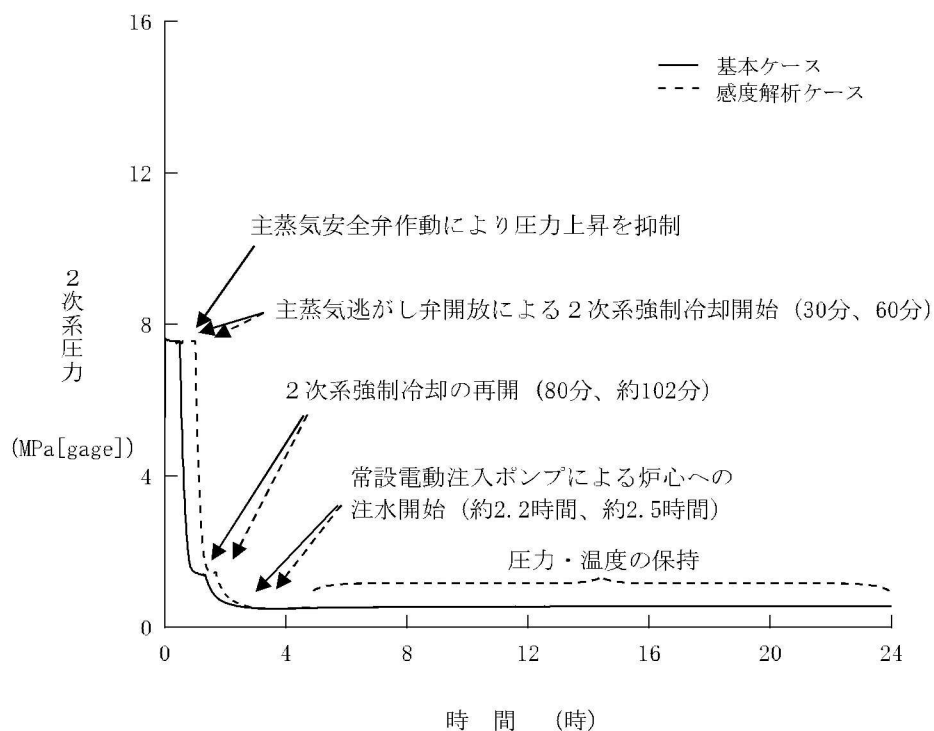
第 7. 1. 2. 41 図 補助給水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



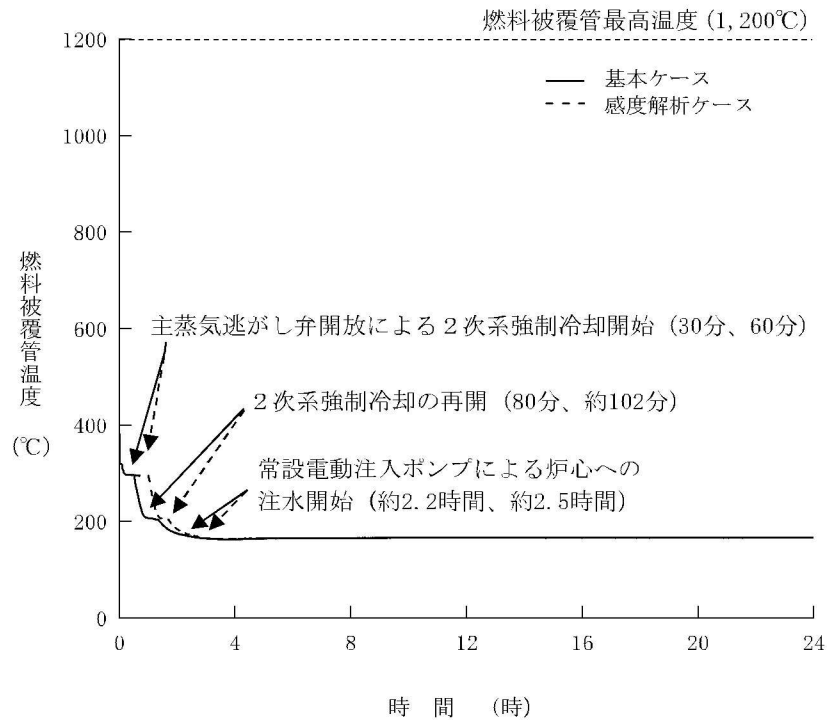
第 7. 1. 2. 42 図 崩壊熱量と 2 次系除熱量の推移
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



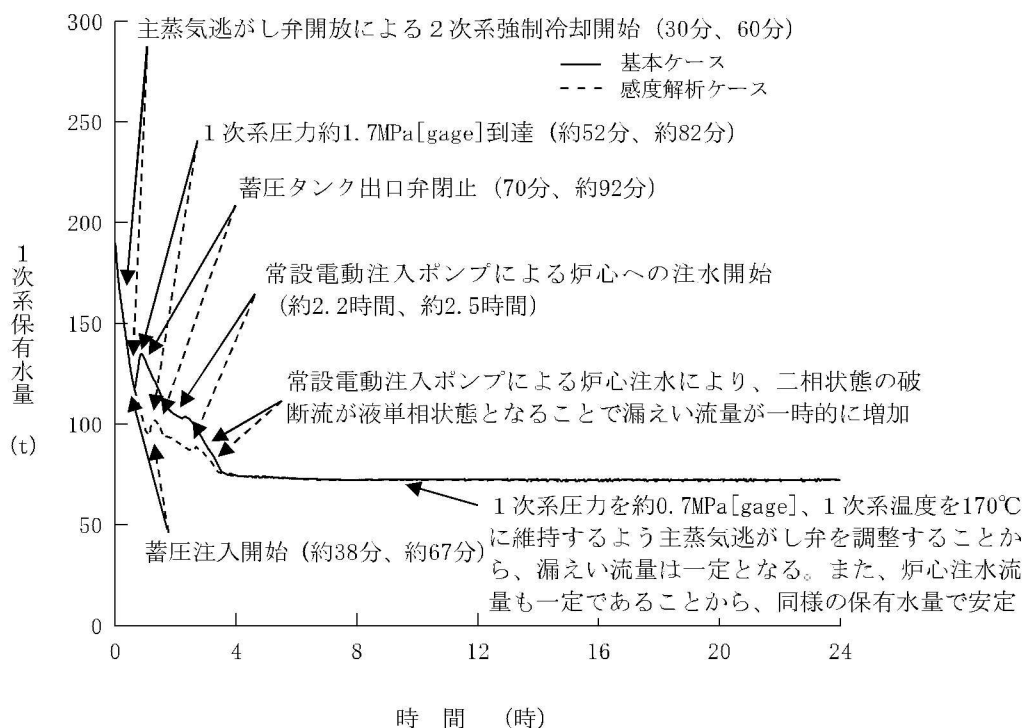
第 7. 1. 2. 43 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



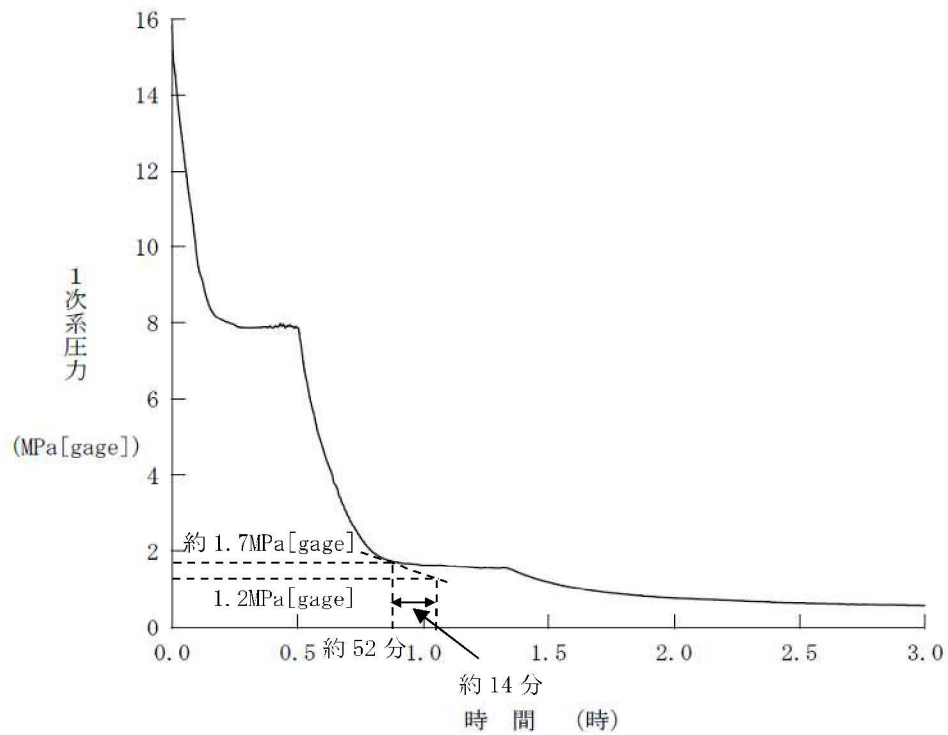
第 7. 1. 2. 44 図 2 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



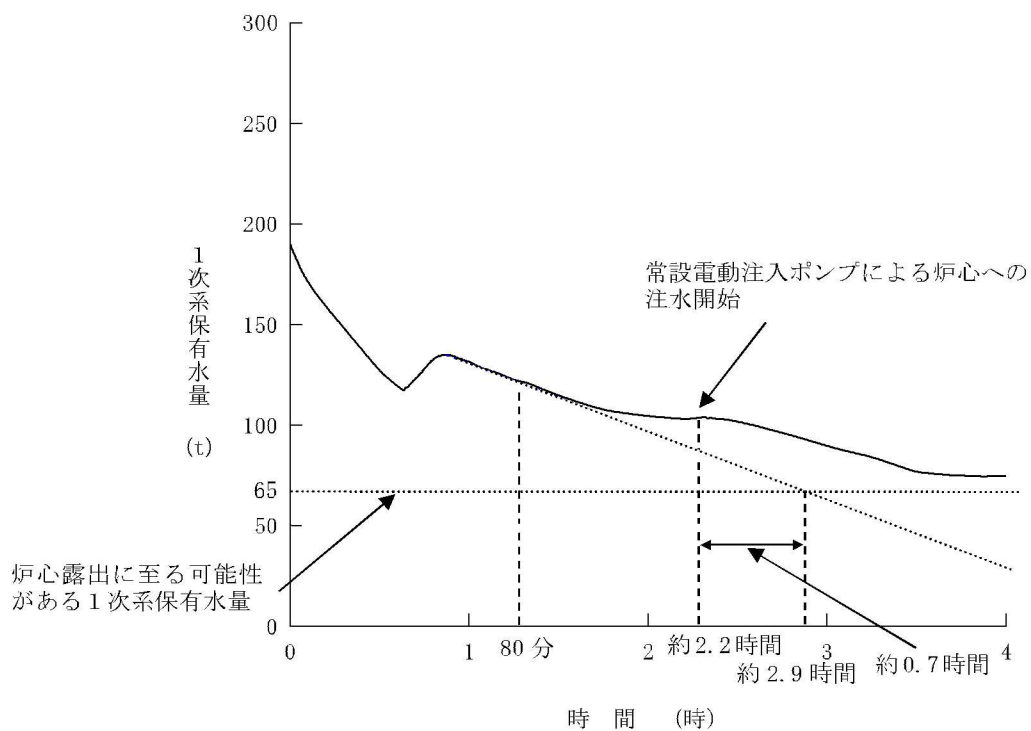
第 7. 1. 2. 45 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



第 7. 1. 2. 46 図 1 次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)

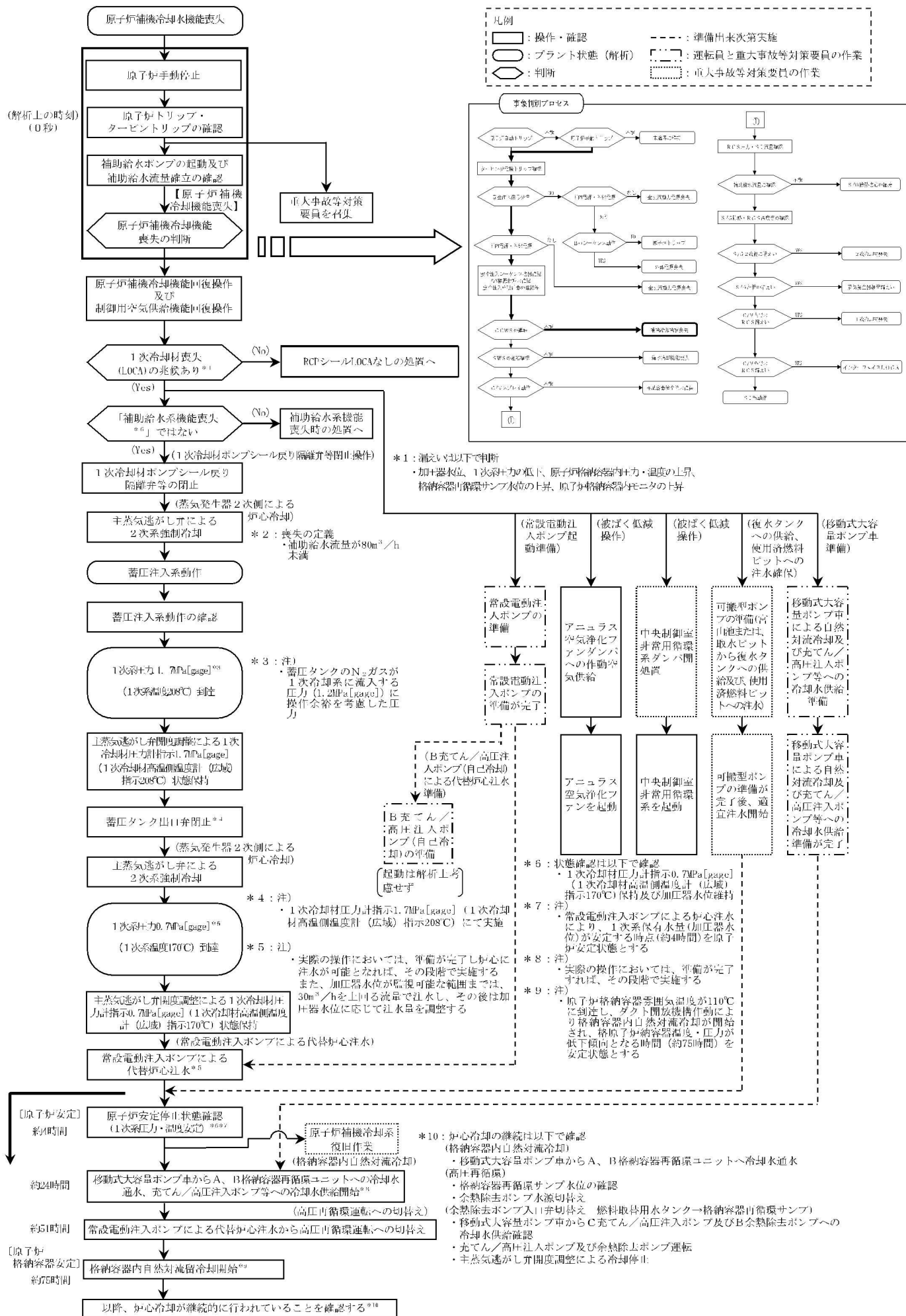


第 7.1.2.47 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)

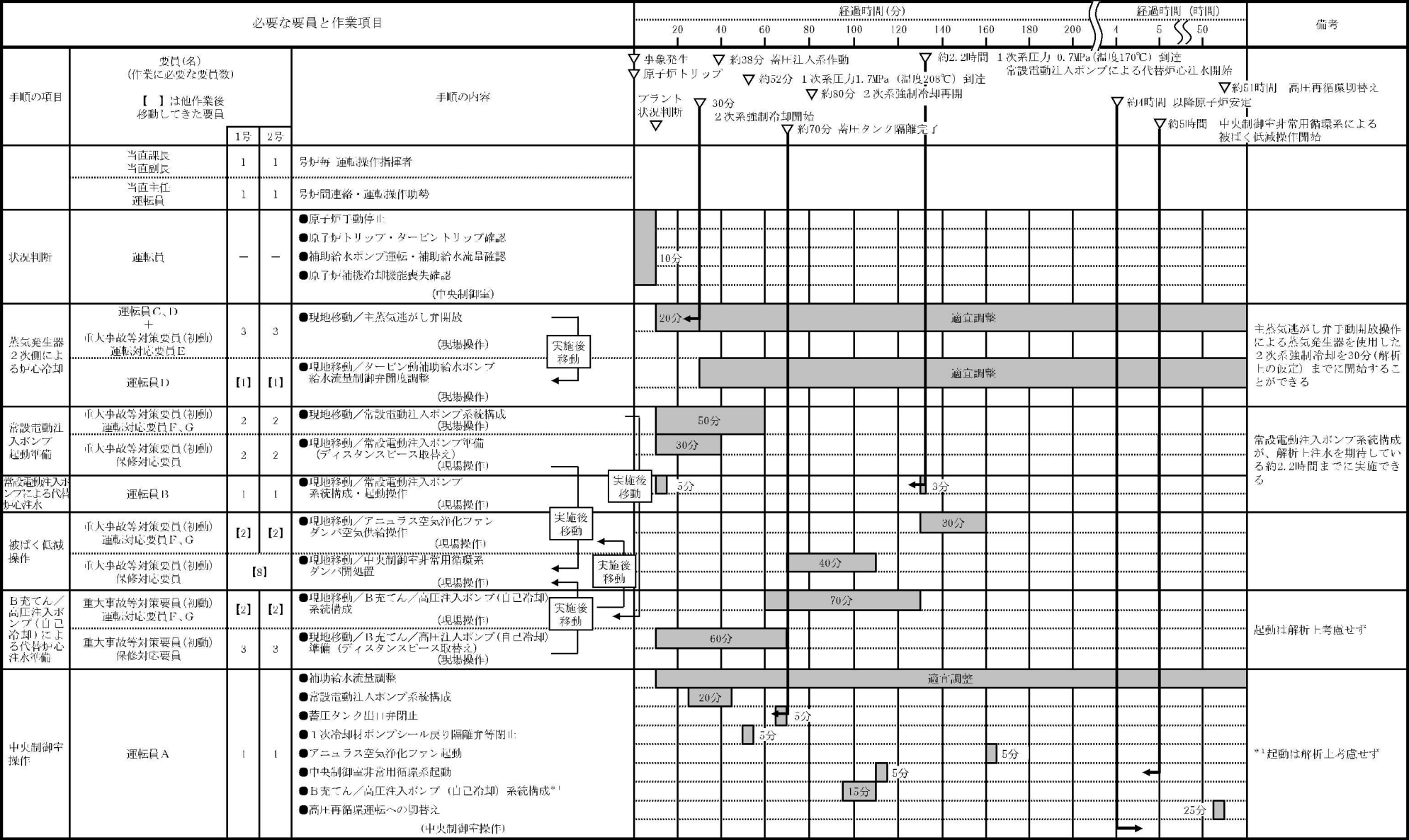


第 7.1.2.48 図 1 次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(代替炉心注水操作時間余裕確認)

10-7-638



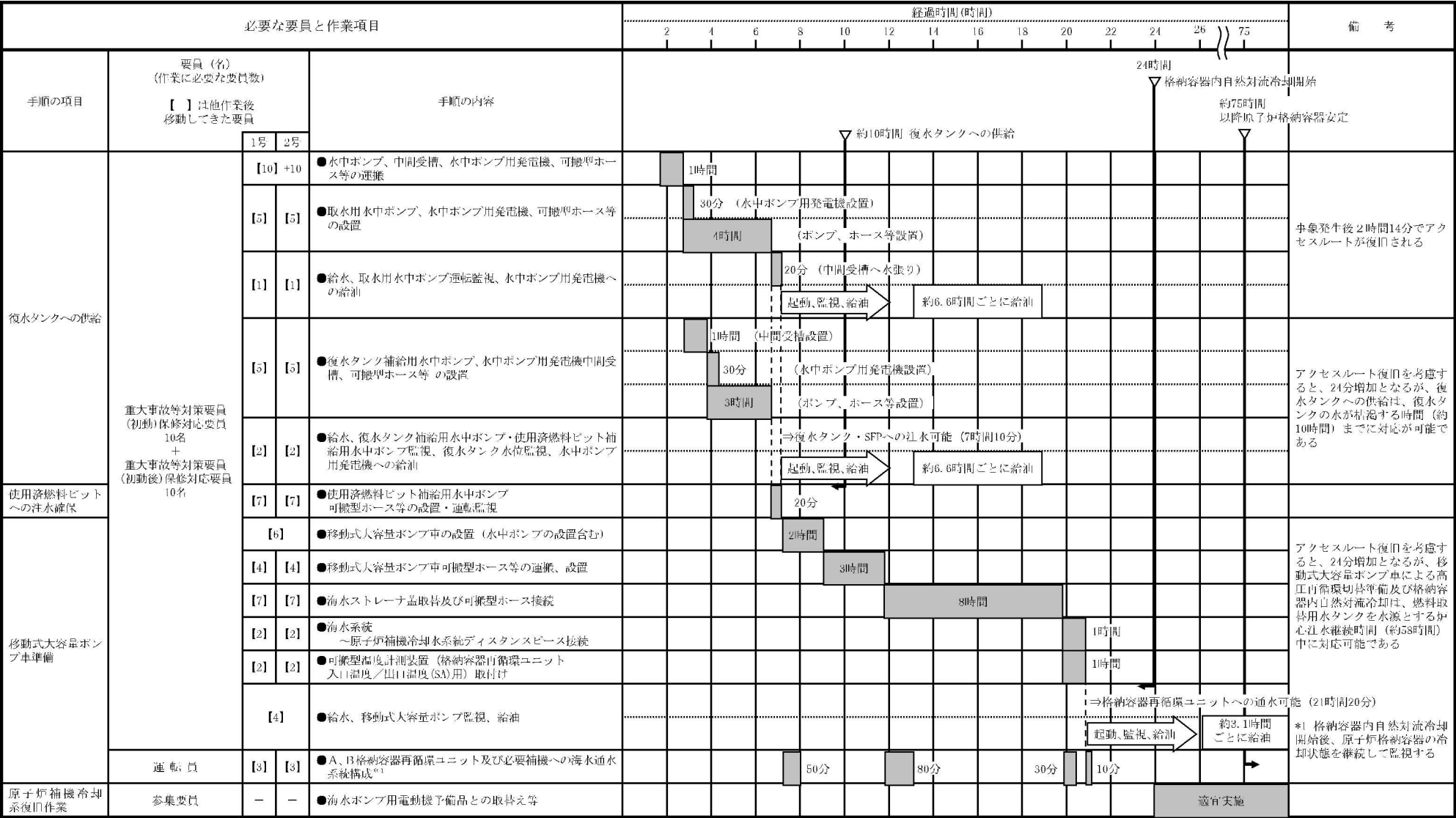
第 7.1.3.2 図 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要



・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4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 7. 1. 3. 3 図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間（1/2）

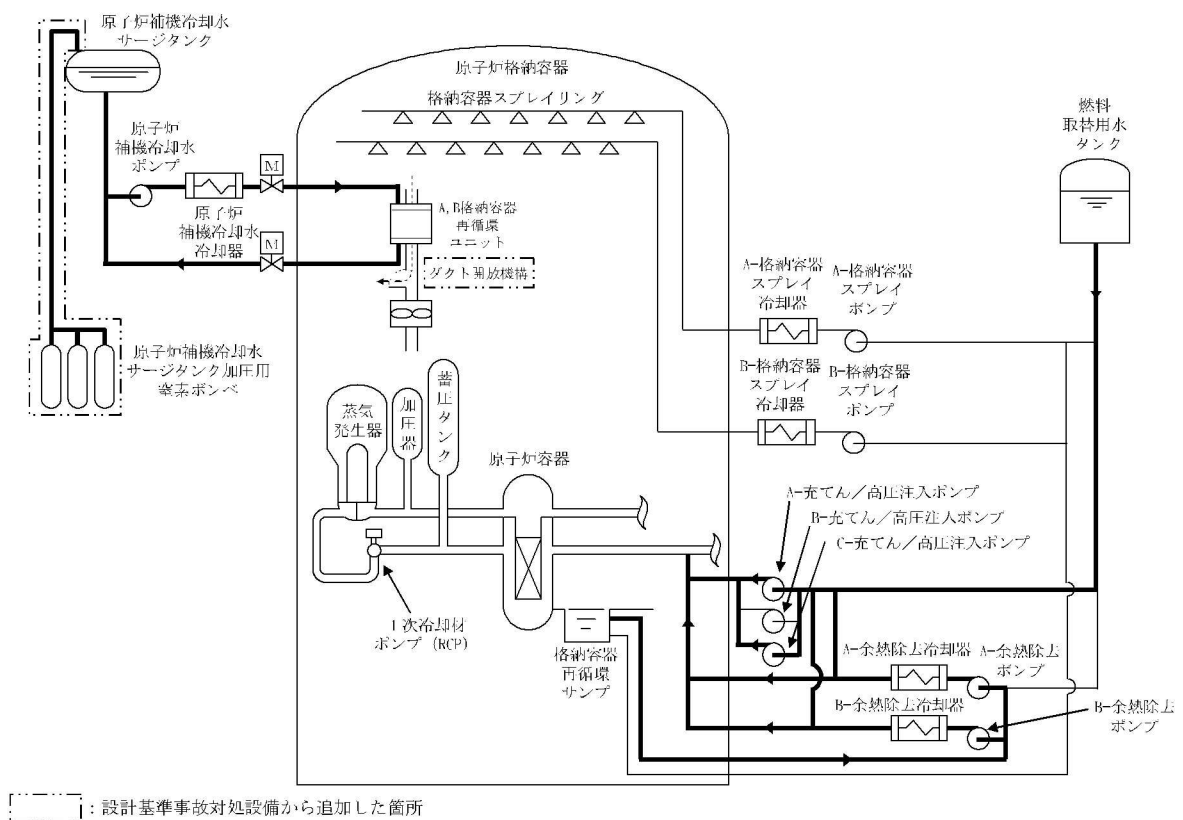


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

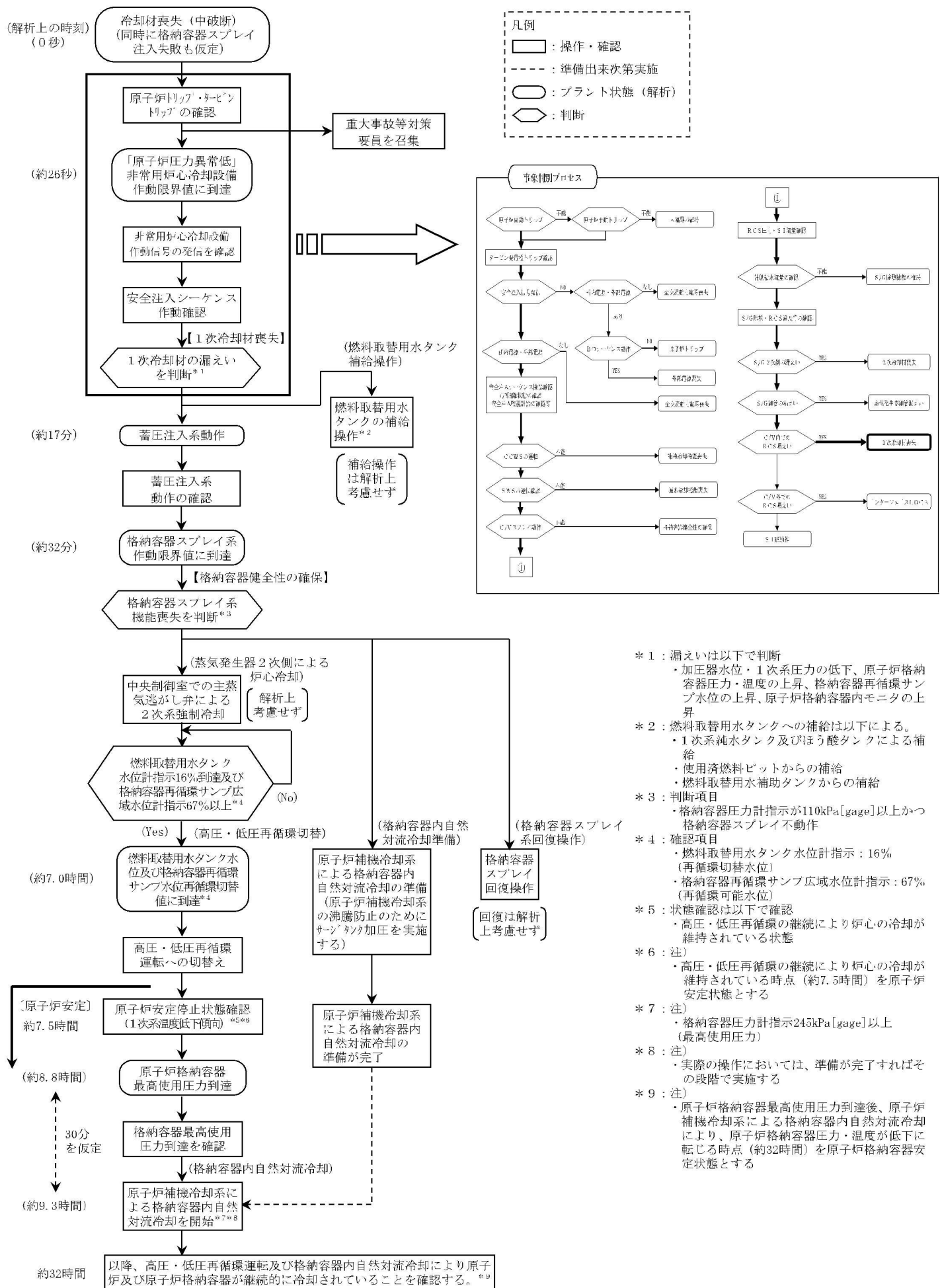
・移動式大容量ポンプ準備：ホース接続口を2ヵ所（海水ストレーナ側、ラブチャーディスク側）設けているが、ラブチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展開/収束により容易に布設可能であり、またラブチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載

・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. 1. 3. 3 図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間 (2/2)

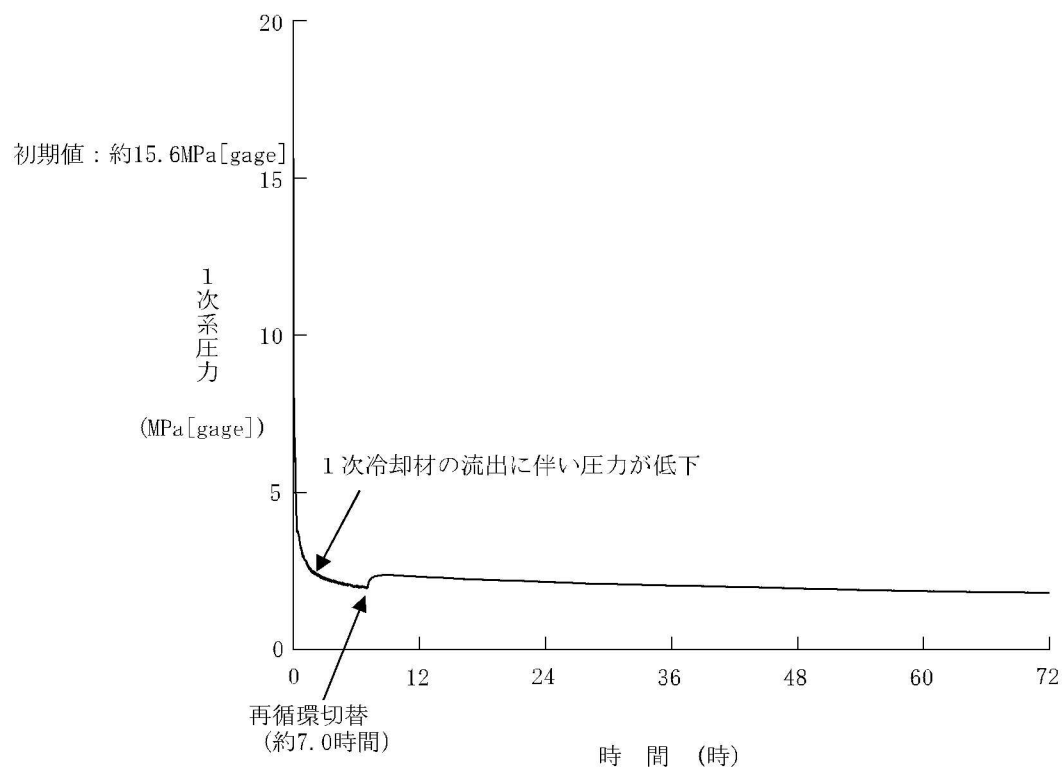


第 7.1.4.1 図 原子炉格納容器の除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

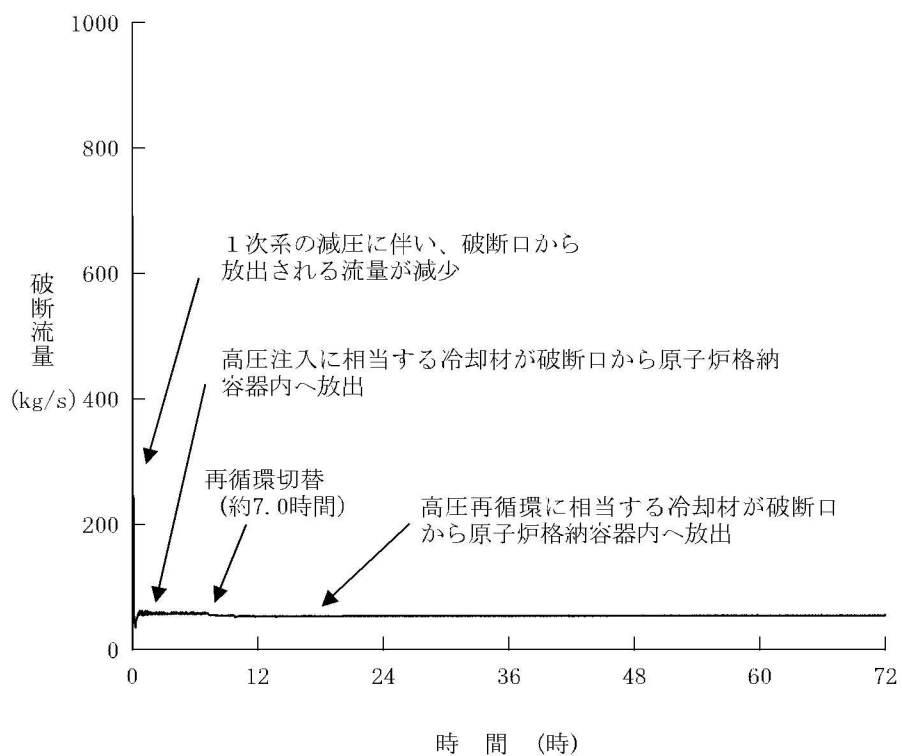


第 7.1.4.2 図 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」の事象進展)

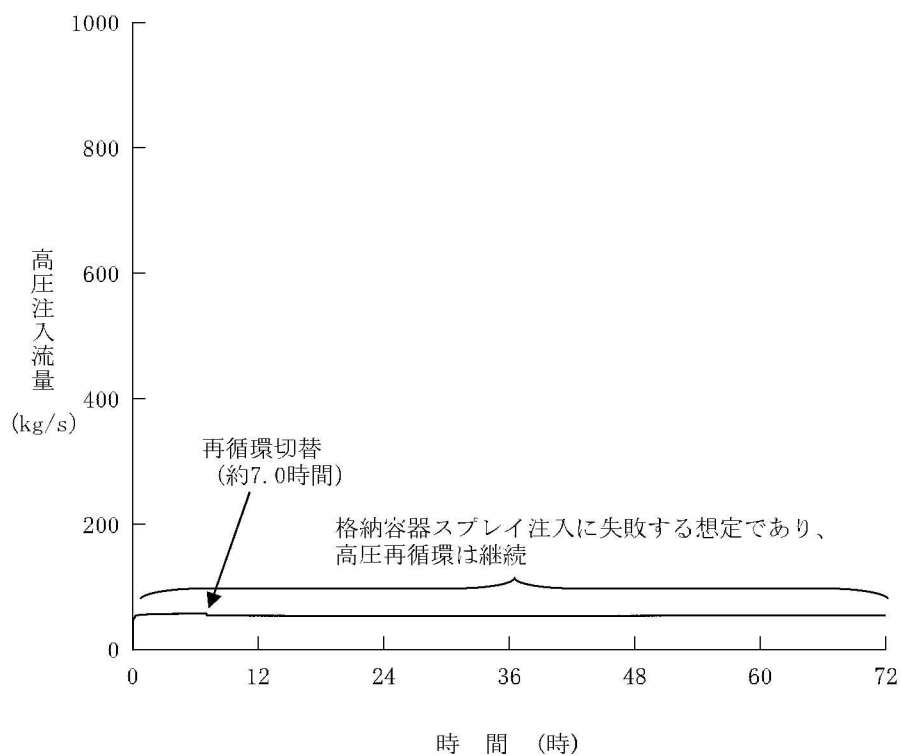
必要な要員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)										備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容																						
		1号	2号		10	20	30	40	50	1	2	7	8	9	10	11	12									
					▽ 事象発生 ▽ 原子炉トリップ ▽ フラット状況判断 約82分 ▽ 格納容器スプレイ系作動限界値到達										約8.8時間 原子炉格納容器最高使用圧力到達 (245kPa以上) 約7.5時間 以降原子炉安定 約9.3時間 格納容器内自然対流冷却開始											
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号炉毎 運転操作指揮者 号炉間連絡・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作動状況の確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量の確認 (中央制御室確認)	10分																					
	運転員A	1	1	●格納容器スプレイ注入失敗確認 (中央制御室確認)	1分																					
蒸気発生器2次側 による炉心冷却	運転員B	1	1	●上蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	1分																				上蒸気逃がし弁開放は、解析上考慮 せず	
格納容器スプレイ系 回復操作	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレイポンプ起動起動 (中央制御室操作)	適宜実施																					
	運転員C、D	2	2	●現地移動／格納容器スプレイポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施																				回復は解析上考慮せず	
燃料取替用水タンク 補給操作	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)	適宜実施																					
	重大事故等対応要員 (初動)運転対応要員 E	1	1	●現地移動／燃料取替用水タンク 補給系統構成 (現場操作)	25分																				補給操作は解析上考慮せず	
格納容器内自然対流 冷却準備	重大事故等対応要員 (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																					
	重大事故等対応要員 (初動)保守対応要員	2	2	●現地移動／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 (現場操作)	60分																					
	運転員A	【1】	【1】	●原子炉補機冷却系加圧操作準備 (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	
高圧・低圧内循環 切り替え	運転員A	【1】	【1】	●高圧・低圧再循環運転切り替操作 (中央制御室操作)	25分																				格納容器再循環サンプル広域水位計指 示67%以上及び燃料取替用水タンク 水位計指示16%到達すれば実施	
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																					
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動／A、B格納容器再循環ユニット冷却水廻り 電源操作*1 (現場操作)	10分																				格納容器内自然対流冷却が、解析上、 期待している約9.3時間までに実施 できる	



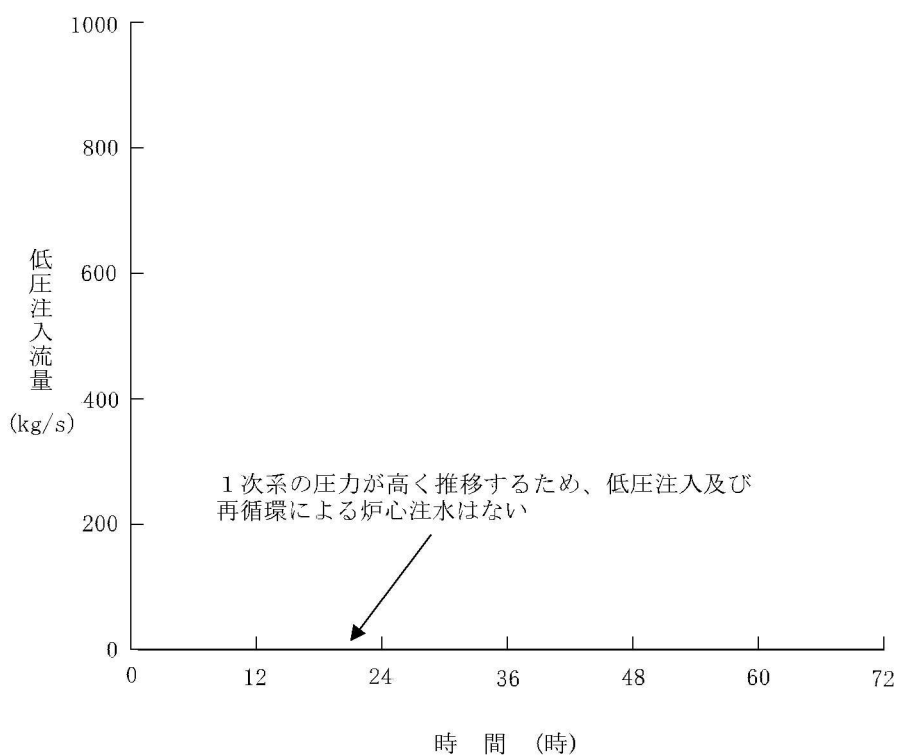
第 7.1.4.4 図 1次系圧力の推移



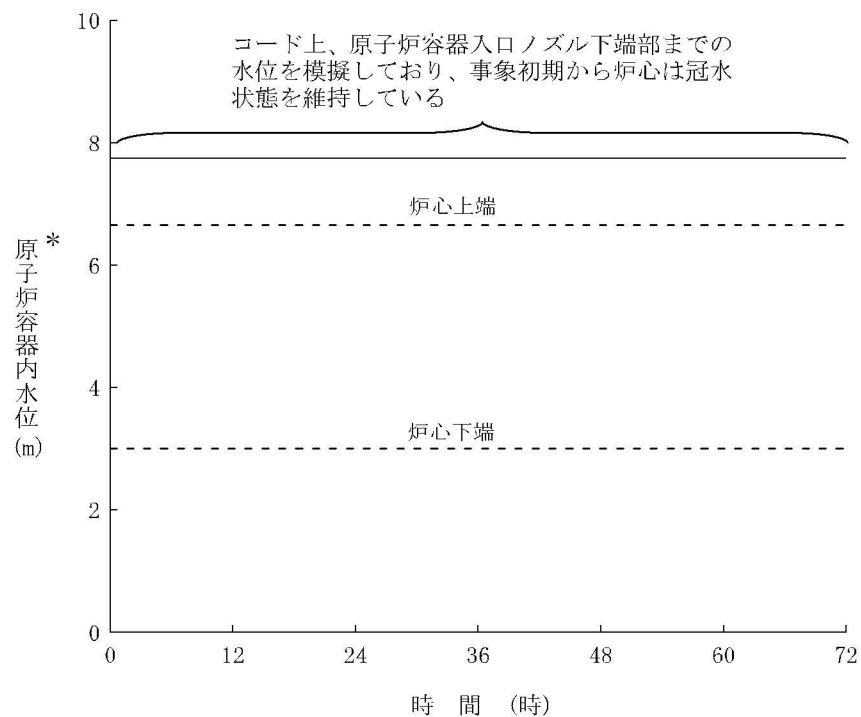
第 7.1.4.5 図 破断流量の推移



第 7.1.4.6 図 高圧注入流量の推移

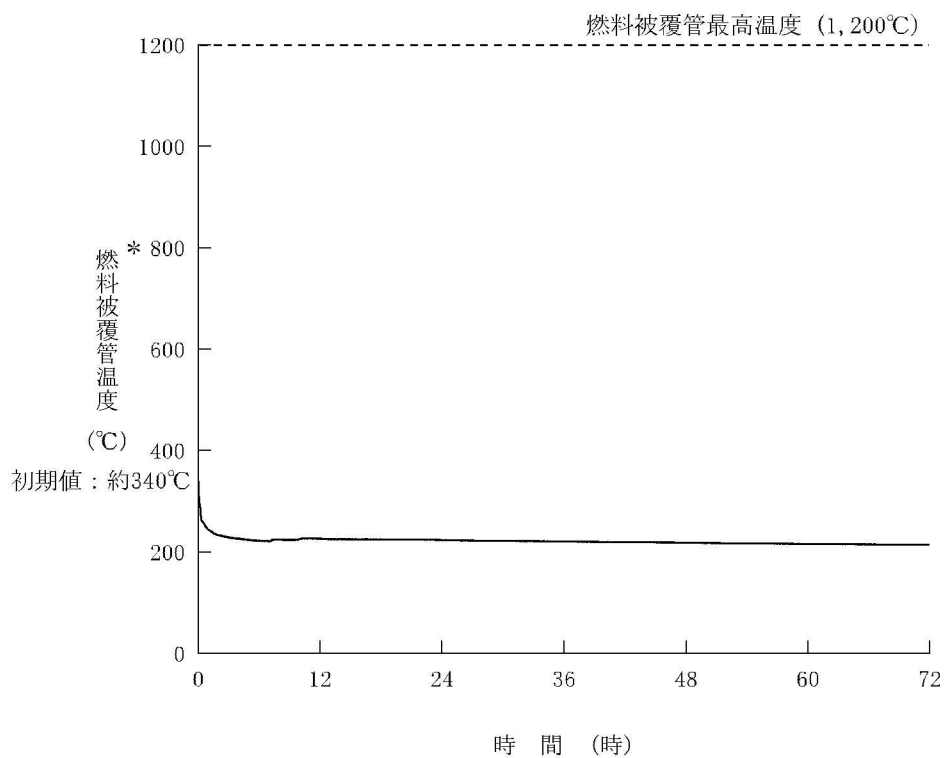


第 7.1.4.7 図 低圧注入流量の推移



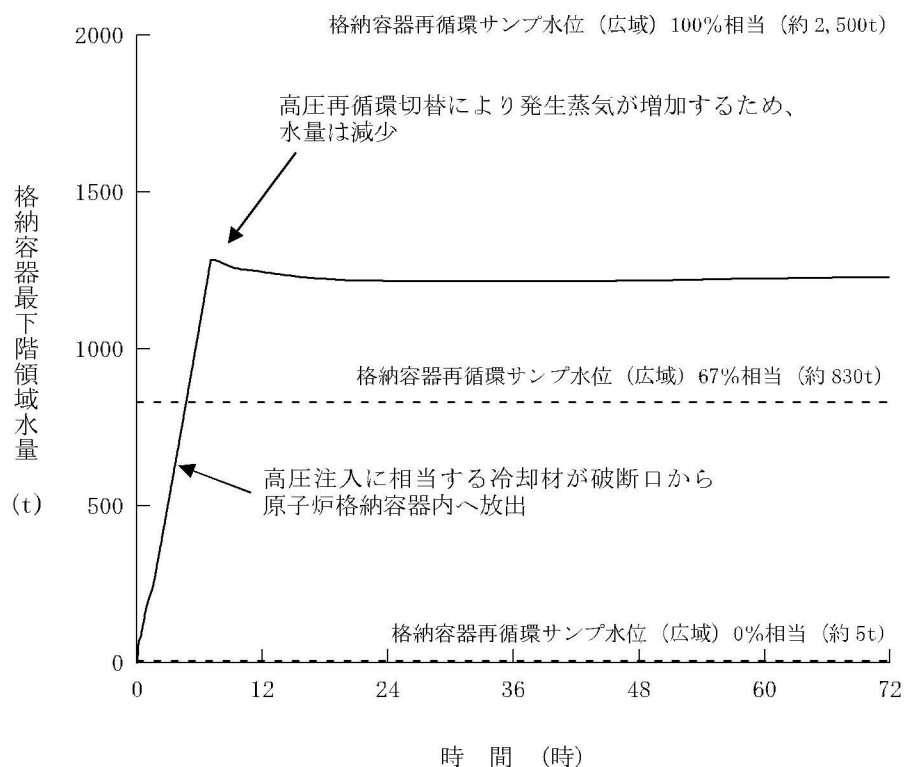
* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

第 7.1.4.8 図 原子炉容器内水位の推移

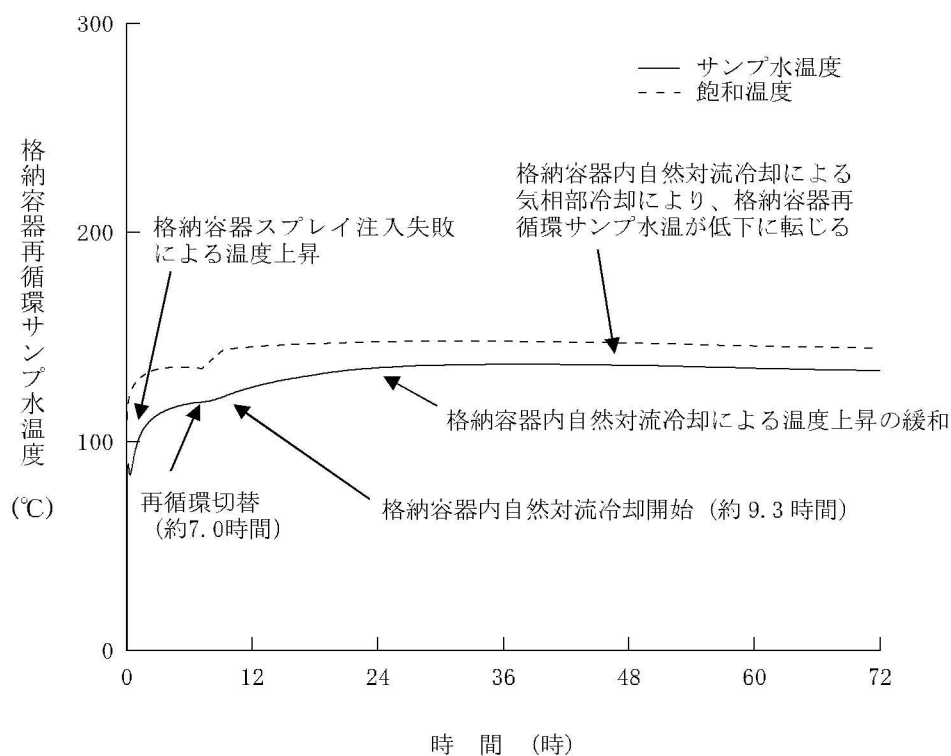


* : 炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

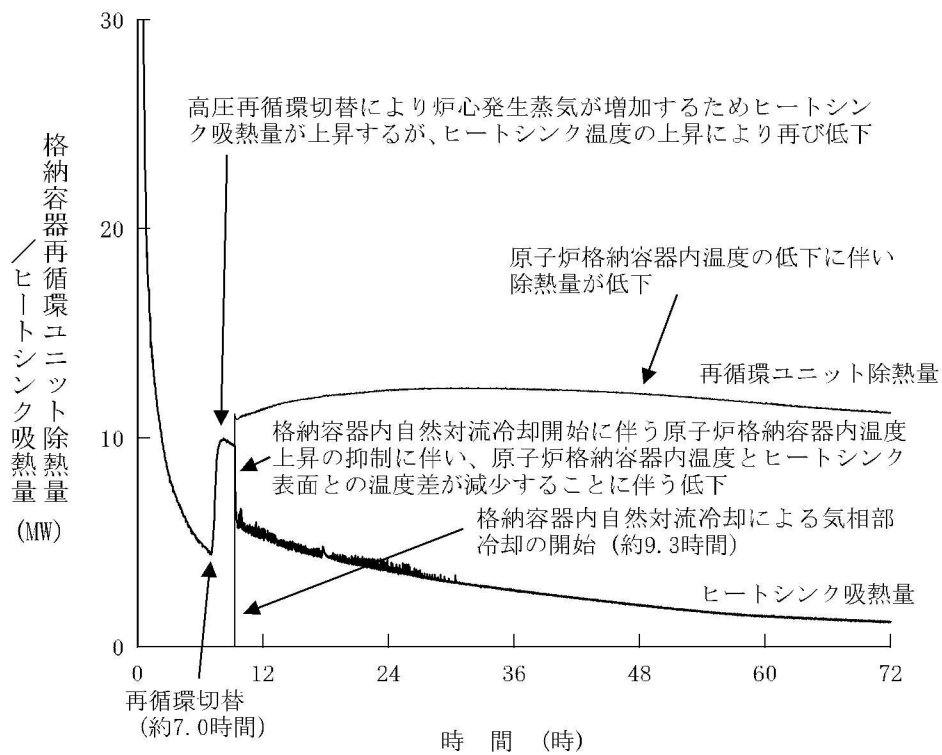
第 7.1.4.9 図 燃料被覆管温度の推移



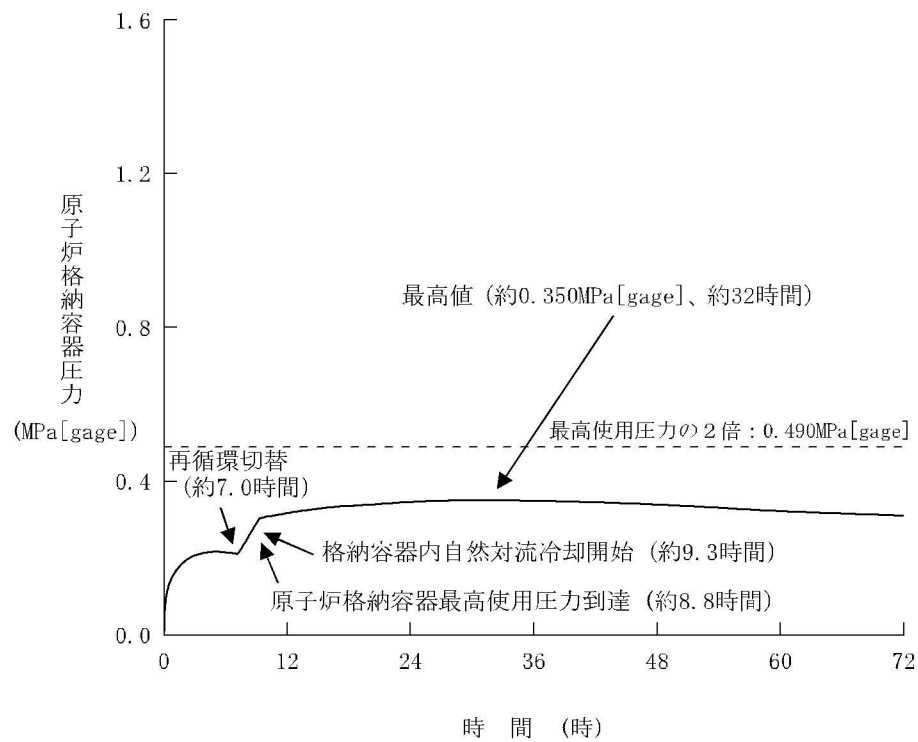
第 7.1.4.10 図 格納容器最下階領域水量の推移



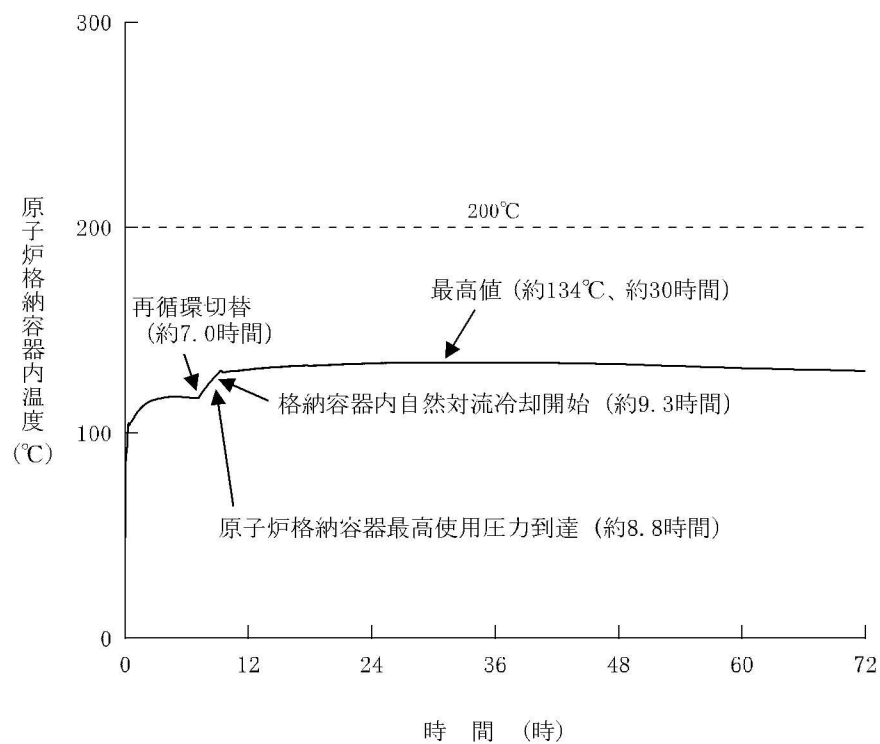
第 7.1.4.11 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



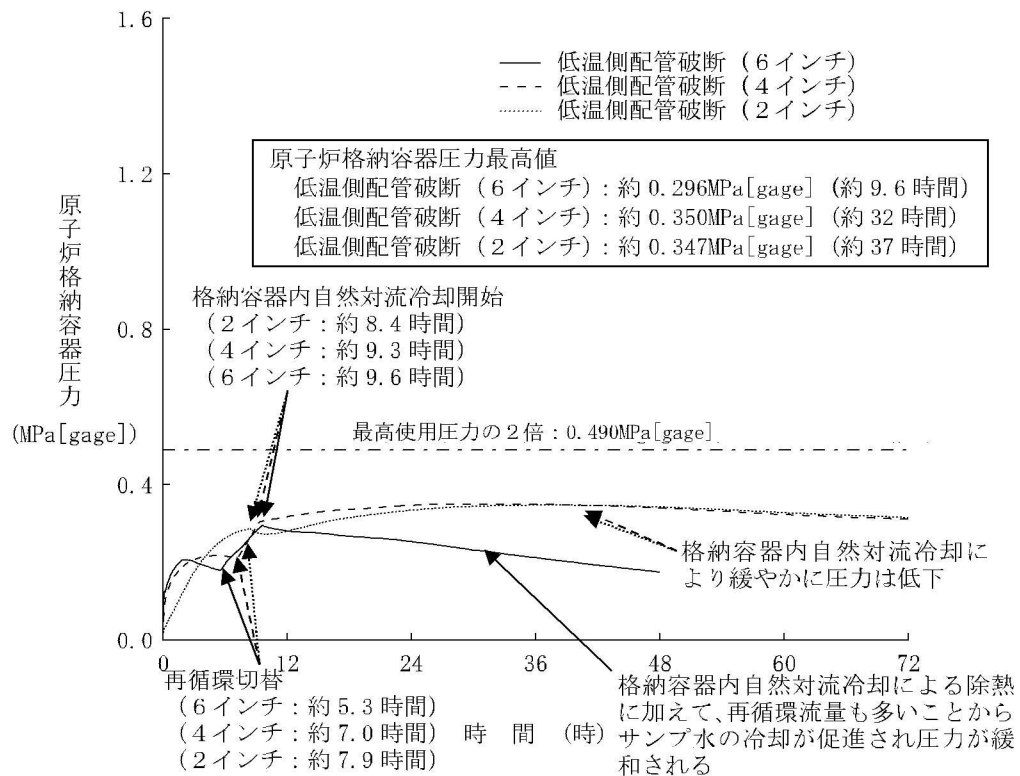
第 7. 1. 4. 12 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



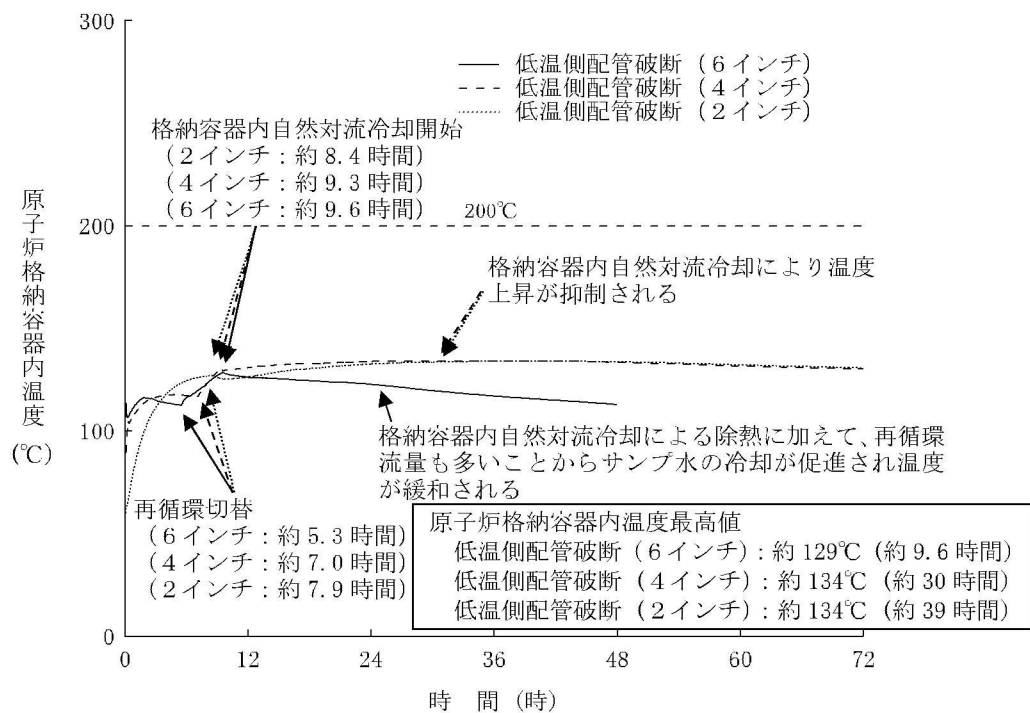
第 7. 1. 4. 13 図 原子炉格納容器圧力の推移



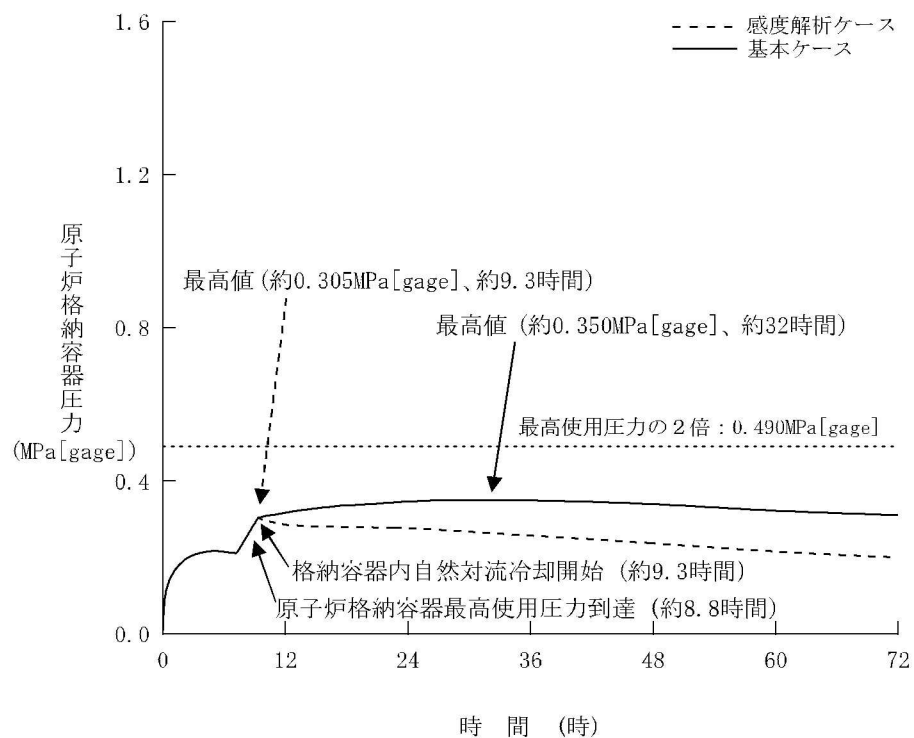
第 7. 1. 4. 14 図 原子炉格納容器内温度の推移



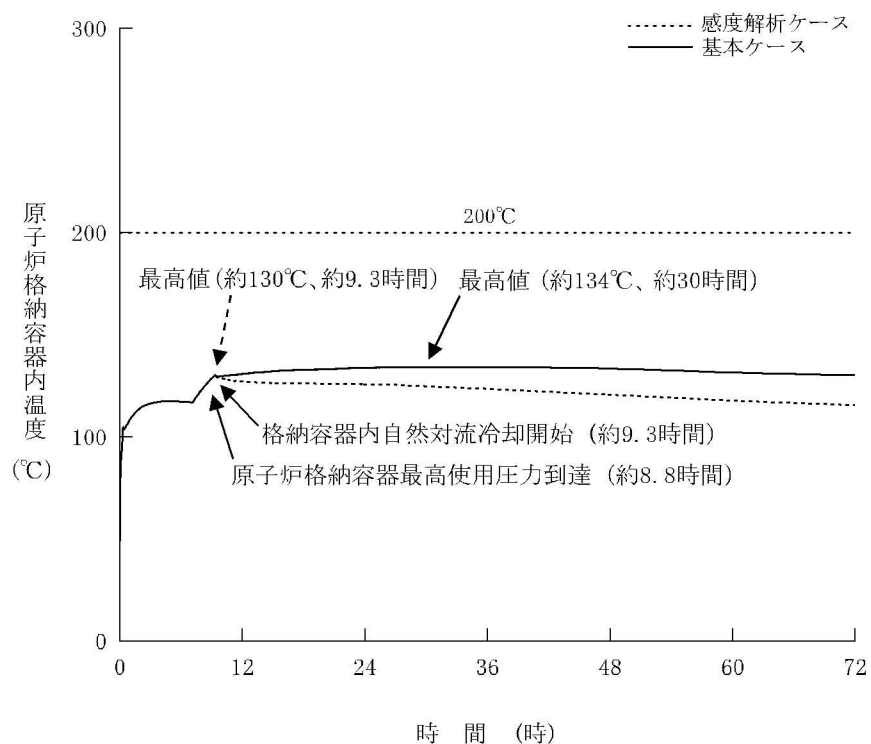
第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器圧力の推移 (破断口径の影響確認)



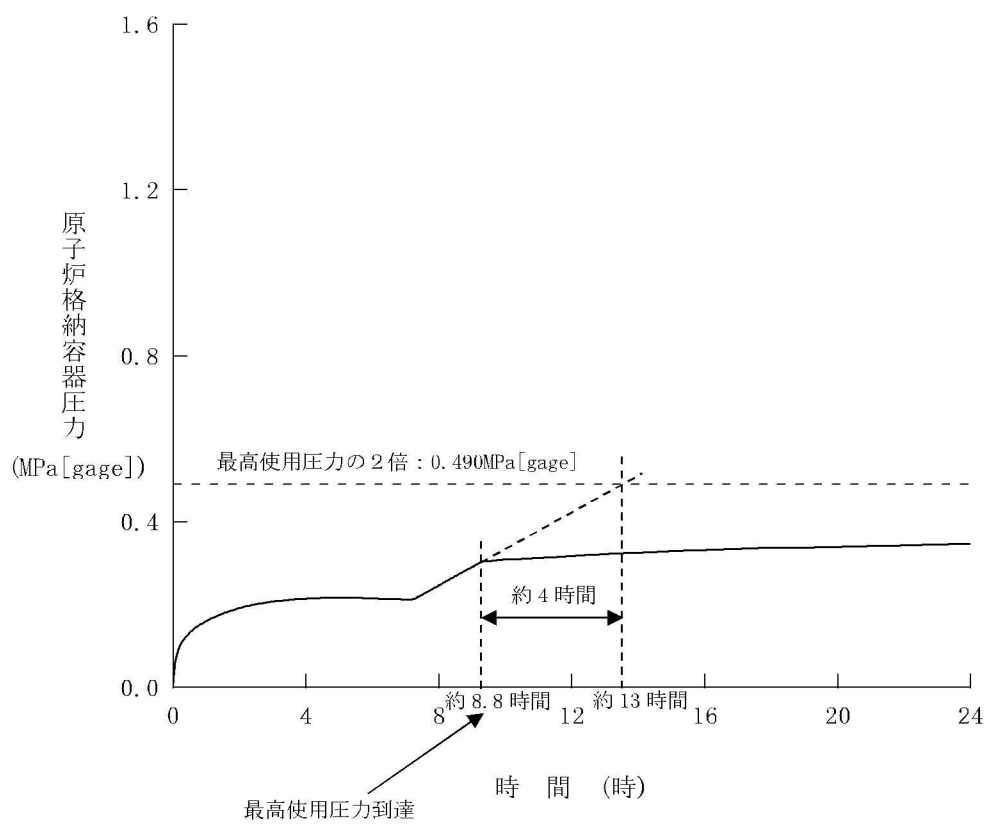
第 7.1.4.16 図 原子炉格納容器内温度の推移 (破断口径の影響確認)



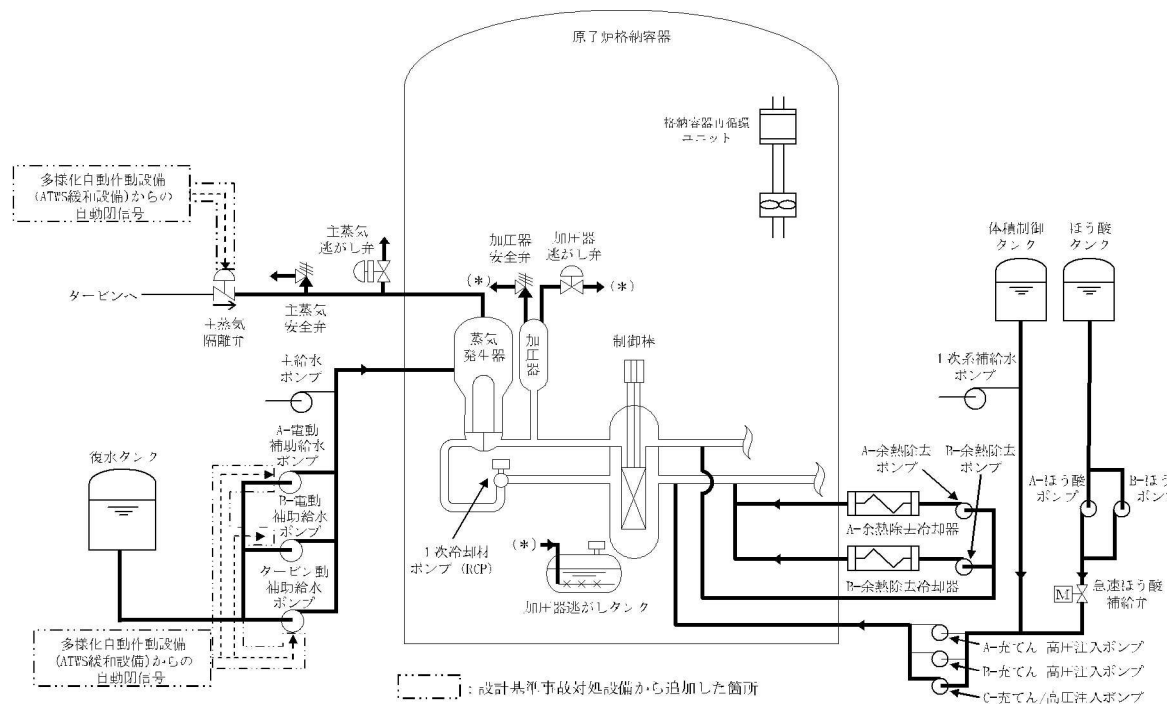
第 7.1.4.17 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



第 7.1.4.18 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 7.1.4.19 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認)



第 7.1.5.1 図 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

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	1号 2号		手順の内容																			
		1号	2号																				
				▽ 事象発生 ▽ 0秒 上給水流量喪失発生 ▽ 約48秒 多様化自動作動設備(ATWS緩和装置)による上蒸気ライン隔離 ▽ プラント状況判断																	約3時間 以降原子炉安定		
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1 1 1 1	1 1 1 1	号炉毎 運転操作指揮者 号炉間連絡・運転操作助勢																			
状況判断	運転員	—	—	●上給水流量喪失確認 ●原子炉自動トリップ不能確認 ●多様化自動作動設備(ATWS緩和装置)作動確認 ●多様化自動作動設備の作動状態確認 (補助給水ポンプ起動・補助給水流量確立の確認 及び主蒸気ライン隔離確認・タービントリップ信号発信) (中央制御室操作)	10分																	タービン自動停止は解析上考慮せず	
原子炉停止操作	運転員A	1	1	●原子炉手動トリップ操作(中央制御室操作)	1分																	原子炉停止操作は解析上考慮せず	
	運転員B	【1】	【1】	●電動発電機電源断 制御棒落下操作 (中央制御室操作)	2分																		
	運転員C	1	1	●現地移動/電動発電機遮断器現場開放 ●現地移動/原子炉トリップ遮断器現場開放 (現場操作)	5分 10分																		
タービン停止操作	運転員B	1	1	●タービントリップ操作、 発電機トリップ確認 (中央制御室操作)	1分																	タービン停止操作は解析上考慮せず	
緊急ほう酸注入操作	運転員A	【1】	【1】	●緊急ほう酸注入操作 (中央制御室操作)	継続操作																		
ほう酸希釈ライン隔離操作	運転員A	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)	5分																		
加圧器水位維持操作	運転員A	【1】	【1】	●加圧器水位維持操作 (中央制御室操作)	適宜実施																	燃料取替用水タンクを取水源とし、充てん注入により加圧器水位を30%に維持する	

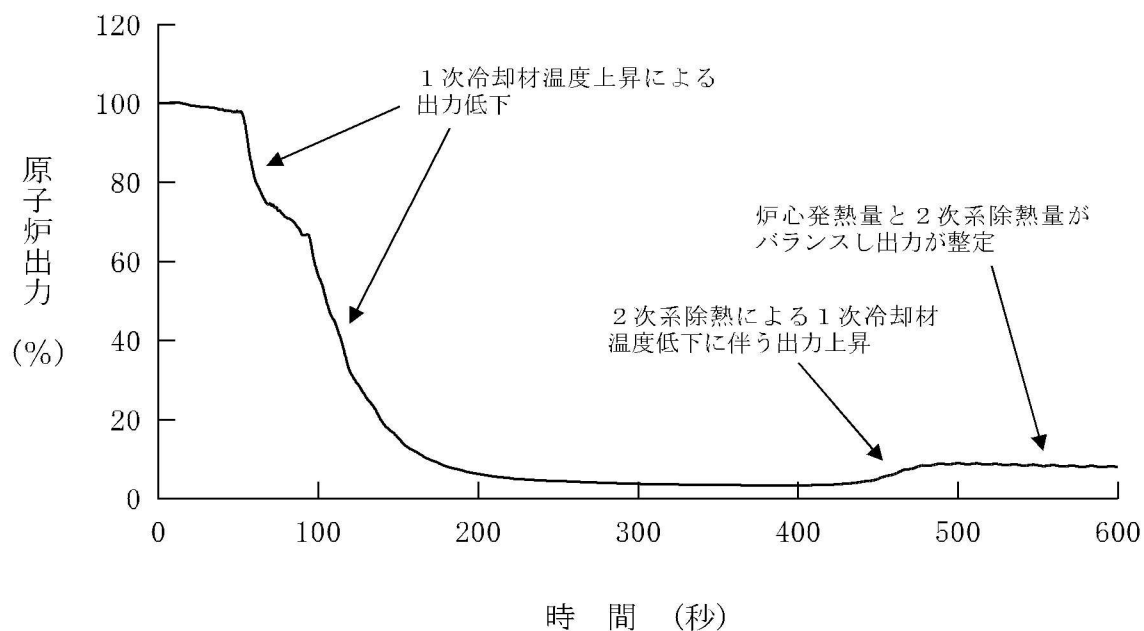
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 7.1.5.4 図 原子炉停止機能喪失時(主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗)の作業と所要時間

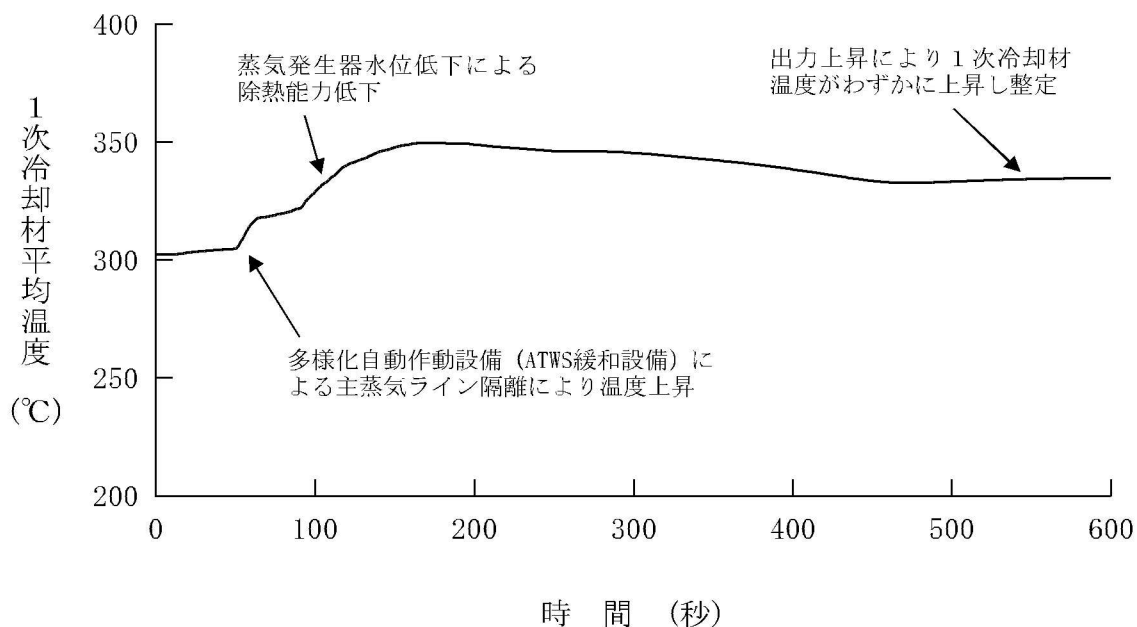
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																経過時間(時間)		備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号	2号	手順の内容																	3	4	
					事象発生 0秒 負荷喪失発生 ▽ 約115秒 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)による補助給水ポンプ自動起動 ▽ プラント状況判断																約3時間 以降原子炉安定		
					10分																		
状況判断	運転員	—	—	●主給水流量喪失確認 ●原子炉自動トリップ不能確認 ●多様化自動作動設備(ATWS緩和装置)作動確認 ●多様化自動作動設備の作動状態確認 (補助給水ポンプ起動・補助給水流量確立の確認 及び主蒸気ライン隔離確認・タービントリップ信号発信) (中央制御室操作)																			タービン自動停止は解析上考慮せず
原子炉停止操作	運転員A	1	1	●原子炉自動トリップ操作(中央制御室操作)	1分																		原子炉停止操作は解析上考慮せず
	運転員B	【1】	【1】	●電動発電機電源断 制御棒落下操作 (中央制御室操作)	2分																		
	運転員C	1	1	●現地移動/電動発電機遮断器現場開放 ●現地移動/原子炉トリップ遮断器現場開放 (現場操作)	5分 10分																		
タービン停止操作	運転員B	1	1	●タービン自動トリップ操作、 発電機トリップ確認 (中央制御室操作)	1分																		タービン停止操作は解析上考慮せず
緊急ほう酸注入操作	運転員A	【1】	【1】	●緊急ほう酸注入操作 (中央制御室操作)	継続操作																		
ほう酸希釈ライン隔離操作	運転員A	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)	5分																		
加圧器水位維持操作	運転員A	【1】	【1】	●加圧器水位維持操作 (中央制御室操作)	適宜実施																		燃料取替用水タンクを取水源とし、充てん注入により加圧器水位を30%に維持する

・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また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

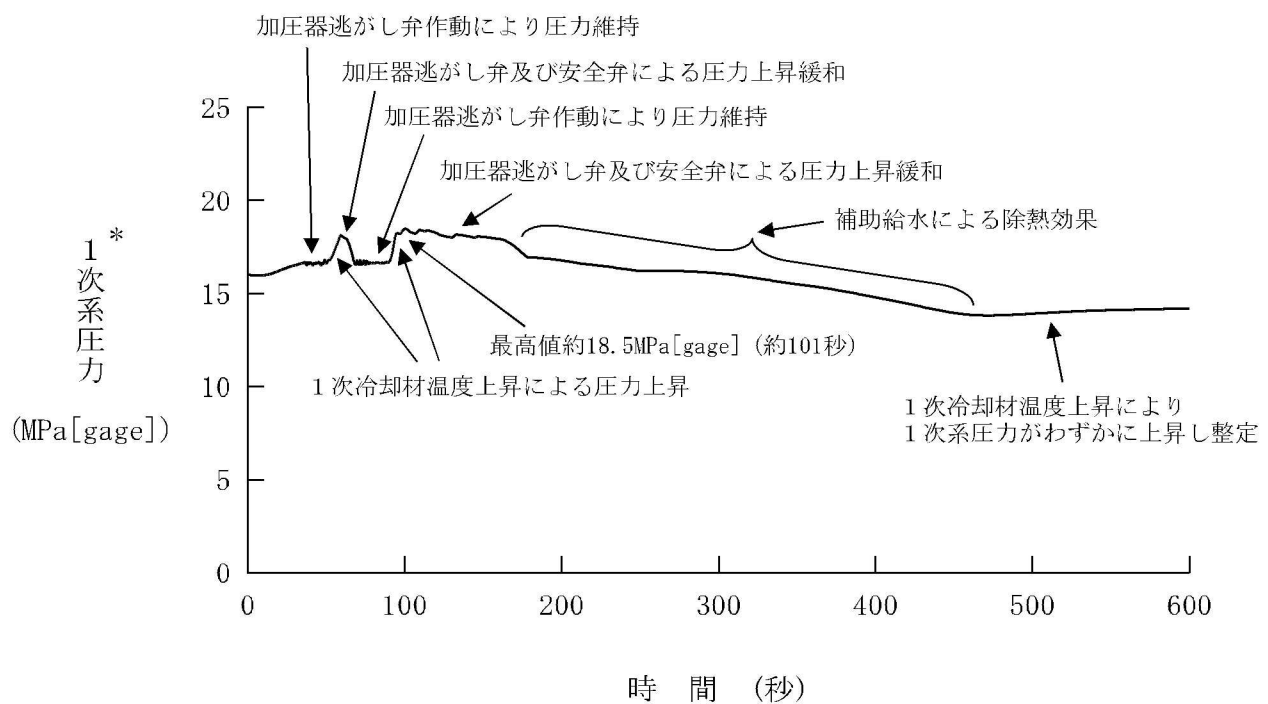
第 7.1.5.5 図 原子炉停止機能喪失時（負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗）の作業と所要時間



第7.1.5.6図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）

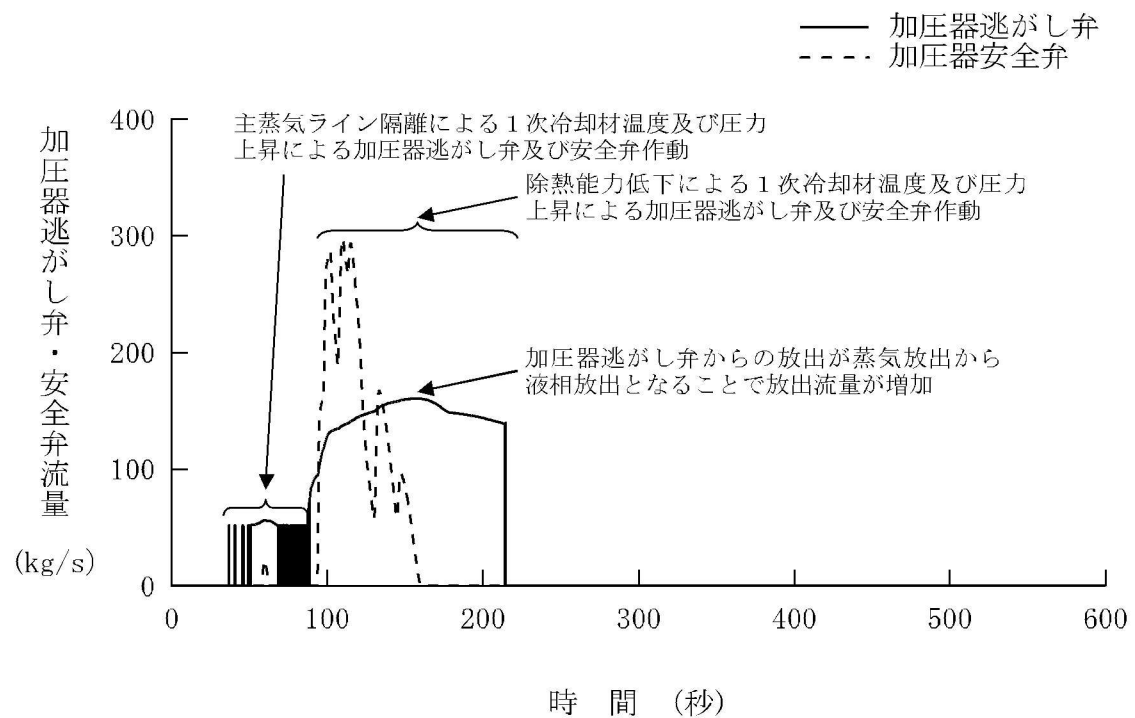


第7.1.5.7図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）

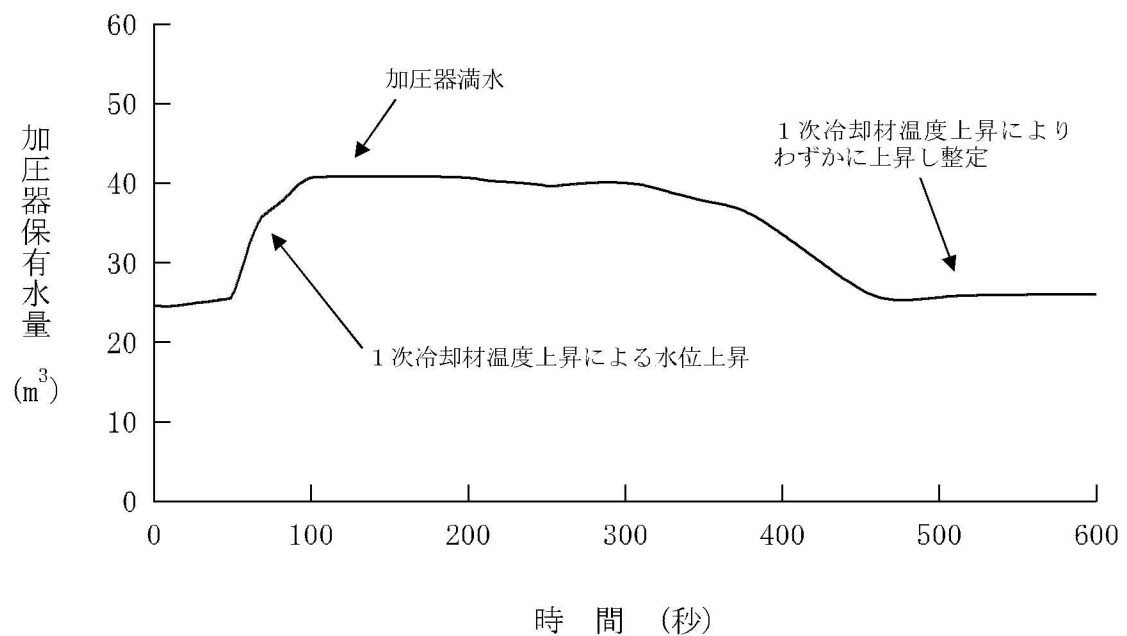


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

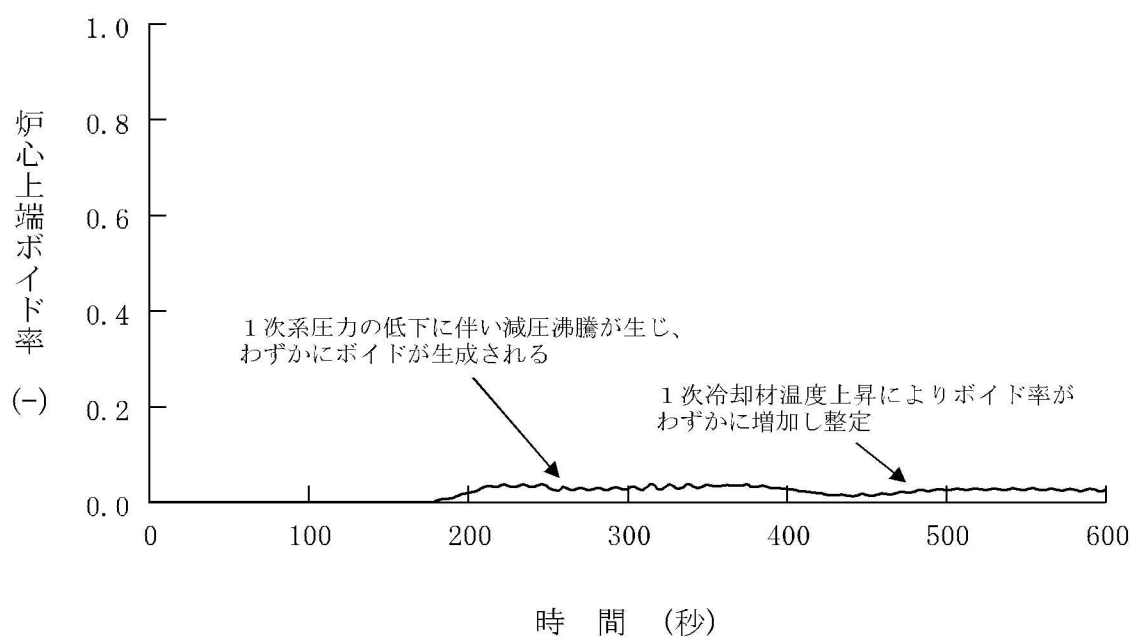
第 7.1.5.8 図 1 次系圧力の推移 (主給水流量喪失)



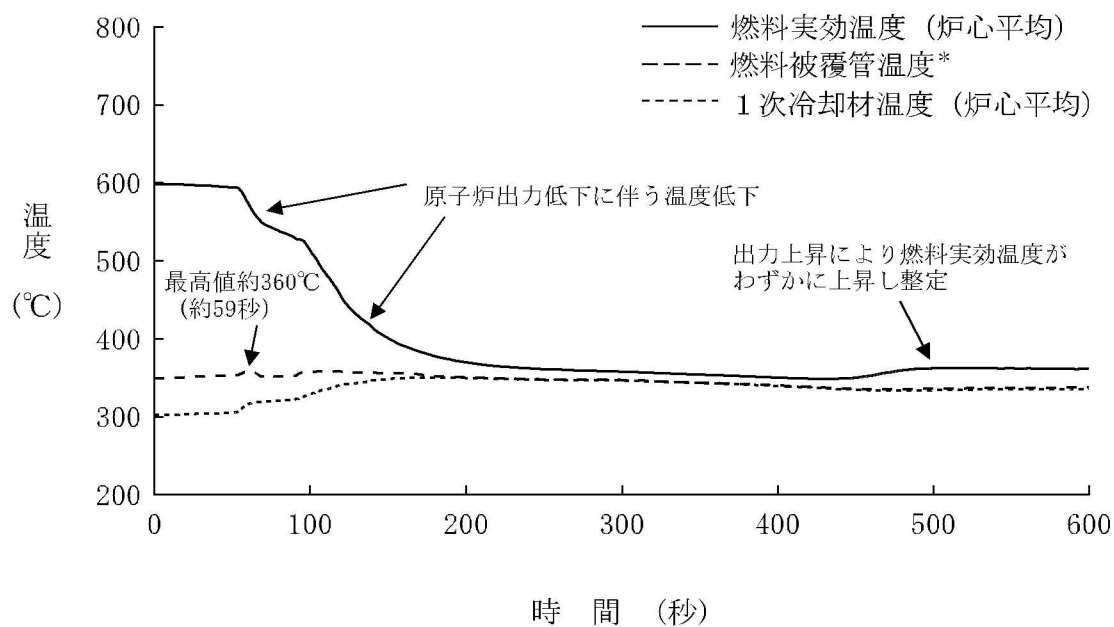
第 7. 1. 5. 9 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）



第 7. 1. 5. 10 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）

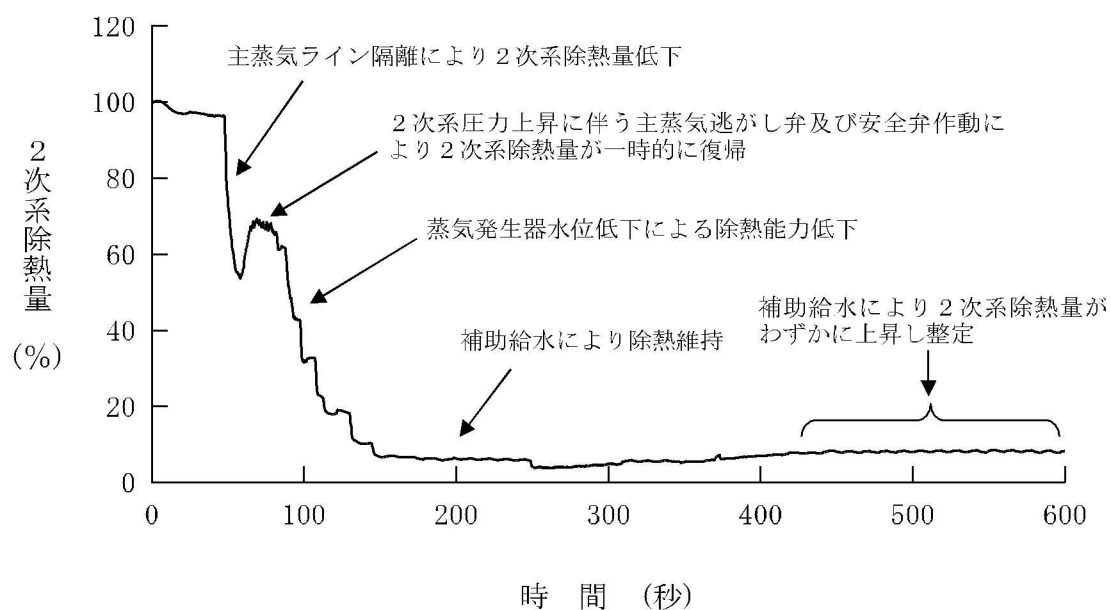


第 7. 1. 5. 11 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）

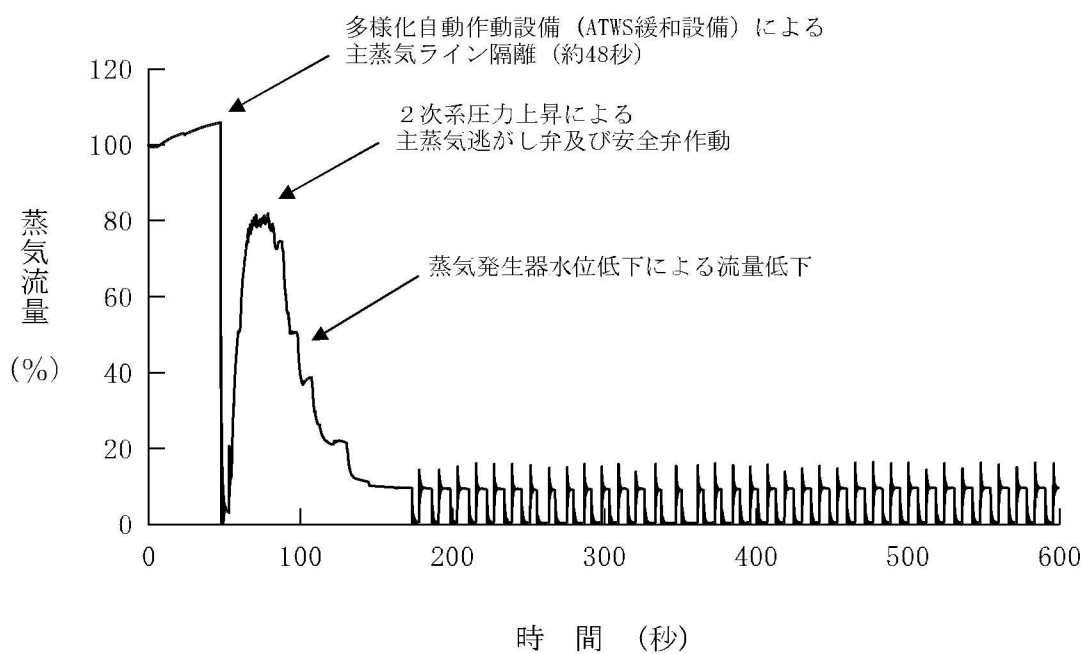


*：燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

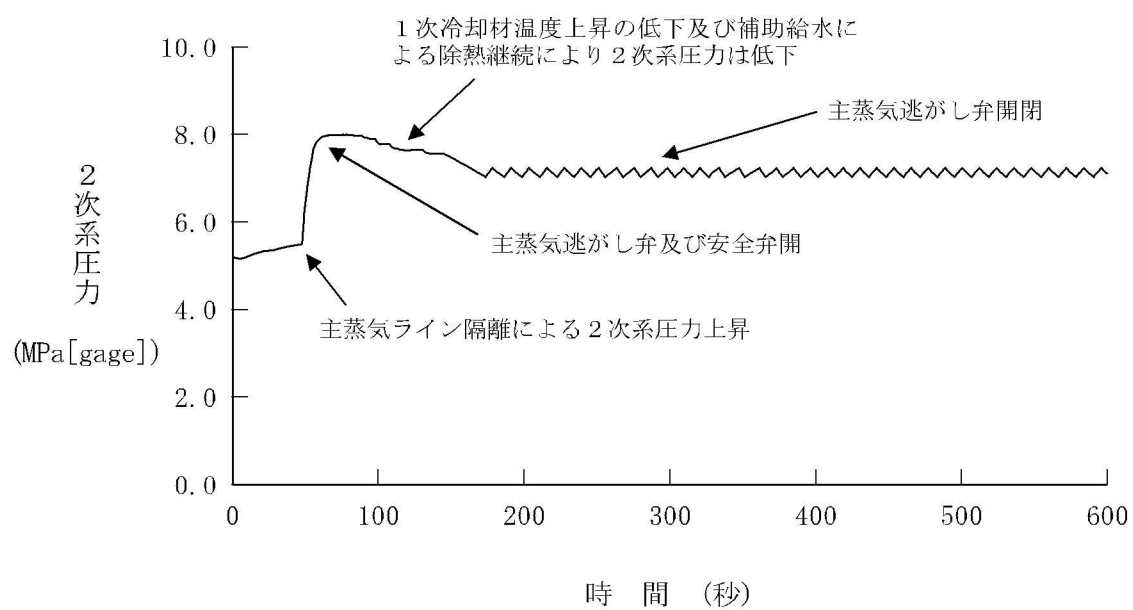
第7. 1. 5. 12図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）



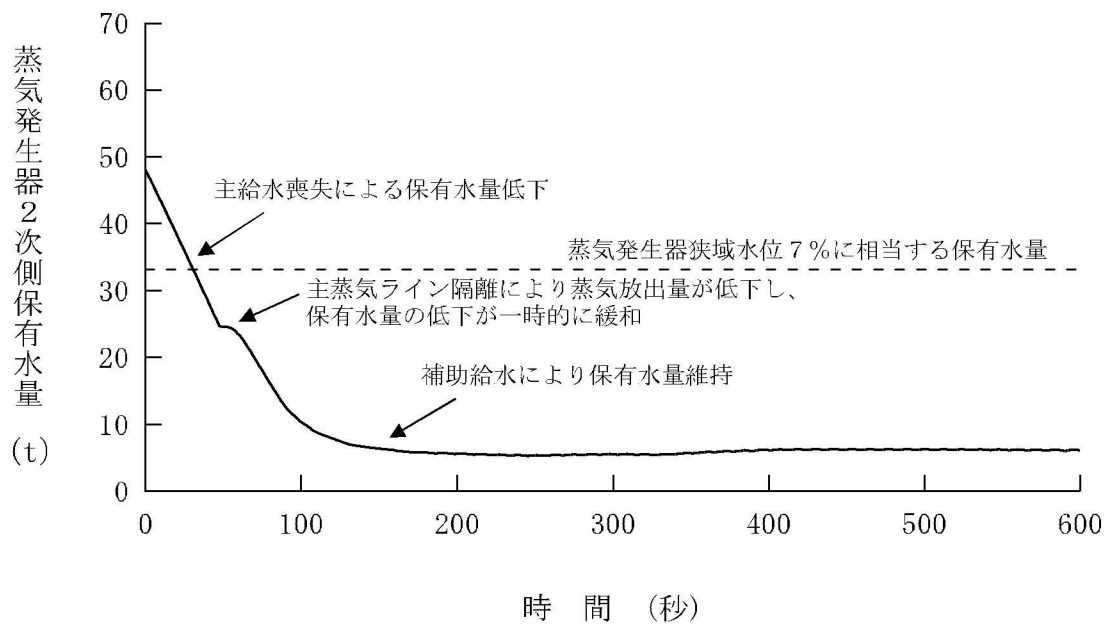
第 7. 1. 5. 13 図 2次系除熱量の推移（主給水流量喪失）



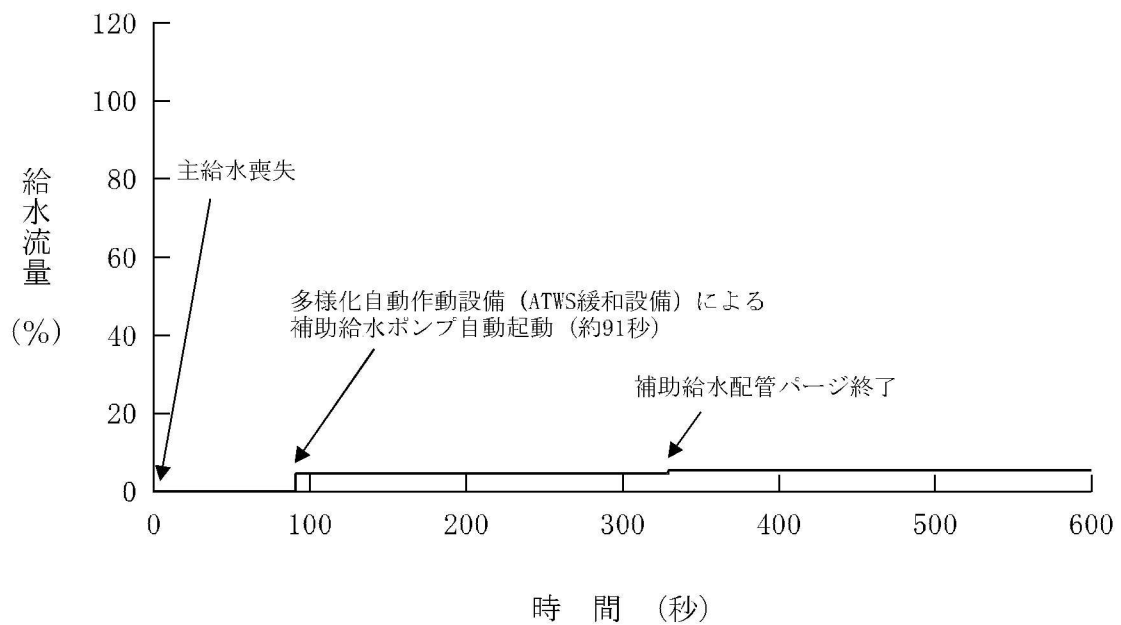
第 7. 1. 5. 14 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）



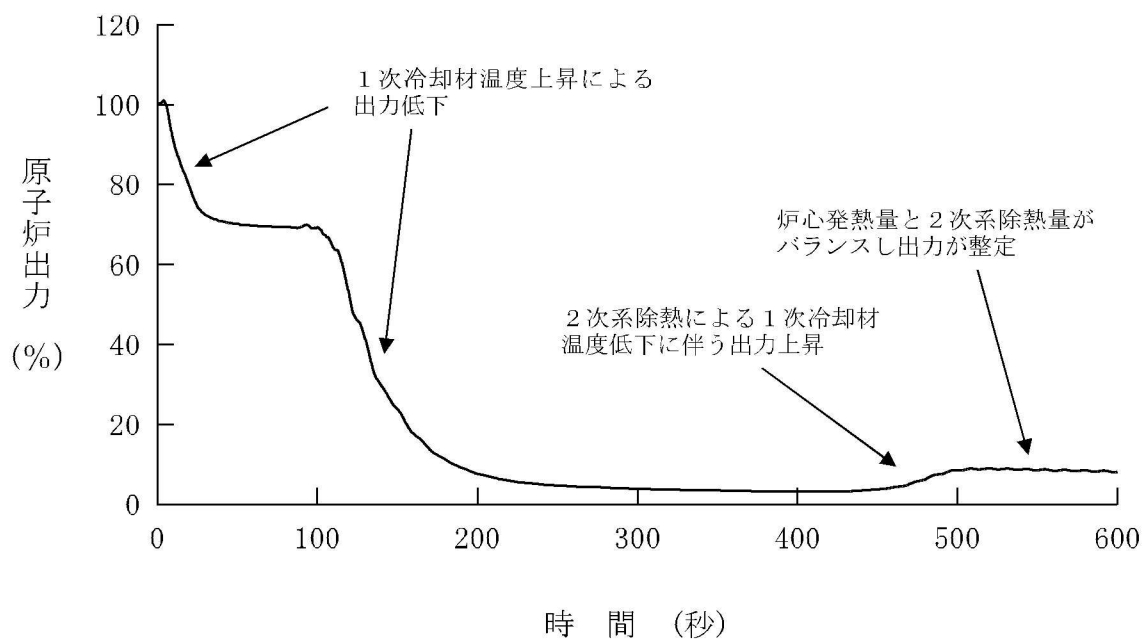
第 7. 1. 5. 15 図 2 次系圧力の推移 (主給水流量喪失)



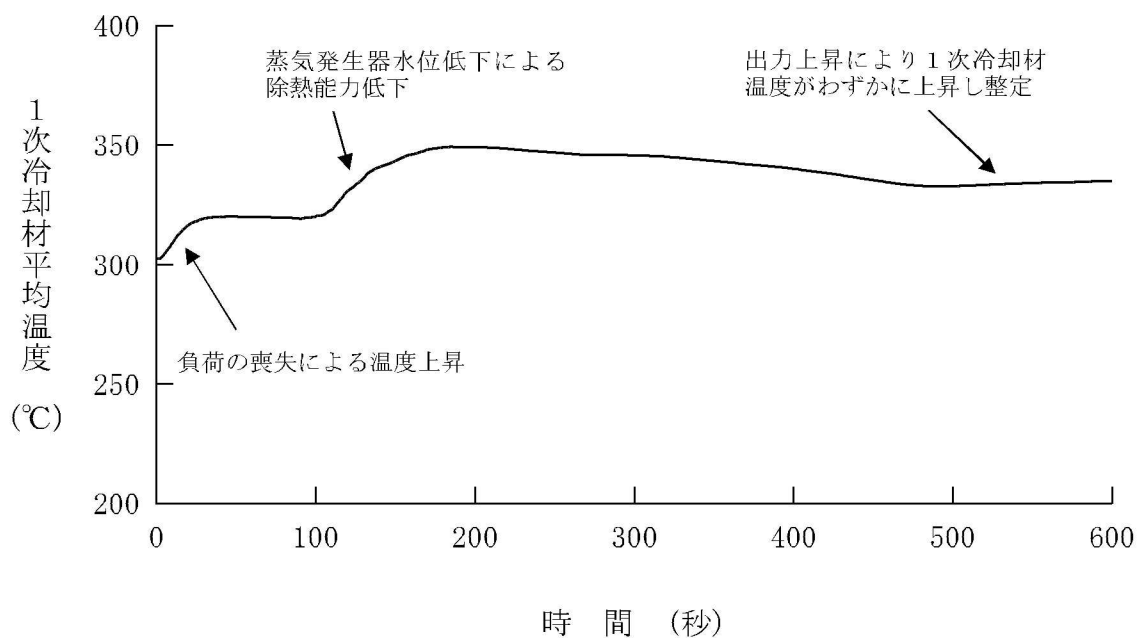
第 7. 1. 5. 16 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移（主給水流量喪失）



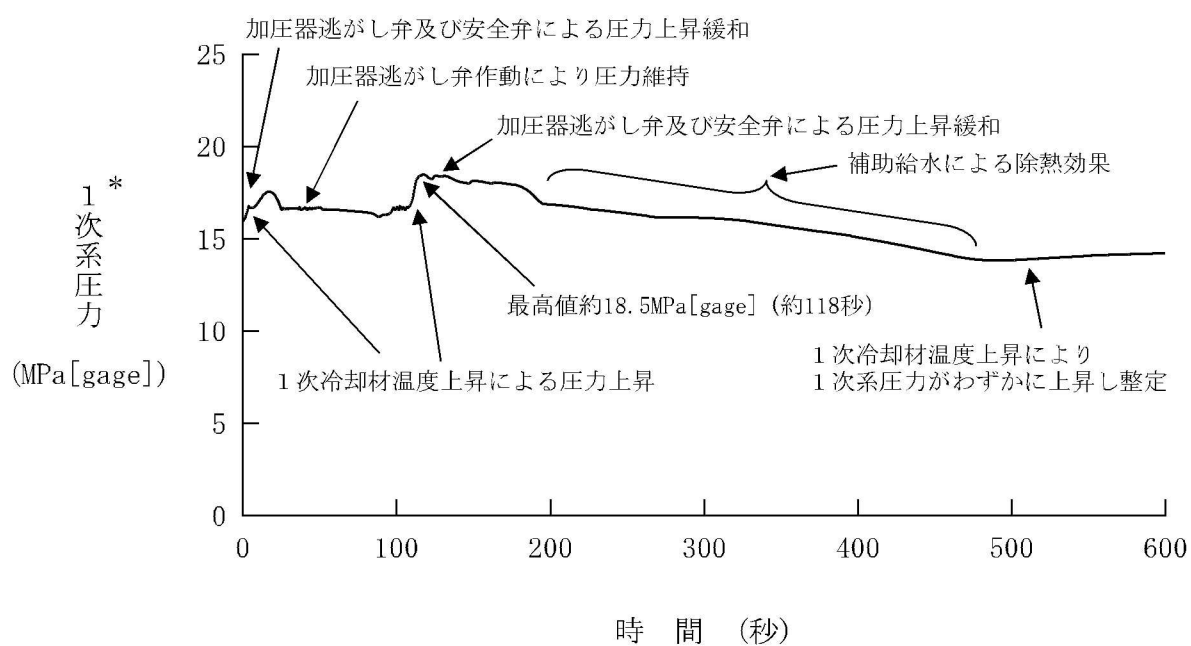
第 7. 1. 5. 17 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）



第 7. 1. 5. 18 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）

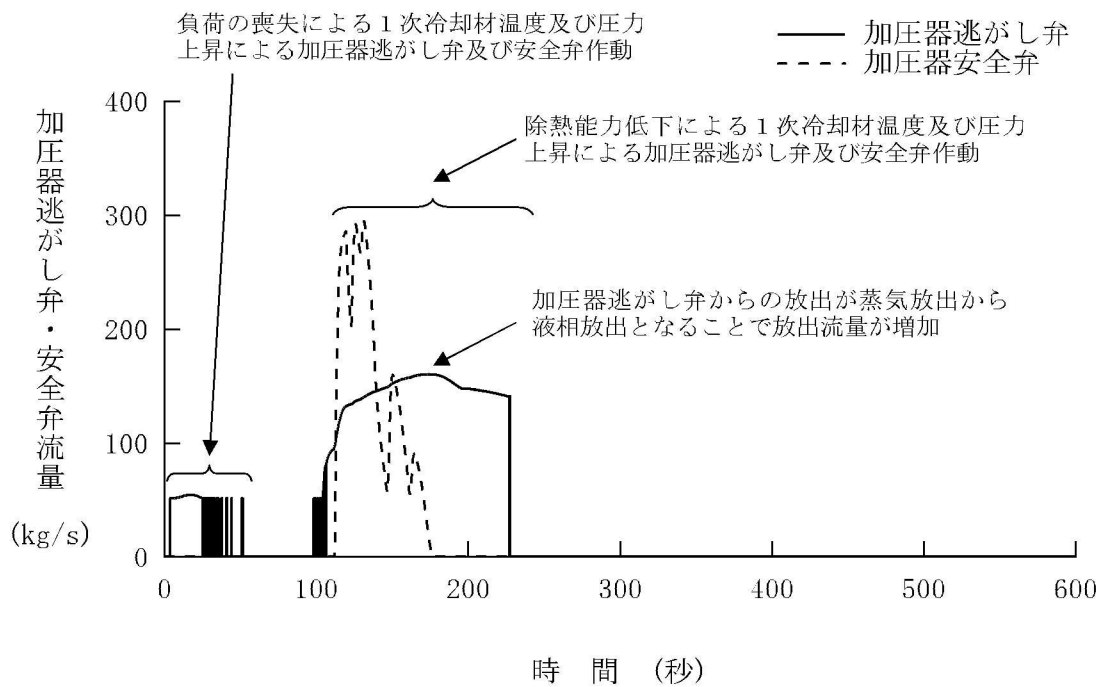


第 7. 1. 5. 19 図 1次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）

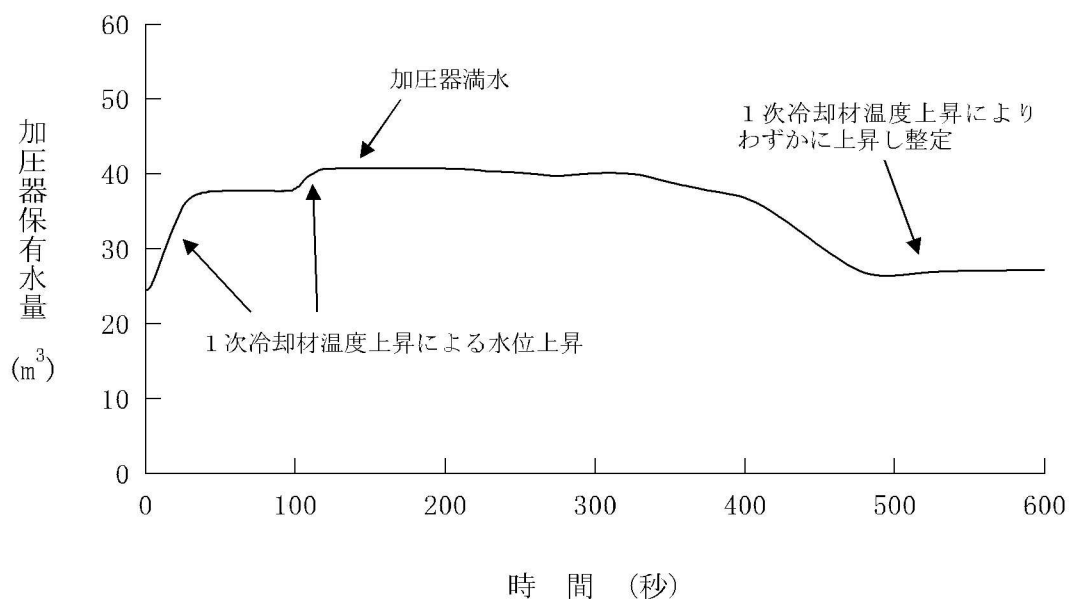


*：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

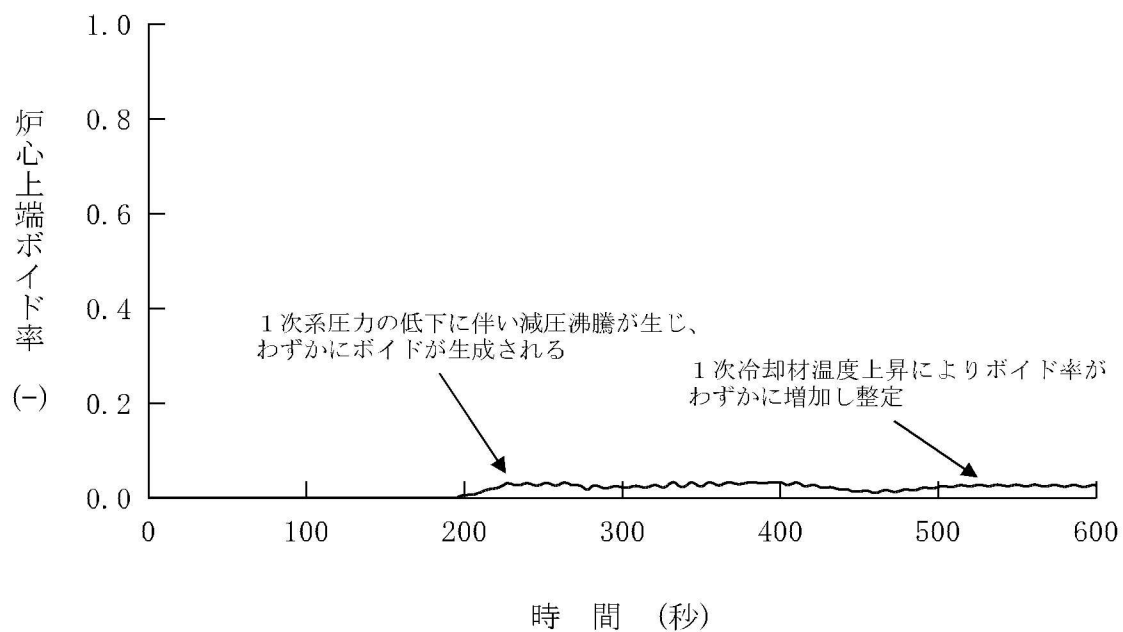
第 7. 1. 5. 20 図 1 次系圧力の推移 (負荷の喪失)



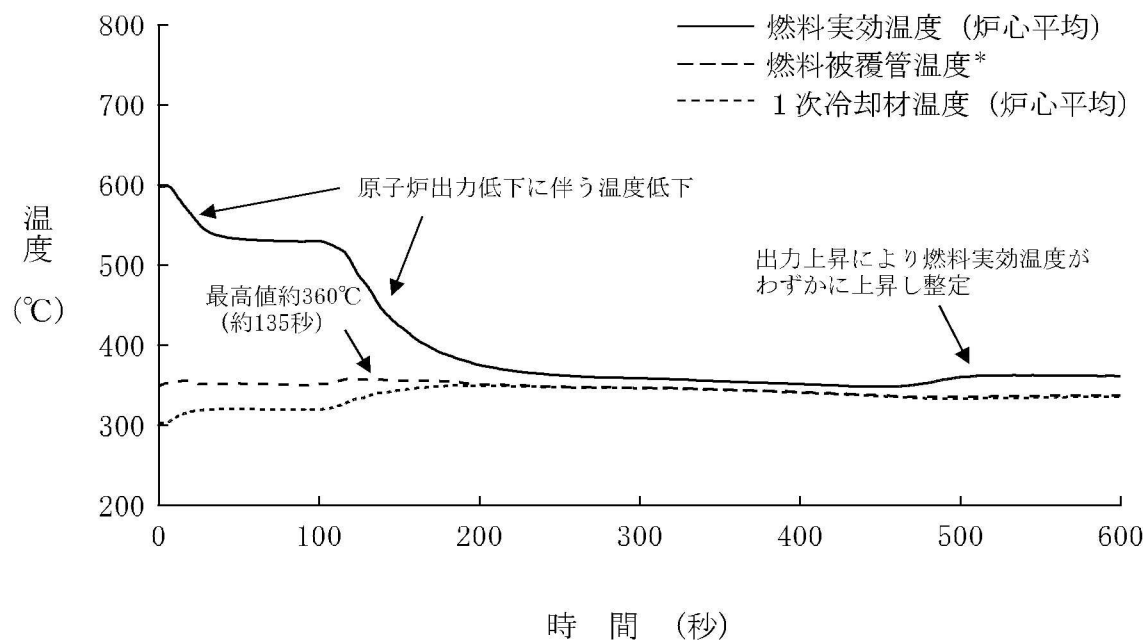
第 7. 1. 5. 21 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）



第 7. 1. 5. 22 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）

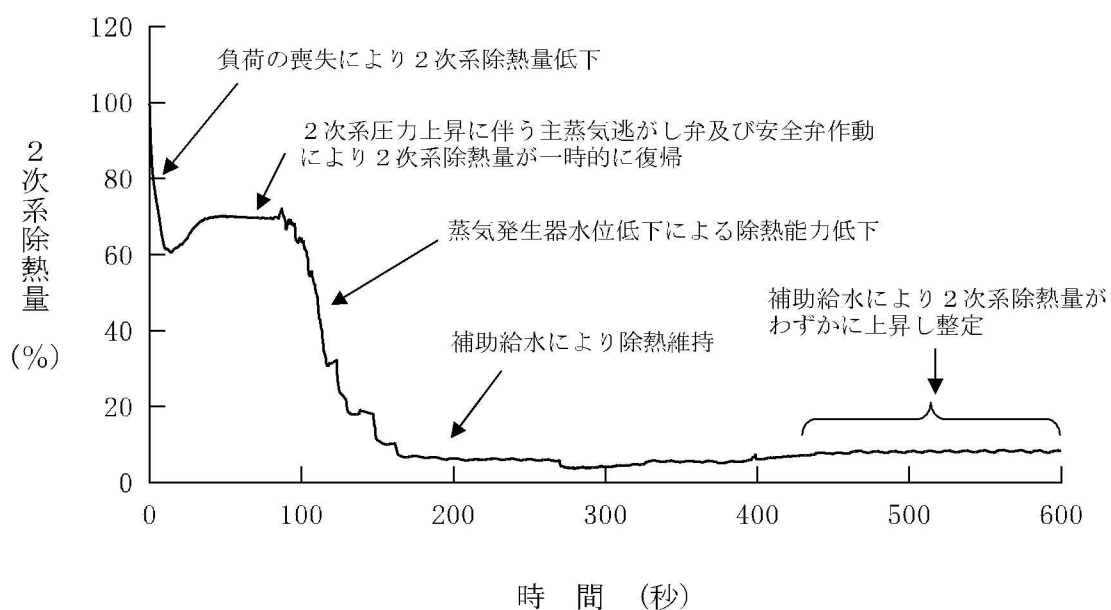


第 7. 1. 5. 23 図 炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）

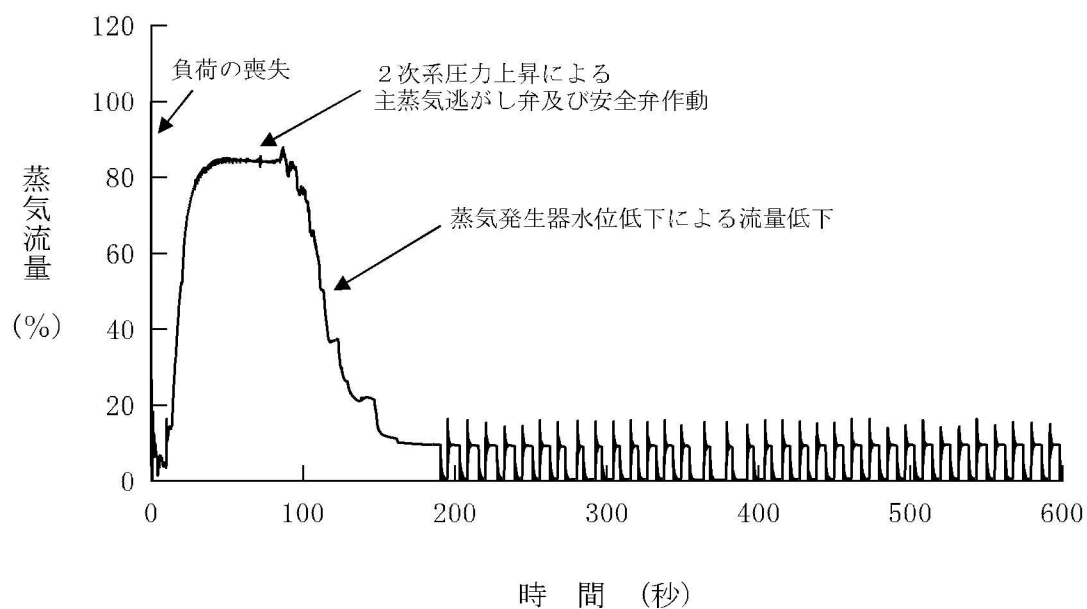


*：燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

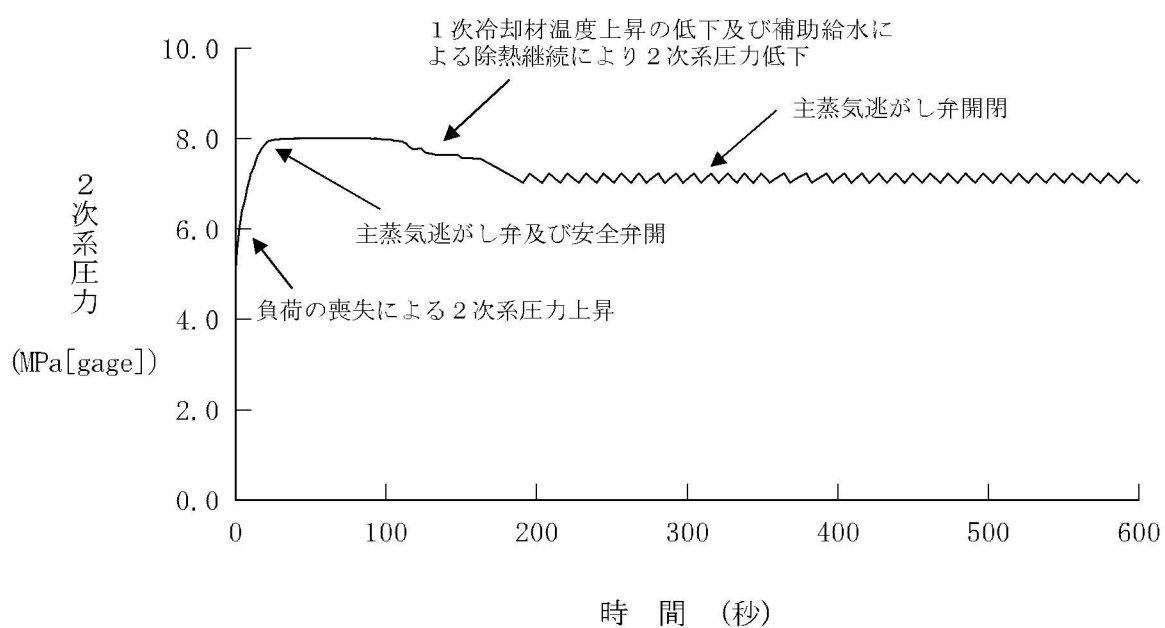
第 7. 1. 5. 24 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）



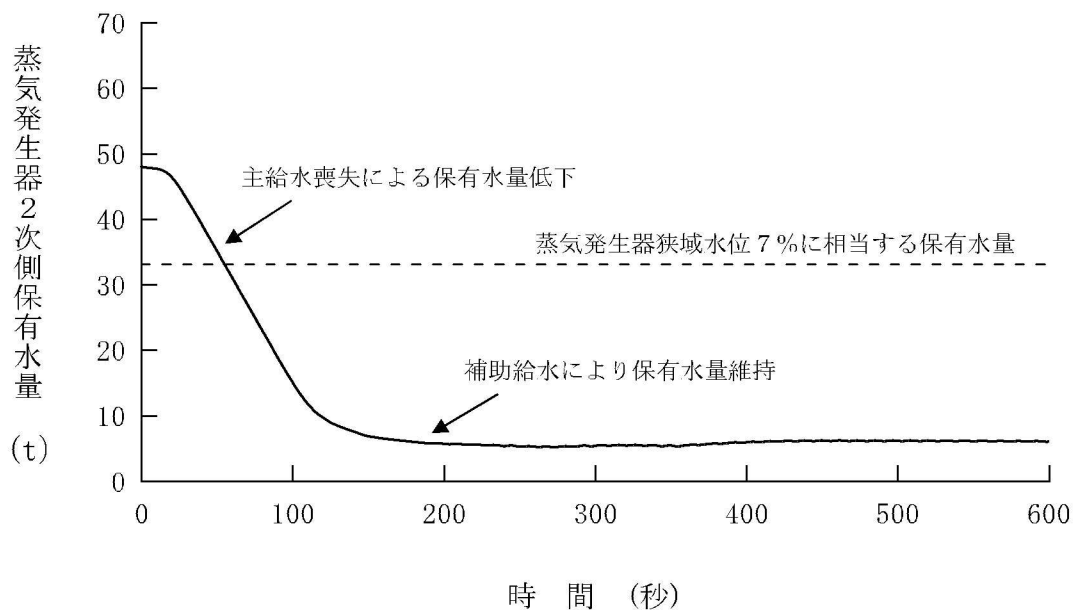
第 7. 1. 5. 25 図 2次系除熱量の推移 (負荷の喪失)



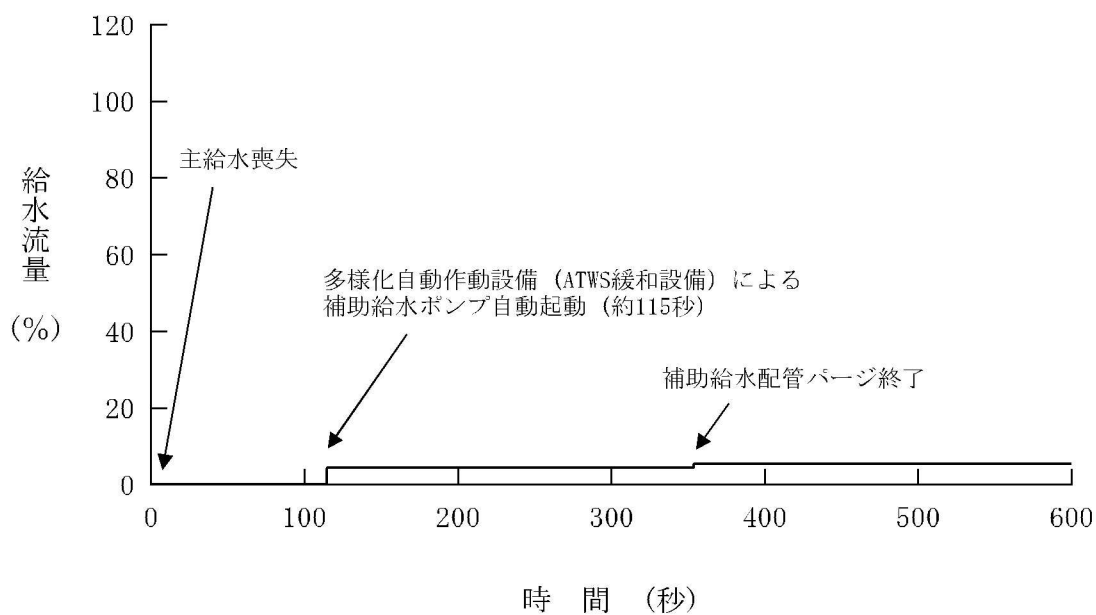
第 7. 1. 5. 26 図 蒸気流量の推移 (負荷の喪失)



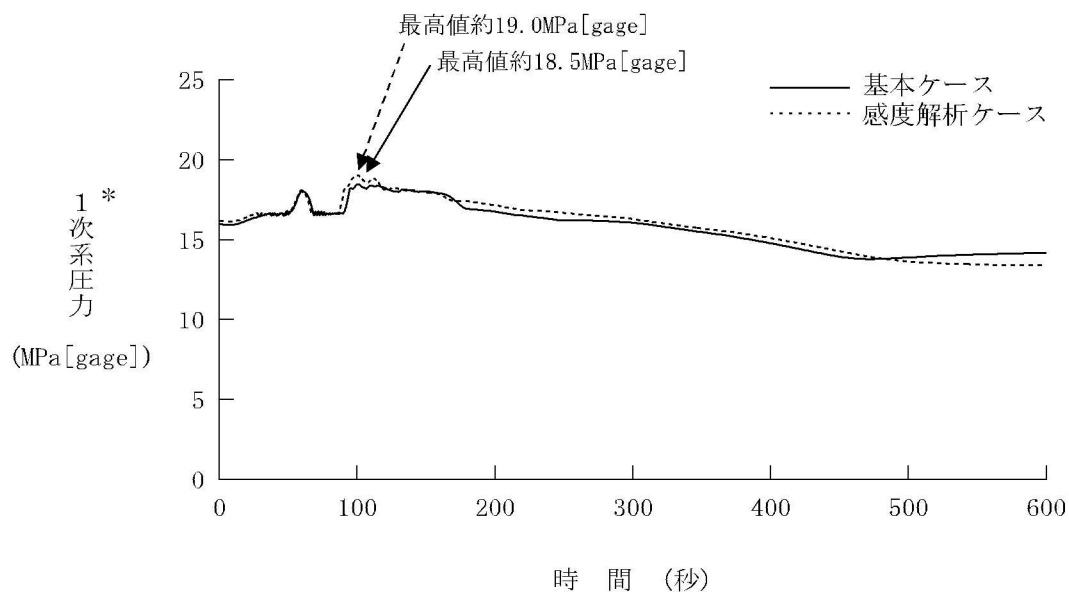
第 7. 1. 5. 27 図 2 次系圧力の推移 (負荷の喪失)



第 7. 1. 5. 28 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移（負荷の喪失）

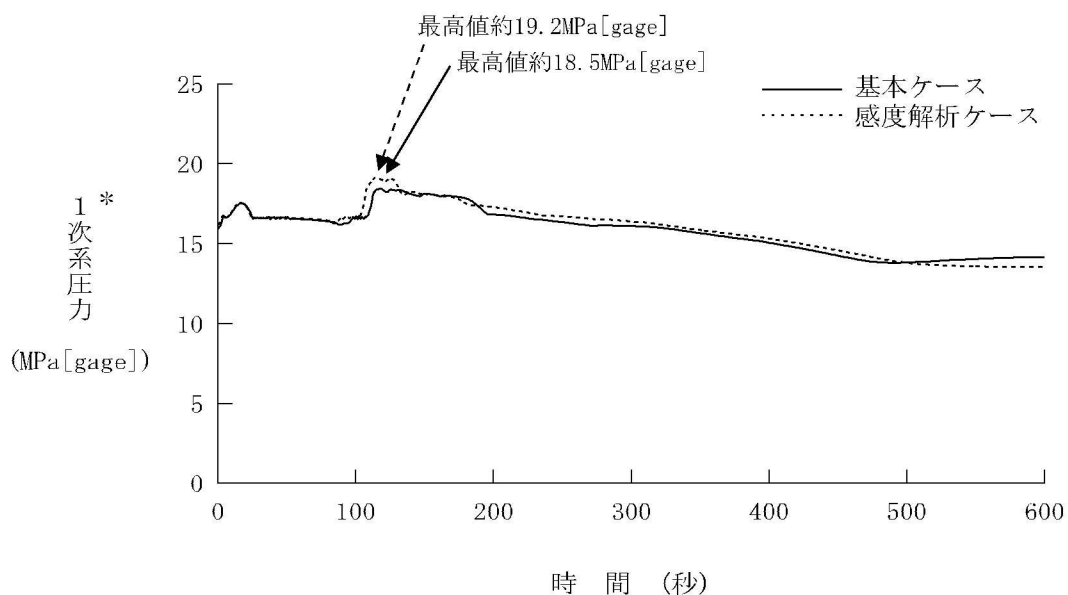


第 7. 1. 5. 29 図 給水流量の推移（負荷の喪失）



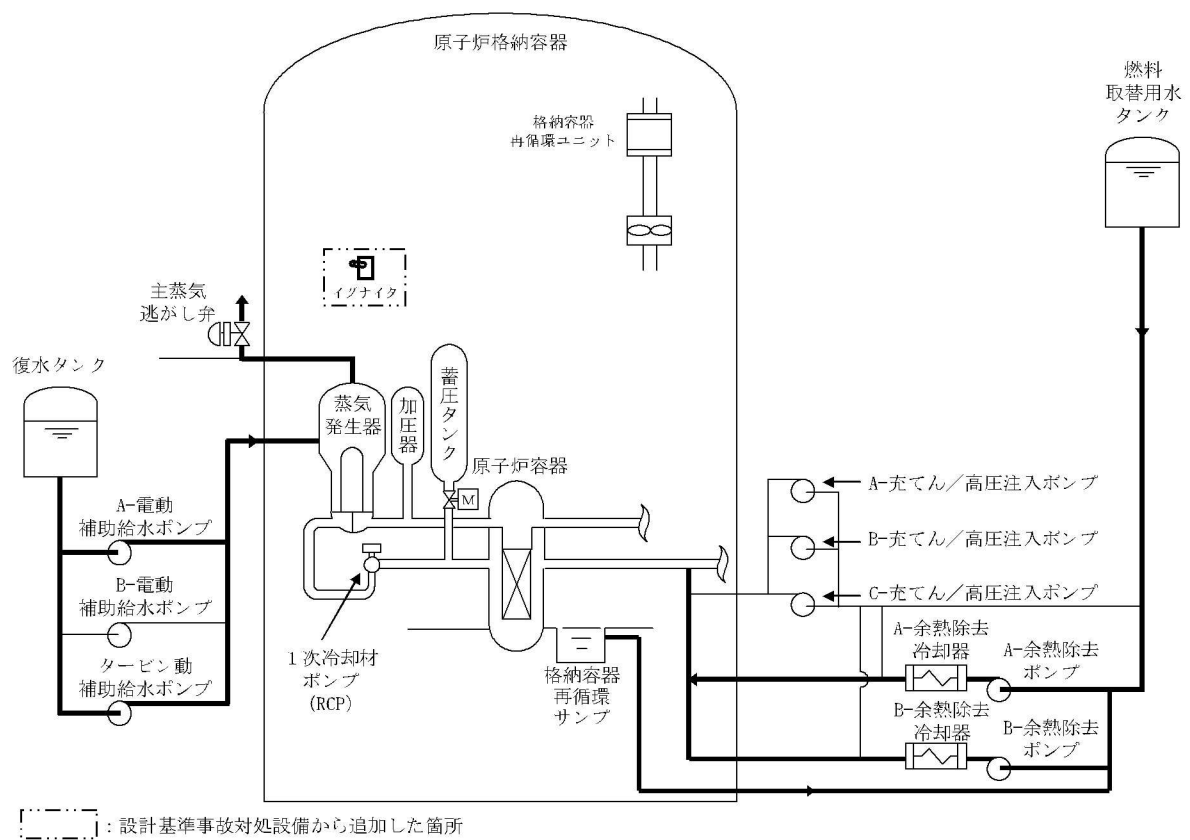
*：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7. 1. 5. 30 図 1 次系圧力の推移（主給水流量喪失）
（定常誤差及びドップラ効果の感度確認）



*：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7. 1. 5. 31 図 1 次系圧力の推移（負荷の喪失）
（定常誤差及びドップラ効果の感度確認）



第 7.1.6.1 図 ECCS 注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図