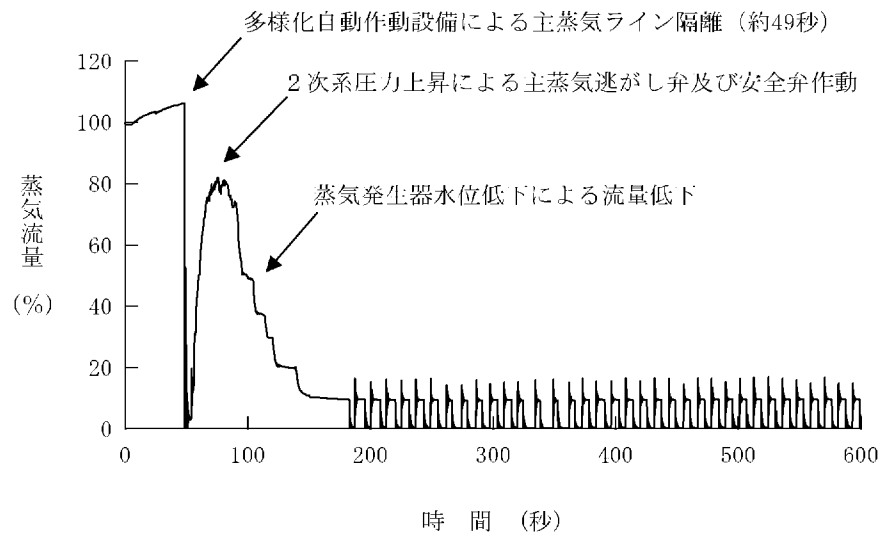
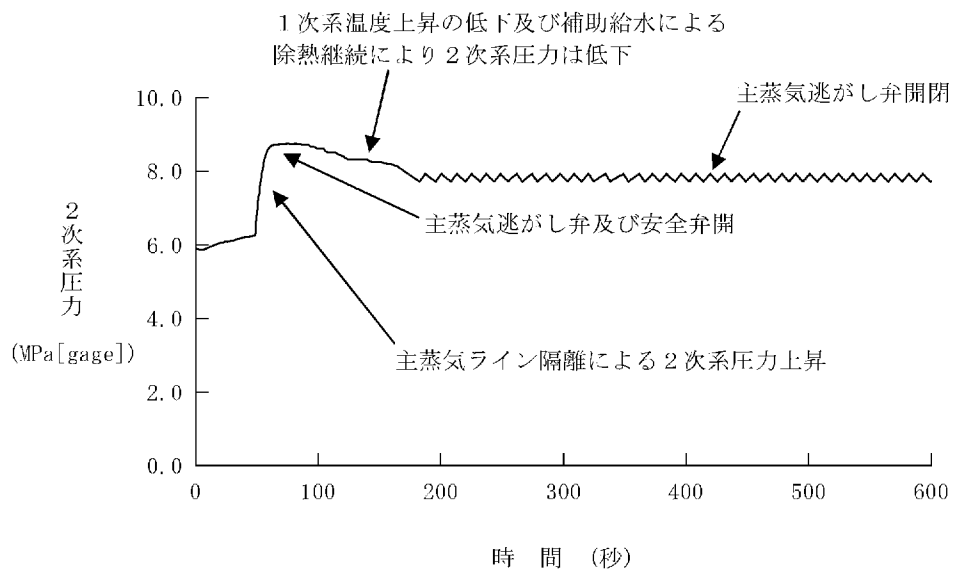


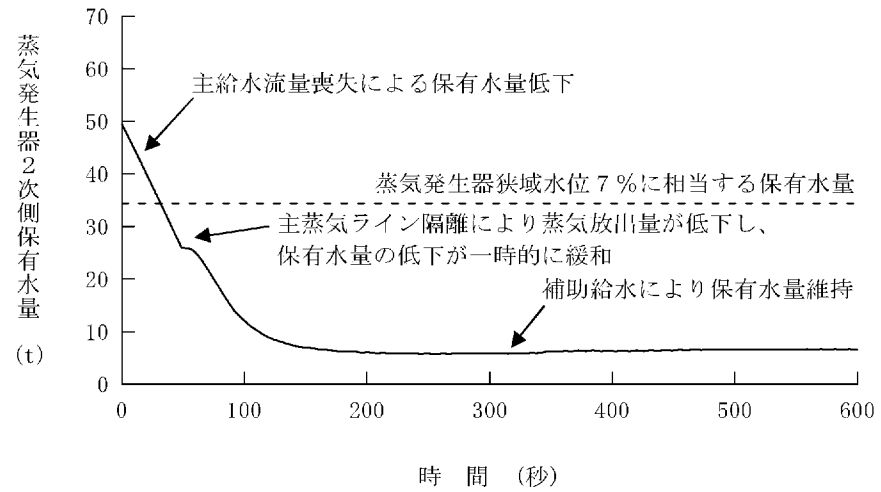
第 7. 1. 5. 14 図 2 次系除熱量の推移
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



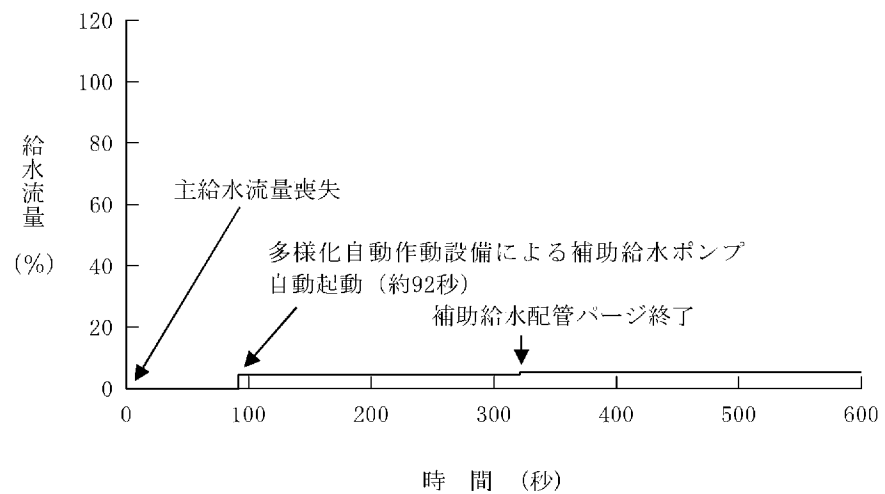
第 7. 1. 5. 15 図 蒸気流量の推移
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



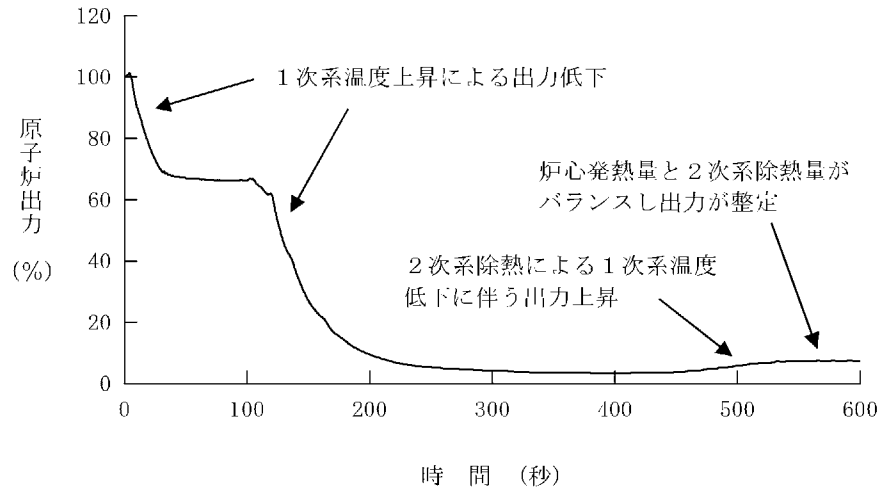
第7.1.5.16図 2次系圧力の推移
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



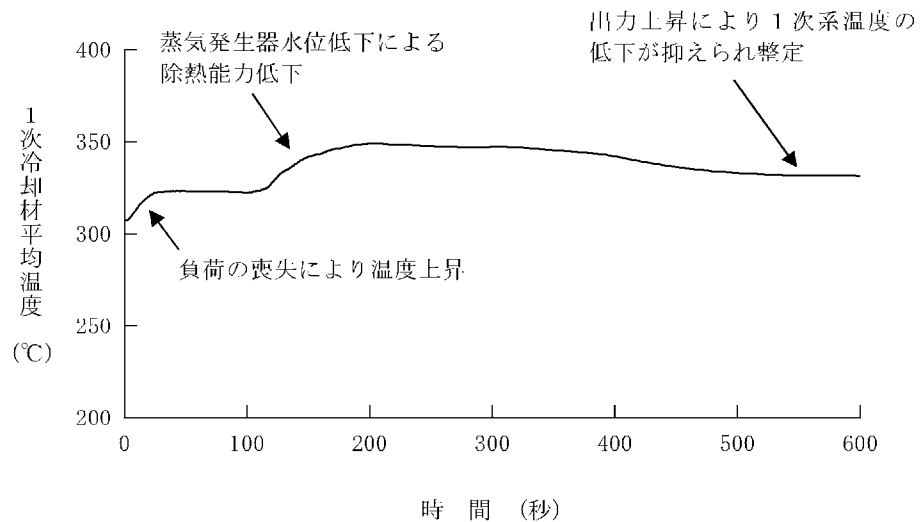
第 7. 1. 5. 17 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



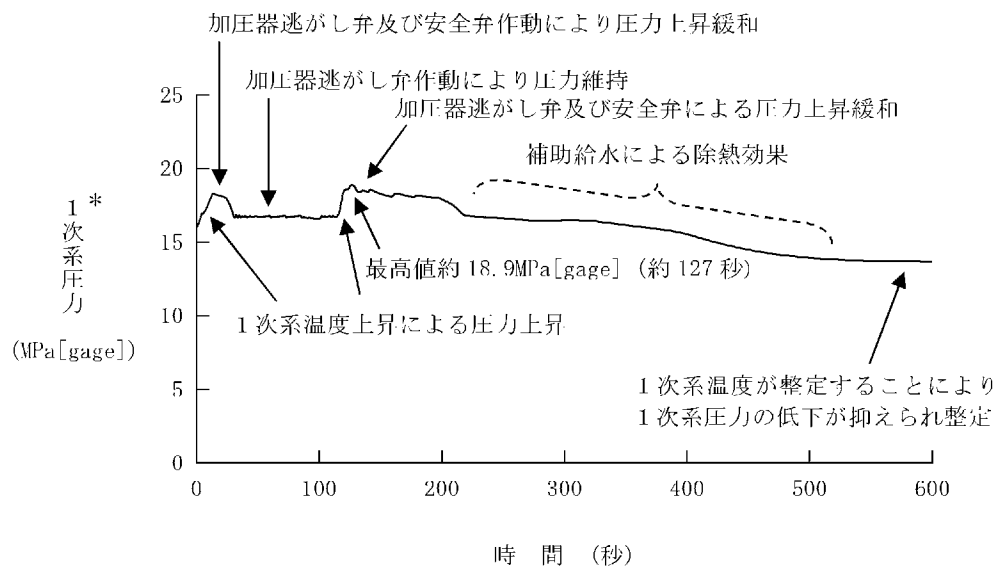
第 7. 1. 5. 18 図 給水流量の推移
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第 7. 1. 5. 19 図 原子炉出力の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

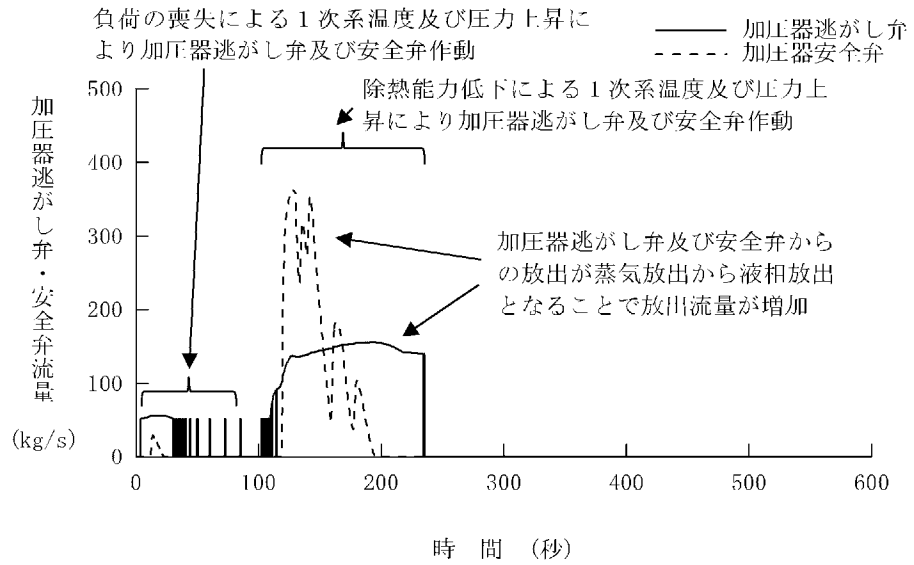


第 7. 1. 5. 20 図 1次冷却材平均温度の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

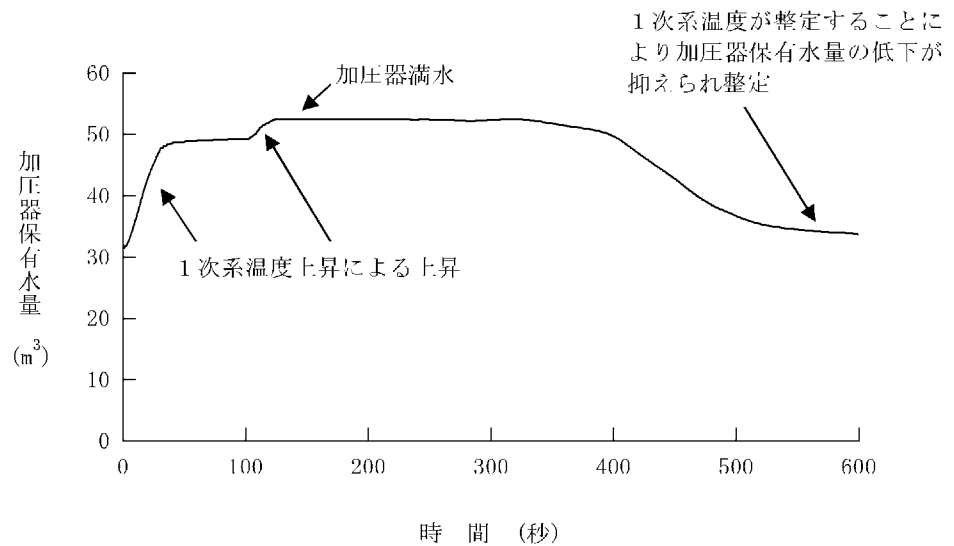


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

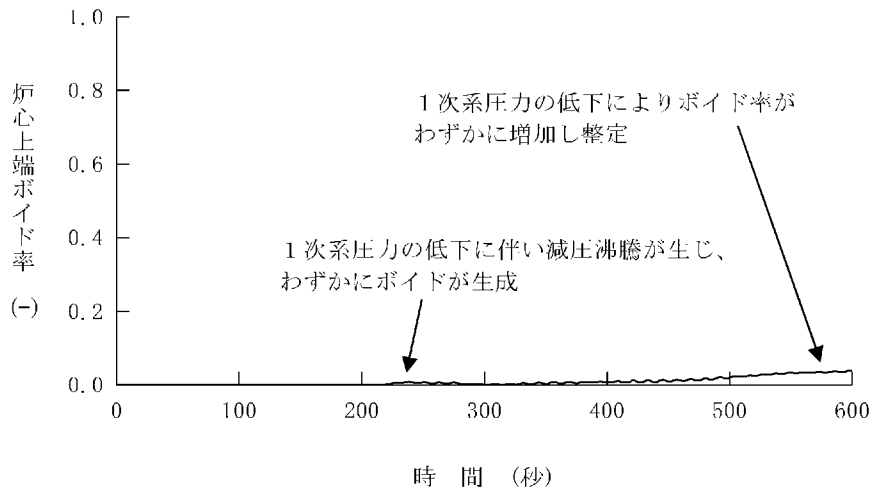
第 7. 1. 5. 21 図 1 次系圧力の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



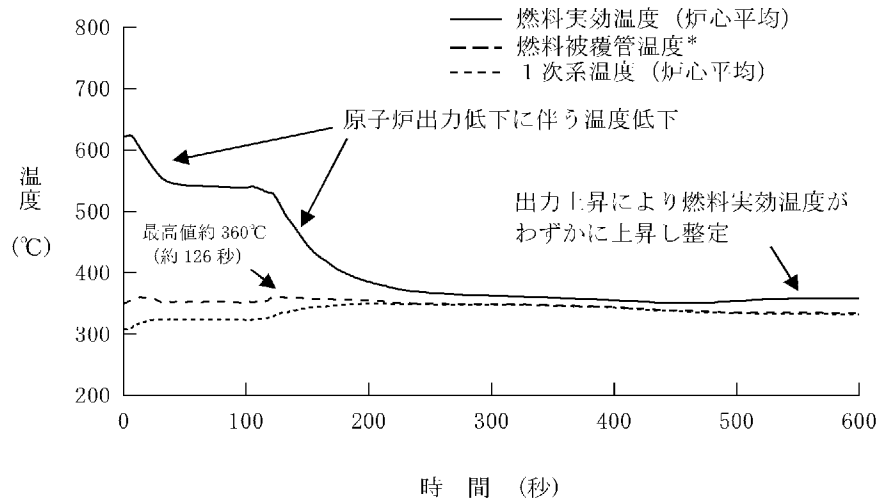
第 7. 1. 5. 22 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第 7. 1. 5. 23 図 加圧器保有水量の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

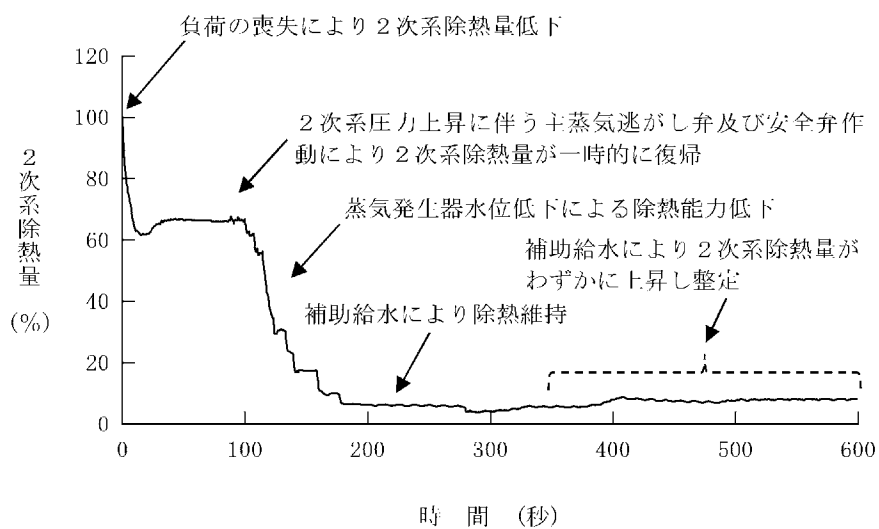


第 7. 1. 5. 24 図 炉心上端ボイド率の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

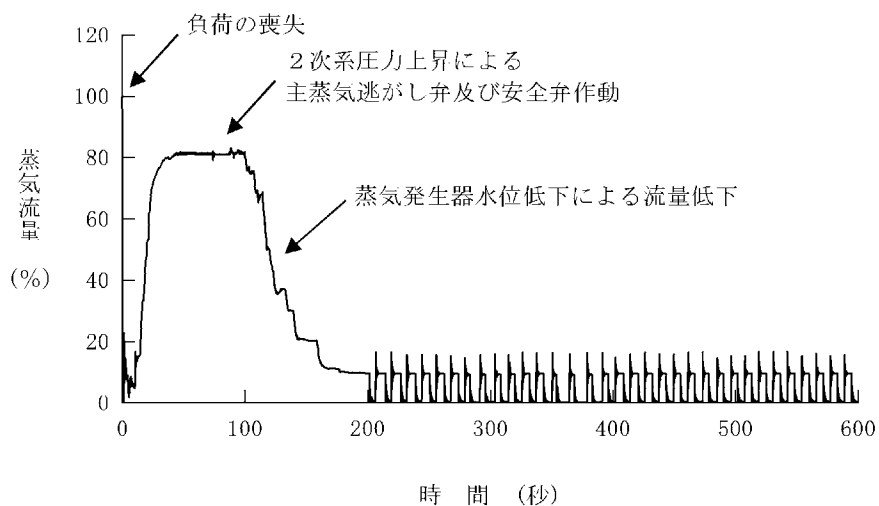


* : 3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

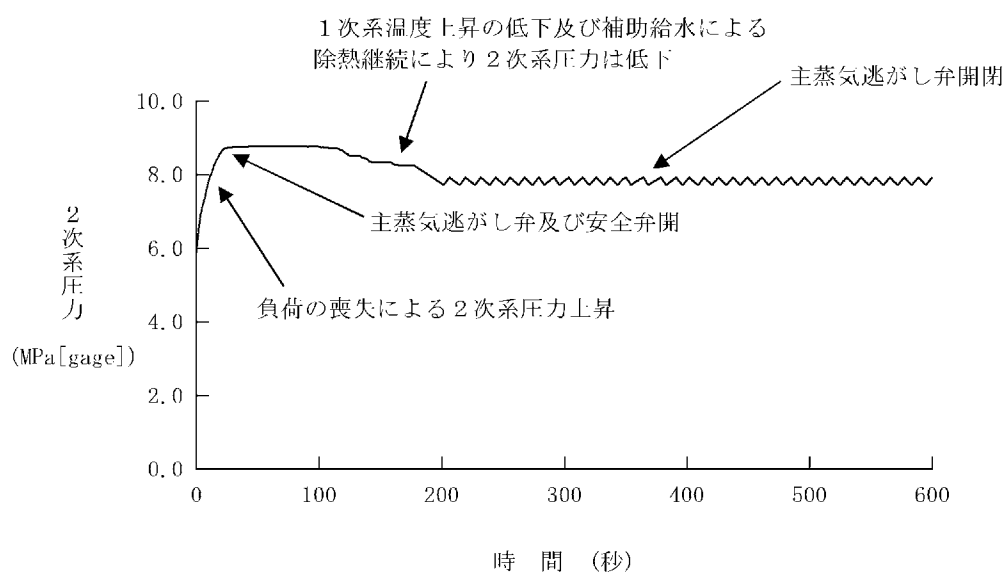
第 7. 1. 5. 25 図 温度の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



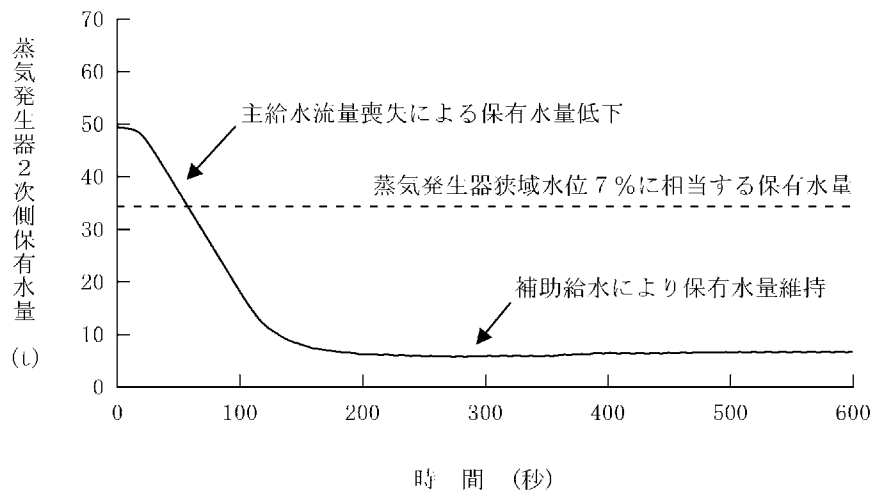
第 7. 1. 5. 26 図 2次系除熱量の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



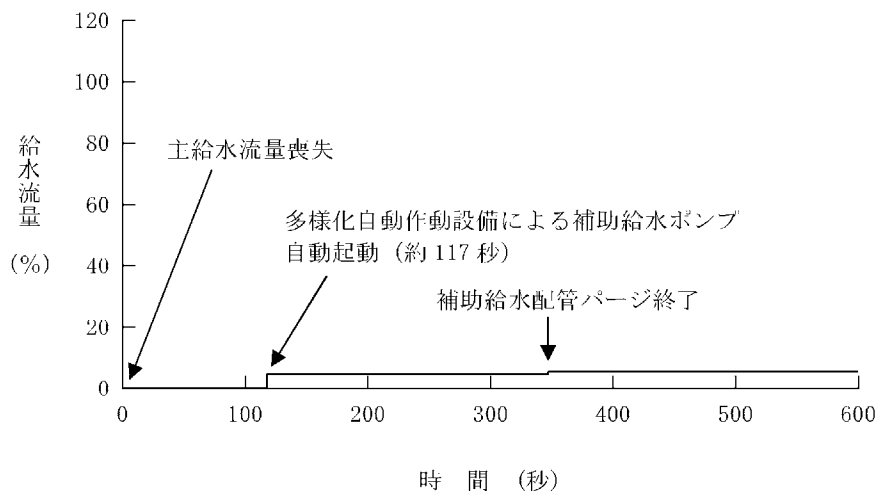
第 7. 1. 5. 27 図 蒸気流量の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



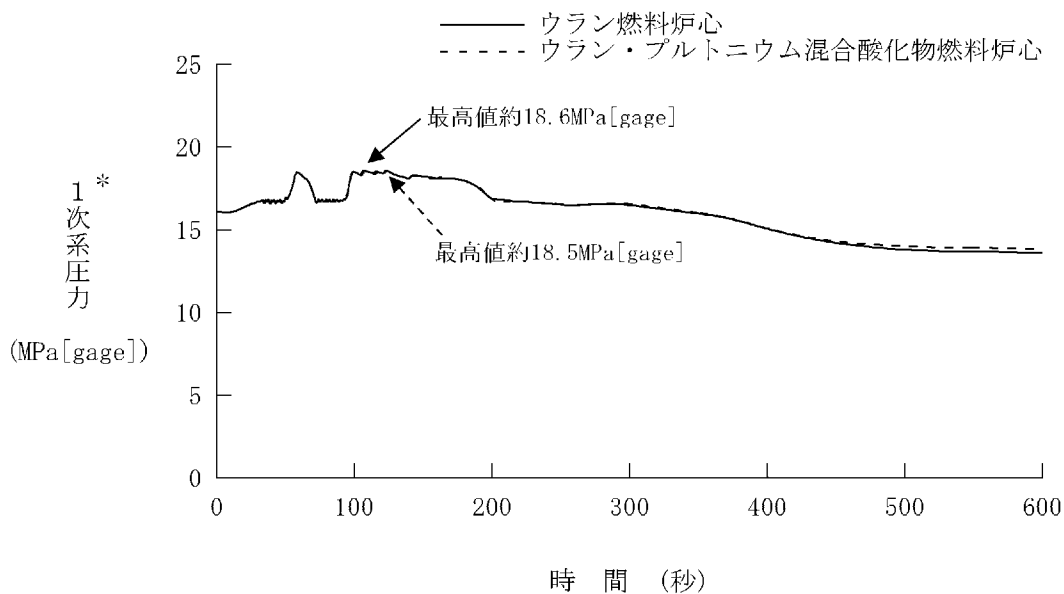
第 7. 1. 5. 28 図 2次系圧力の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第 7. 1. 5. 29 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第 7. 1. 5. 30 図 給水流量の推移
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

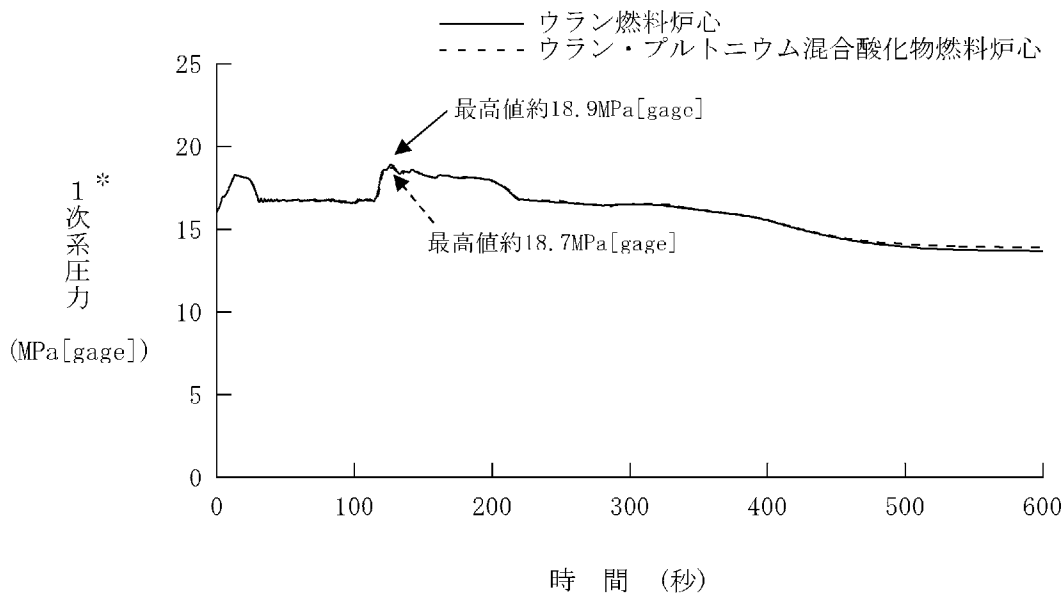


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7. 1. 5. 31 図 1 次系圧力の推移比較

(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認)

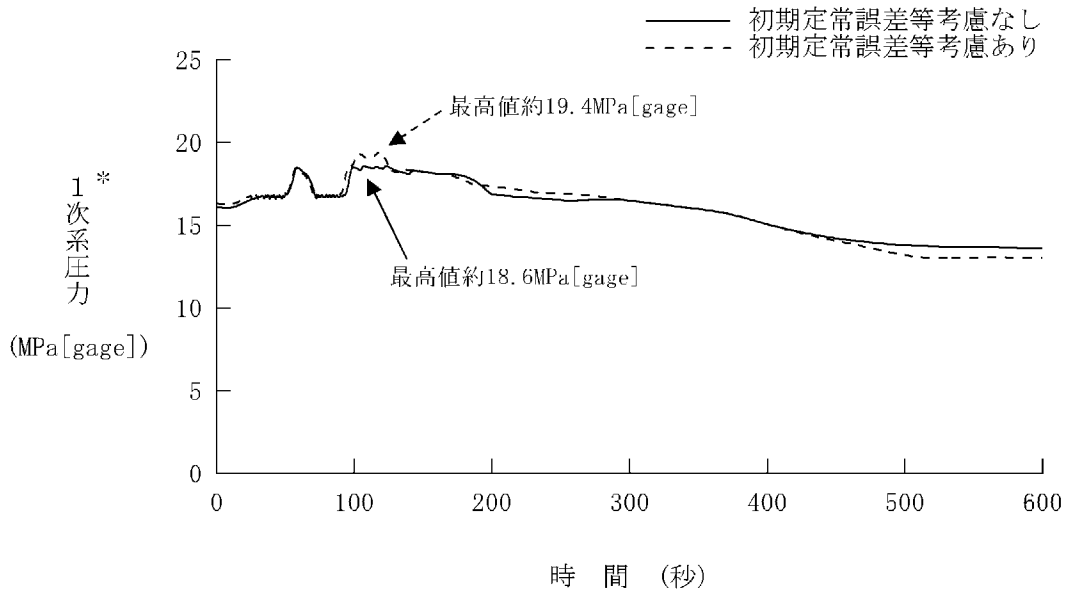


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第 7. 1. 5. 32 図 1 次系圧力の推移比較

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

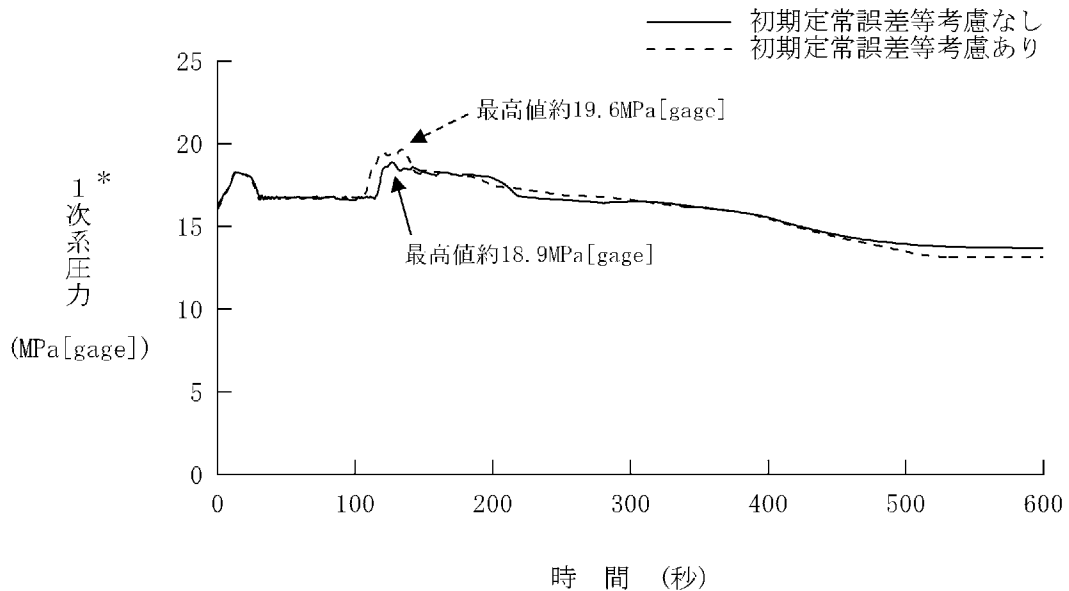
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認)



* : 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

図 7.1.5.33 1次系圧力の推移比較

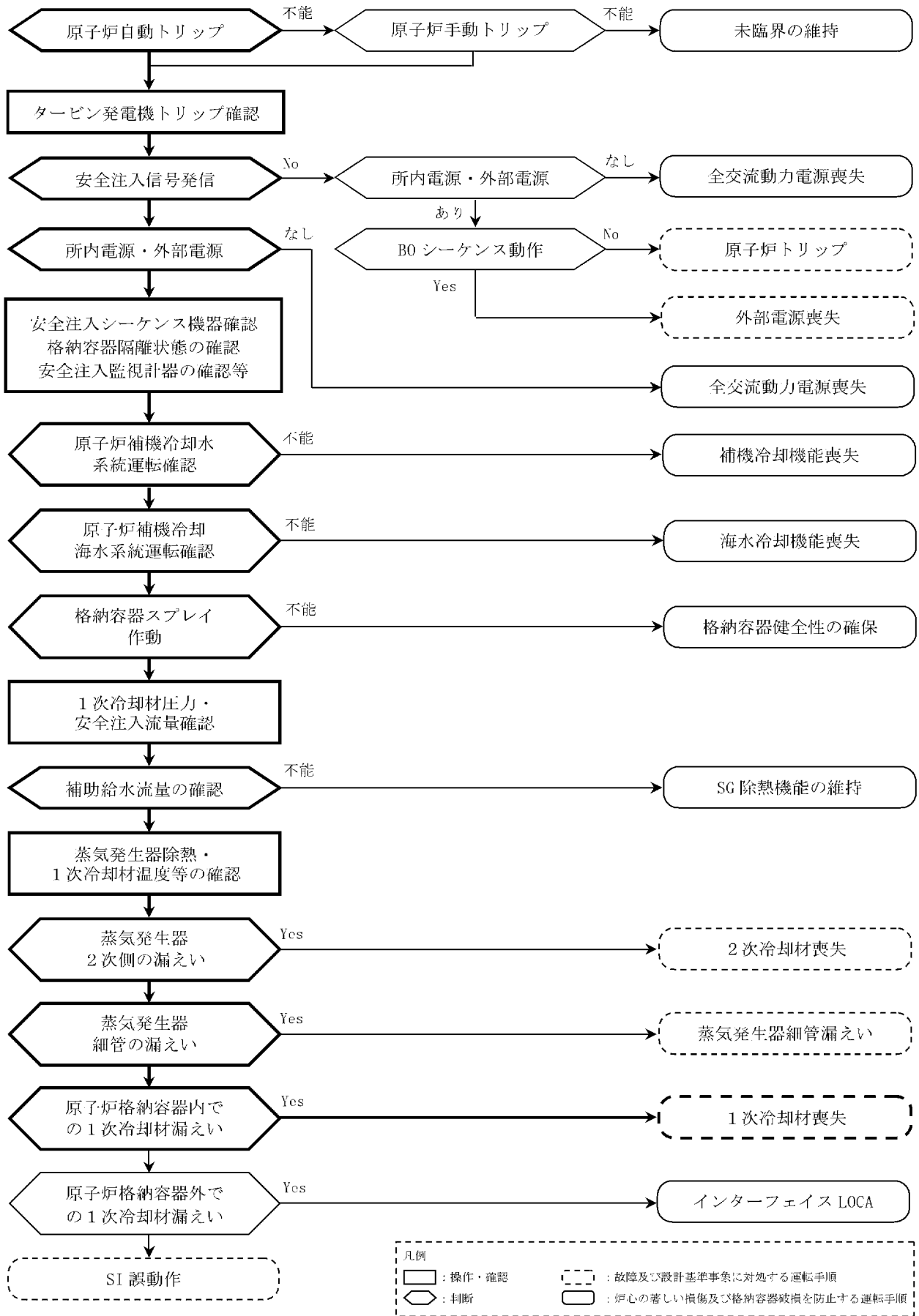
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)
(初期定常誤差及びドブプラ特性の感度確認)



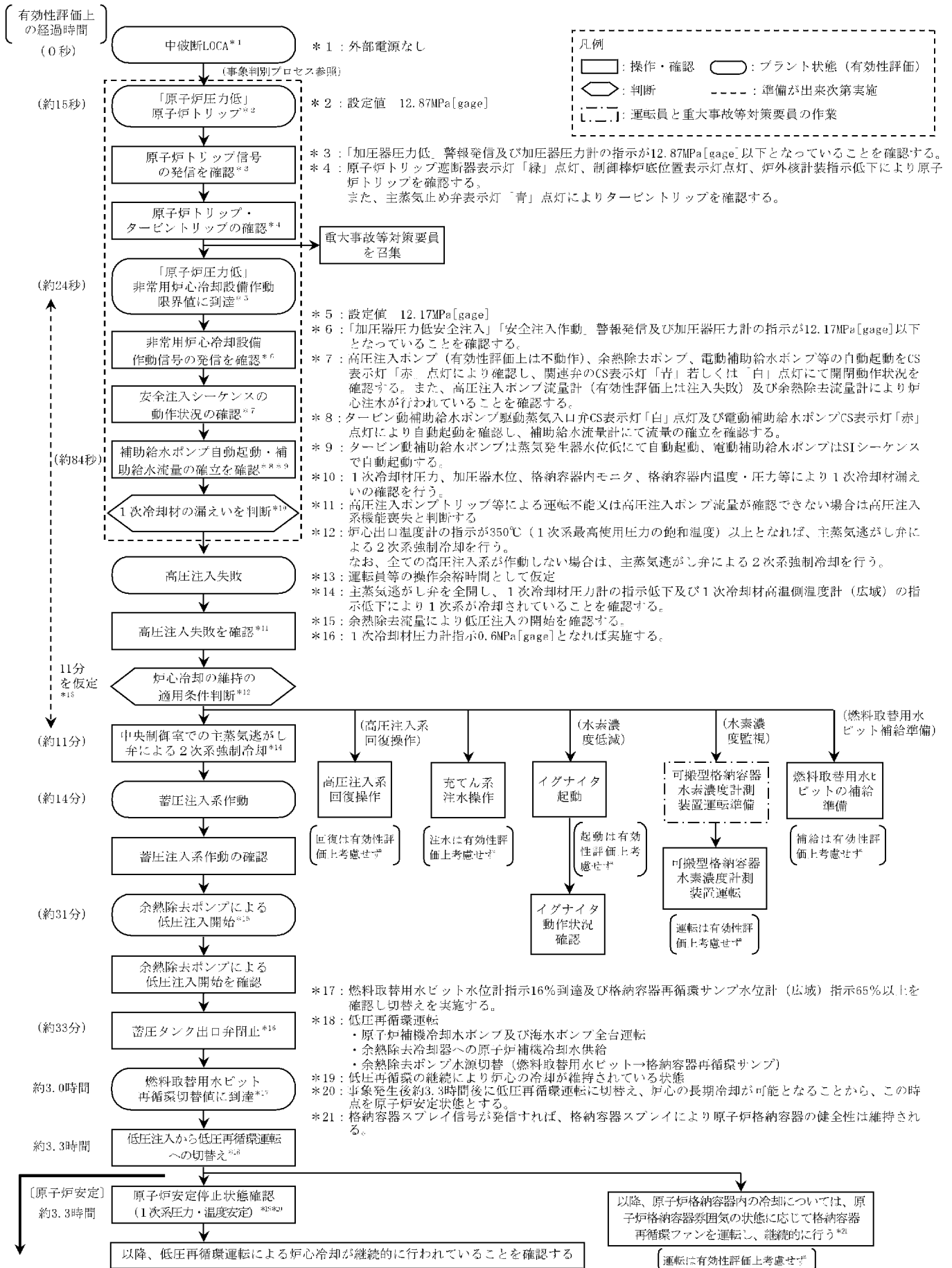
* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

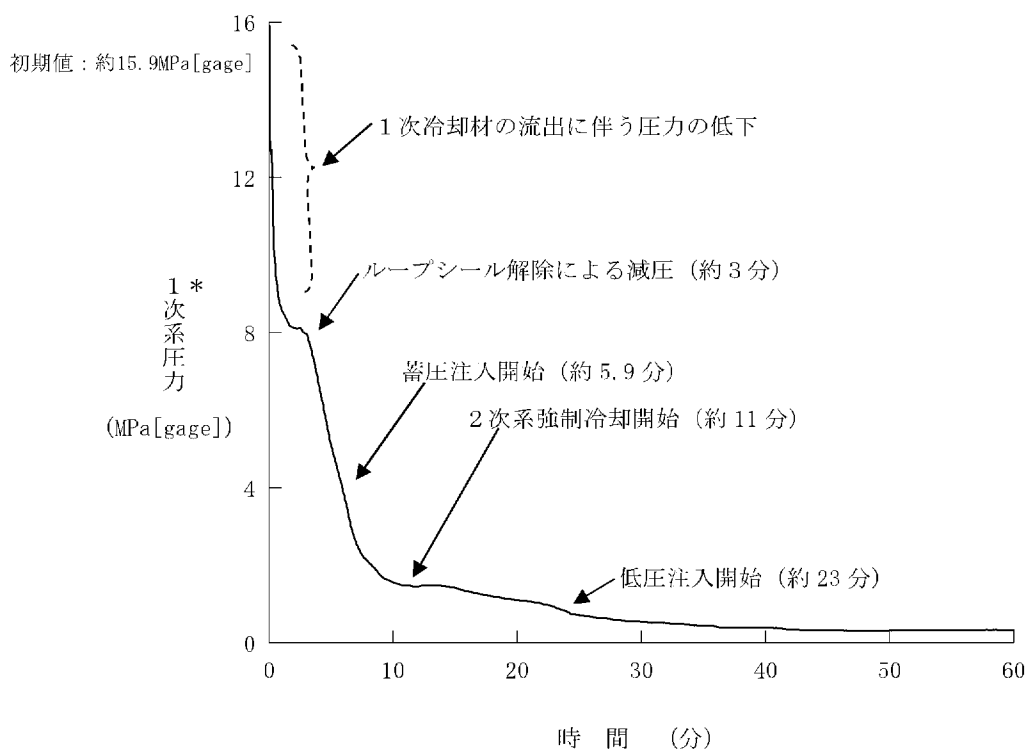
図 7.1.5.34 1次系圧力の推移比較

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)
(初期定常誤差及びドブプラ特性の感度確認)



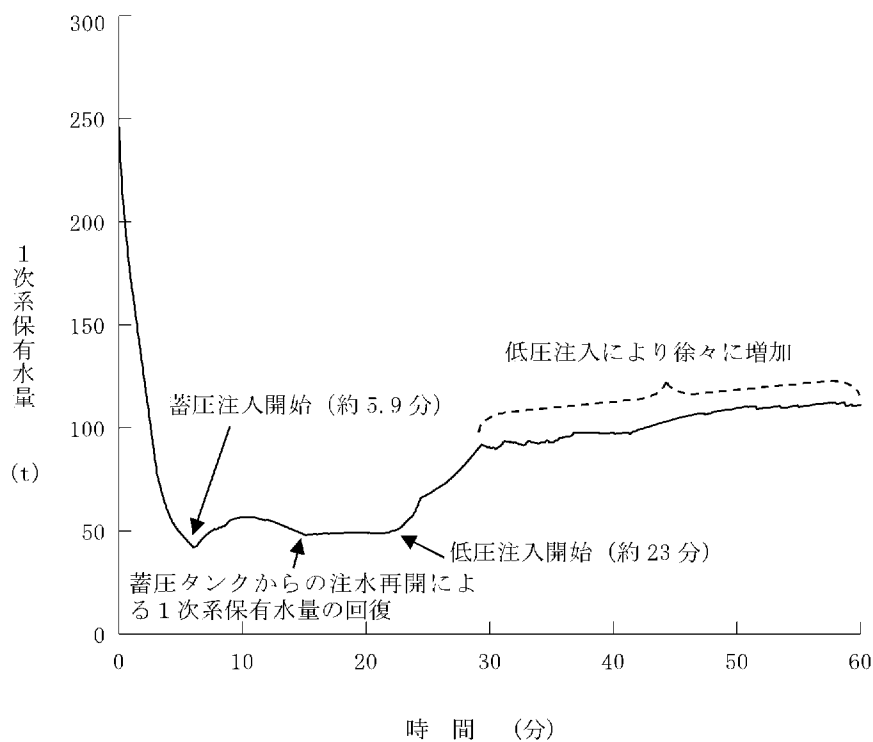
第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要 (事象判別プロセス)



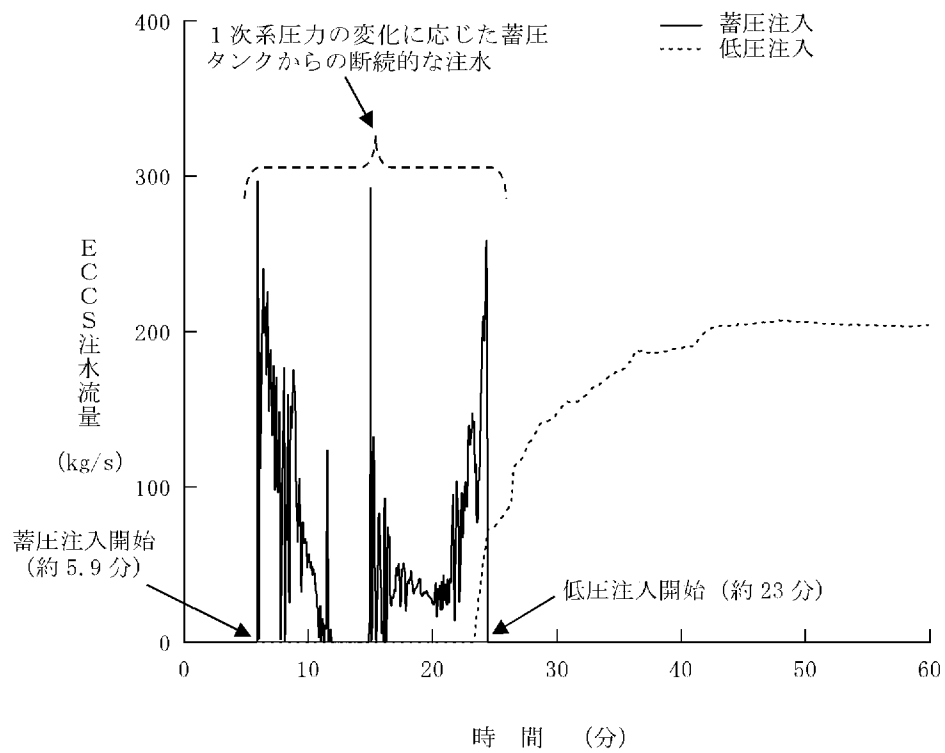


*：炉心圧力を表示

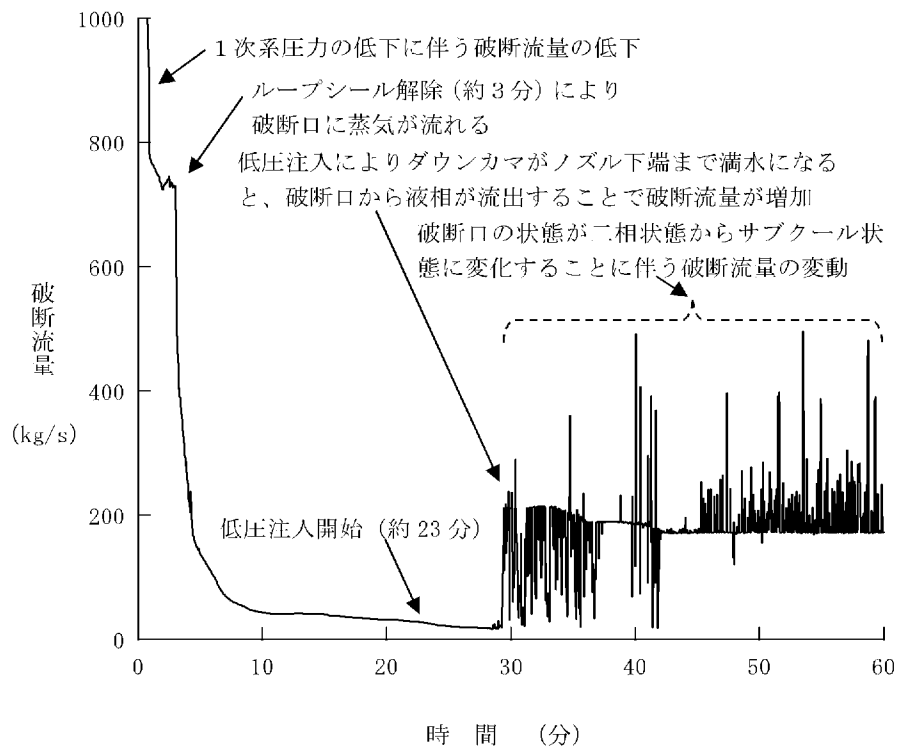
第7.1.6.5図 1次系圧力の推移 (6 inch 破断)



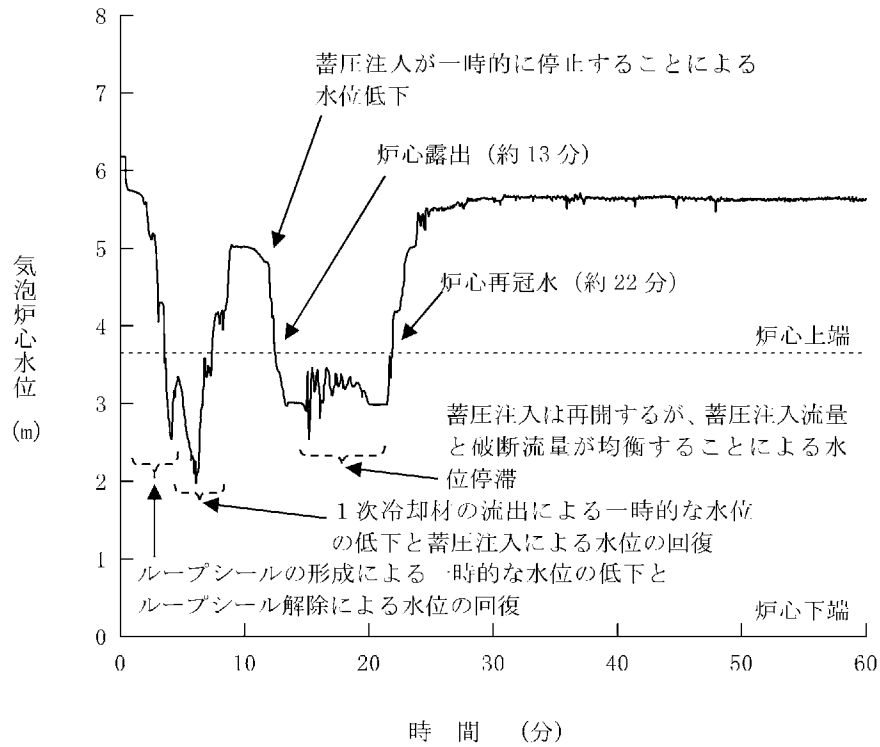
第7.1.6.6図 1次系保有水量の推移 (6 inch 破断)



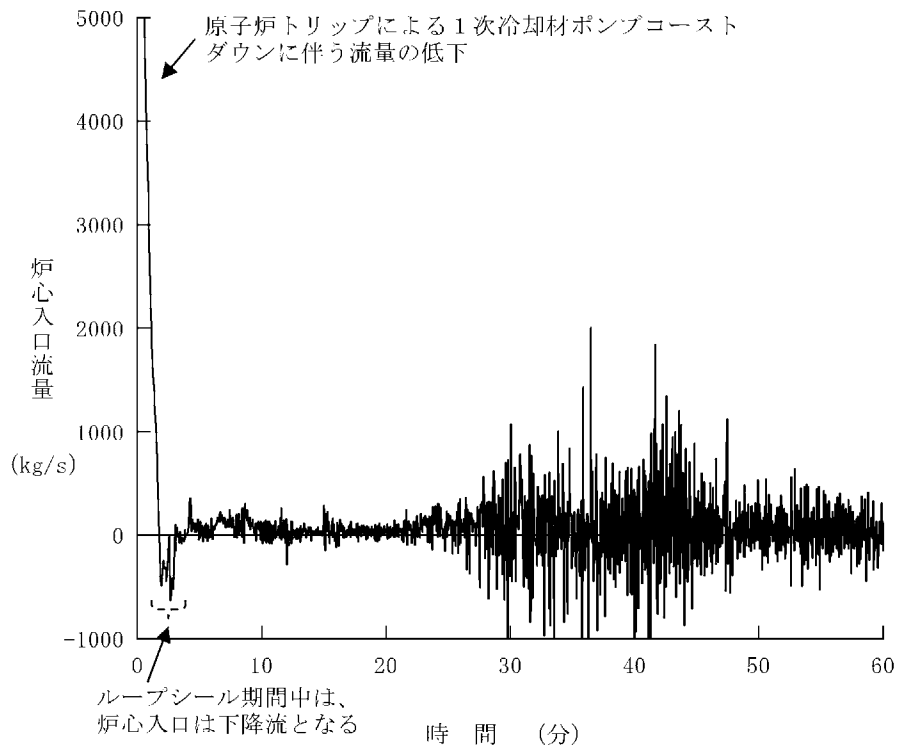
第 7.1.6.7 図 ECCS 注水流量の推移 (6 inch 破断)



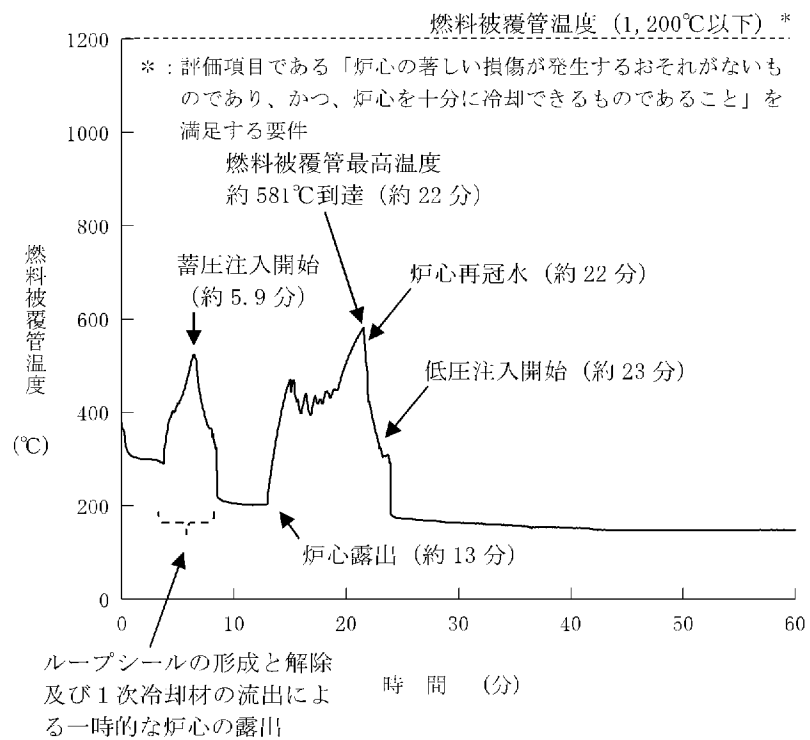
第 7.1.6.8 図 破断流量の推移 (6 inch 破断)



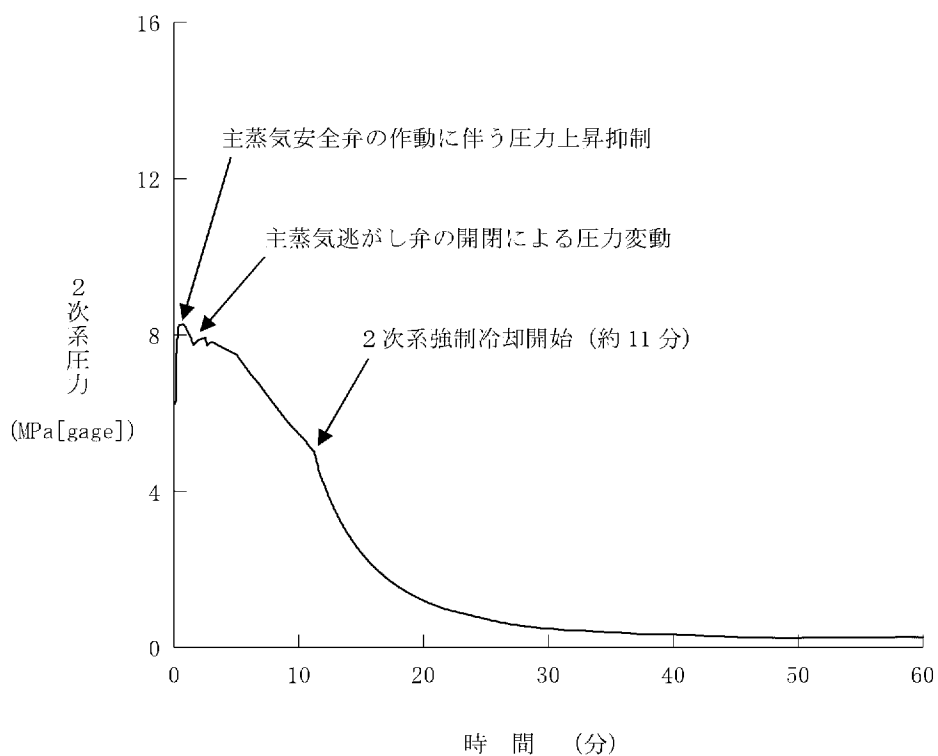
第 7.1.6.9 図 気泡炉心水位の推移 (6 inch 破断)



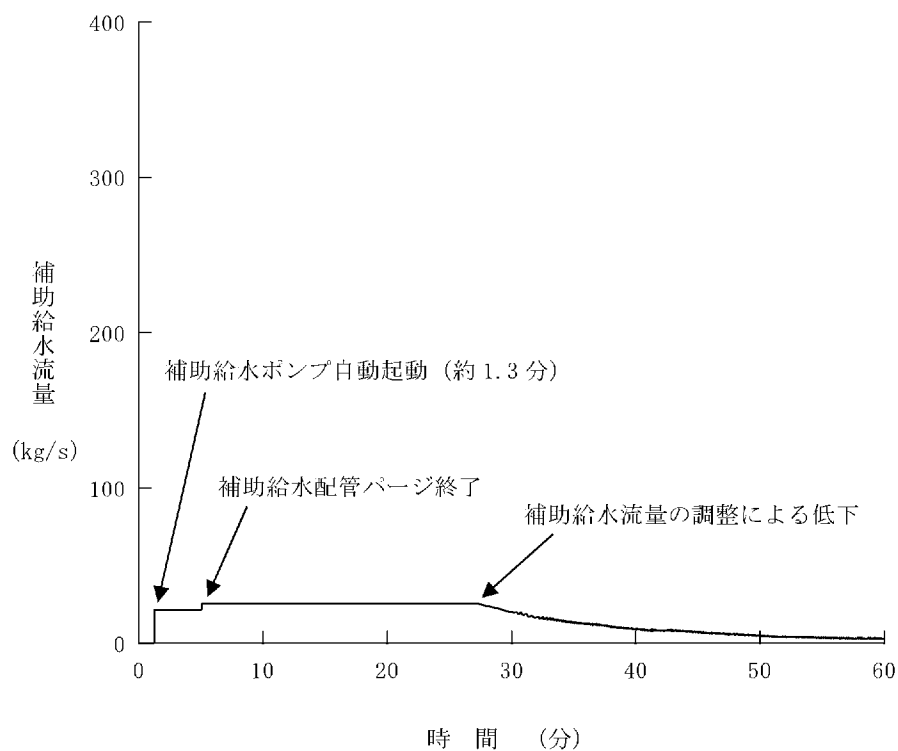
第 7.1.6.10 図 炉心入口流量の推移 (6 inch 破断)



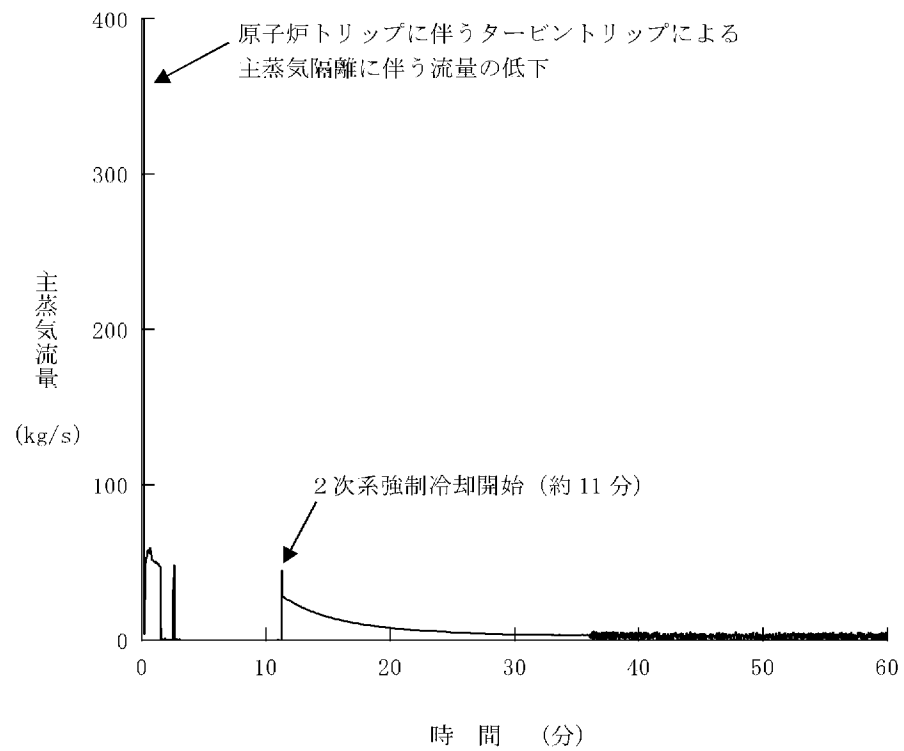
第 7.1.6.11 図 燃料被覆管温度の推移 (6 inch 破断)



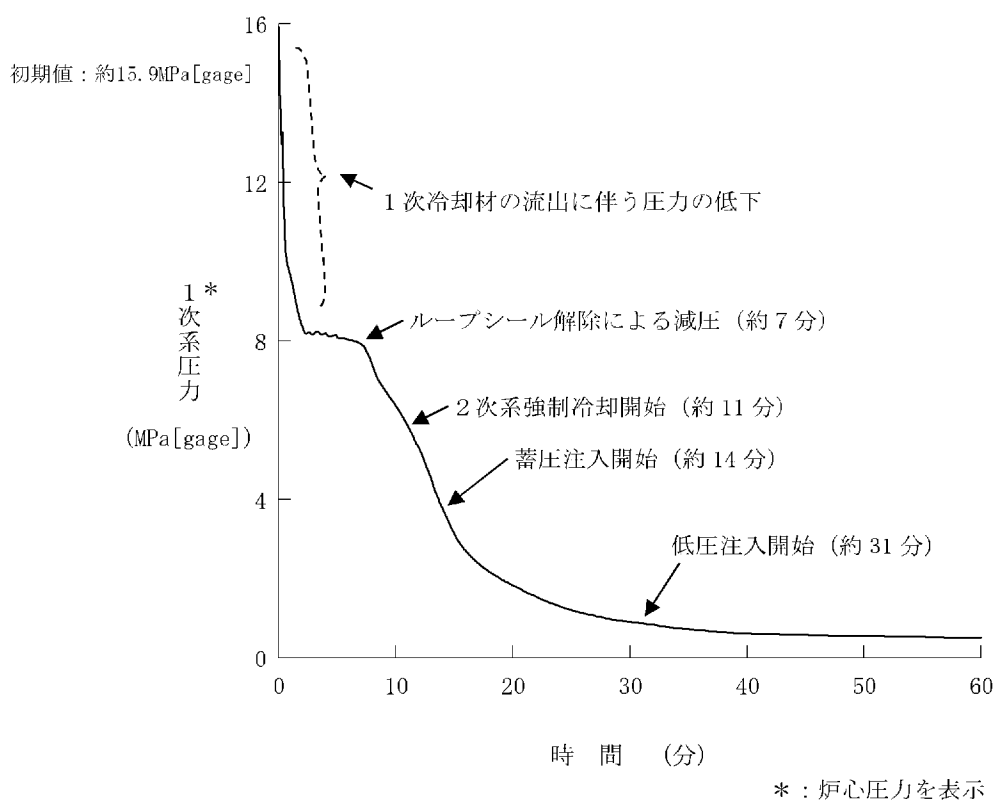
第7.1.6.12図 2次系圧力の推移 (6 inch 破断)



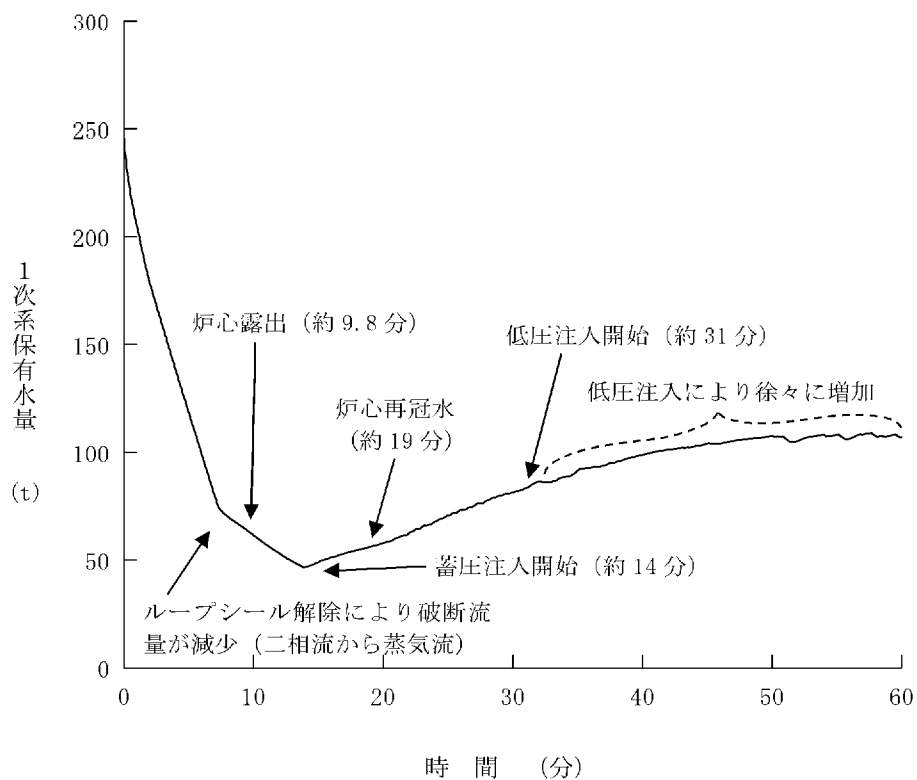
第7.1.6.13図 補助給水流量の推移 (6 inch 破断)



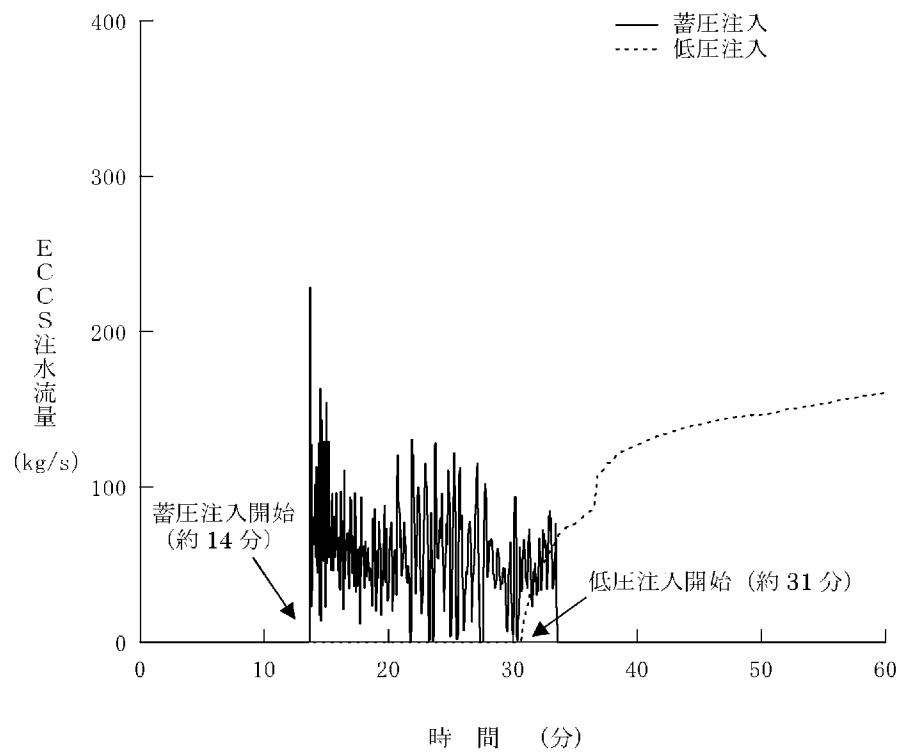
第 7. 1. 6. 14 図 主蒸気流量の推移 (6 inch 破断)



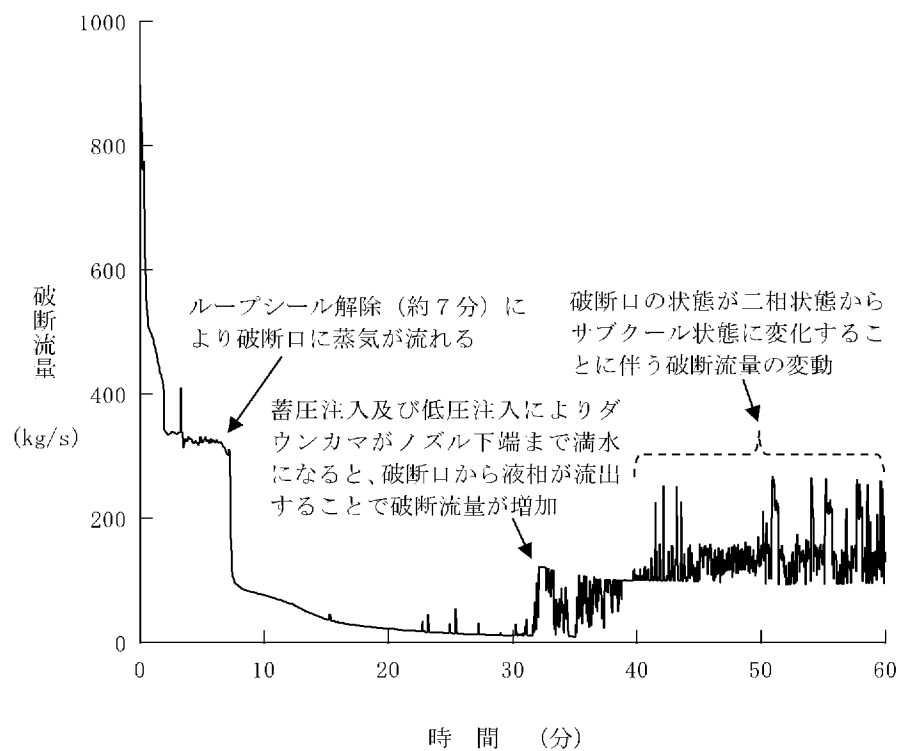
第 7. 1. 6. 15 図 1次系圧力の推移 (4 inch 破断)



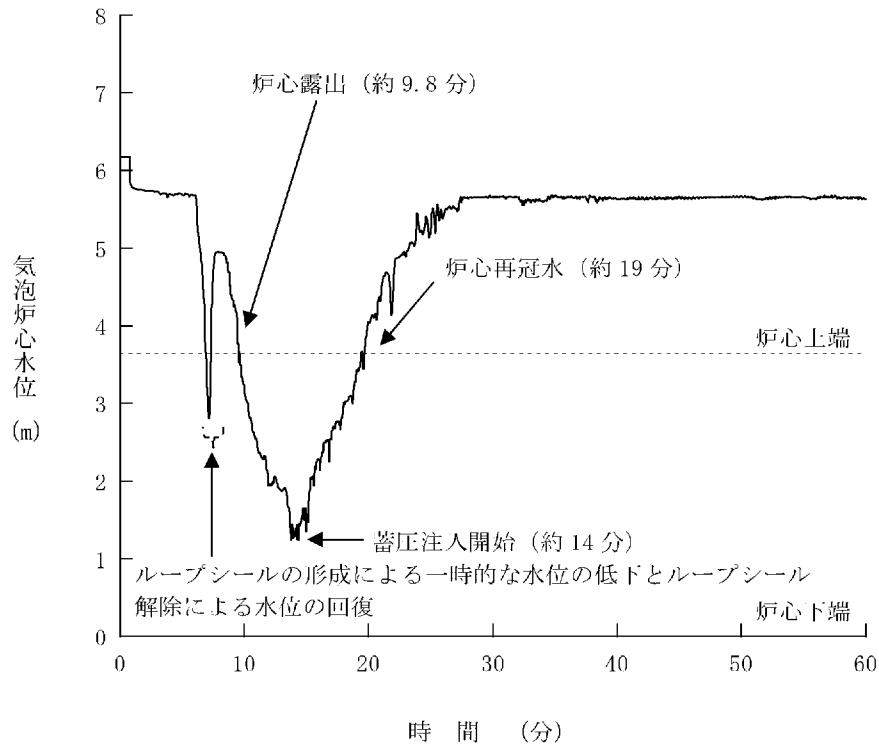
第 7. 1. 6. 16 図 1次系保有水量の推移 (4 inch 破断)



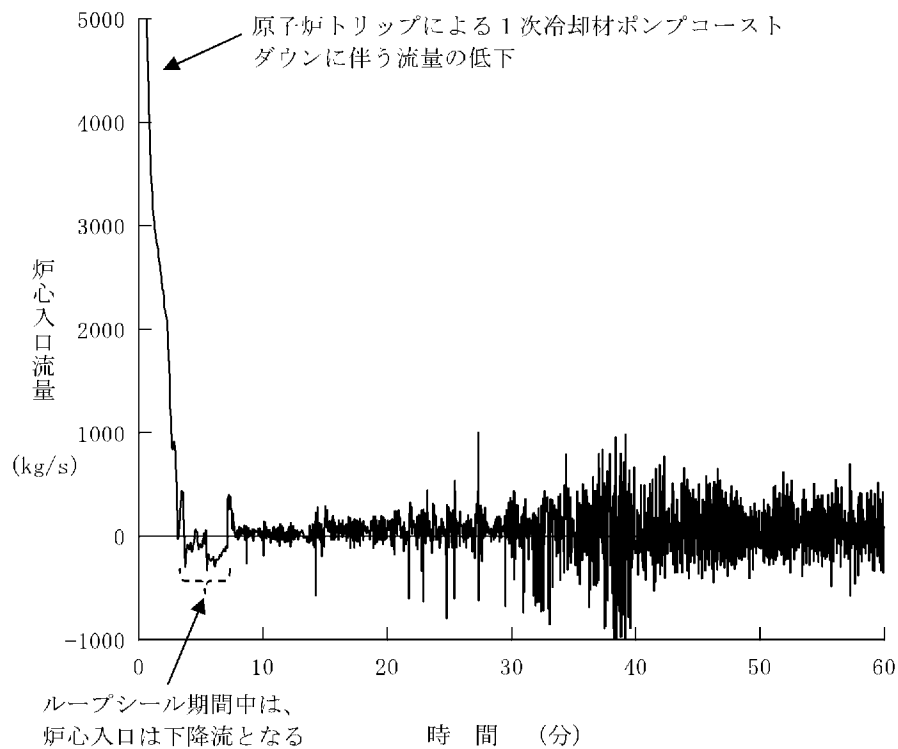
第 7.1.6.17 図 ECCS 注水流量の推移 (4 inch 破断)



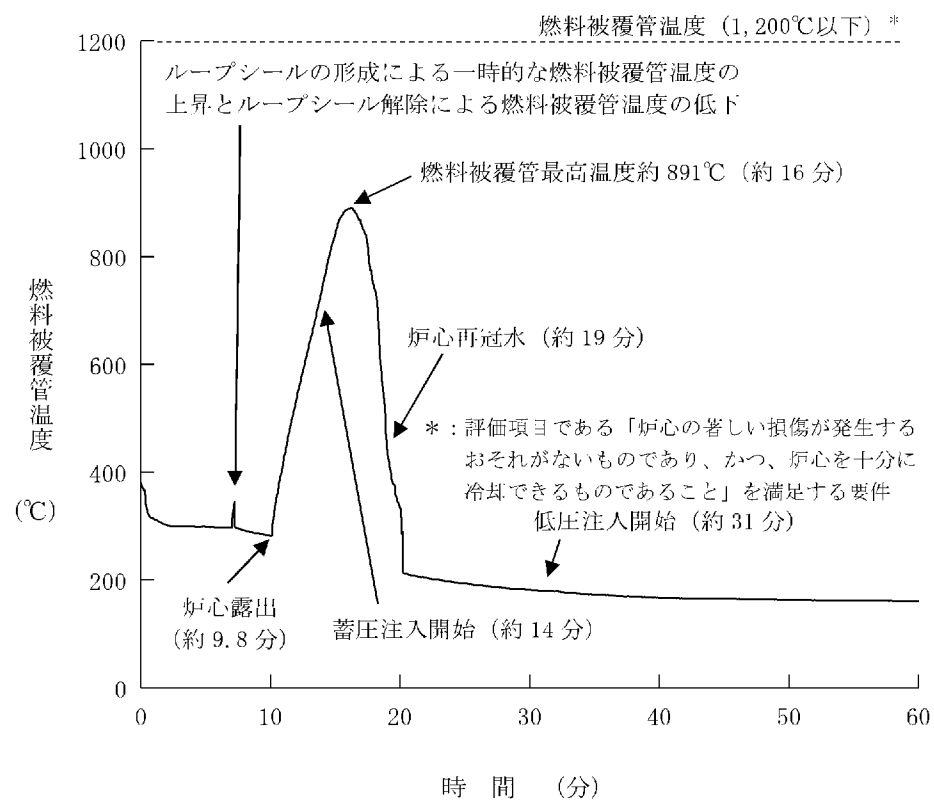
第 7.1.6.18 図 破断流量の推移 (4 inch 破断)



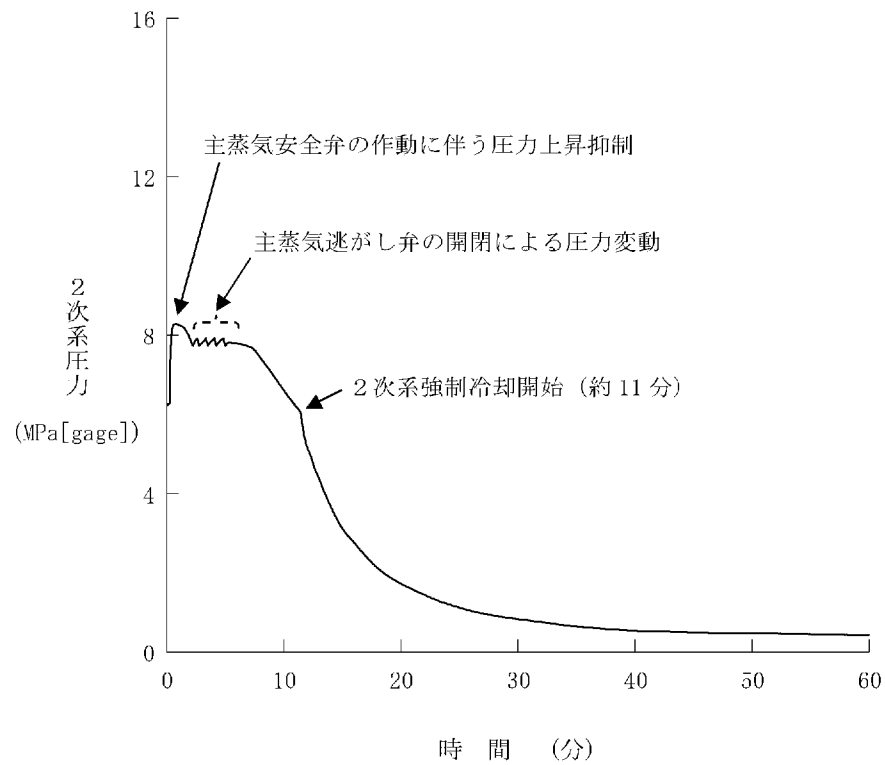
第 7.1.6.19 図 気泡炉心水位の推移 (4 inch 破断)



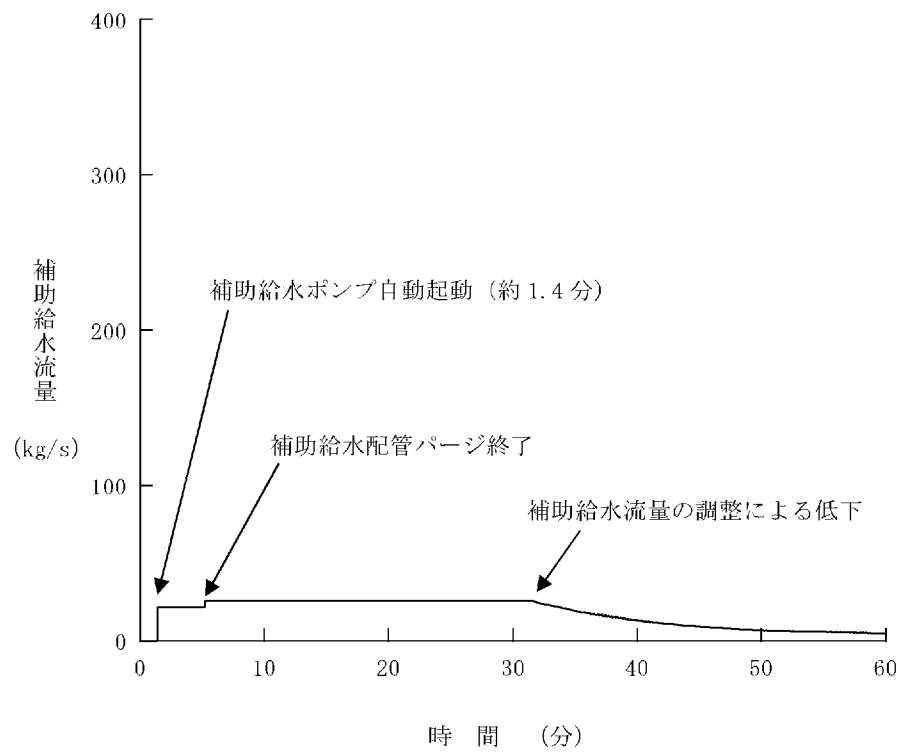
第 7.1.6.20 図 炉心入口流量の推移 (4 inch 破断)



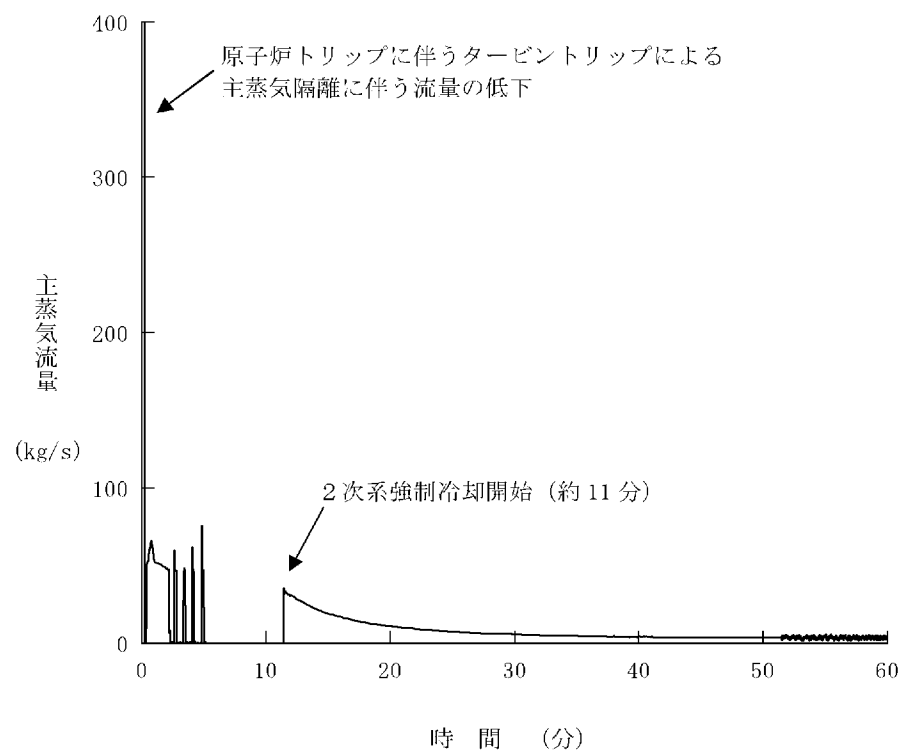
第 7.1.6.21 図 燃料被覆管温度の推移 (4 inch 破断)



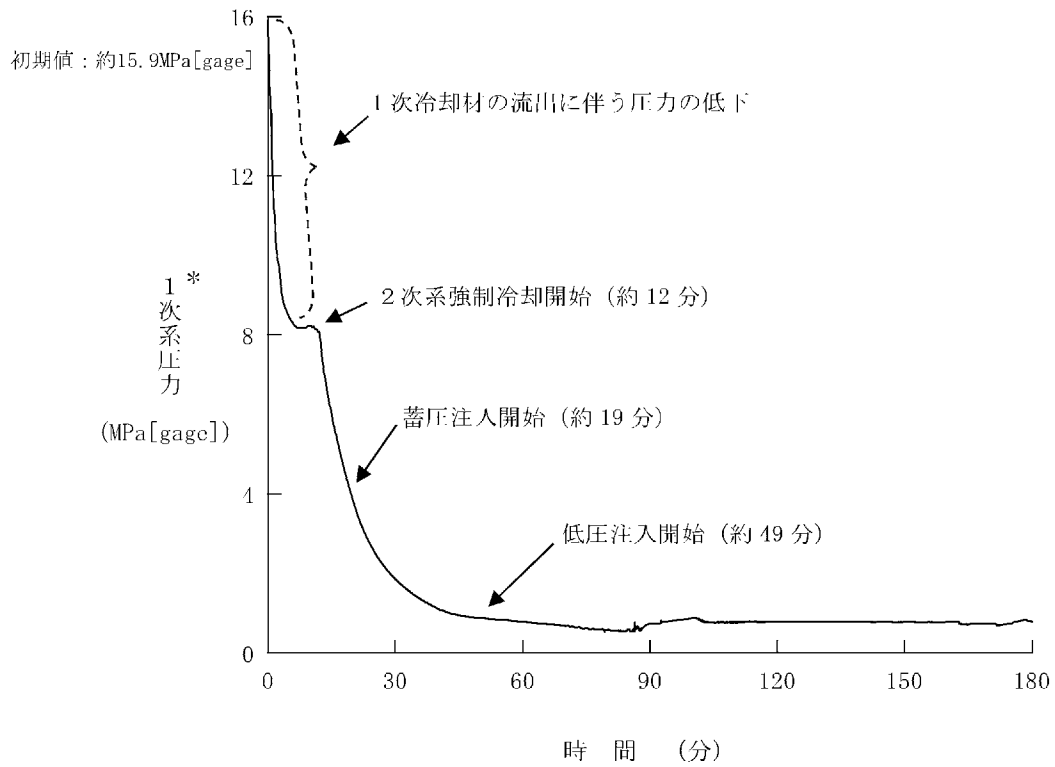
第 7.1.6.22 図 2次系圧力の推移 (4 inch 破断)



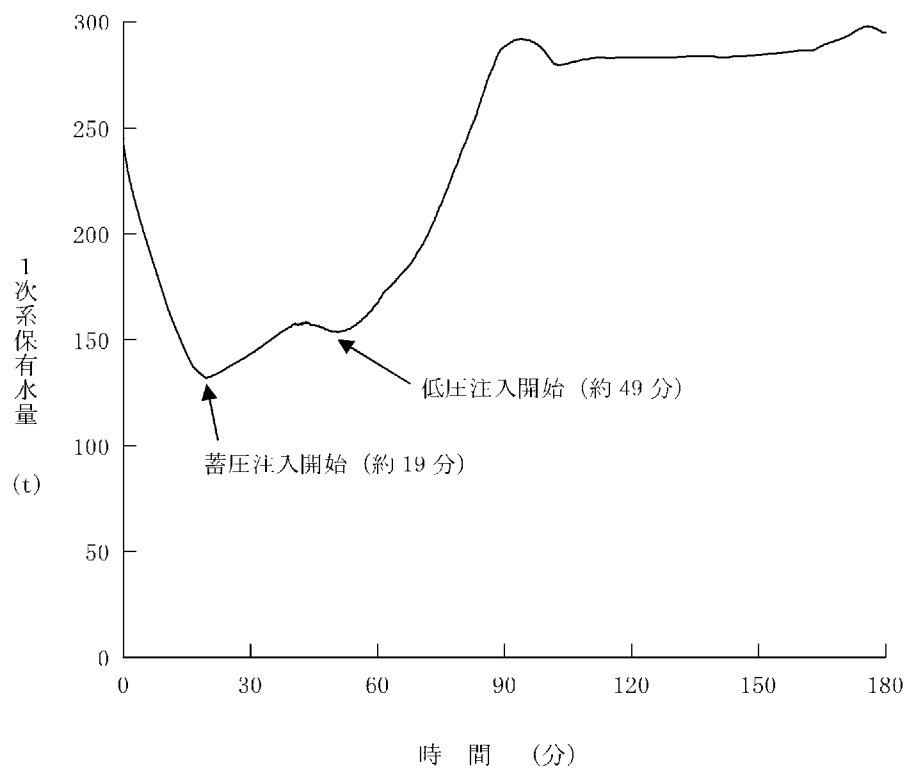
第 7.1.6.23 図 補助給水流量の推移 (4 inch 破断)



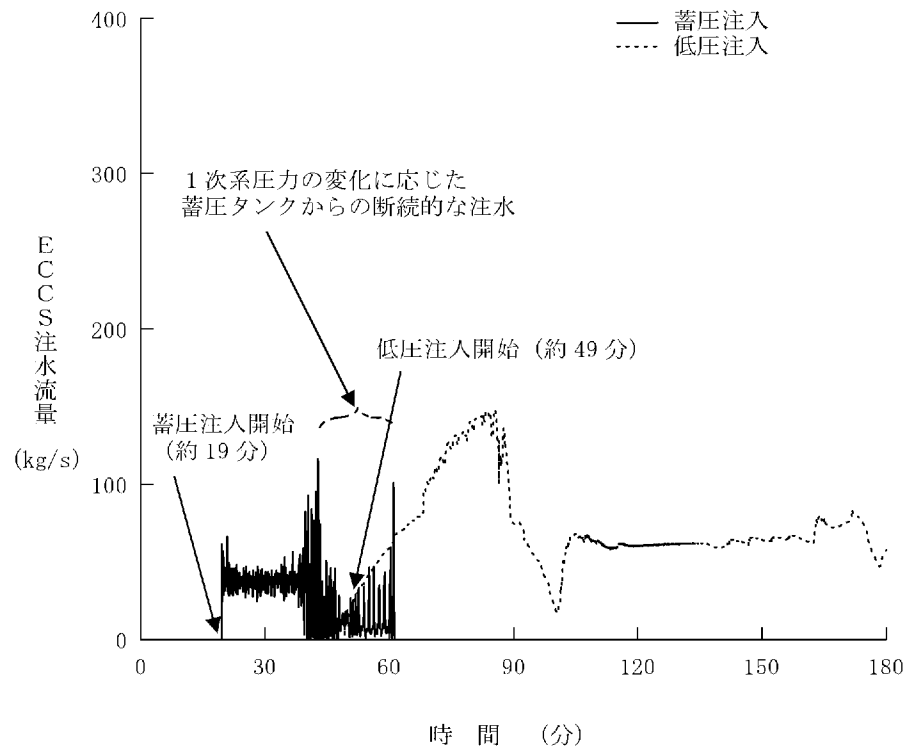
第 7. 1. 6. 24 図 主蒸気流量の推移 (4 inch 破断)



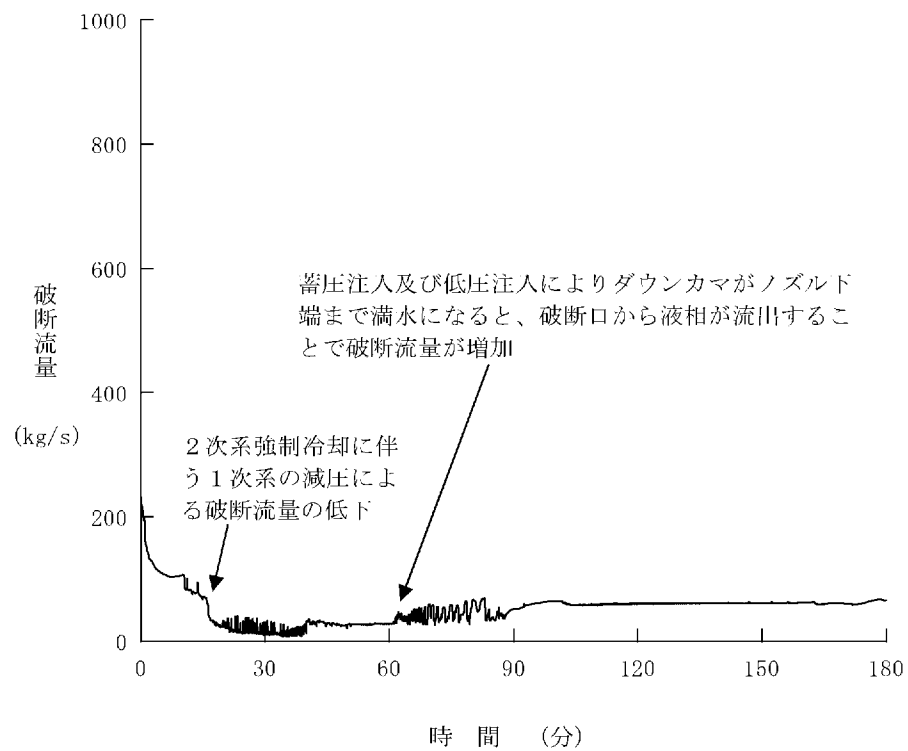
第7.1.6.25図 1次系圧力の推移 (2 inch 破断)



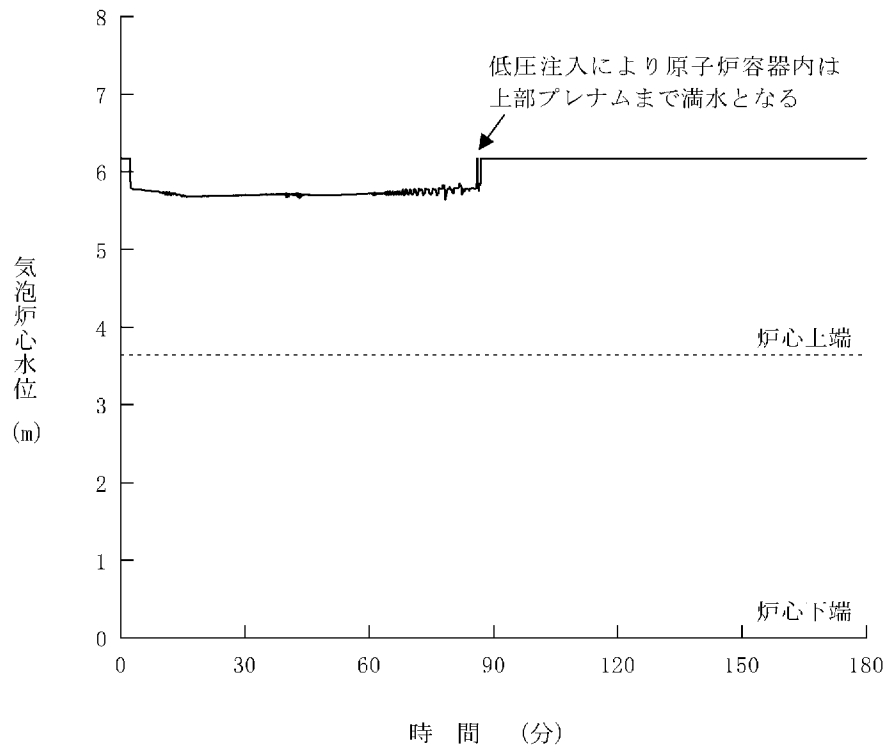
第7.1.6.26図 1次系保有水量の推移 (2 inch 破断)



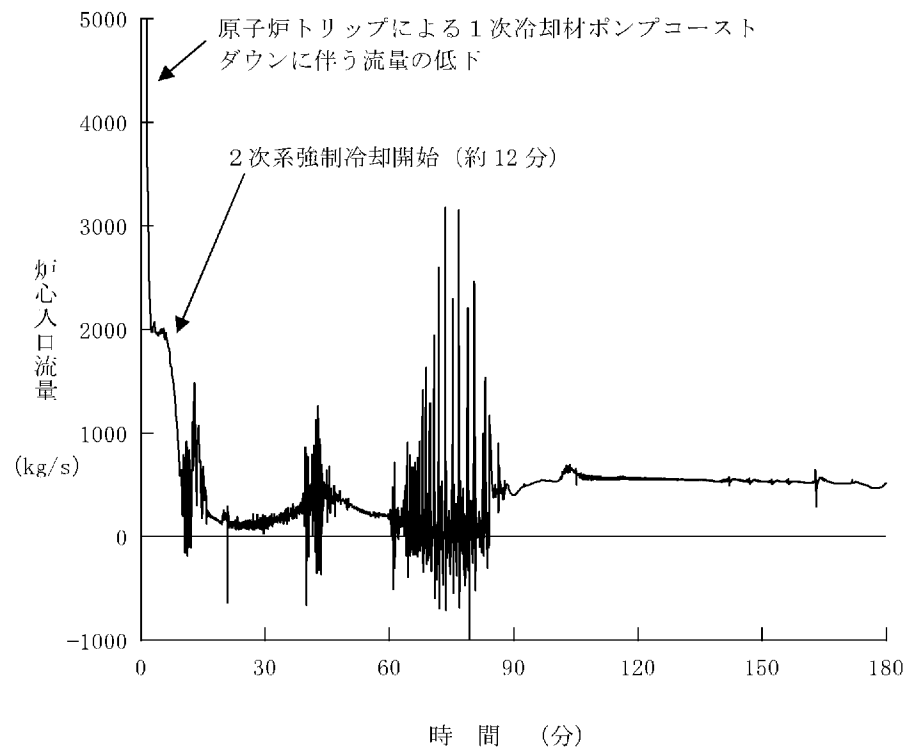
第 7.1.6.27 図 ECCS 注水流量の推移 (2 inch 破断)



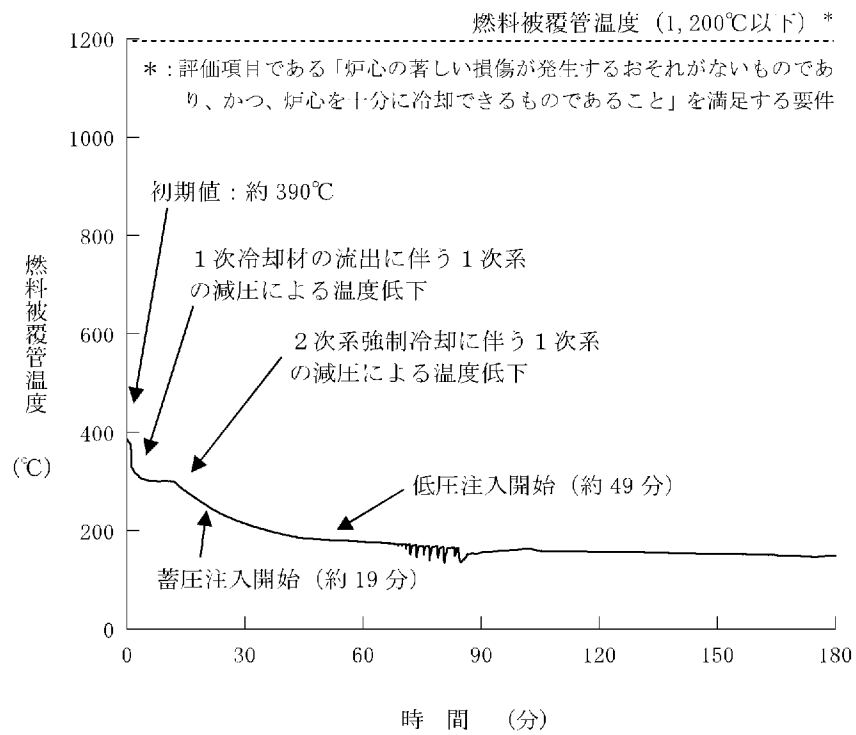
第 7.1.6.28 図 破断流量の推移 (2 inch 破断)



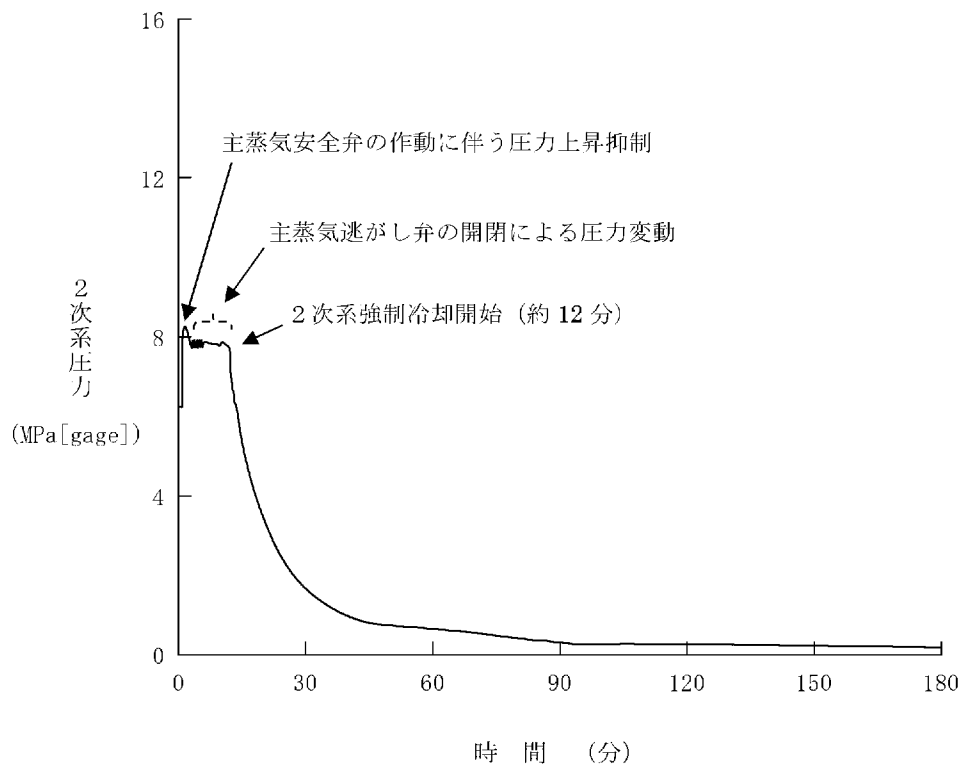
第 7. 1. 6. 29 図 気泡炉心水位の推移（2 inch 破断）



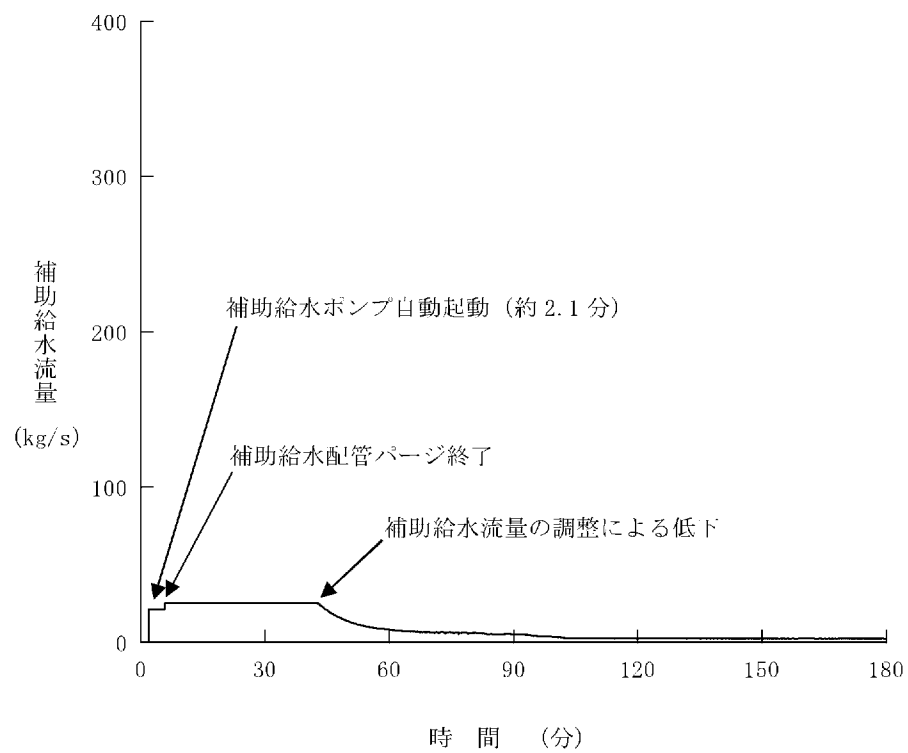
第 7. 1. 6. 30 図 炉心入口流量の推移（2 inch 破断）



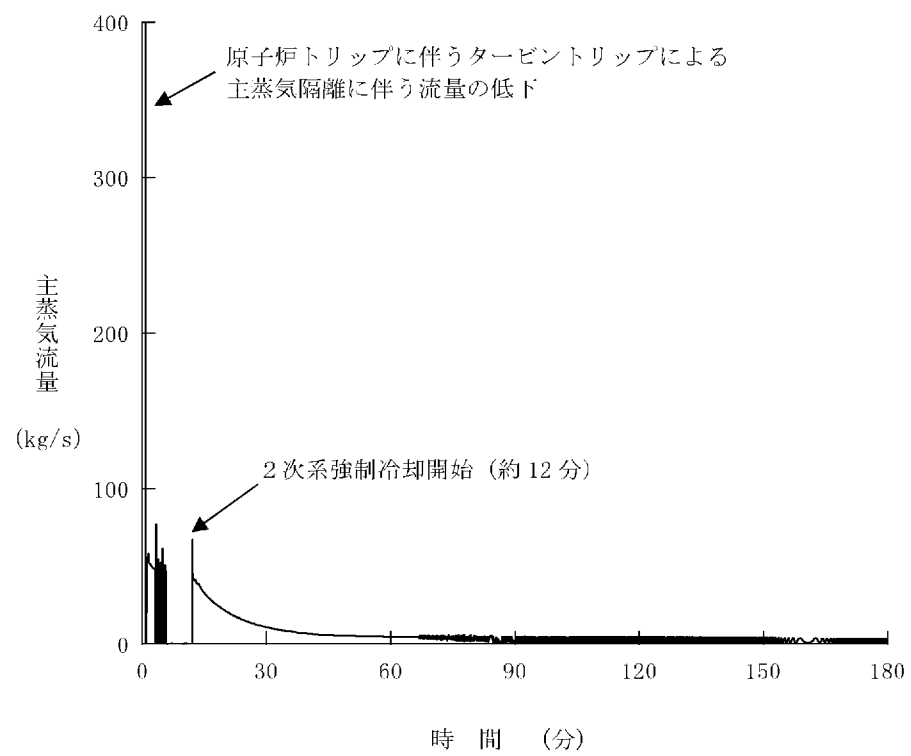
第 7. 1. 6. 31 図 燃料被覆管温度の推移 (2 inch 破断)



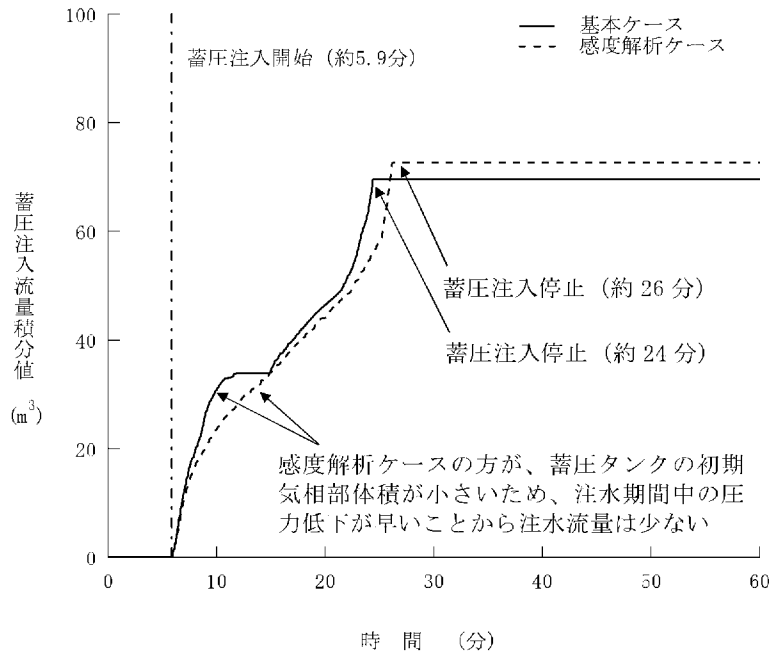
第7.1.6.32図 2次系圧力の推移 (2 inch 破断)



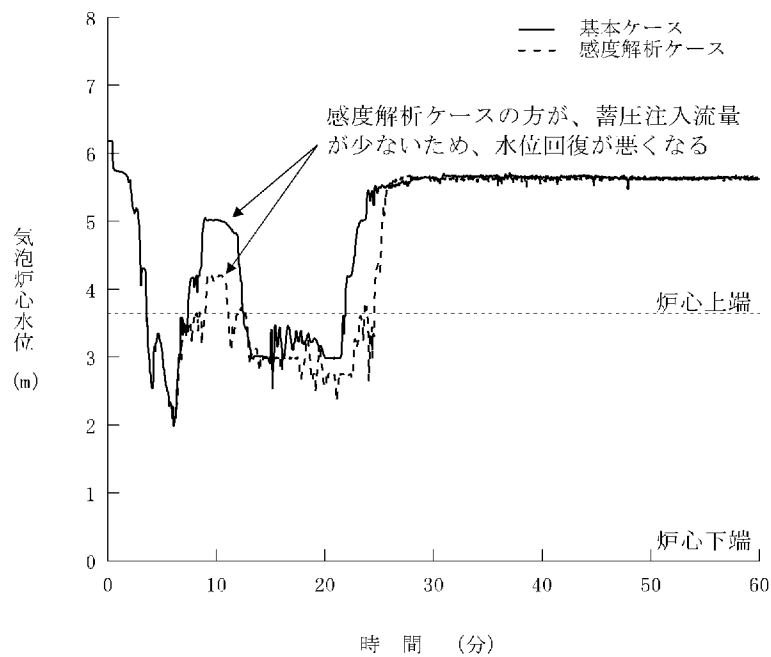
第7.1.6.33図 補助給水流量の推移 (2 inch 破断)



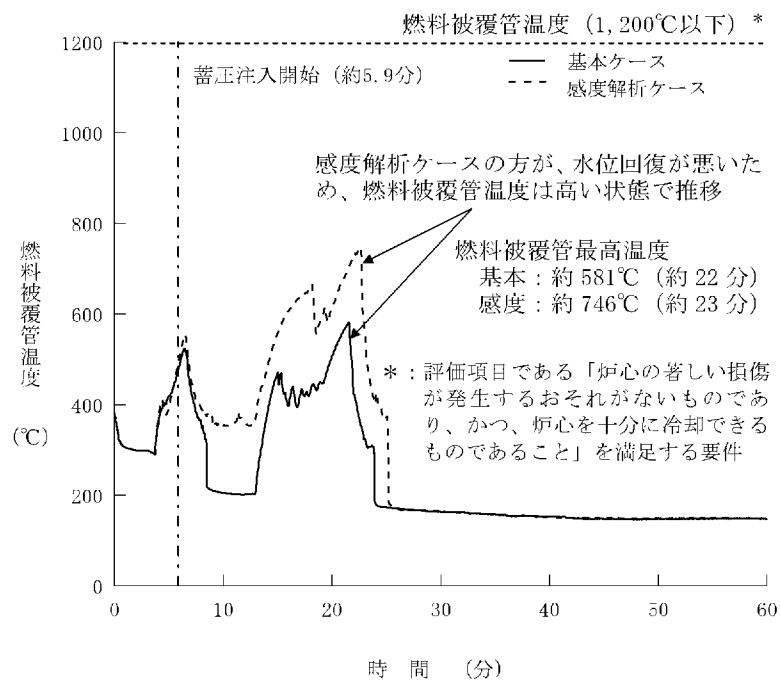
第 7.1.6.34 図 主蒸気流量の推移 (2 inch 破断)



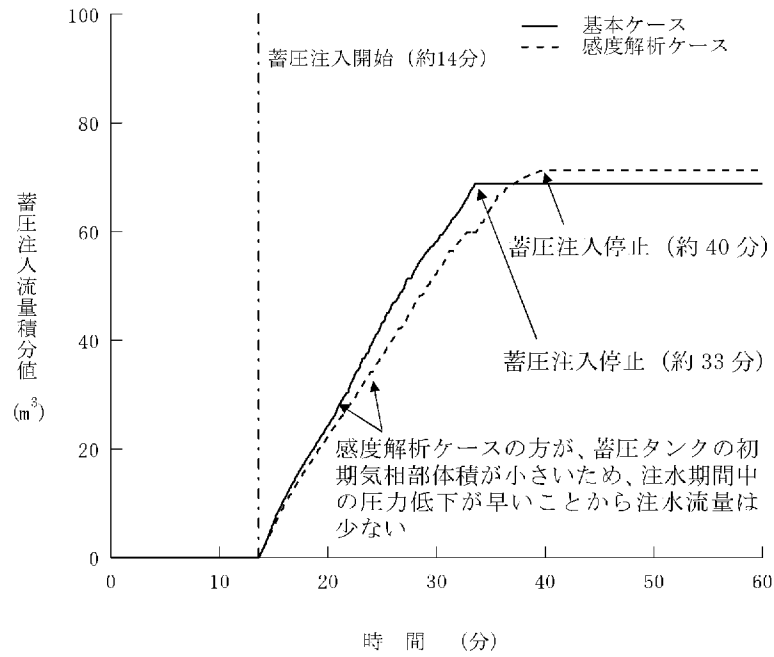
第 7.1.6.35 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (6 inch 破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



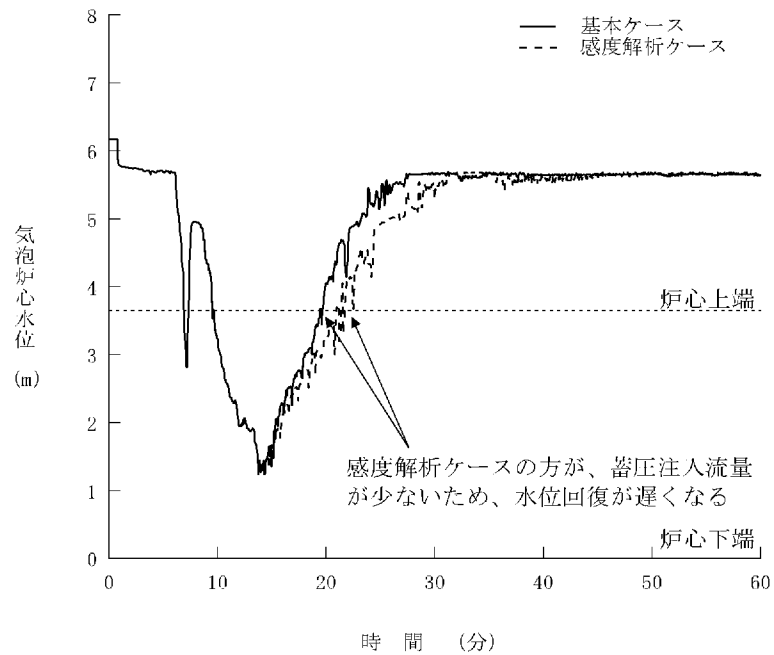
第 7.1.6.36 図 気泡炉心水位の推移 (6 inch 破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



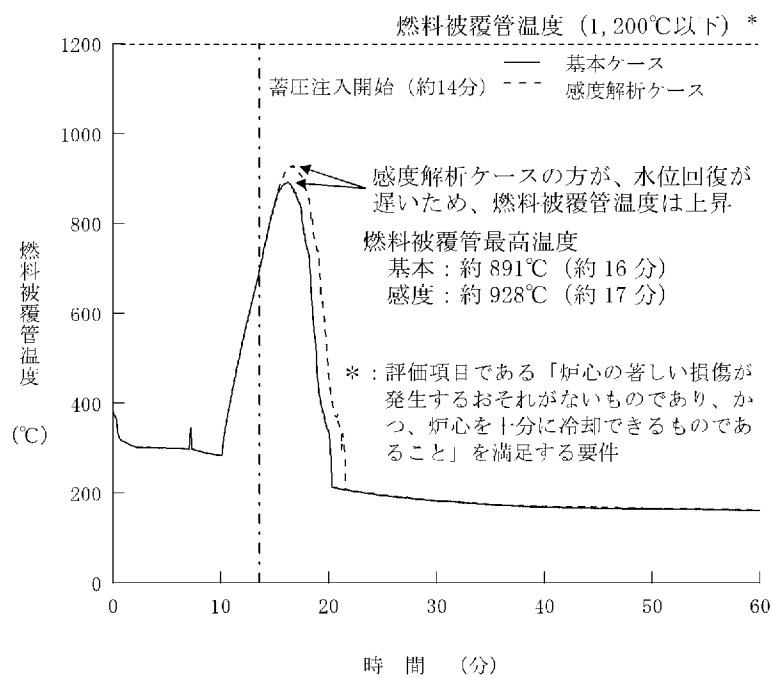
第 7.1.6.37 図 燃料被覆管温度の推移 (6 inch 破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



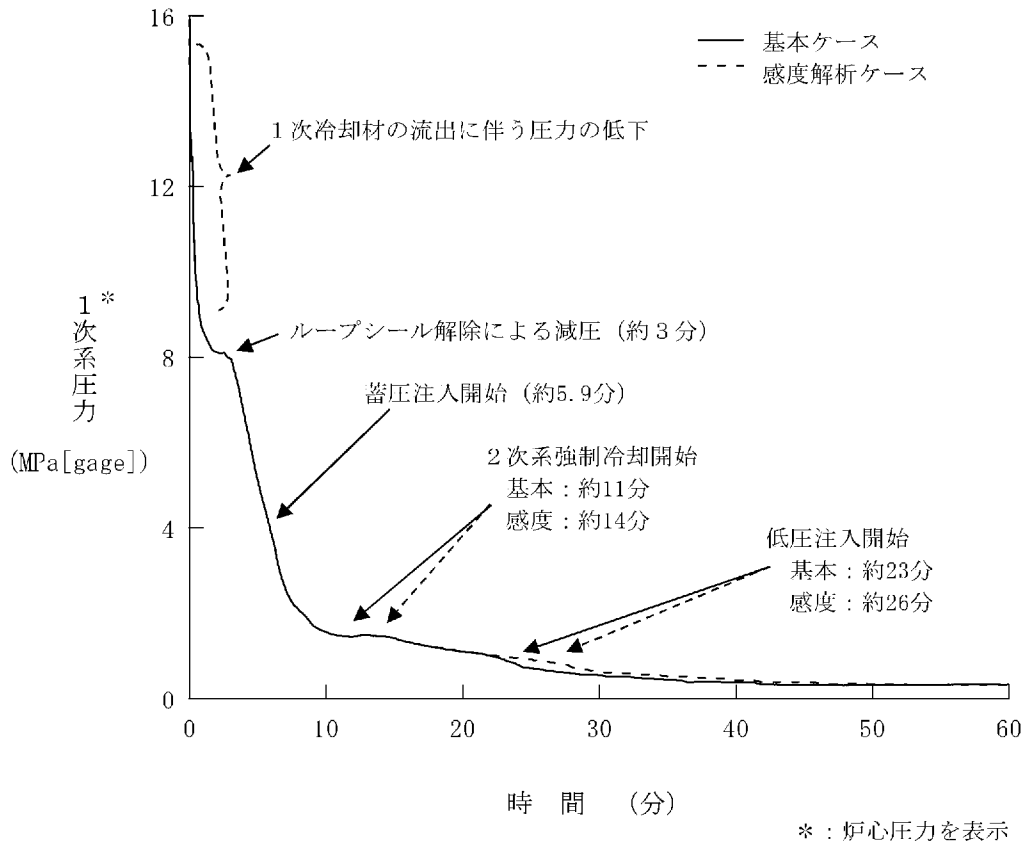
第 7.1.6.38 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 inch 破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



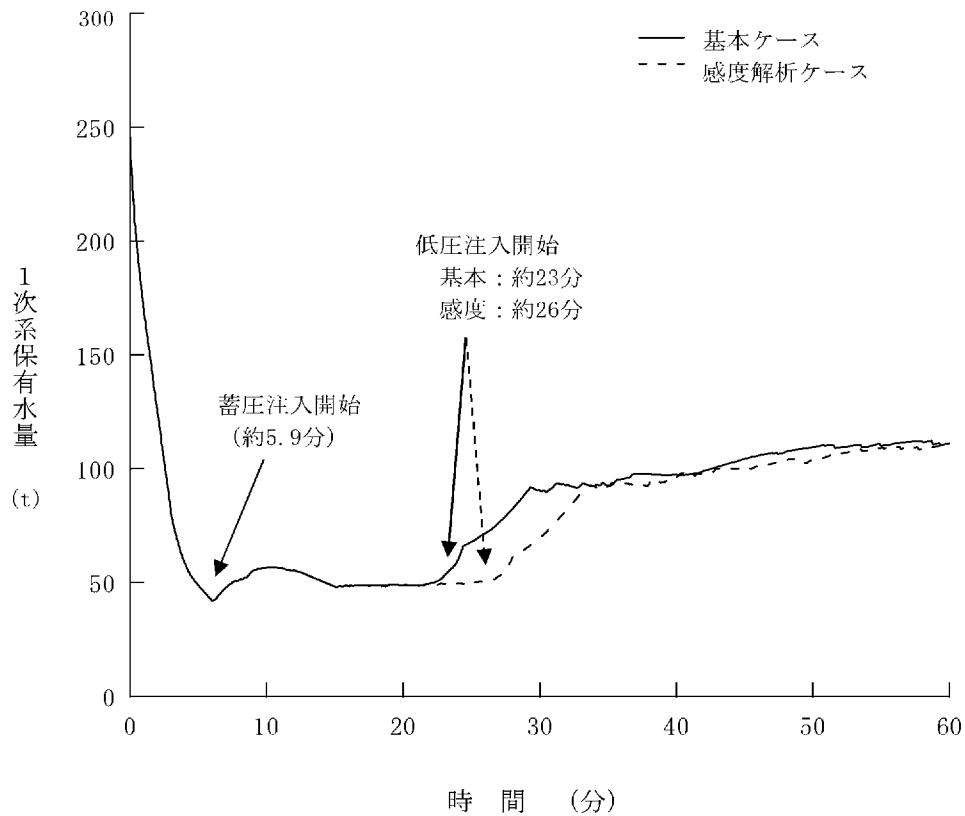
第 7.1.6.39 図 気泡炉心水位の推移 (4 inch 破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



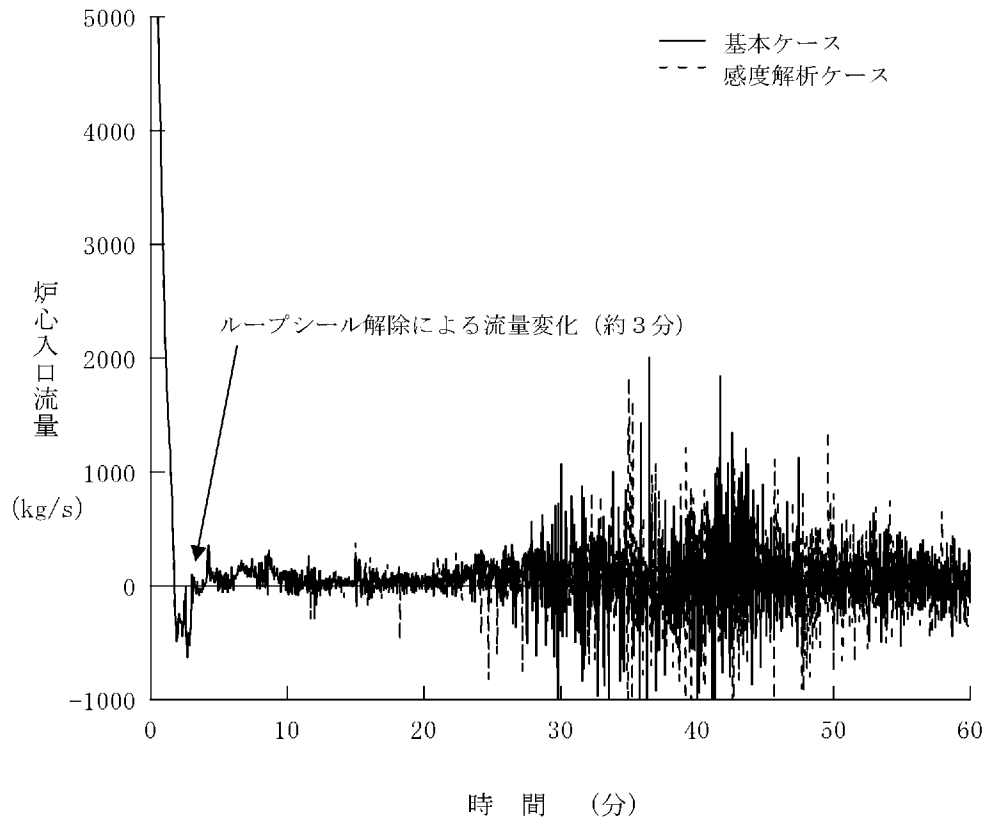
第 7.1.6.40 図 燃料被覆管温度の推移 (4 inch 破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



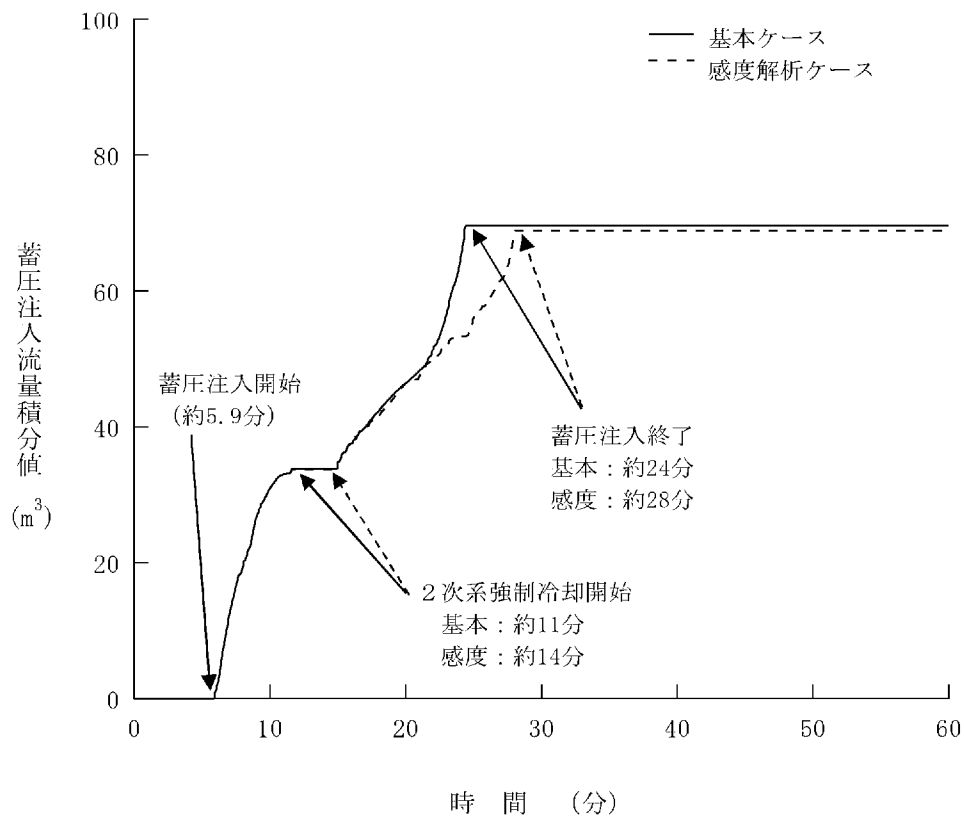
第 7.1.6.41 図 1次系圧力の推移 (6 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



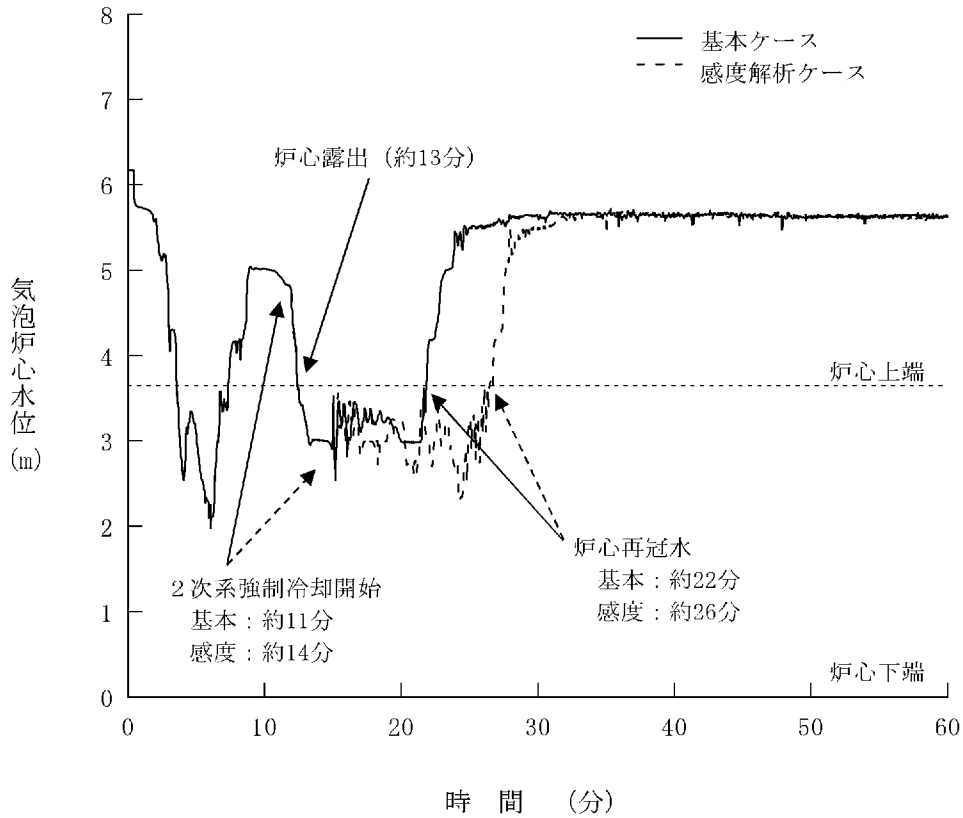
第 7.1.6.42 図 1次系保有水量の推移 (6 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



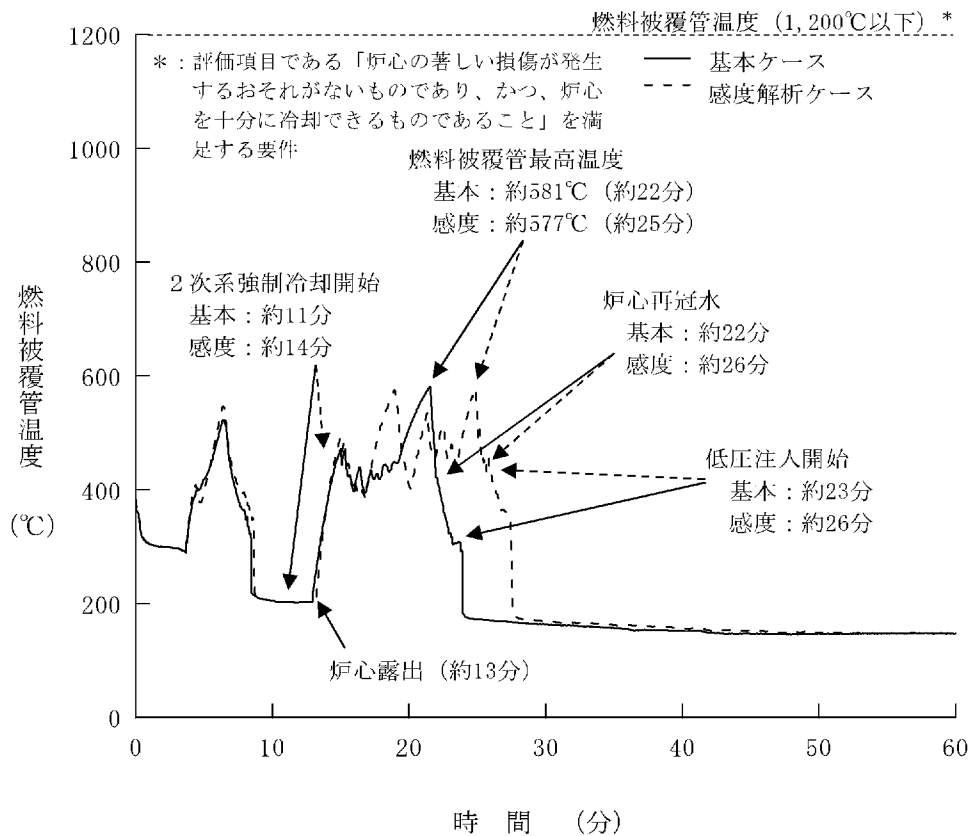
第7.1.6.43 図 炉心入口流量の推移 (6 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



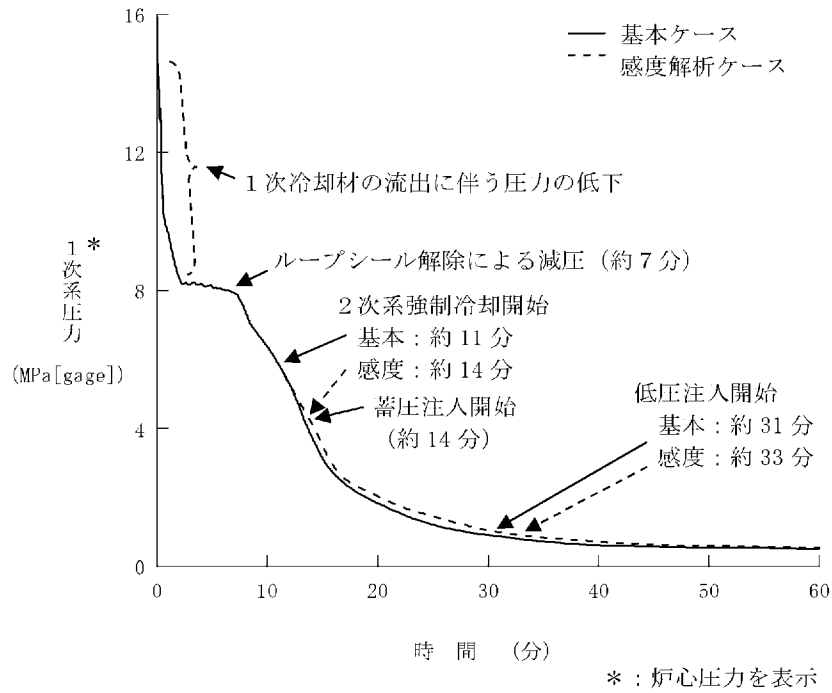
第7.1.6.44 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (6 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



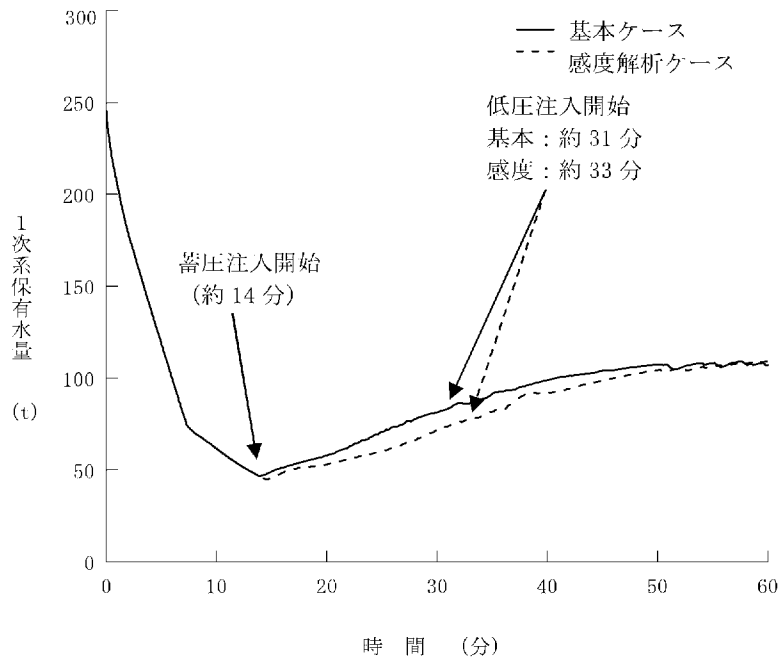
第 7.1.6.45 図 気泡炉心水位の推移（6 inch 破断）
（2次系強制冷却操作時間余裕確認）



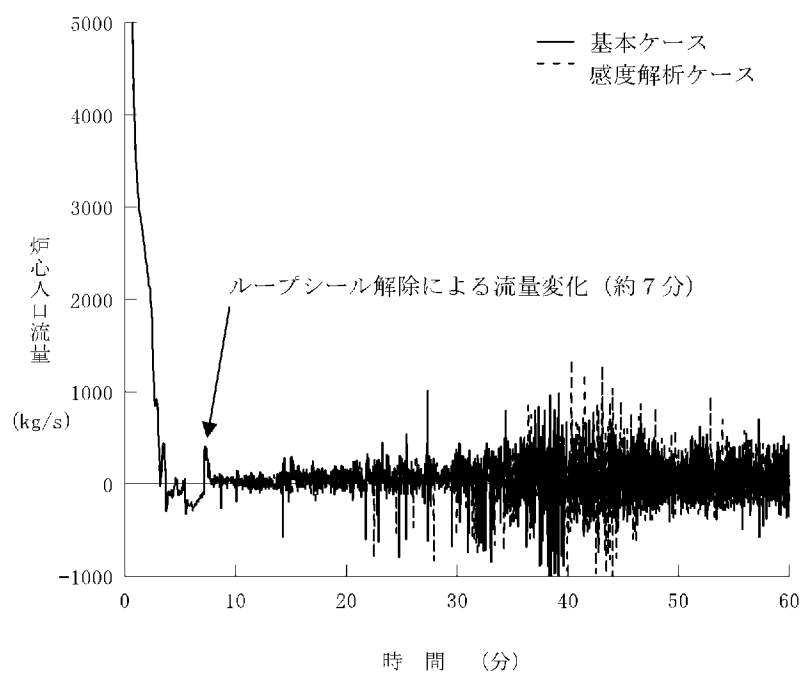
第 7.1.6.46 図 燃料被覆管温度の推移（6 inch 破断）
（2次系強制冷却操作時間余裕確認）



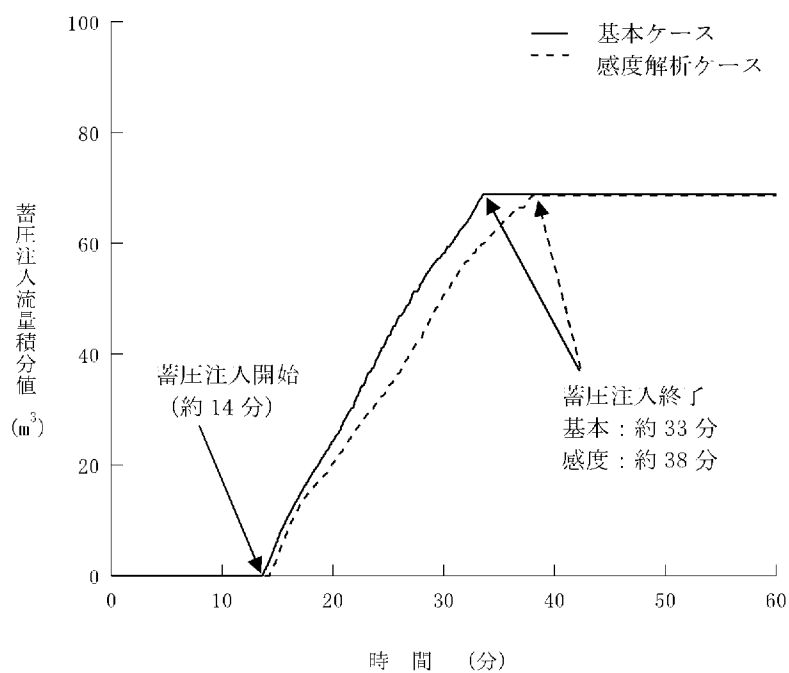
第7.1.6.47図 1次系圧力の推移 (4 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



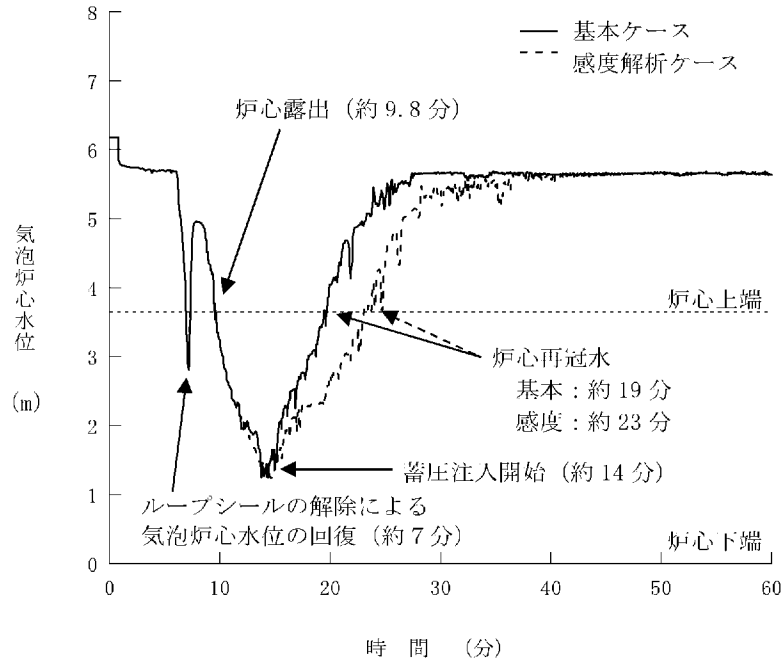
第7.1.6.48図 1次系保有水量の推移 (4 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



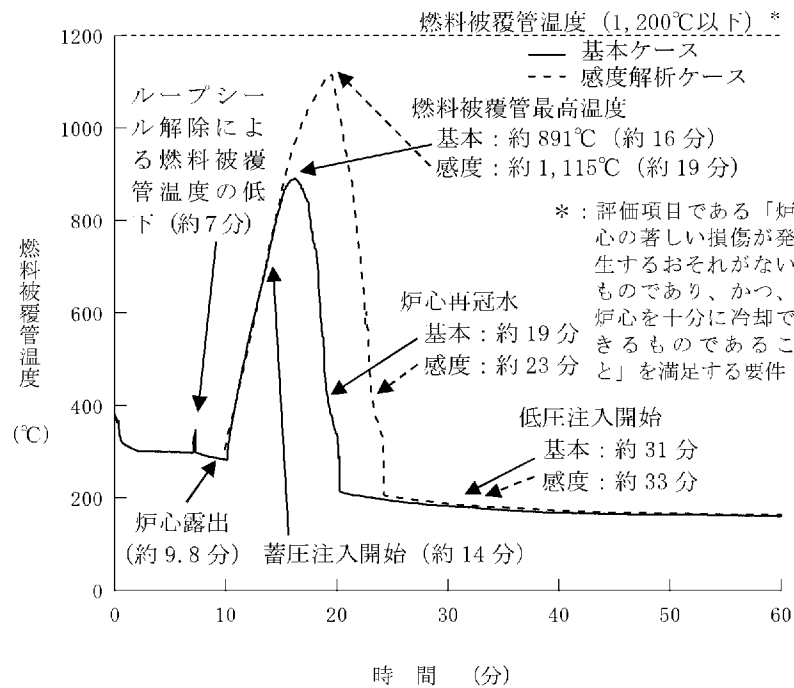
第 7.1.6.49 図 炉心入口流量の推移 (4 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



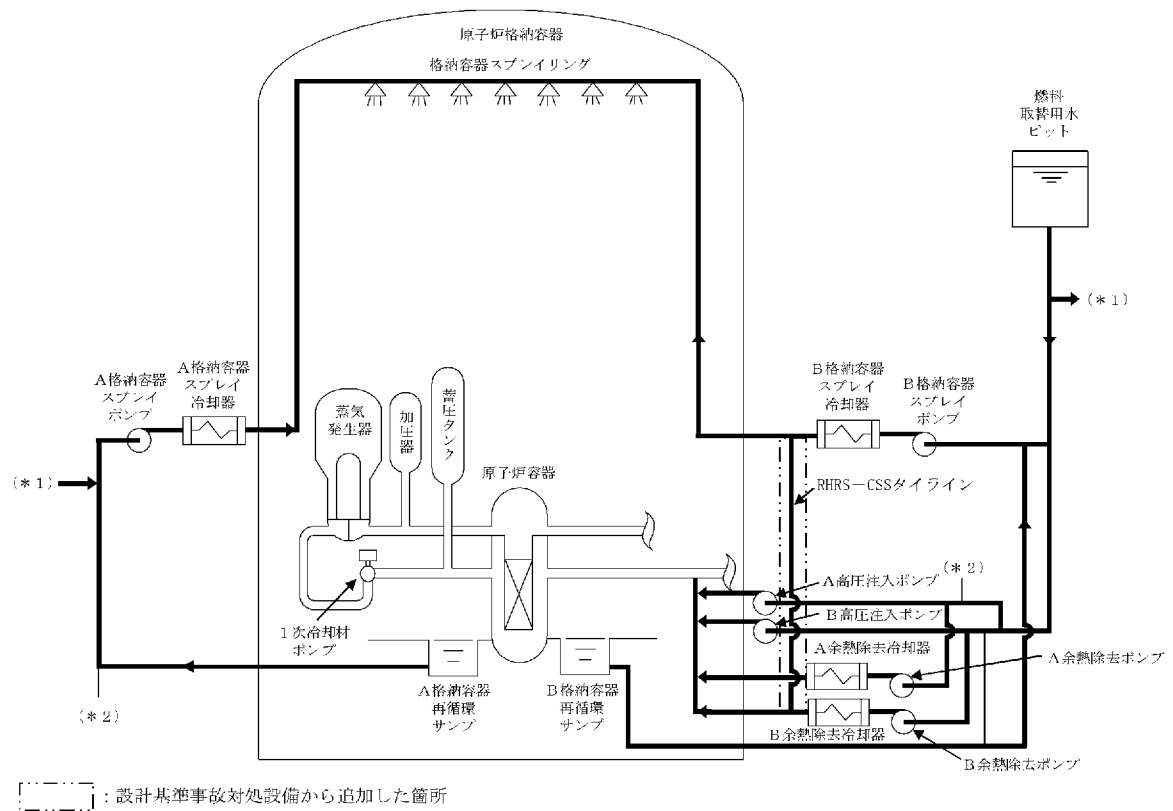
第 7.1.6.50 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



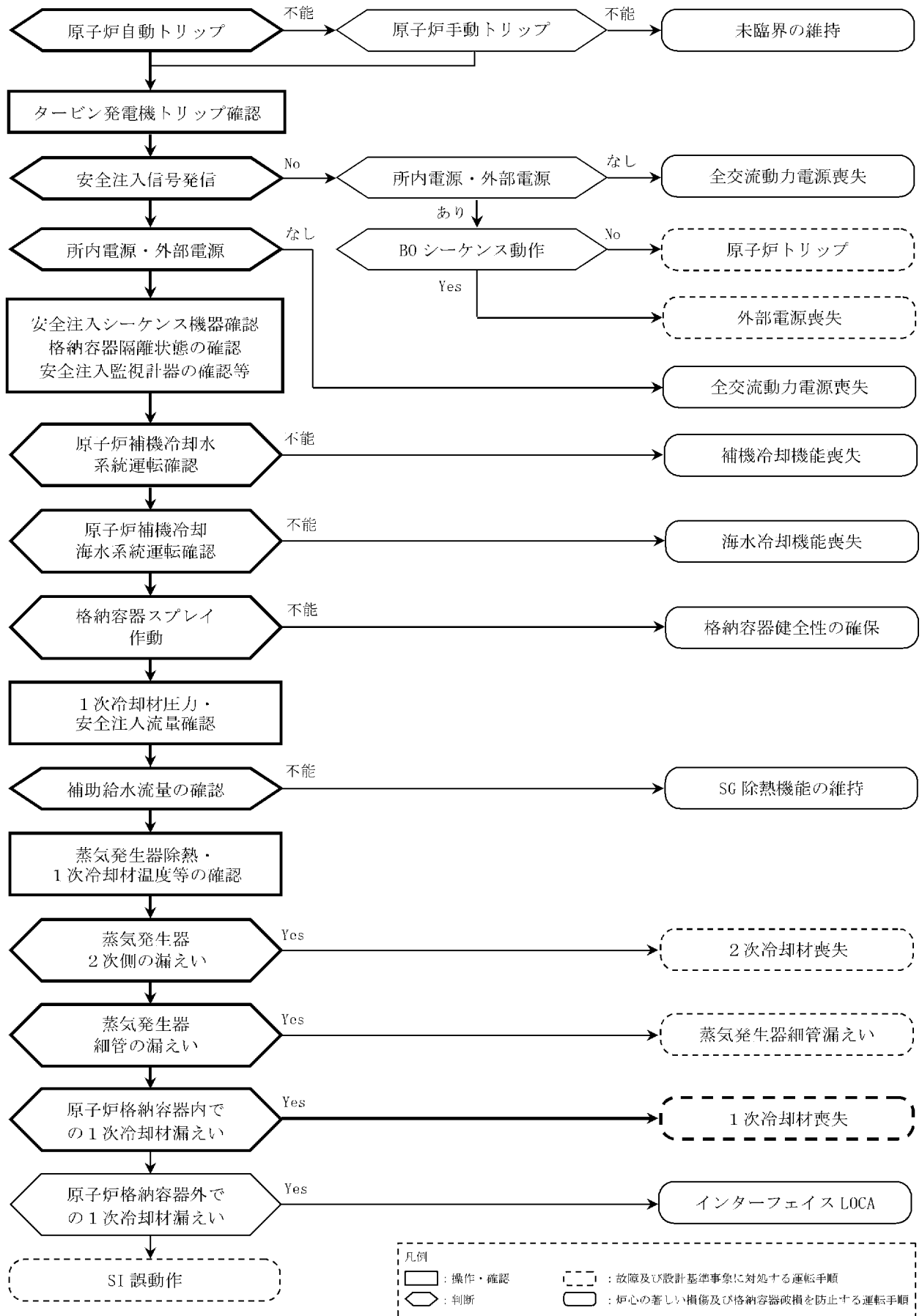
第 7.1.6.51 図 気泡炉心水位の推移 (4 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



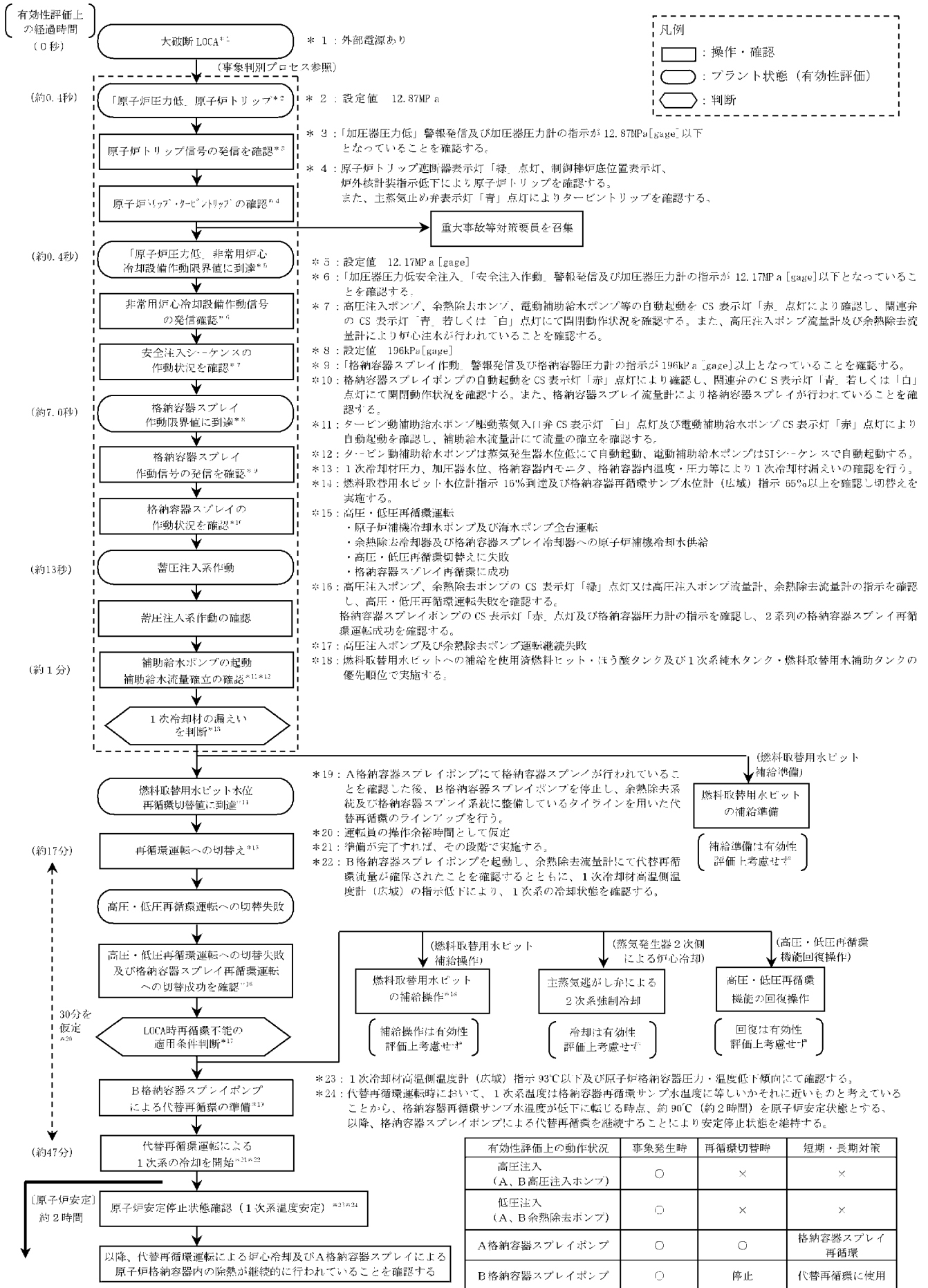
第 7.1.6.52 図 燃料被覆管温度の推移 (4 inch 破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



第 7.1.7.1 図 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.7.2 図 「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要
(事象判別プロセス)



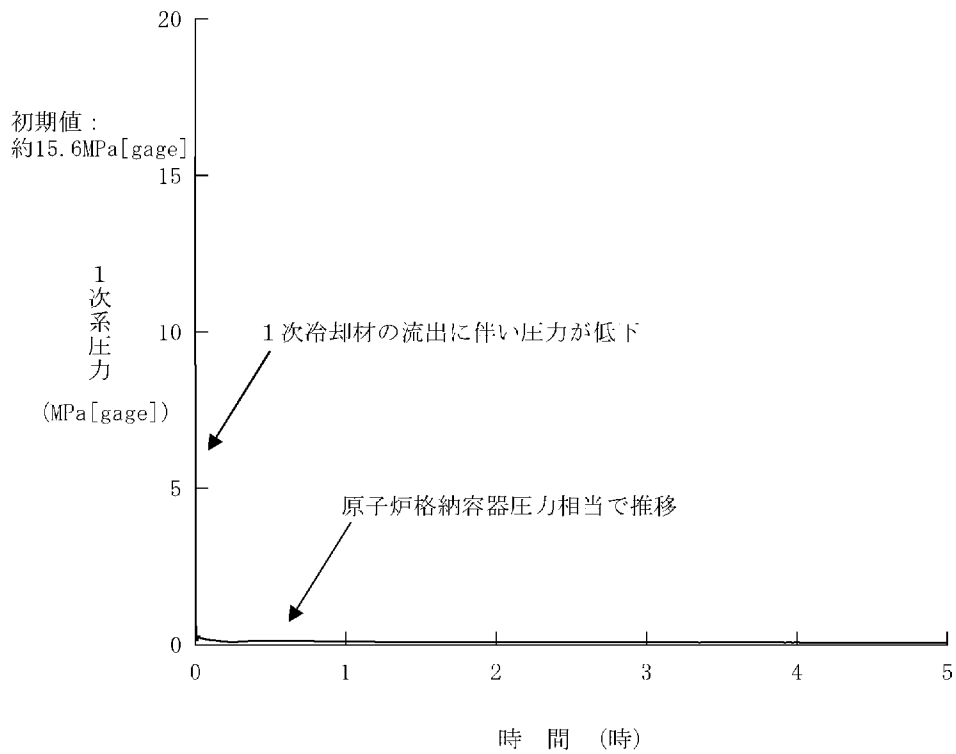
第 7.1.7.3 図 「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要
 (「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
			10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120			
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	事後発生 原子炉トリップ 約17分 高圧注入・低圧注入終了 高圧・低圧再循環切替失敗 約47分 代替再循環開始 余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に 整備しているタイラインを用いた代替再循 環による炉心冷却 約2時間 以降炉心が安定 プラント状態判断 大破断LOCA判断														
状況判断	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況の確認 ●大破断LOCA確認 ●補助給水ポンプ起動確認 ●補助給水流量確立の確認 (中央制御室確認)	10分														
再循環切替操作	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ●再循環切替準備 ●再循環切替操作 (中央制御室操作)	12分	3分													
高圧・低圧再循環機能回復操作	運転員A	<ul style="list-style-type: none"> ●高圧・低圧再循環切替失敗原因調査 (中央制御室操作)															
	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員E	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/再循環切替失敗原因調査 (現場操作)															
	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員F	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/再循環切替失敗原因調査 (現場操作)															
2次系強制冷却	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> ●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)															
燃料取替用水ビット補給操作	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員G、H	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/燃料取替用水ビット補給系統構成 (現場操作)	20分														
	重大事故等対策要員(初動)係修対応要員	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/燃料取替用水ビット補給準備 (ディスタンスピース取替) (現場操作) 	30分														
	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> ●燃料取替用水ビット補給操作 (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C、D	<ul style="list-style-type: none"> ●現地移動/格納容器スプレイポンプによる代替再循環系統構成 (現場操作)	12分*1														
	運転員B	<ul style="list-style-type: none"> ●格納容器スプレイポンプによる代替再循環系統確認/代替再循環開始 (中央制御室操作)	10分*2														

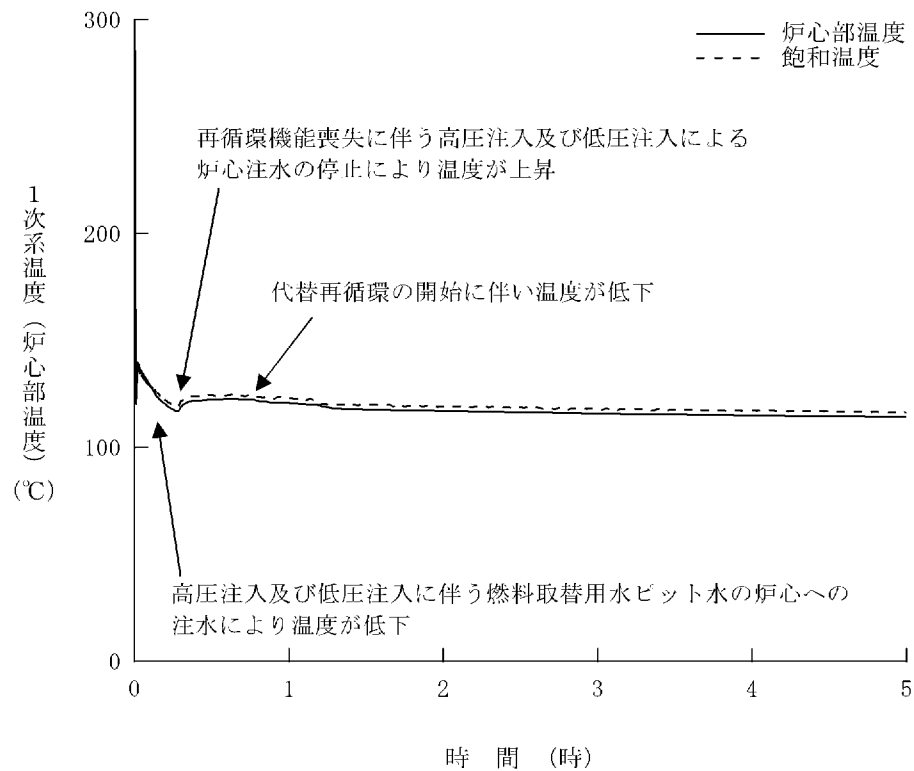
*各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
 (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

*1: 移動10分、弁操作2分(流量制限オリフィスにより流量調整不要)
 *2: 系統確認5分、代替再循環開始5分

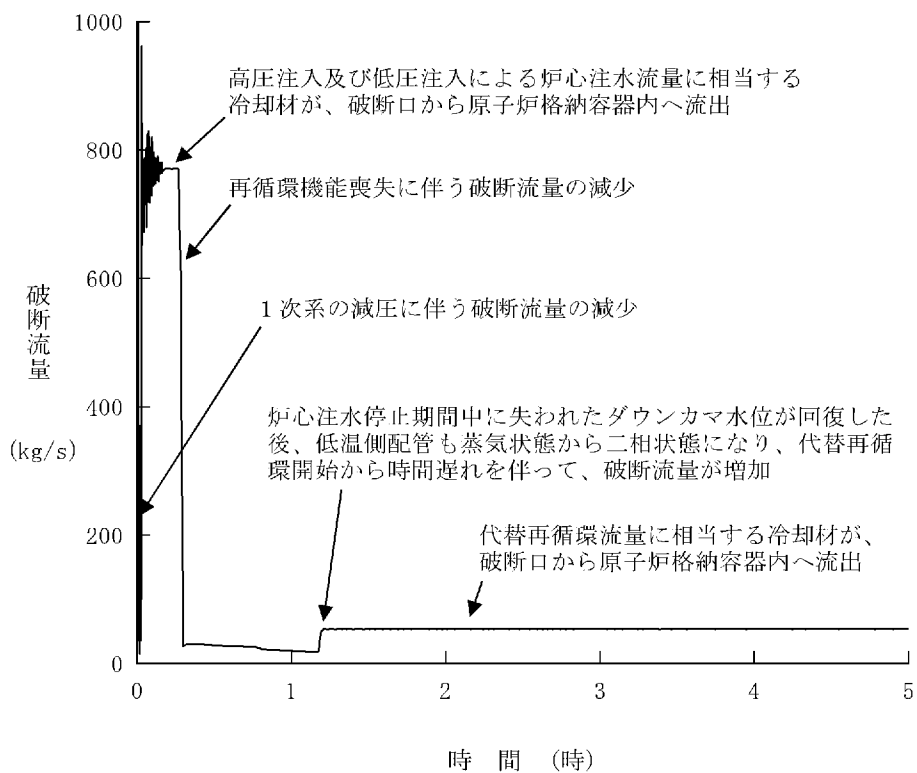
第7.1.7.4 図 「ECCS 再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)



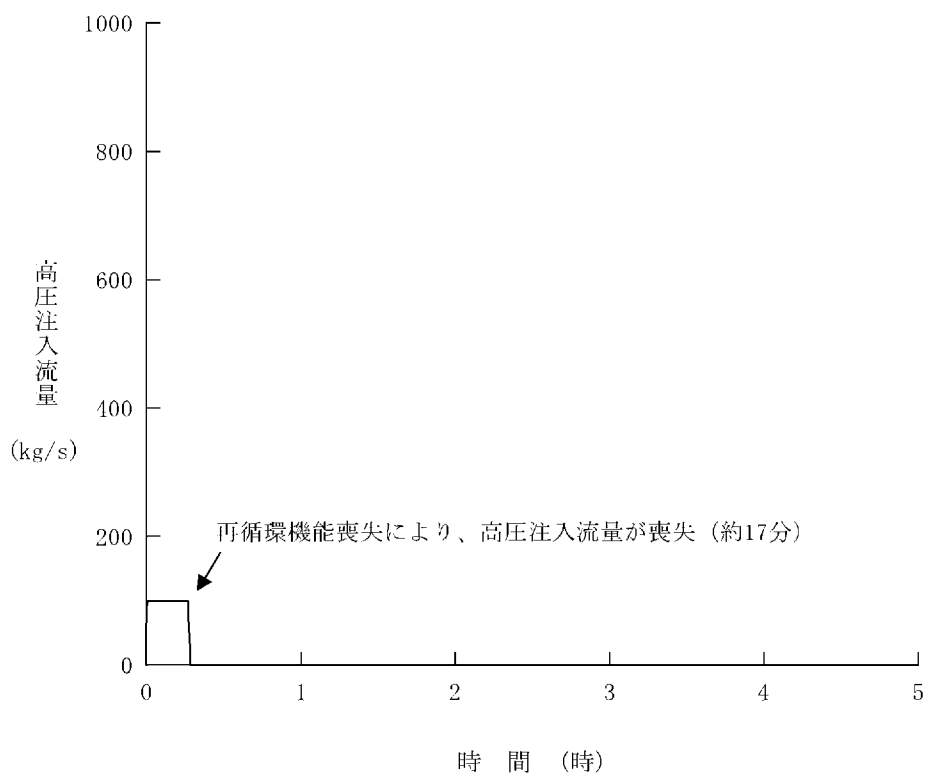
第 7.1.7.5 図 1次系圧力の推移



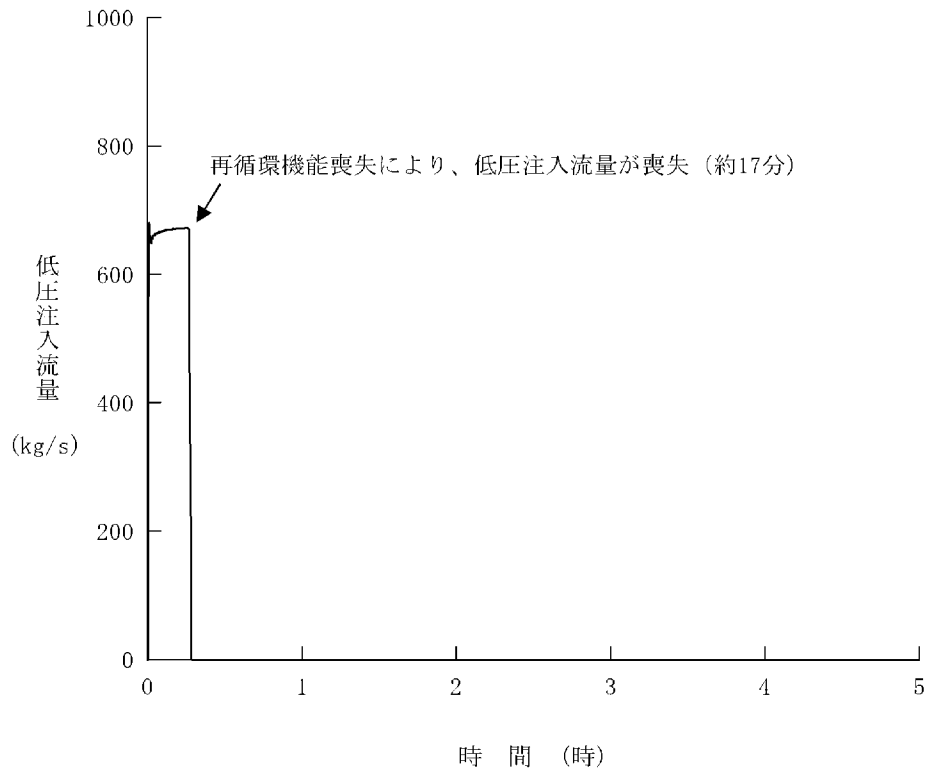
第 7.1.7.6 図 1次系温度（炉心部温度）の推移



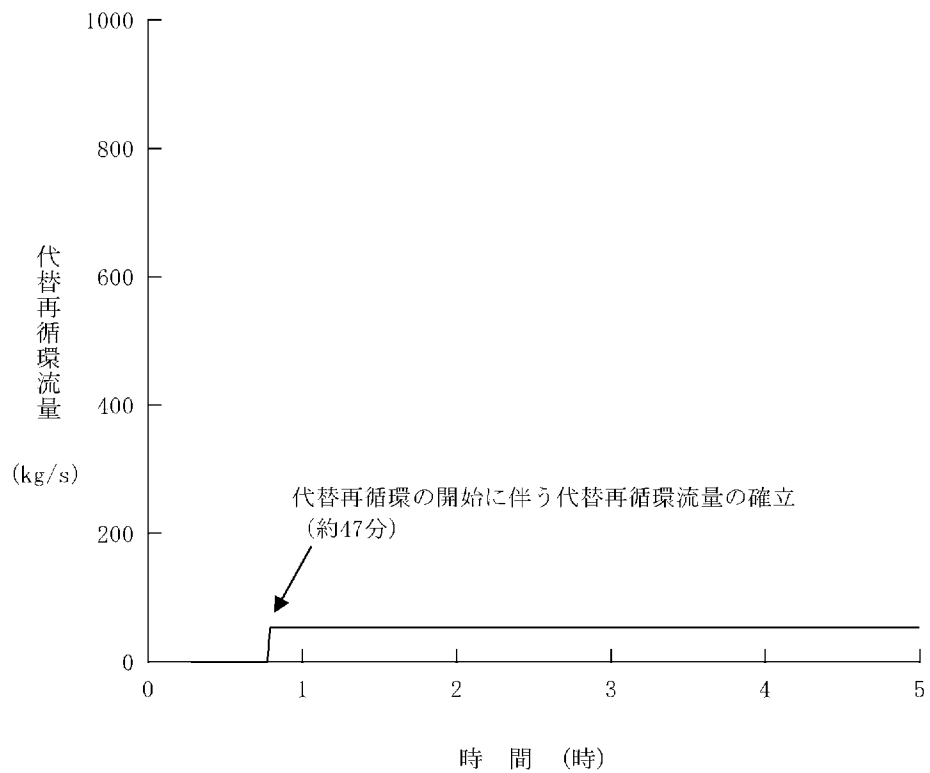
第 7.1.7.7 図 破断流量の推移



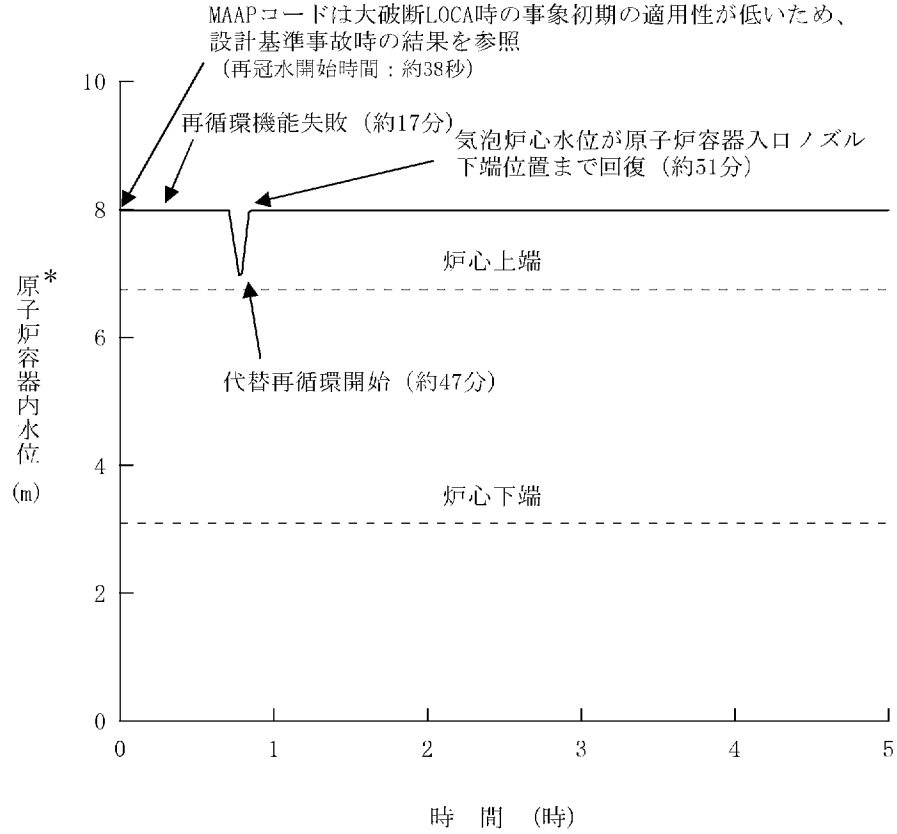
第 7.1.7.8 図 高圧注入流量の推移



第 7.1.7.9 図 低圧注入流量の推移

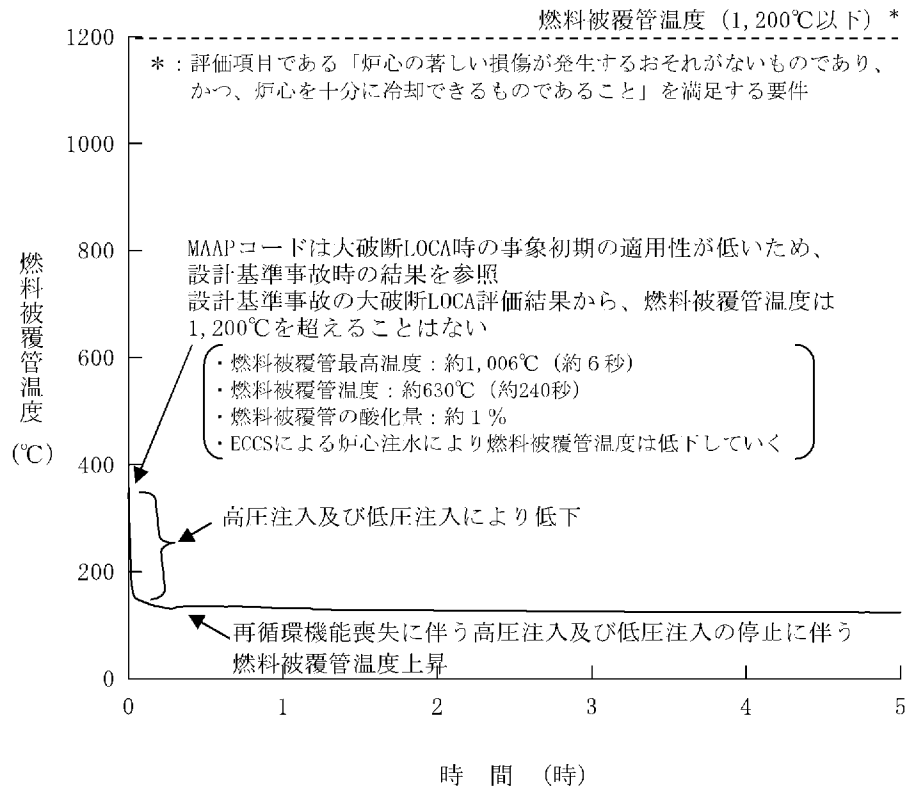


第 7.1.7.10 図 代替再循環流量の推移

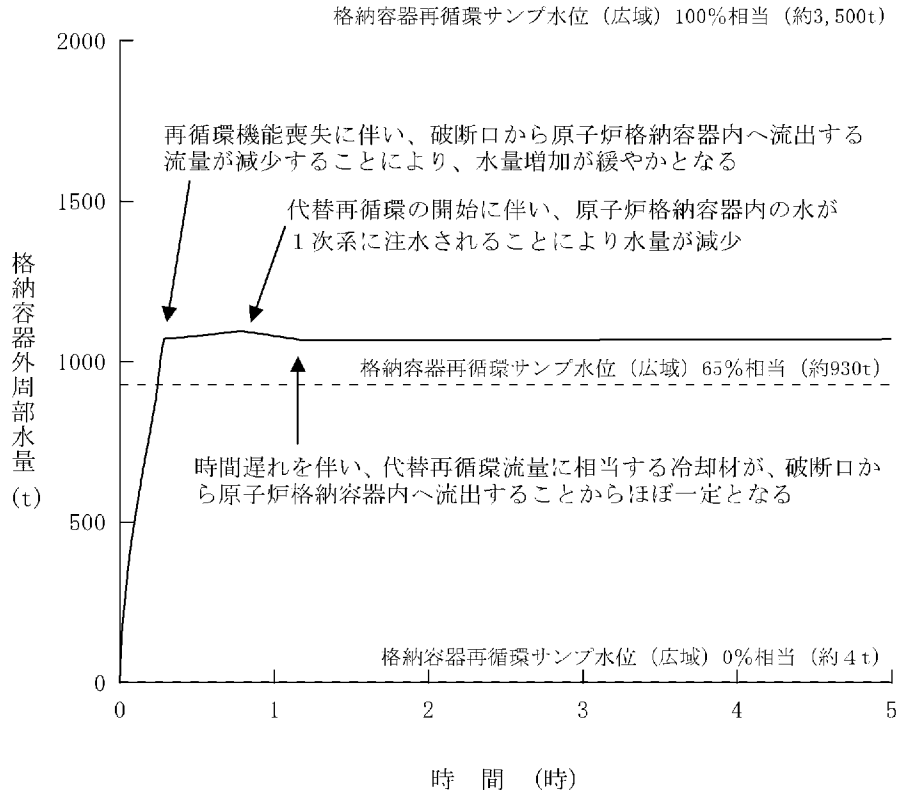


*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

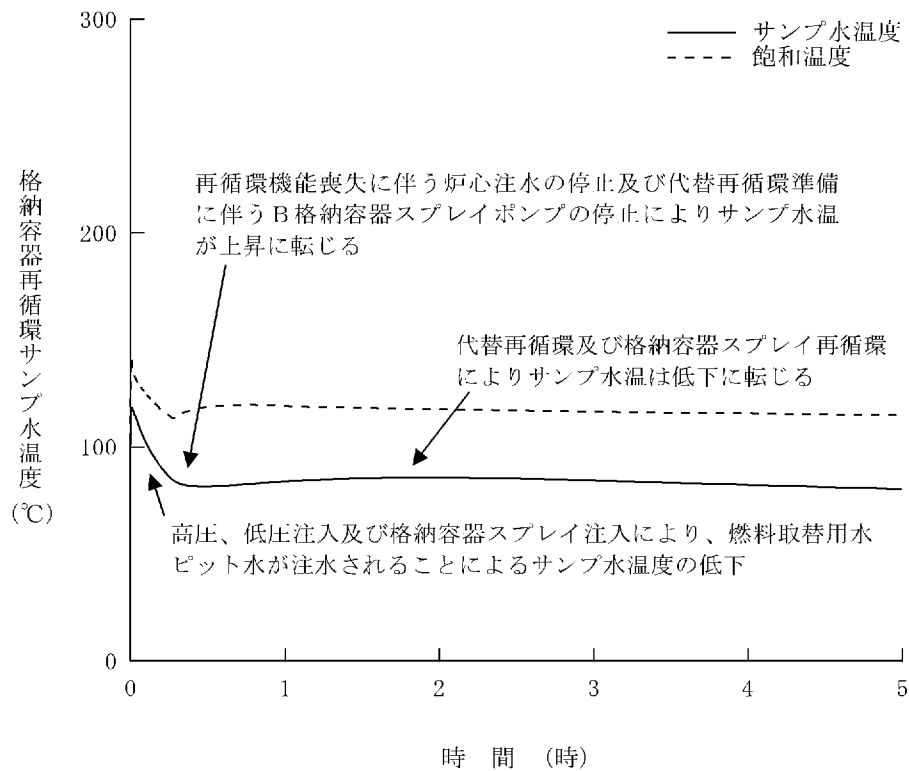
第 7. 1. 7. 11 図 原子炉容器内水位の推移



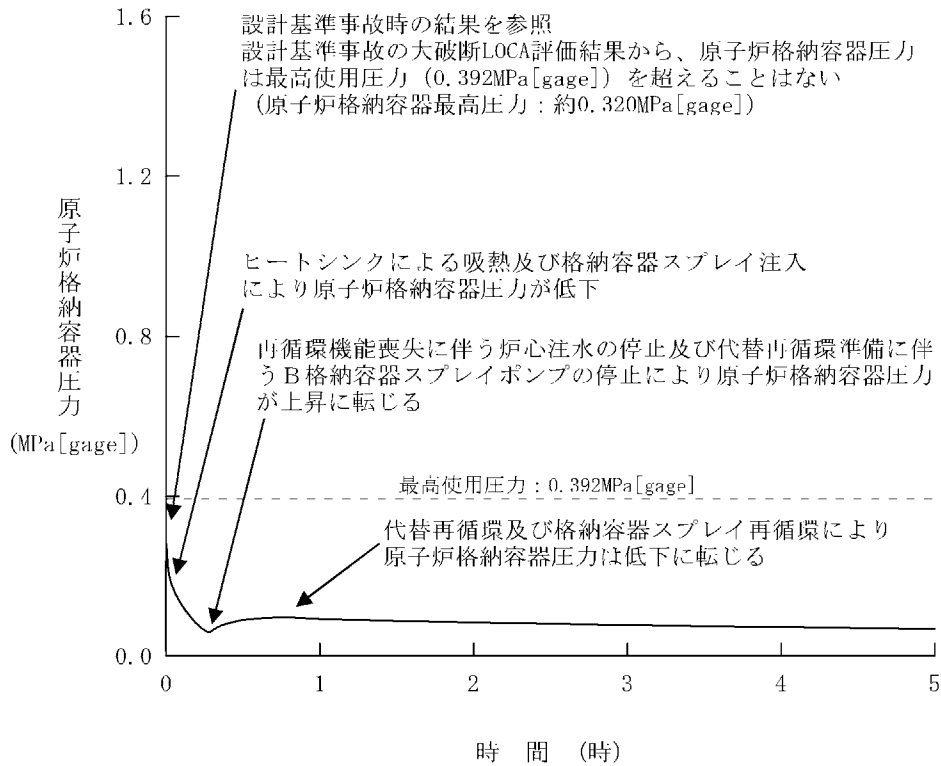
第 7. 1. 7. 12 図 燃料被覆管温度の推移



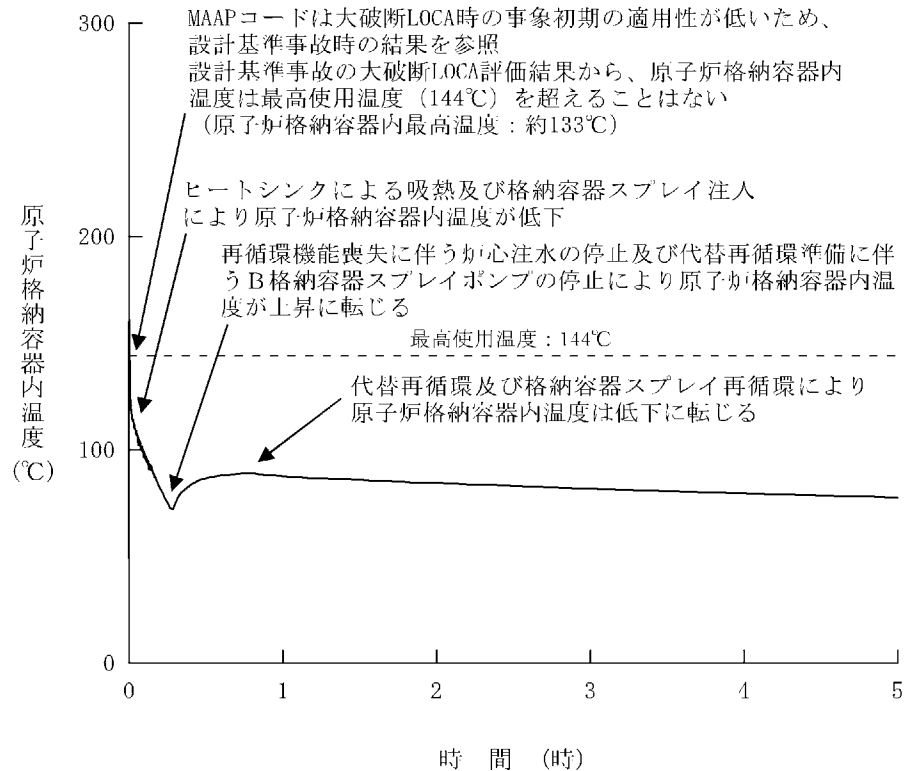
第 7.1.7.13 図 格納容器外周部水量の推移



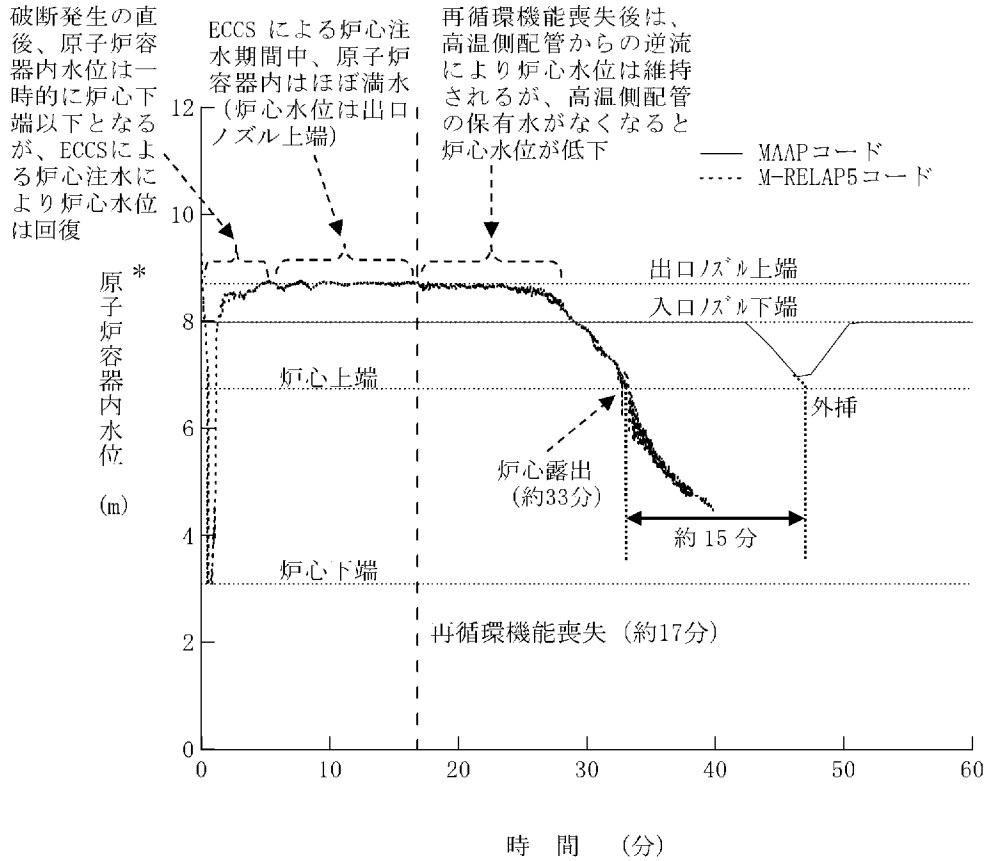
第 7.1.7.14 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



第 7.1.7.15 図 原子炉格納容器圧力の推移

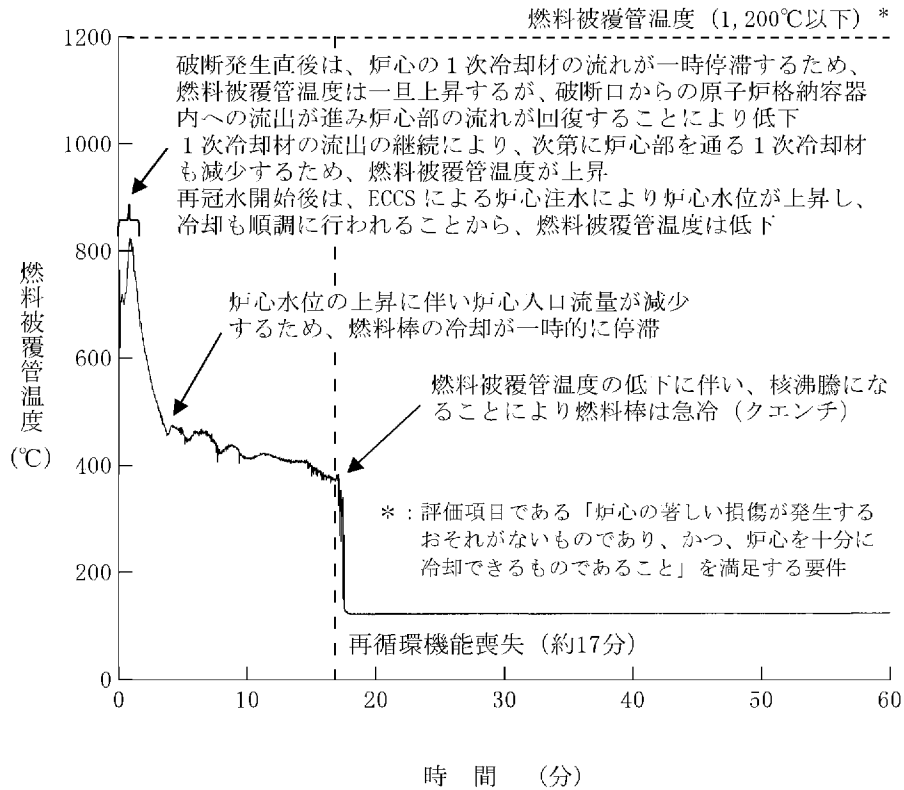


第 7.1.7.16 図 原子炉格納容器内温度の推移

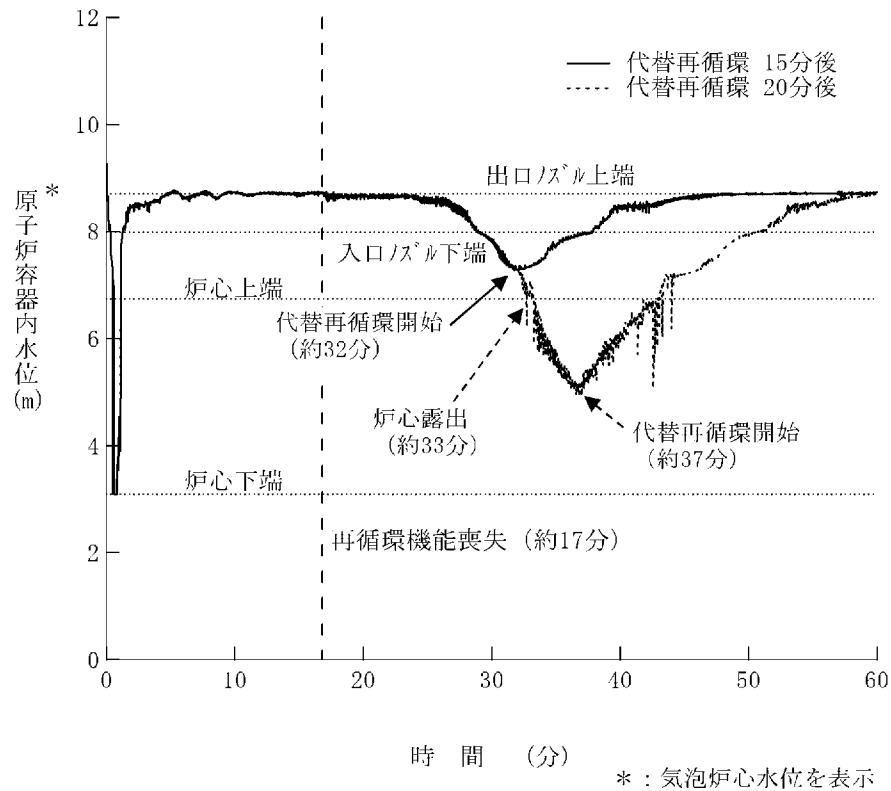


* : MAAP コードによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

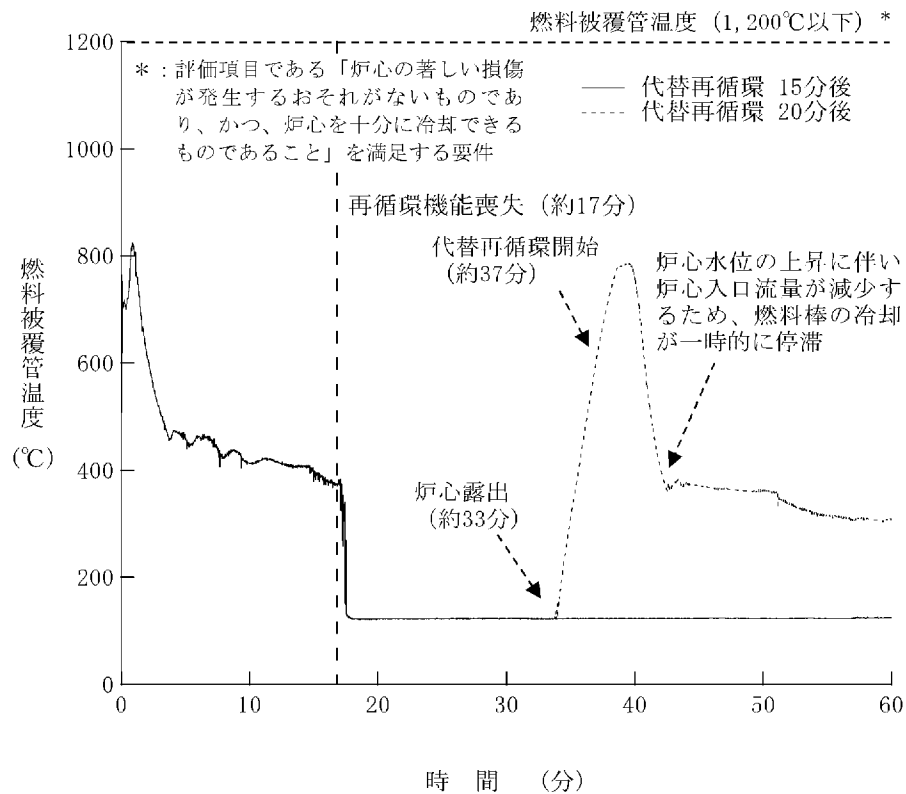
第 7. 1. 7. 17 図 原子炉容器内水位の推移 (コード間比較)



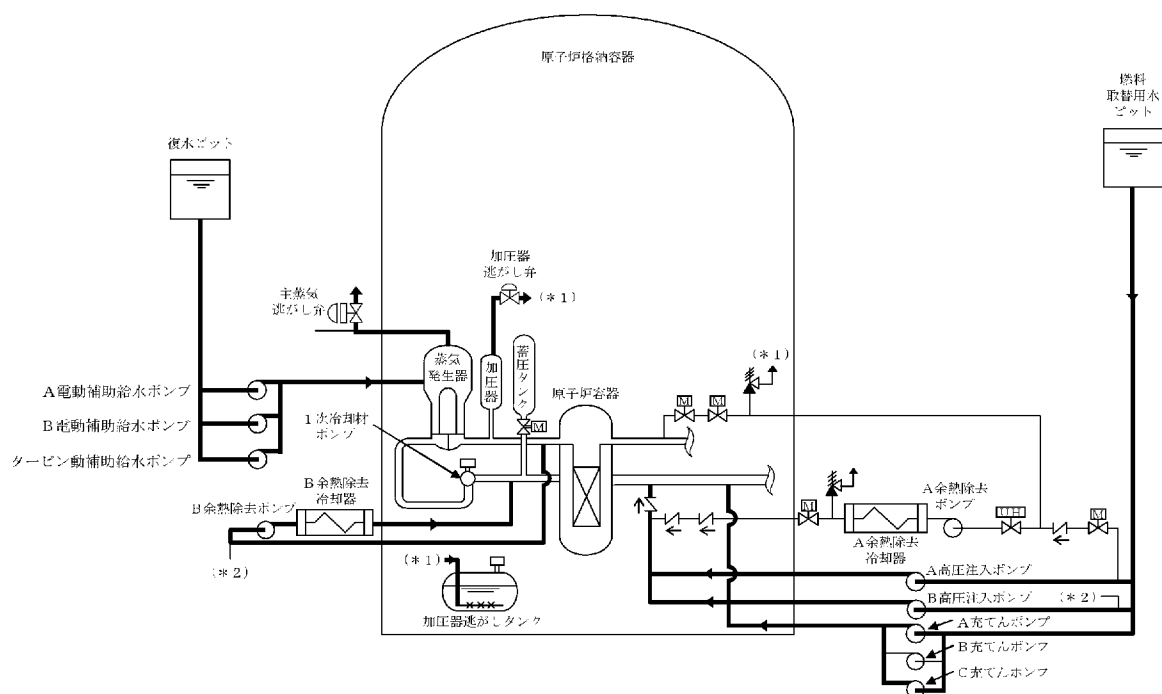
第 7. 1. 7. 18 図 燃料被覆管温度の推移 (M-RELAP5 コード)



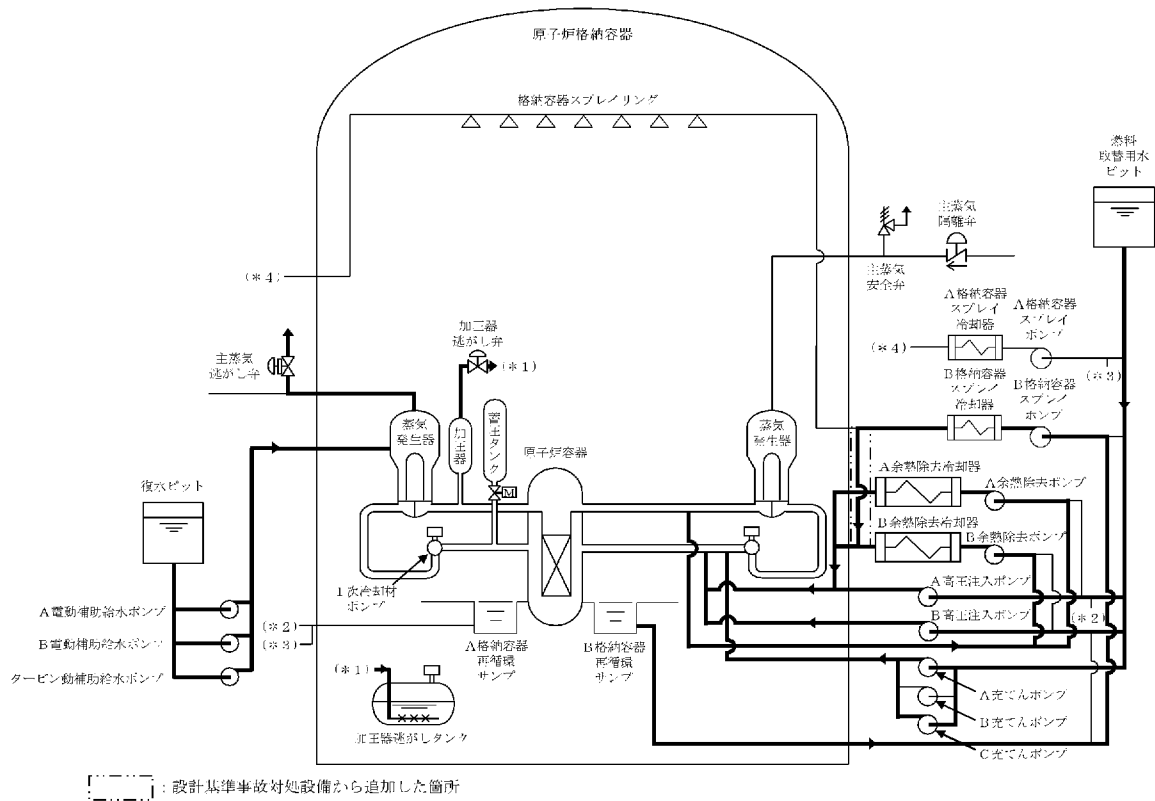
第 7.1.7.19 図 原子炉容器内水位の推移 (代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5 コード)



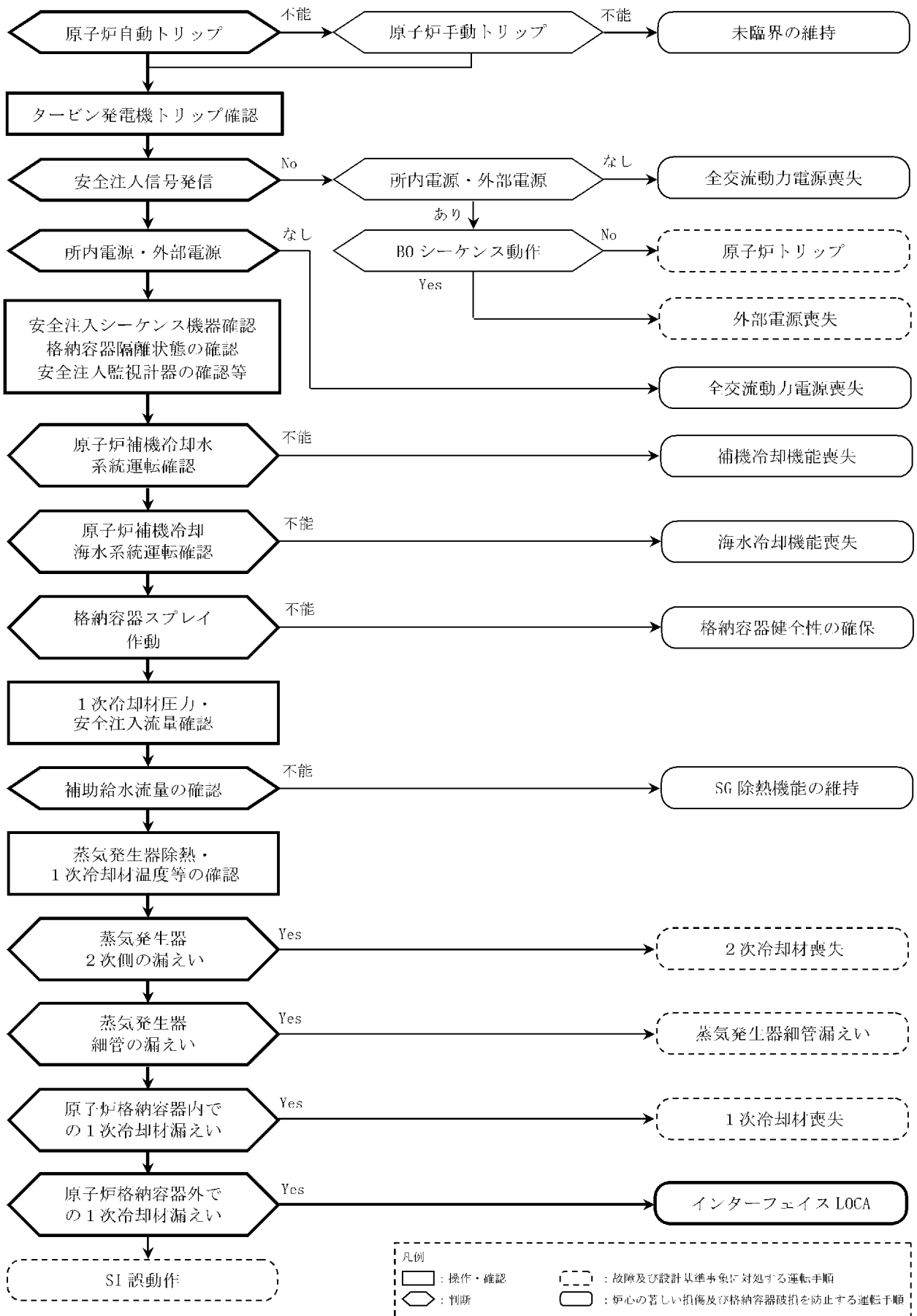
第 7.1.7.20 図 燃料被覆管温度の推移 (代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5 コード)



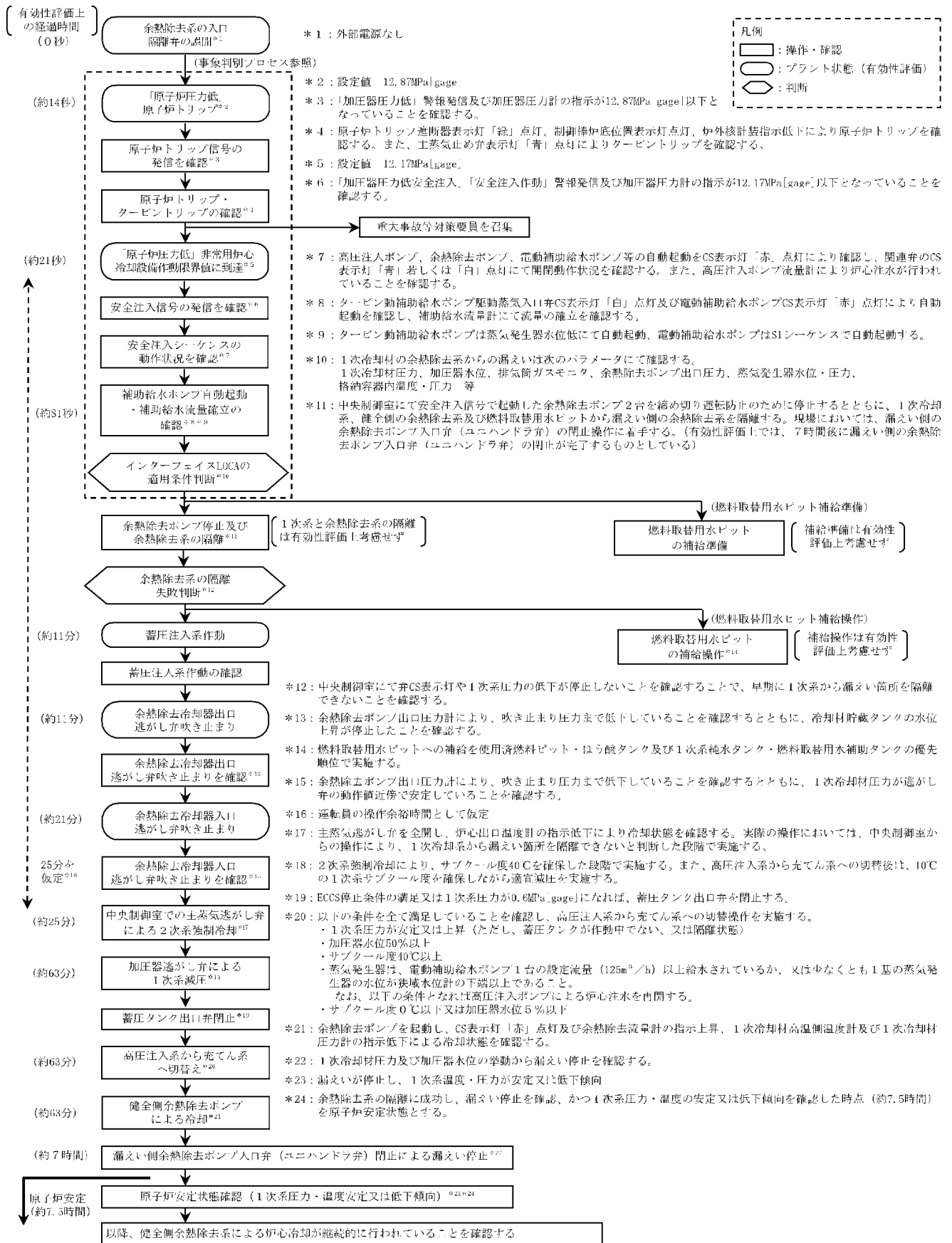
第 7.1.8.1 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」
の重大事故等対策の概略系統図



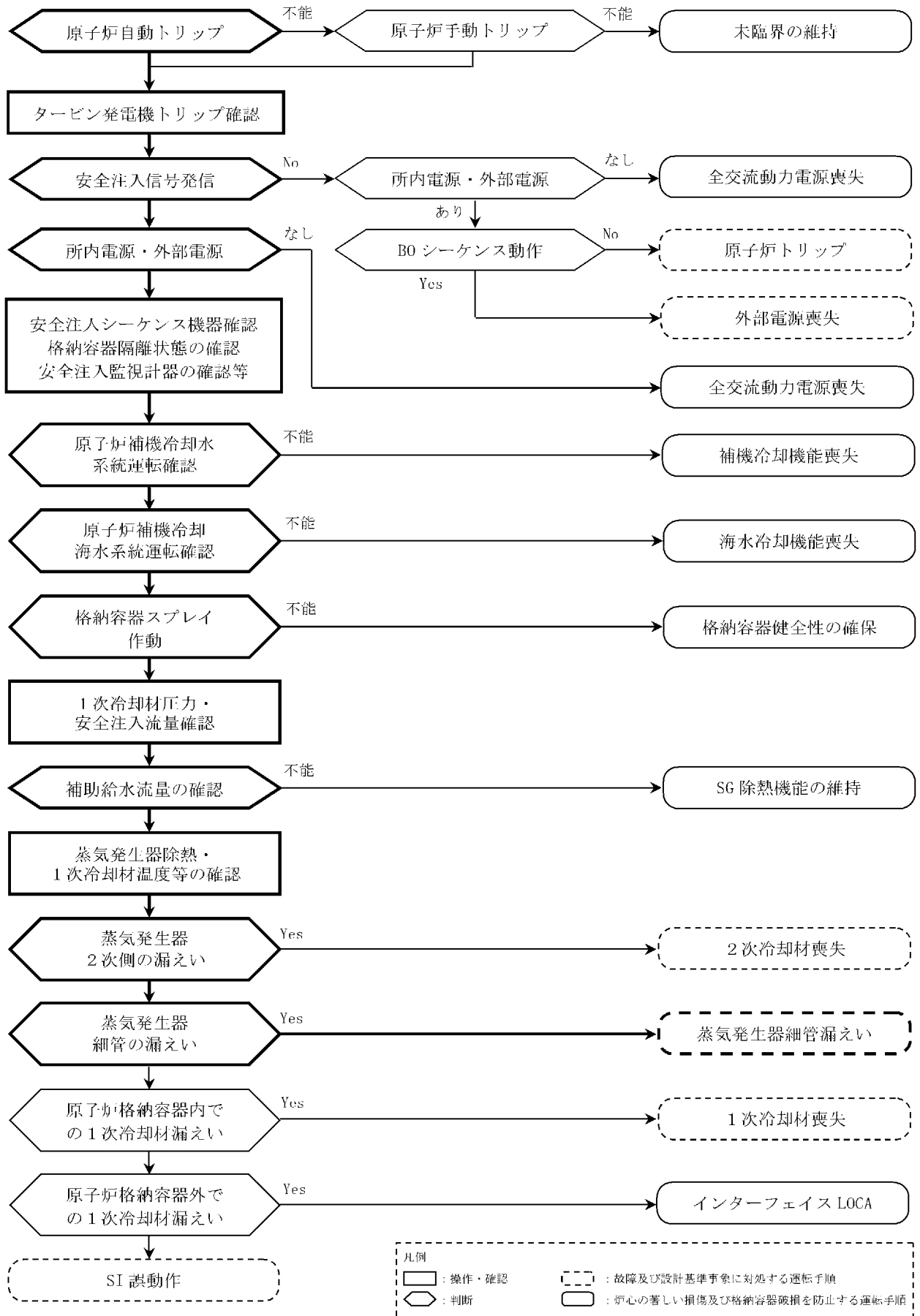
第 7.1.8.2 図 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の重大事故等対策の概略系統図



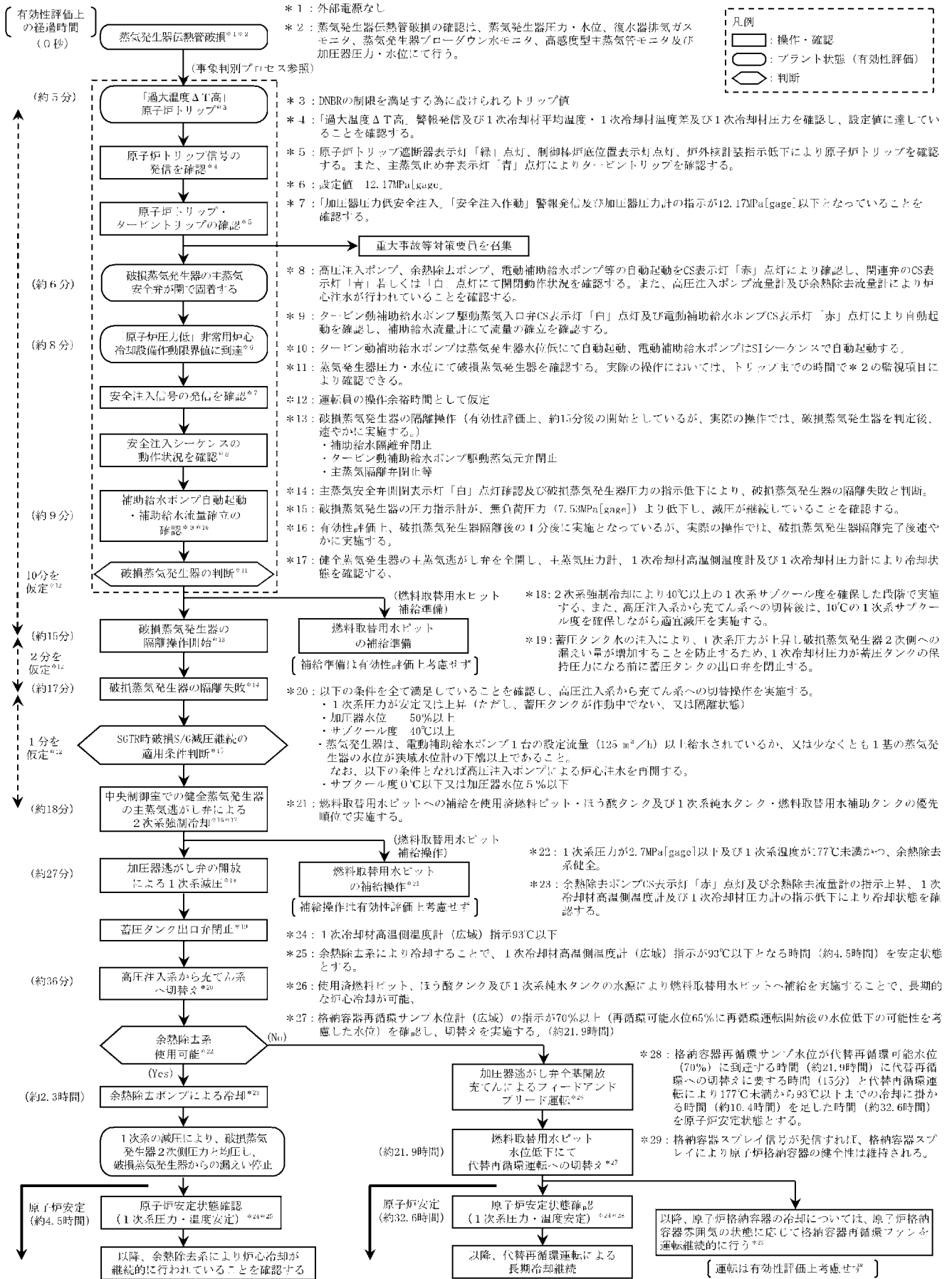
第 7.1.8.3 図 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の対応手順の概要（事象判別プロセス）



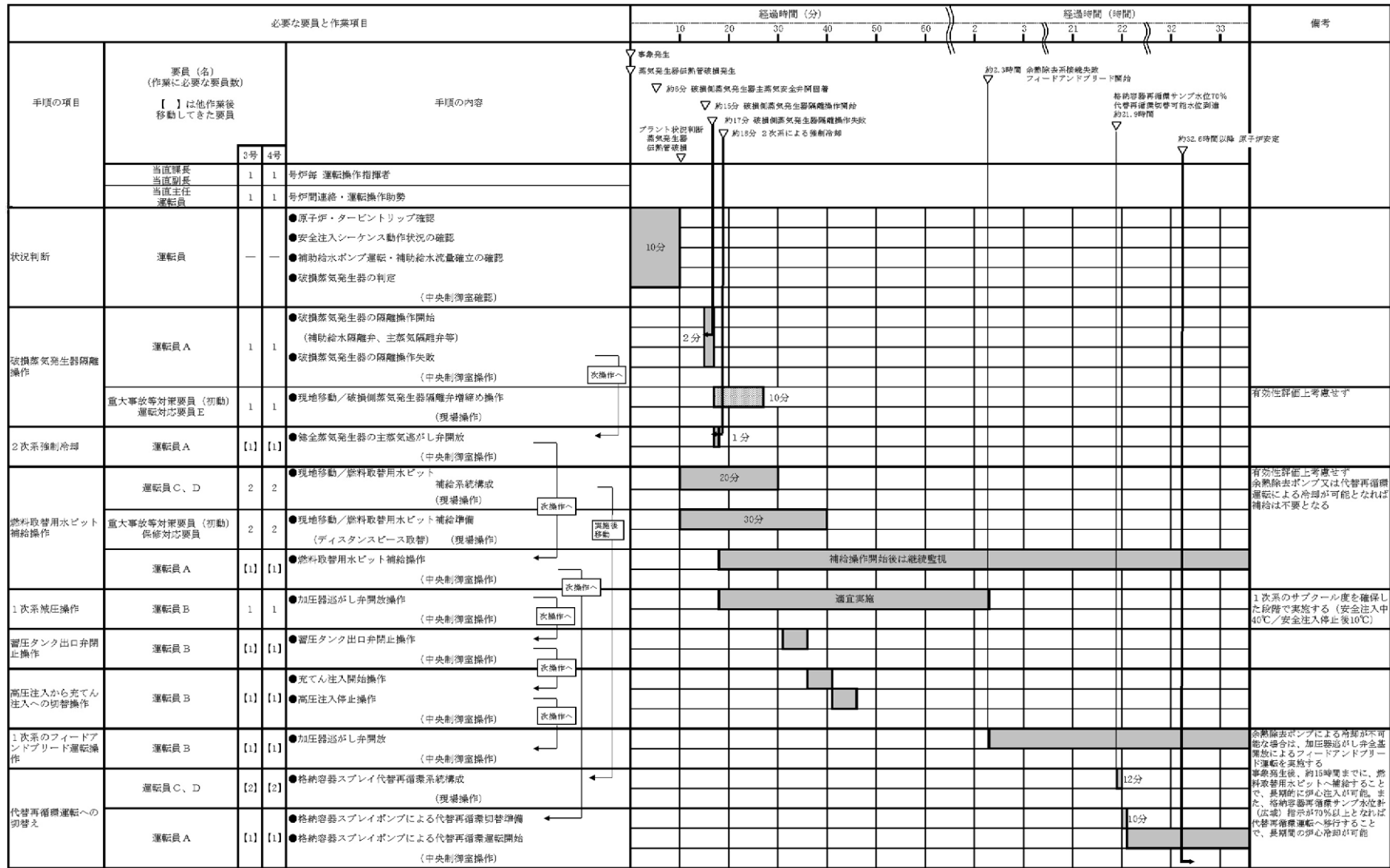
第 7.1.8.4 図 「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」
の対応手順の概要
(「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)



第 7.1.8.5 図 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の対応手順の概要（事象判別プロセス）



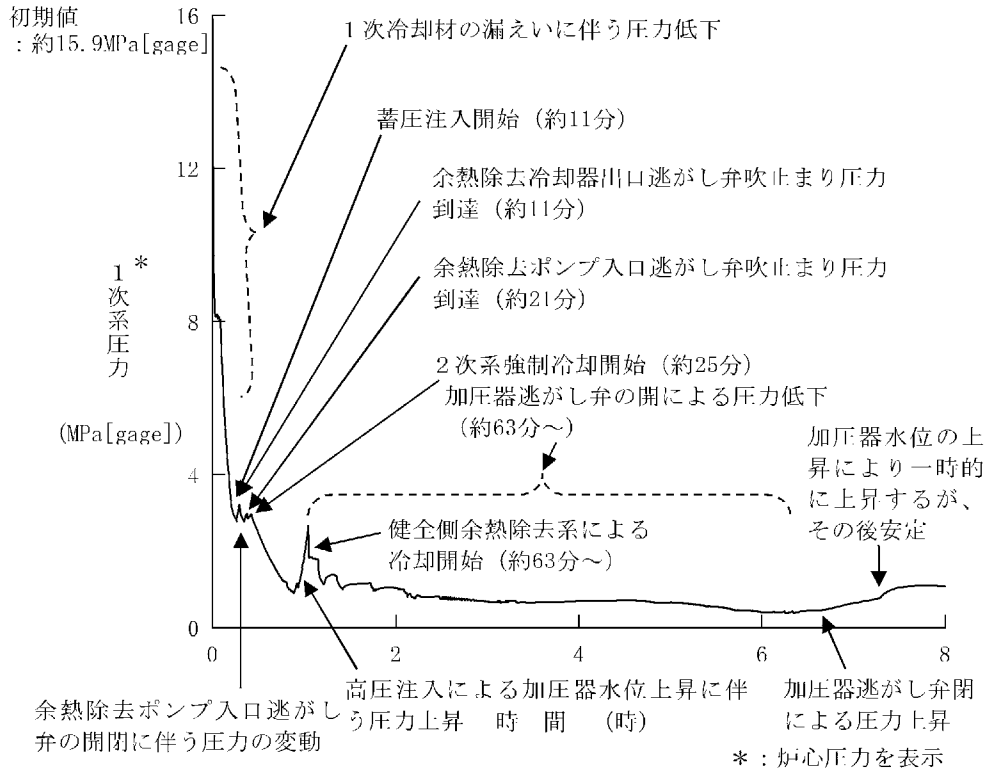
第7.1.8.6 図 「格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の対応手順の概要
 (「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の事象進展)



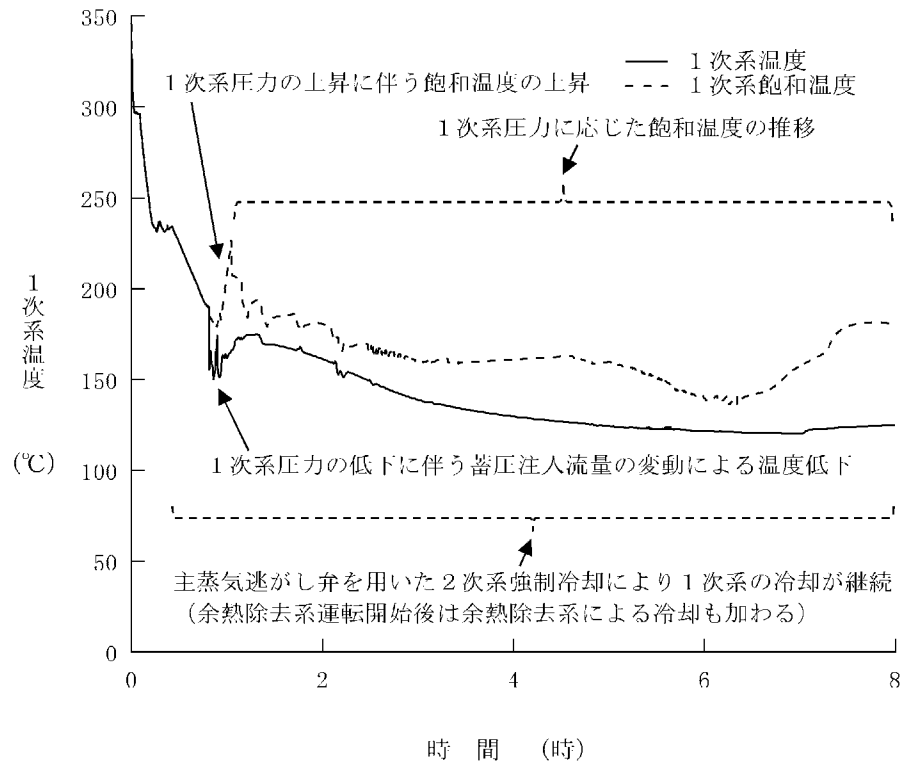
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
 ・緊急時対策本部要員 (指揮者等) は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

■ 全面マスク、ポケット換気装置着用
 ■ 放射線防護用具着用なし

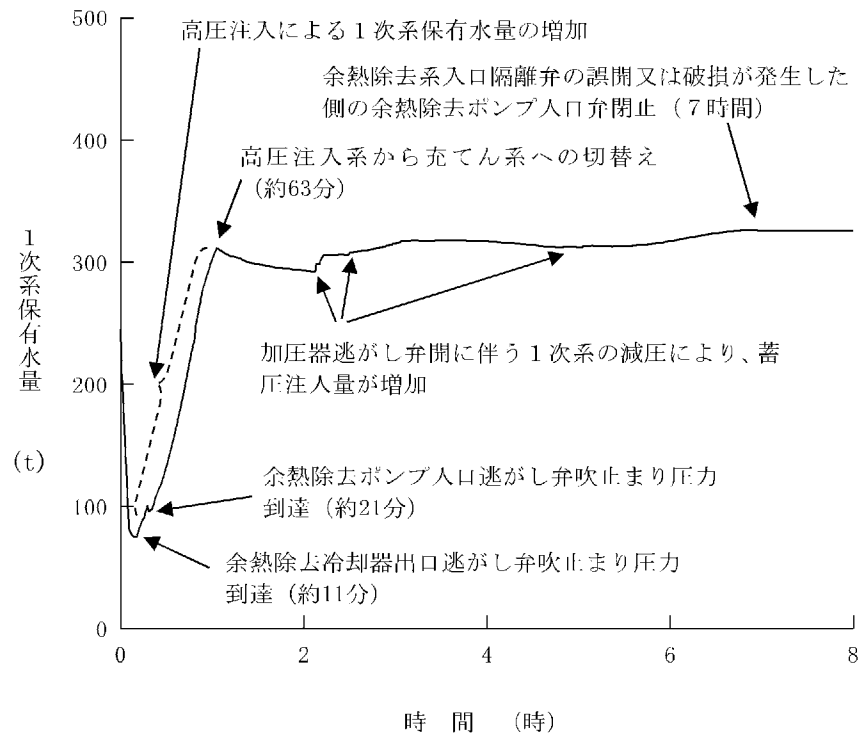
第 7.1.8.9 図 「格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)」の作業と所要時間 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 (余熱除去系の接続に失敗する場合))



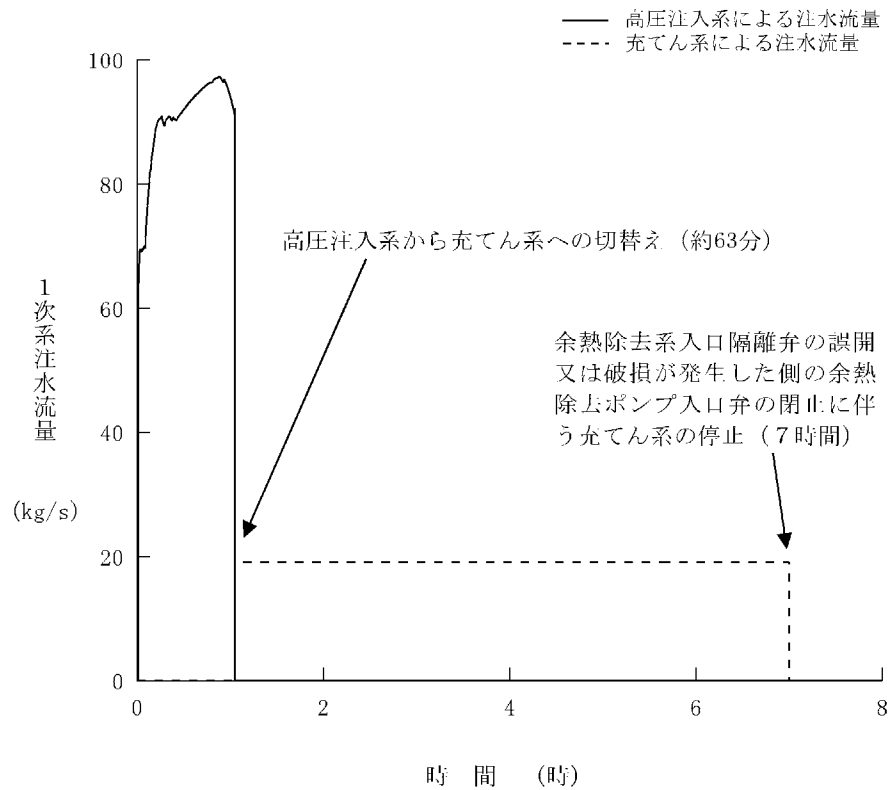
第 7. 1. 8. 10 図 1次系圧力の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



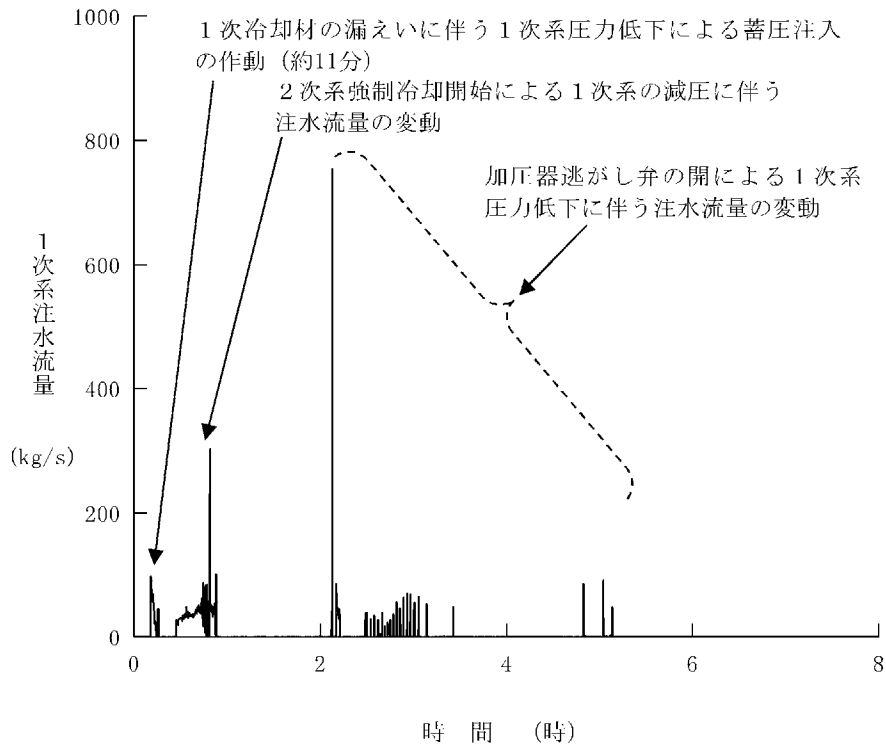
第 7. 1. 8. 11 図 1次系温度の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



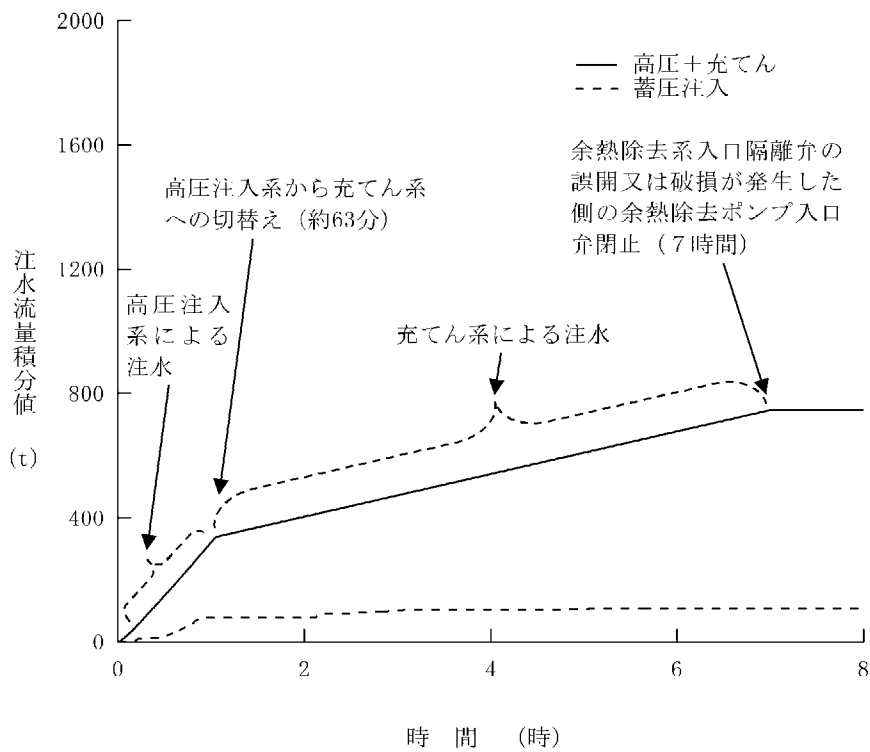
第 7. 1. 8. 12 図 1次系保有水量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



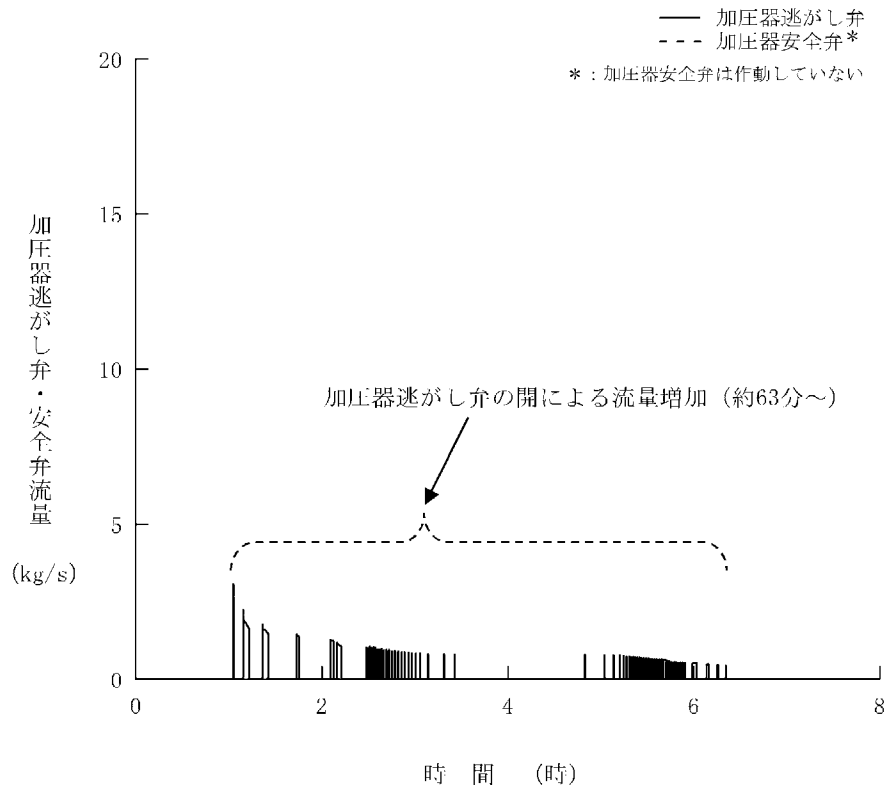
第 7. 1. 8. 13 図 1次系注水流量 (高圧及び充てん) の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



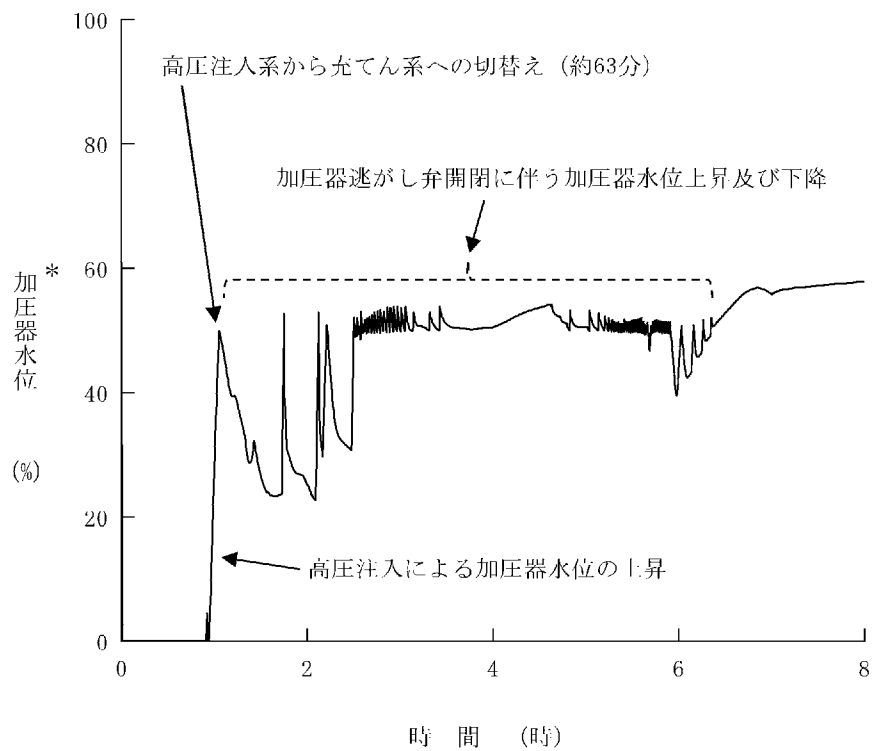
第 7. 1. 8. 14 図 1 次系注水流量（蓄圧注入）の推移
（インターフェイスシステム LOCA）



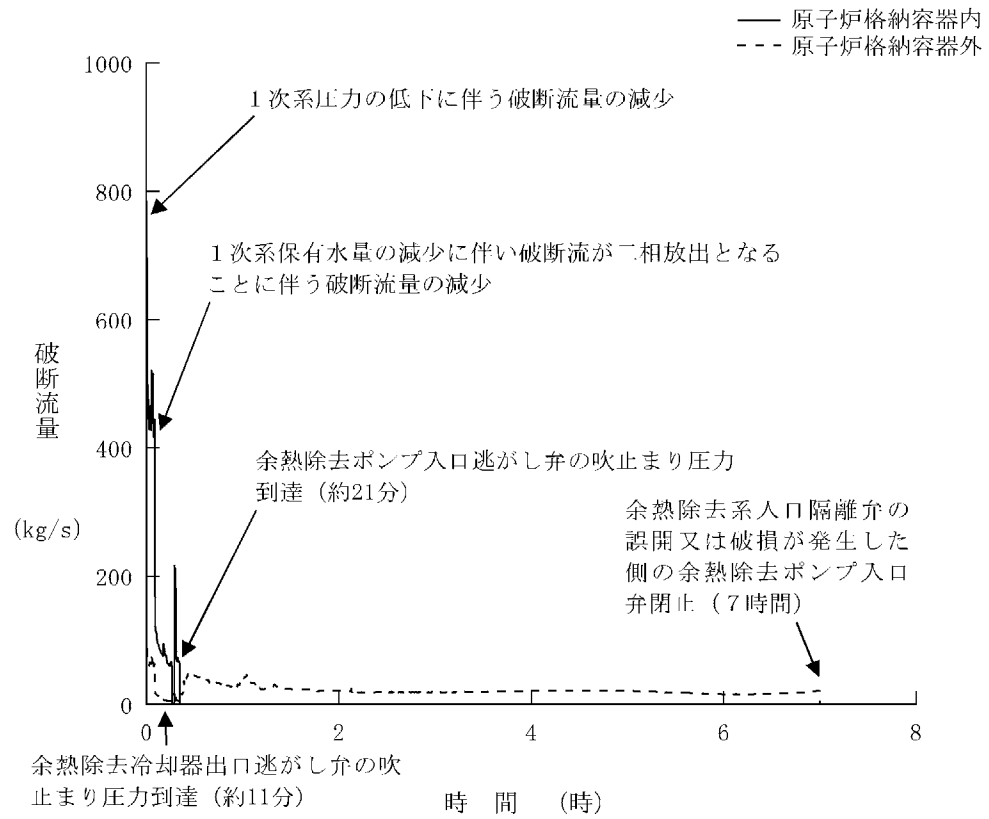
第 7. 1. 8. 15 図 注水流量積分値の推移（インターフェイスシステム LOCA）



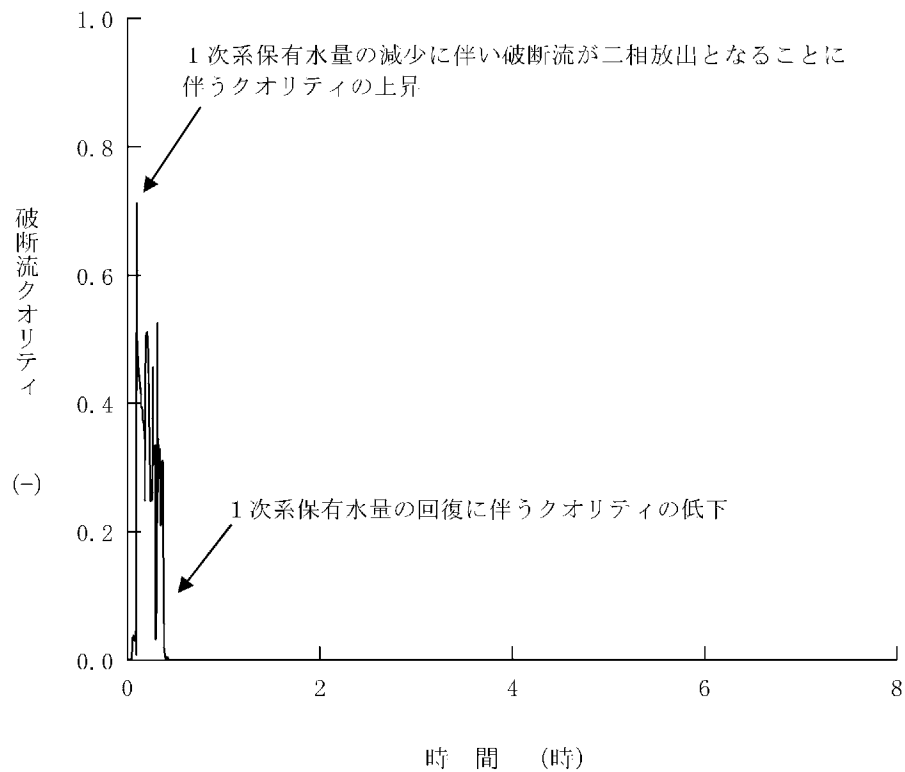
第 7.1.8.16 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
 (インターフェイスシステム LOCA)



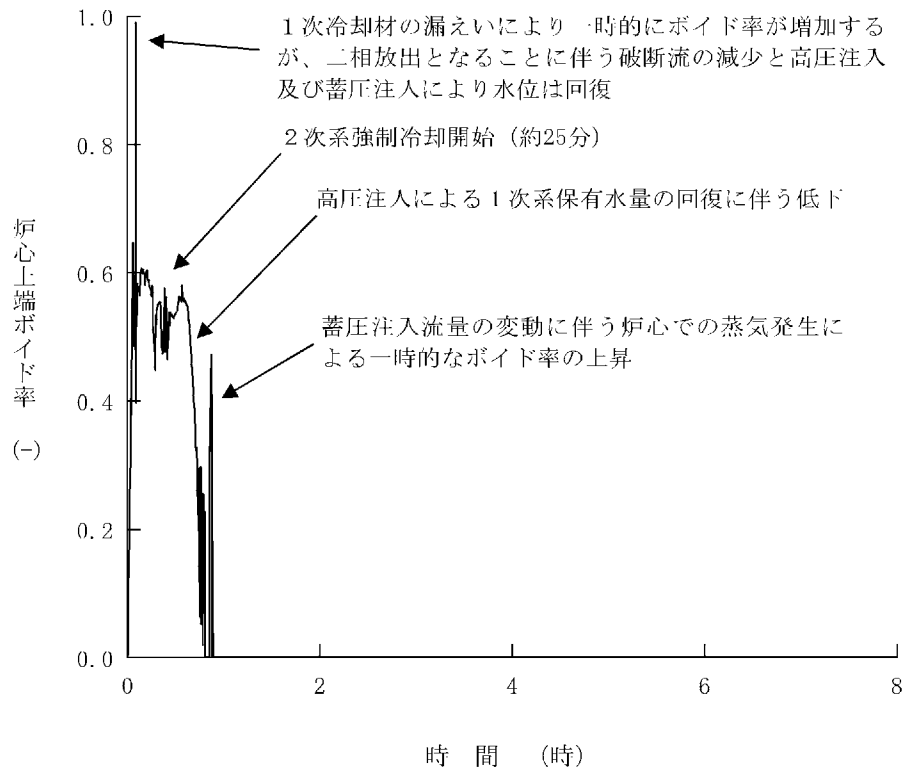
第 7.1.8.17 図 加圧器水位の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



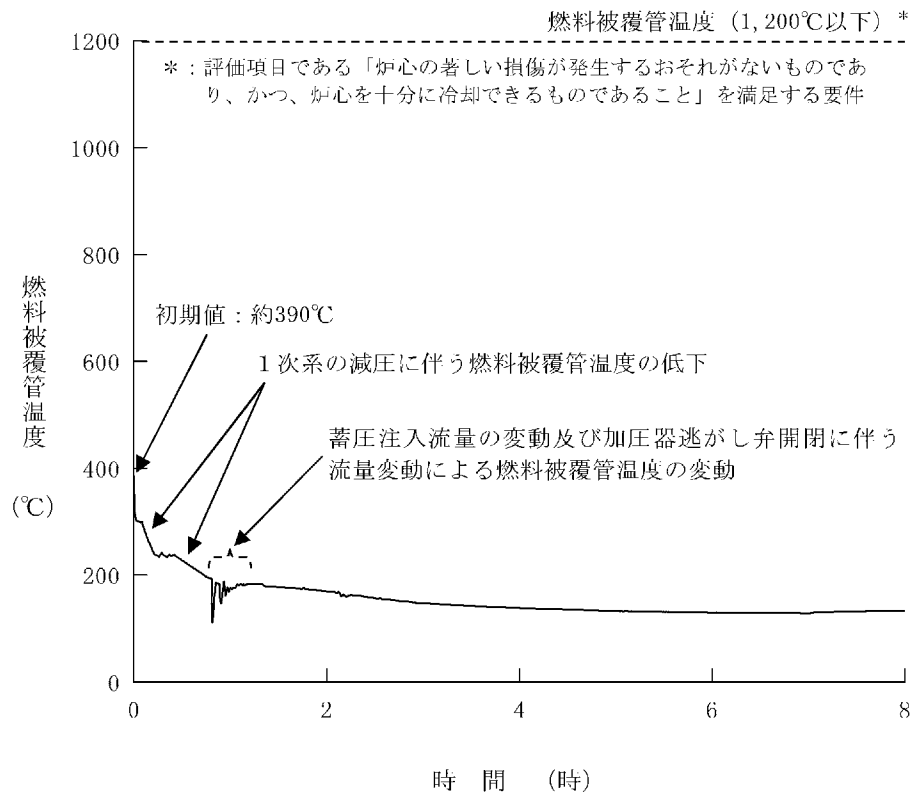
第 7. 1. 8. 18 図 破断流量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



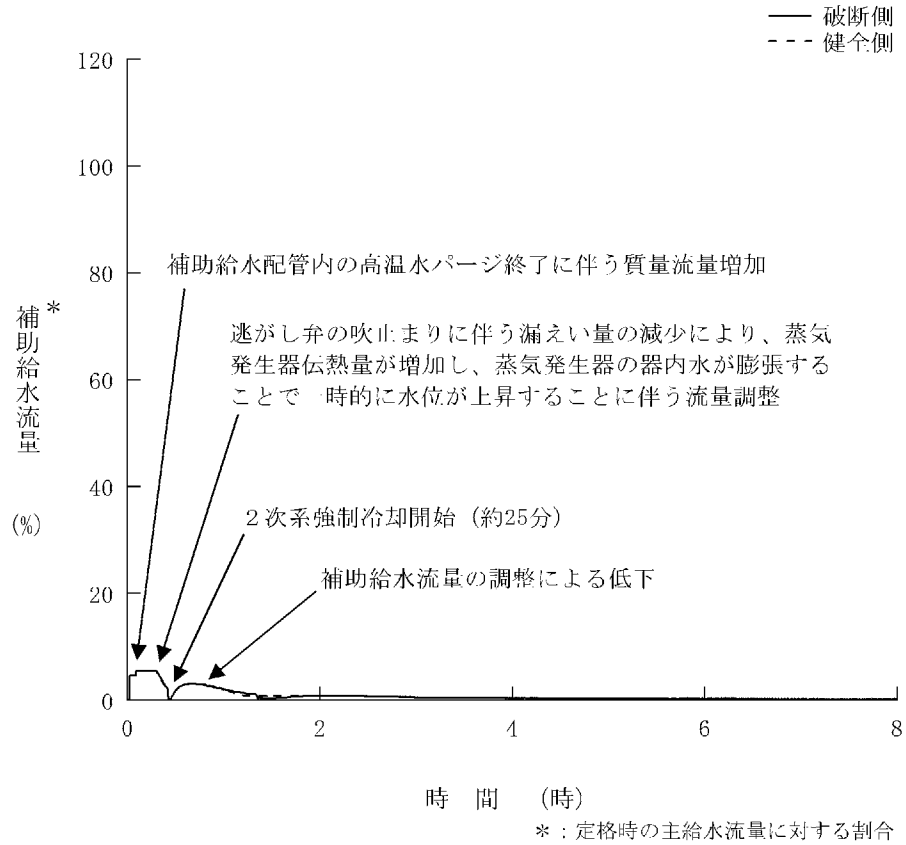
第 7. 1. 8. 19 図 破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステム LOCA)



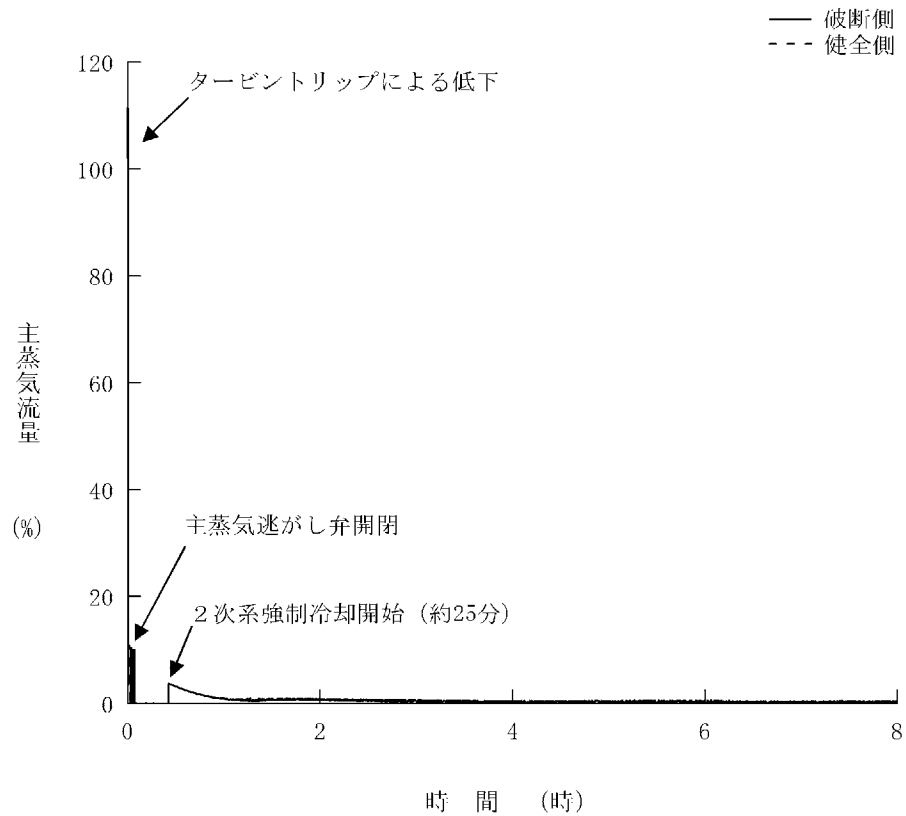
第 7. 1. 8. 20 図 炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



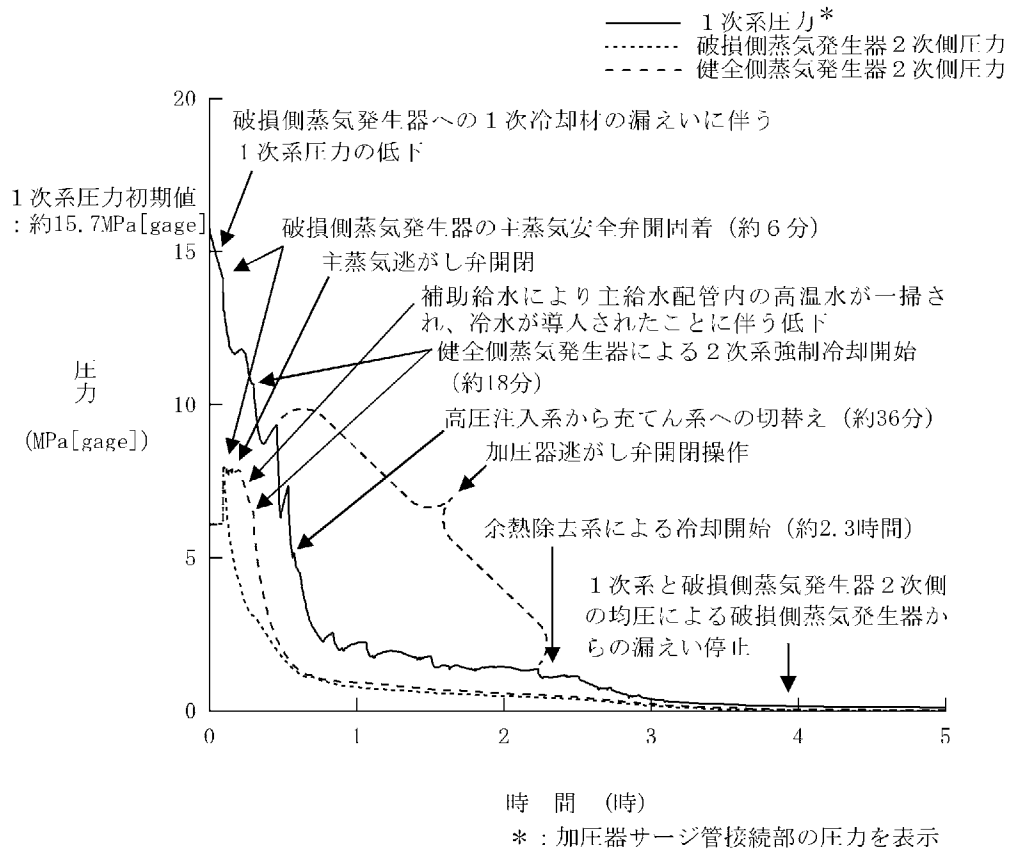
第 7. 1. 8. 21 図 燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



第 7.1.8.22 図 補助給水流量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)

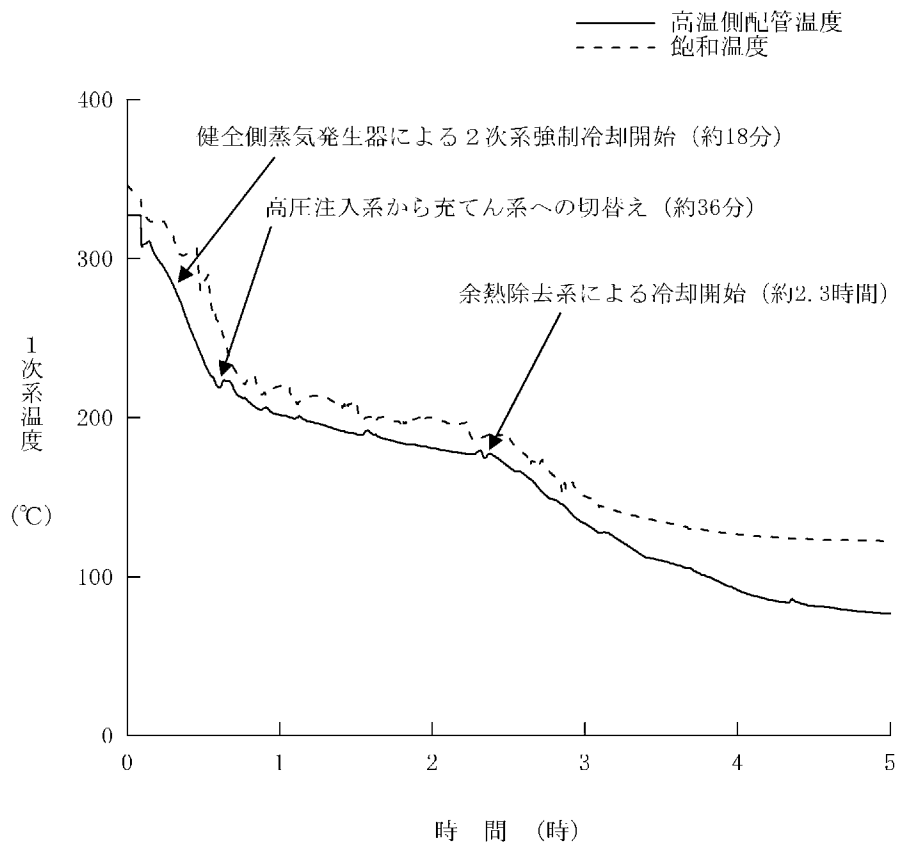


第 7.1.8.23 図 主蒸気流量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



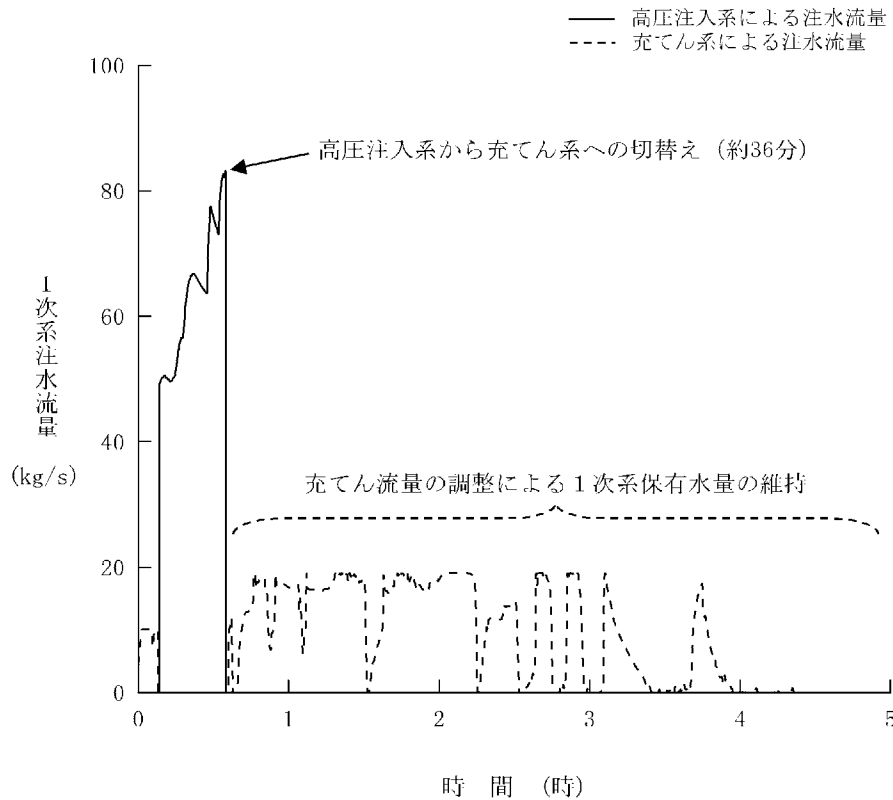
第7.1.8.24図 1、2次系圧力の推移

(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

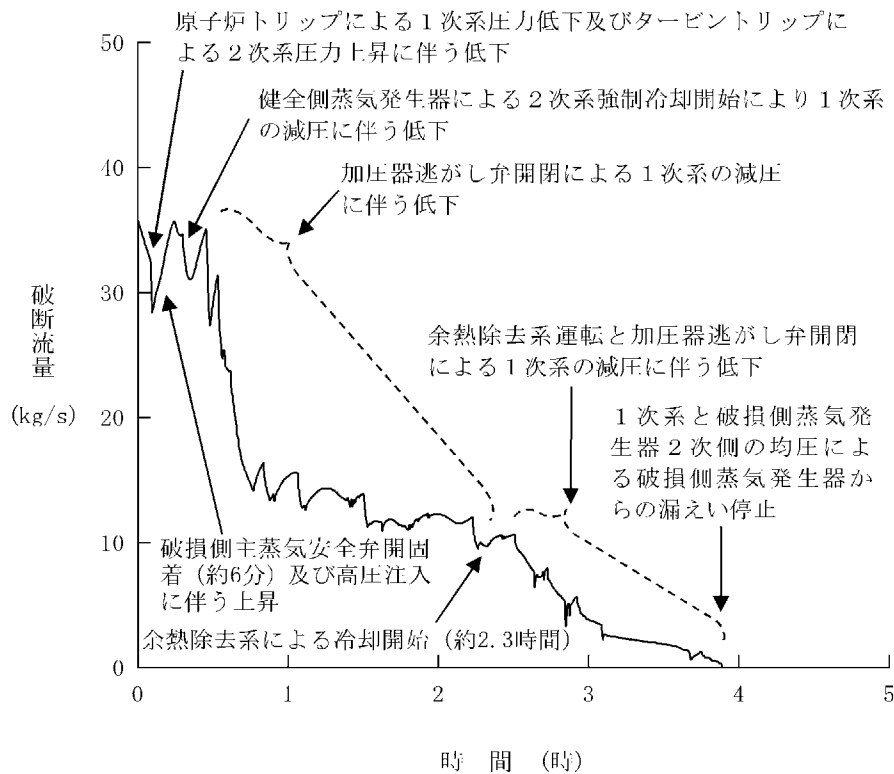


第7.1.8.25図 1次系温度の推移

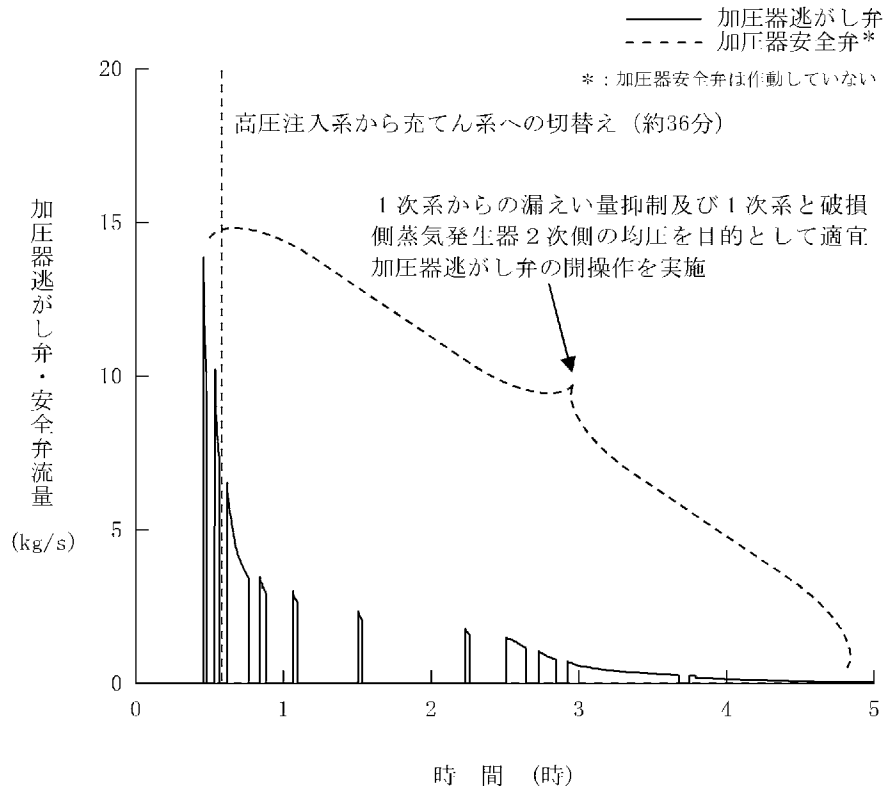
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



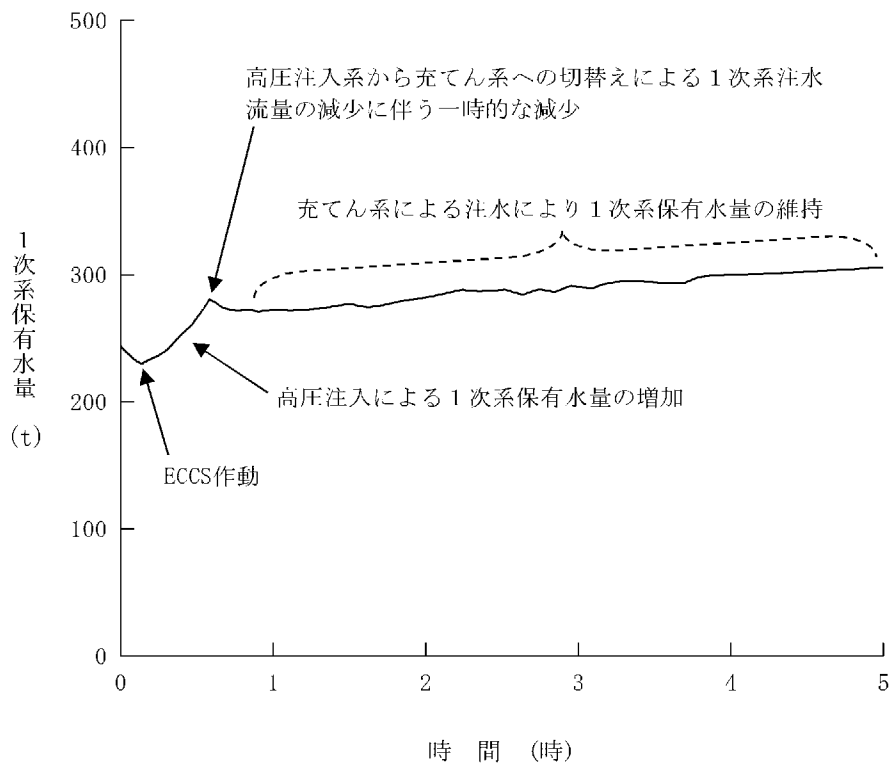
第 7. 1. 8. 26 図 1 次系注水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



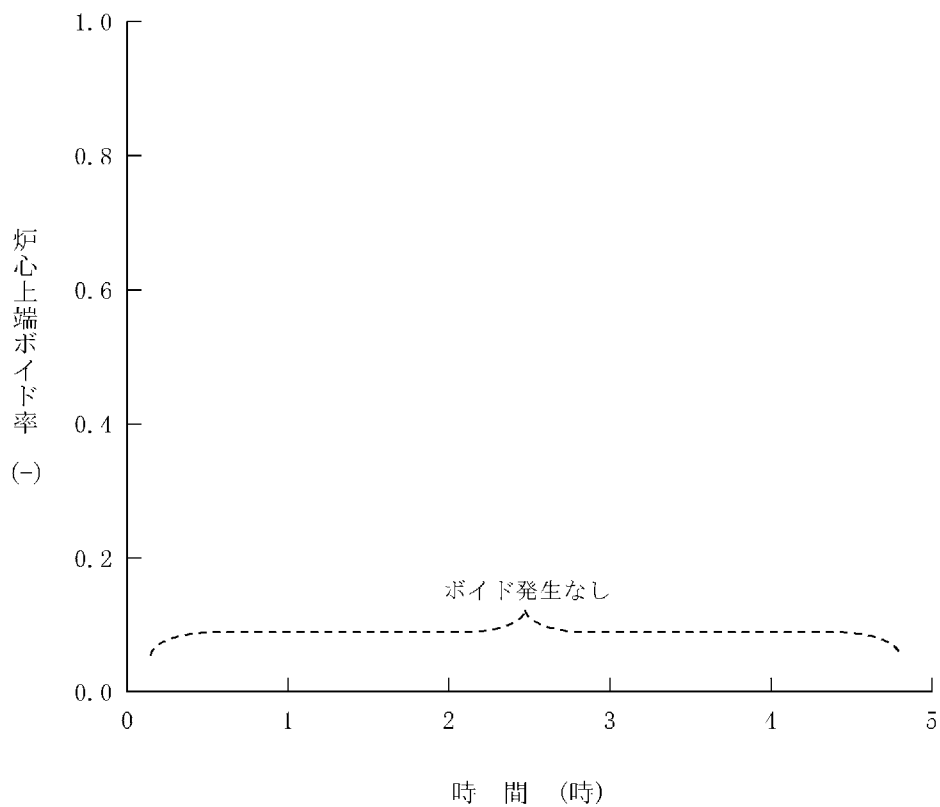
第 7. 1. 8. 27 図 破断流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



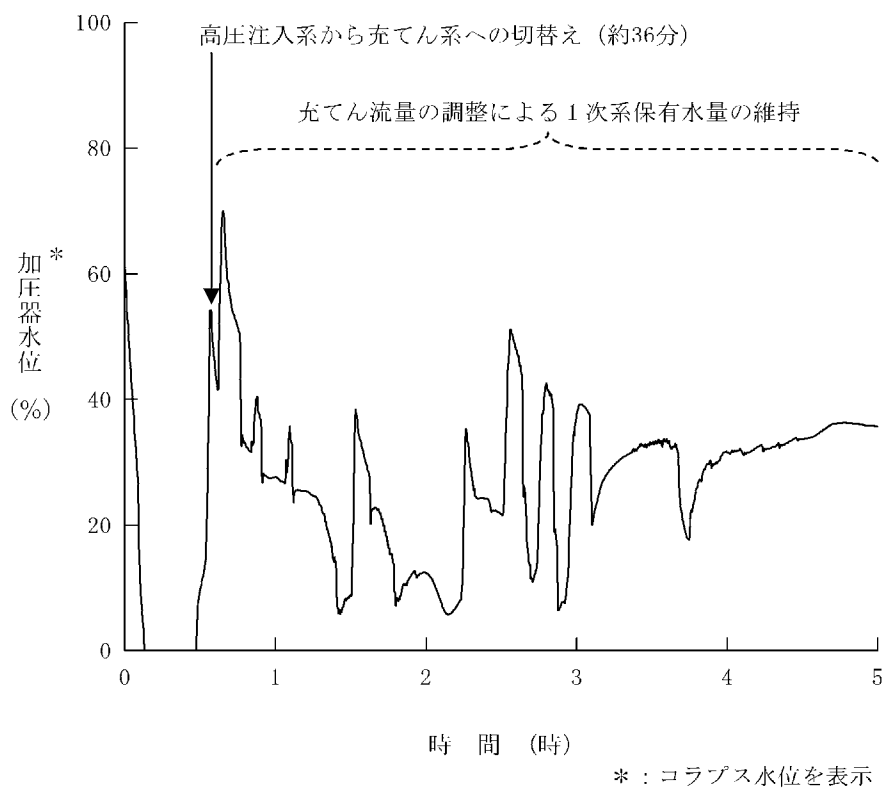
第 7.1.8.28 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



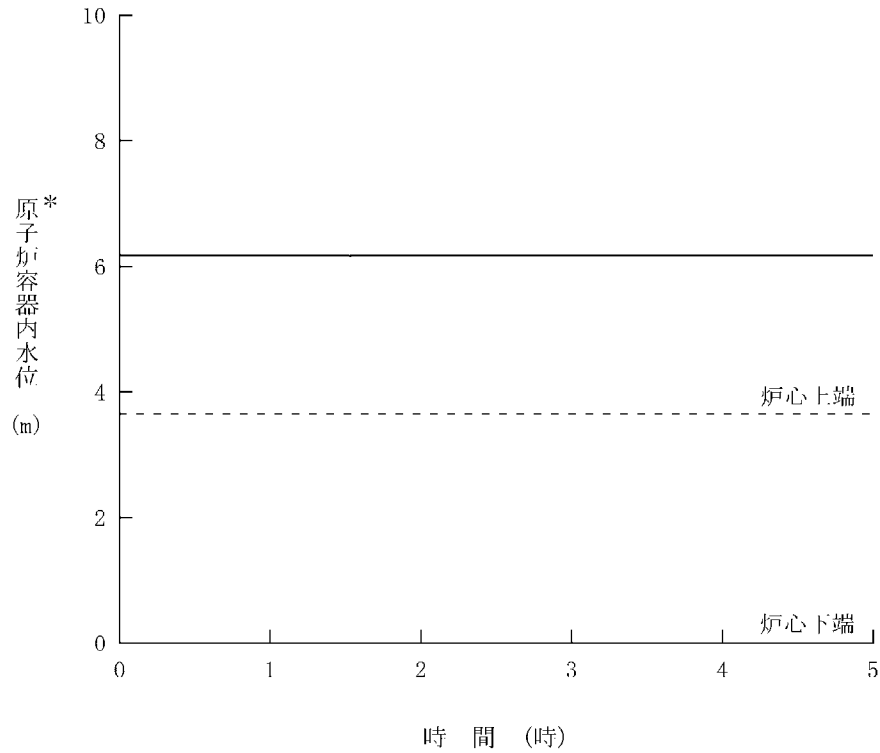
第 7.1.8.29 図 1次系保有水量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



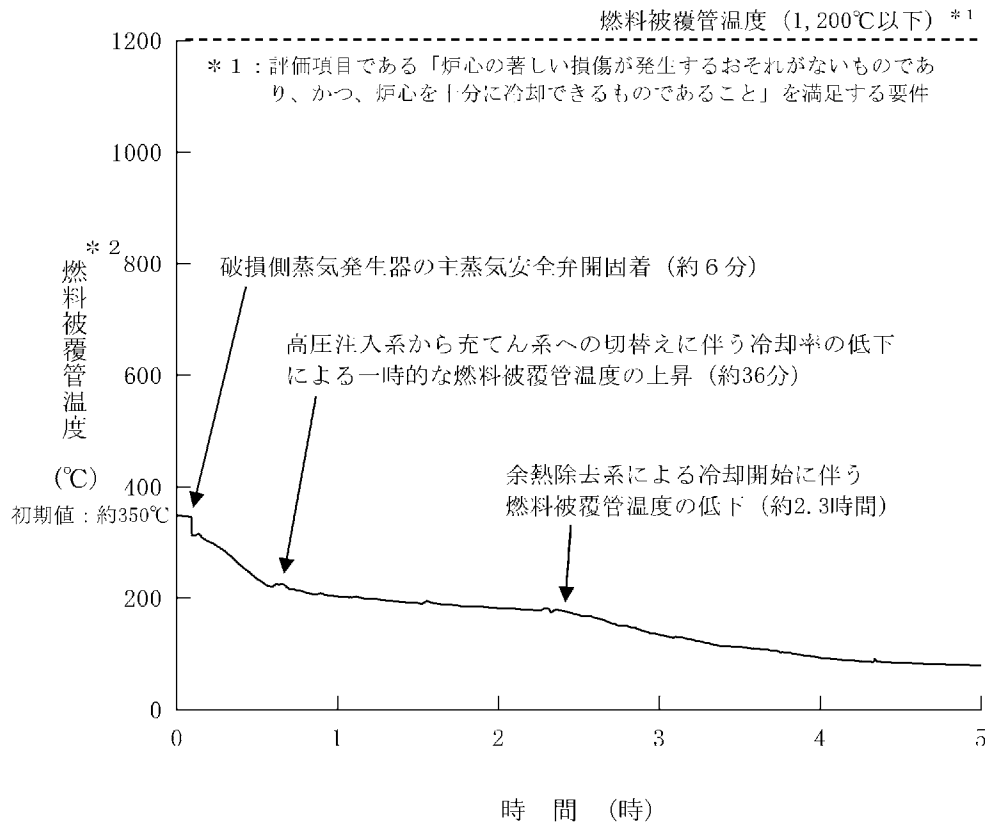
第 7. 1. 8. 30 図 炉心上端ボイド率の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



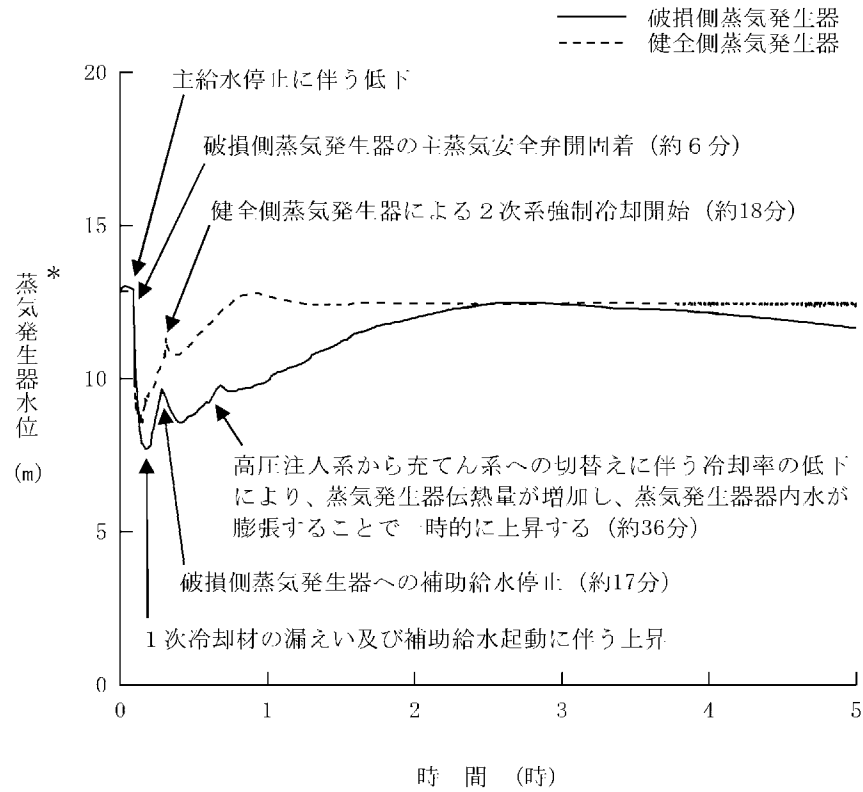
第 7. 1. 8. 31 図 加圧器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



第 7. 1. 8. 32 図 原子炉容器内水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

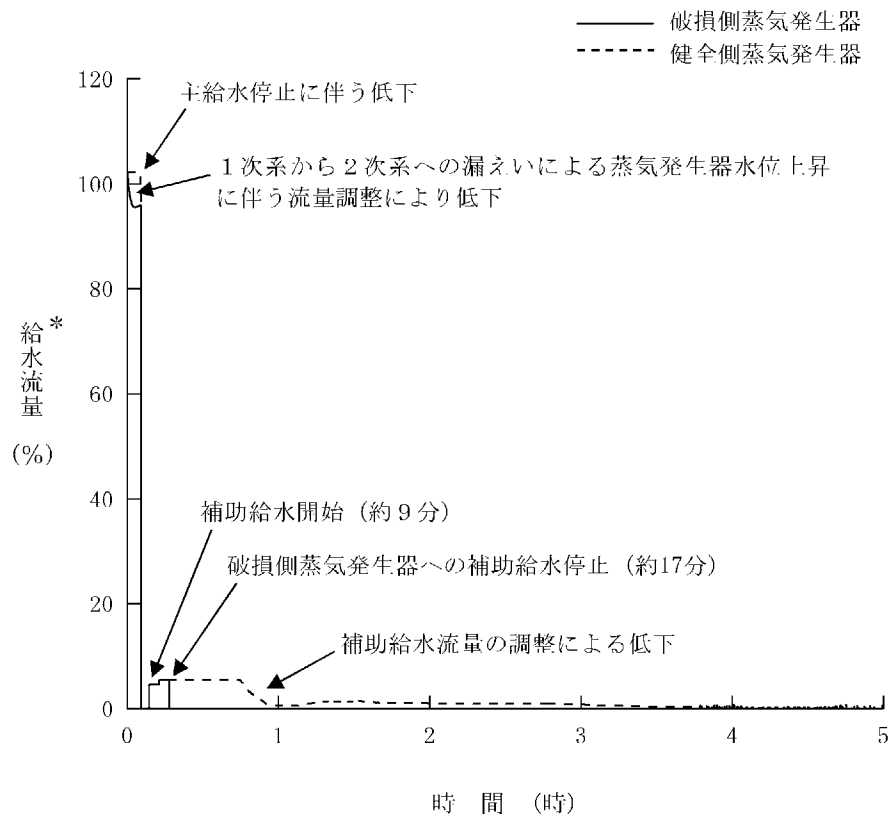


第 7. 1. 8. 33 図 燃料被覆管温度の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



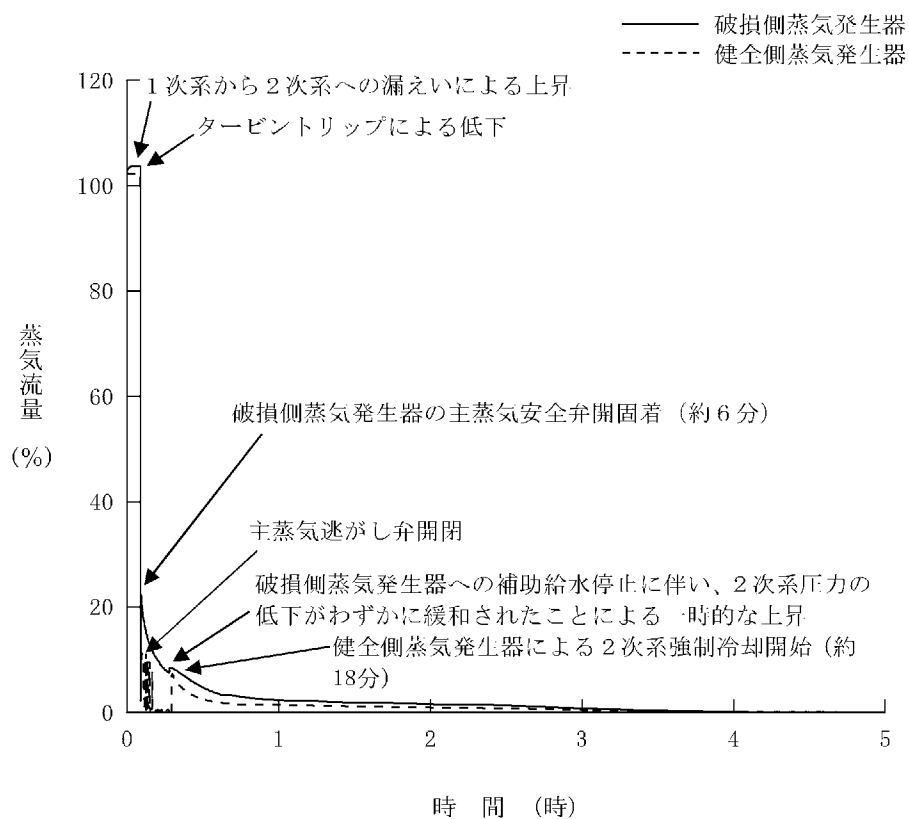
* : コラプス水位を表示

第 7. 1. 8. 34 図 蒸気発生器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

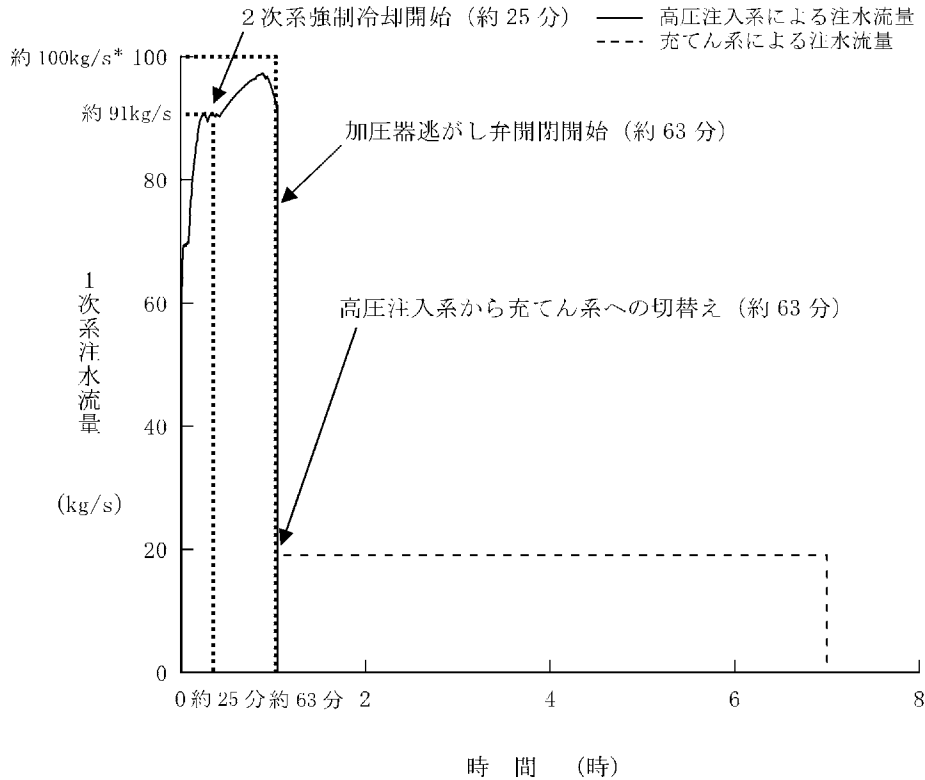


* : 定格時の主給水流量に対する割合

第 7. 1. 8. 35 図 給水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

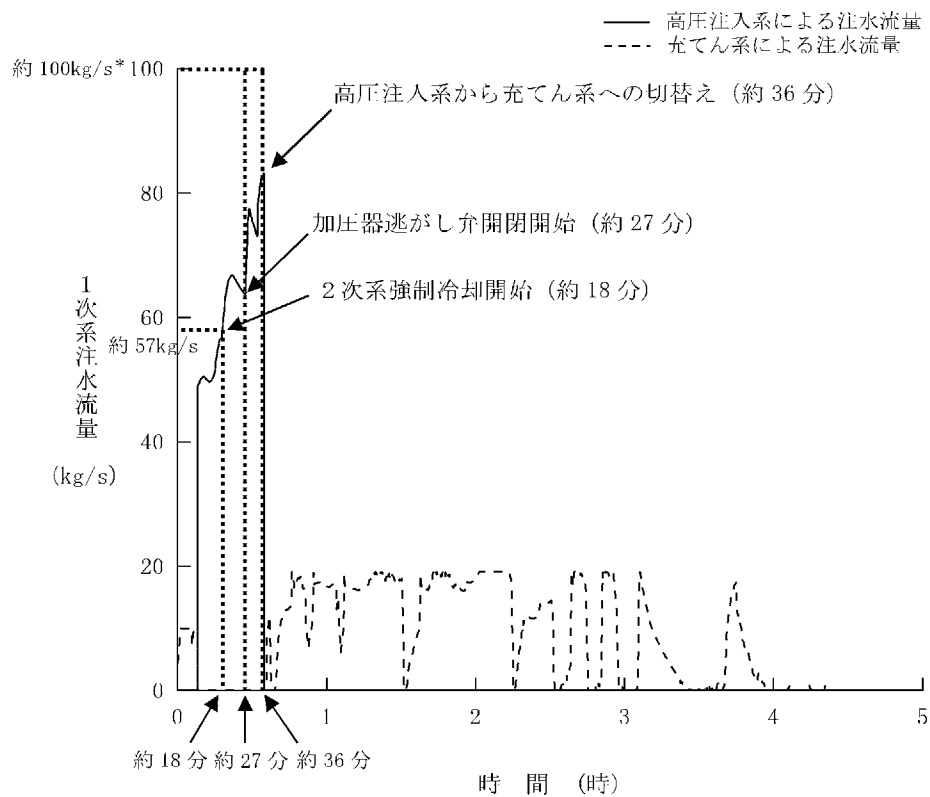


第 7. 1. 8. 36 図 蒸気流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)



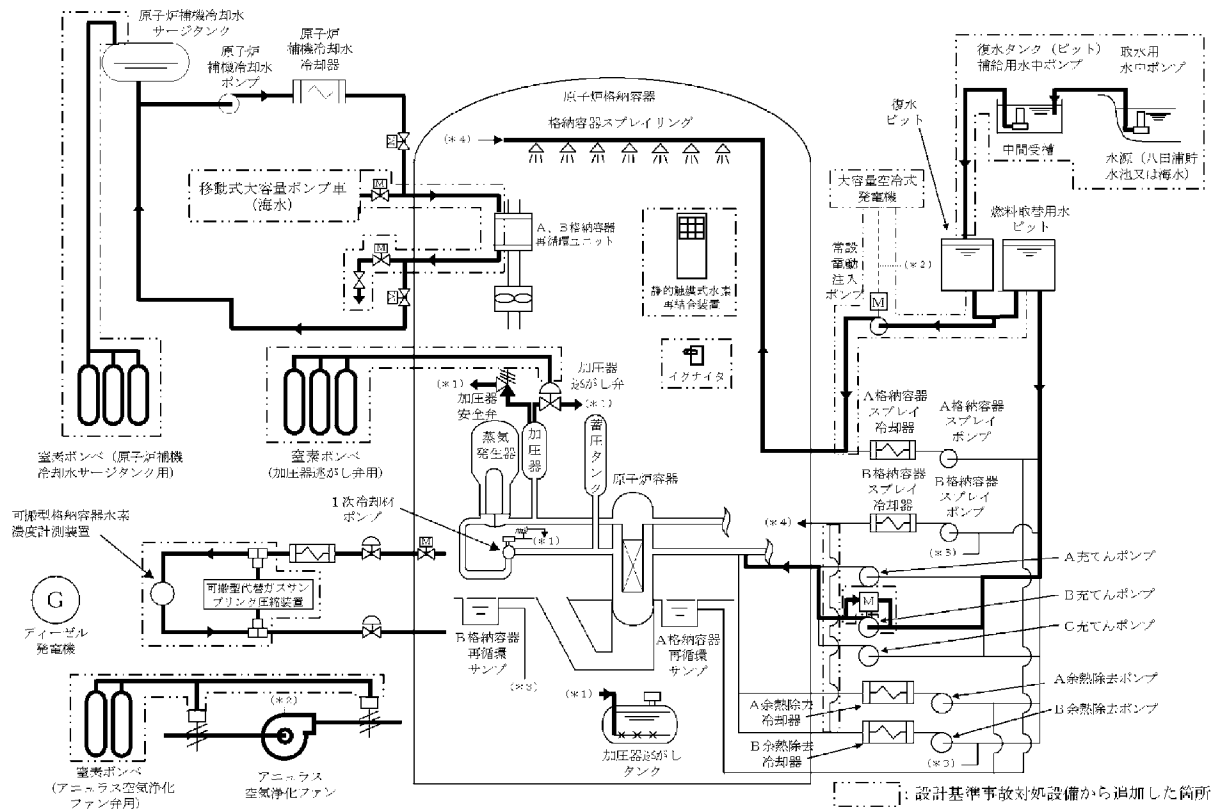
* : 主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

第 7.1.8.37 図 1次系注水流量 (高压及び充てん) の推移 (インターフェイスシステム LOCA) (操作時間余裕確認)



* : 健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

第 7.1.8.38 図 1次系注水流量の推移 (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故) (操作時間余裕確認)

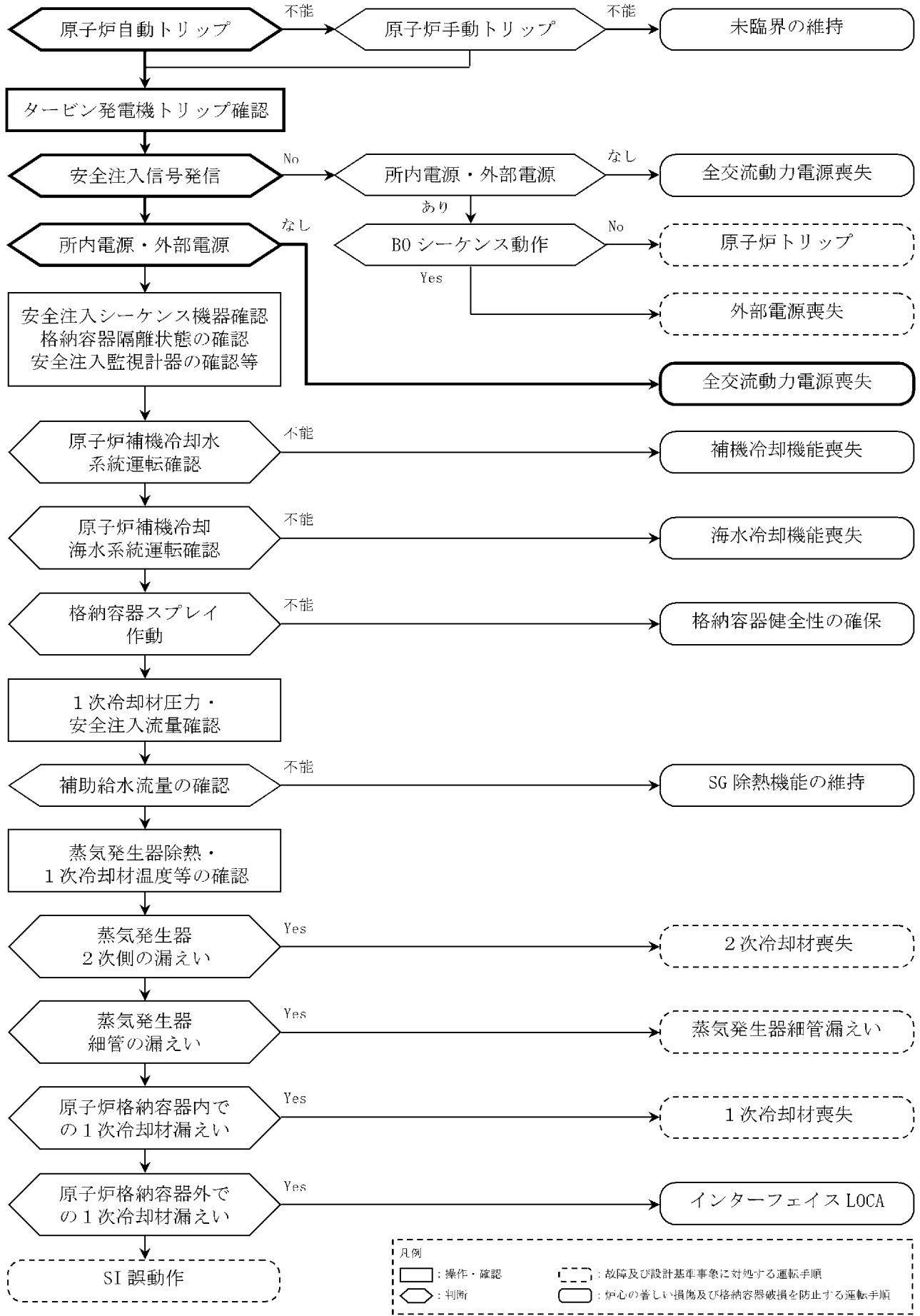


第 7.2.1.1.1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図

必要な要員と作業項目			経過時間(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		
大容量空冷式発電機対応	2	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給															
復水ビットへの供給	[5] 4 [5] 4	●取水用水中ポンプ、復水タンク(ビット) 補給用水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬															
	[6] [6]	●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															
	[11] [11]	●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燃料補給															
	[6] [6]	●復水タンク(ビット) 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															
	[2] [2]	●給水、復水タンク(ビット) 補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給、復水ビット水位監視															
使用済燃料ビットへの注水確保	重事故等 対策要員(初動) 10名 + 重事故等 対策要員(初動後) 16名	[9] [9] ●使用済燃料ビット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置、系統構成															※2.1日以内に実施
可搬型使用済燃料ビット計画装置設置	[2] [2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム(発電機)等の運搬															有効性評価上考慮せず
	[2] [2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム(発電機)等の設置															
	[2] [2]	●使用済燃料ビット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ビット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給															約8時間40分に1回 起動、監視、燃料補給
移動式大容量ポンプ車準備	[7] [7]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)															
	[6] [6]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置															
	[9] [9]	●可搬型ホース接続															
	[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取替え															
	[2] [2]	●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)取付け															
	[2] [2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給															→格納容器再循環ユニットへの通水可能(22時間20分) 起動、監視、燃料補給 約4時間30分に1回
	運転員	[3] [3] ●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(現機)															
	[11] [11]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(中央制御室)															
燃料取替用ホビットへの給水確保	重事故等 対策要員(初動) 運転員	[1] [1] ●燃料取替用ホビット-復水ビット連絡系統構成															
水素濃度監視	重事故等 対策要員(初動) 運転員 + 重事故等 対策要員(初動) 1名	[1] [1] ●移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器への海水通水準備・通水															
	[2] [2]	●ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出口ラインの接続															

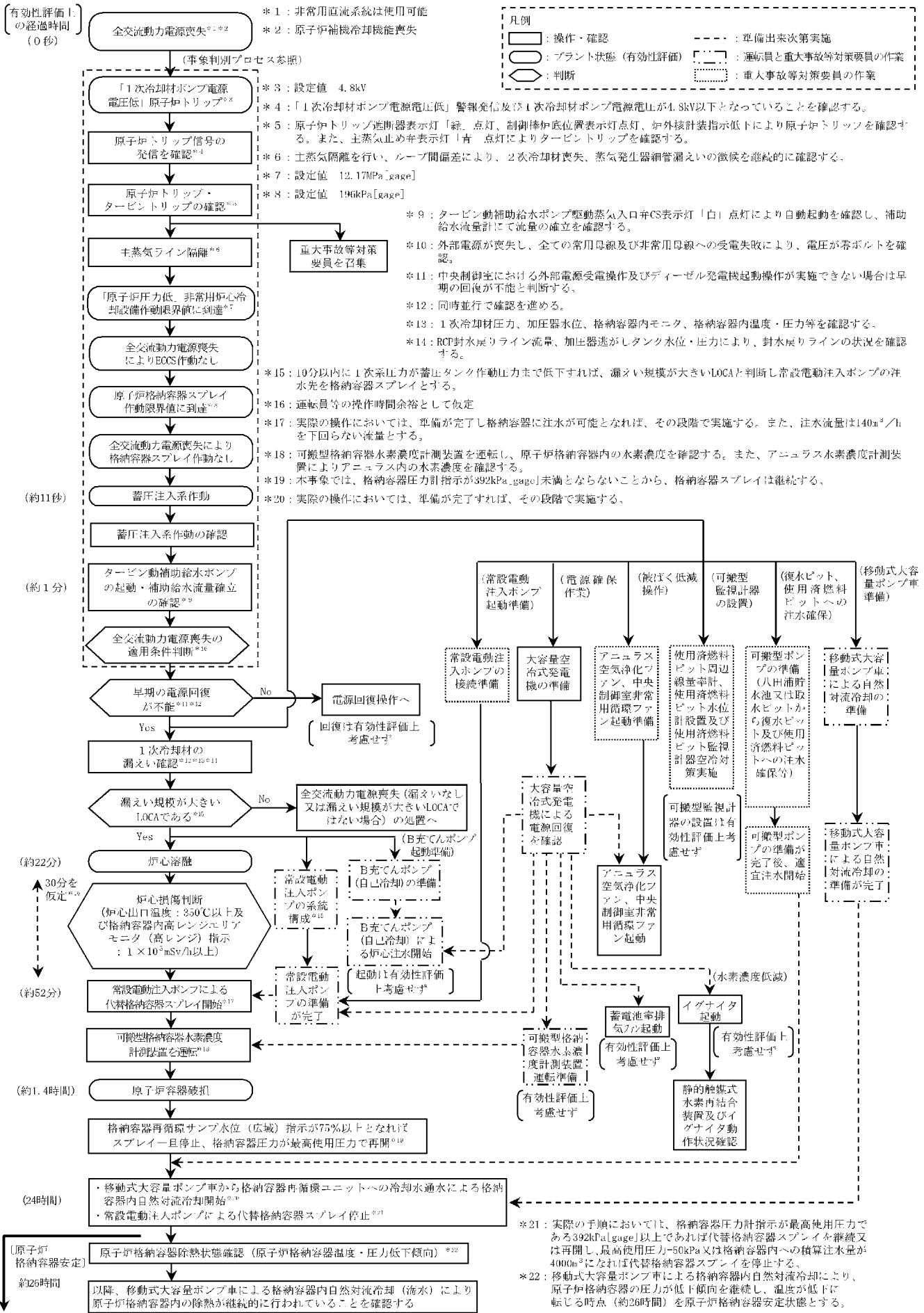
●燃料補給間隔は発電機等定格負荷運転運転時の目安時間を記載
 ※心停機により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機してモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除染を開始できるように作業を行う
 ※上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者: 2名(重事故等対策要員(初動後) 1名、換気設備確保対応者: 6名(重事故等対策要員(初動後) 1名、運転員 5名)のうち6名が対応)

第7.2.1.1.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の作業と所要時間(2/2)
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

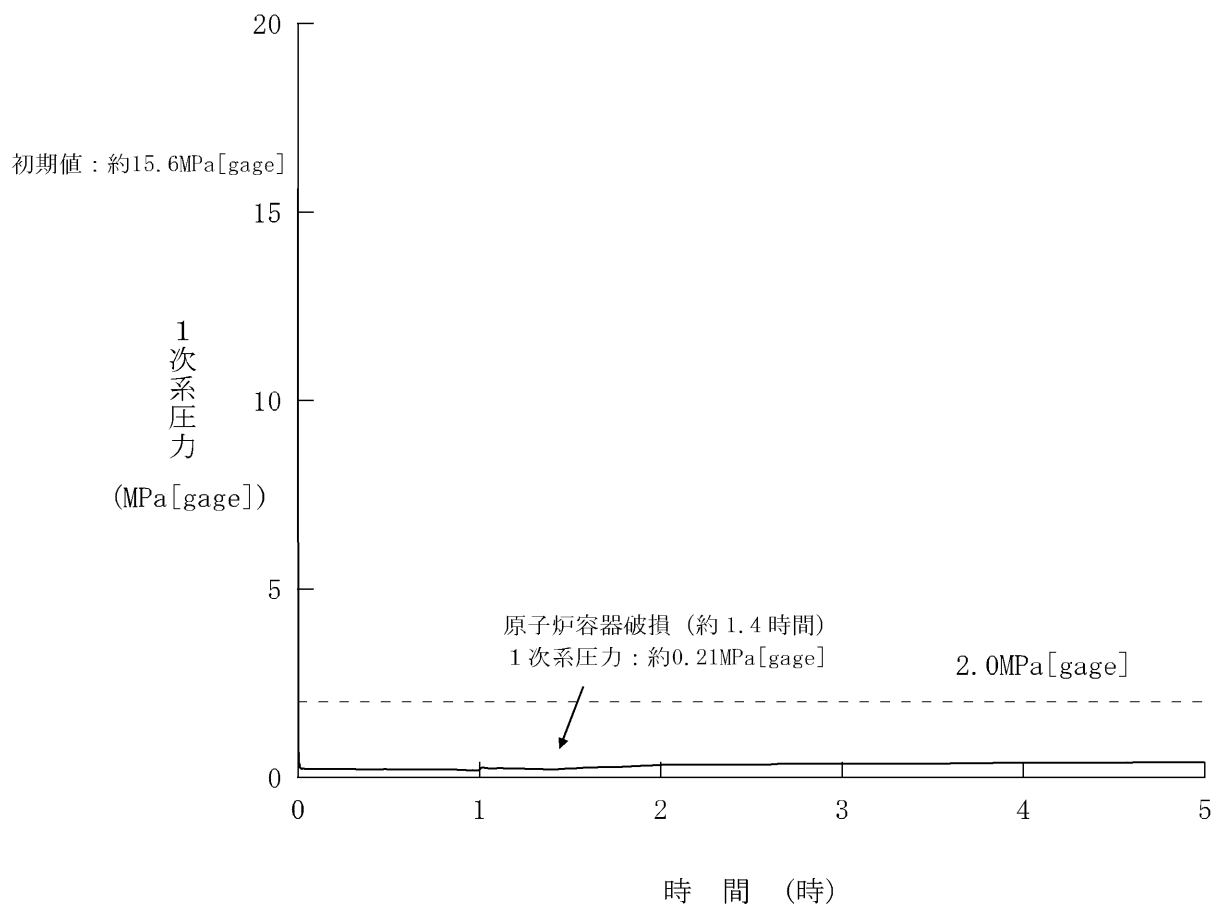


第 7.2.1.1.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展（事象判別プロセス）

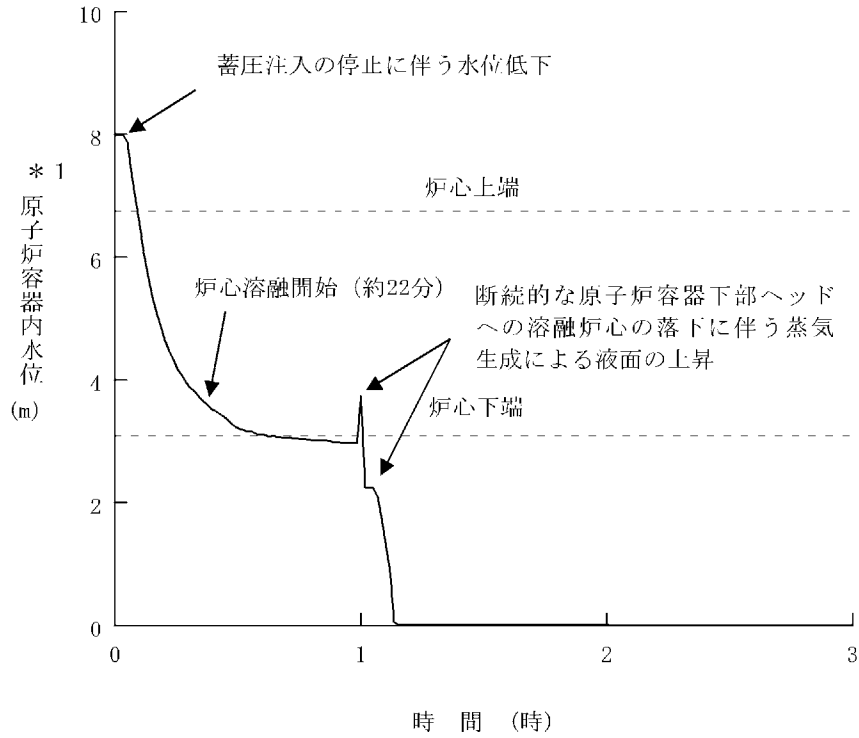
（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）



第 7.2.1.1.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の事象進展 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)

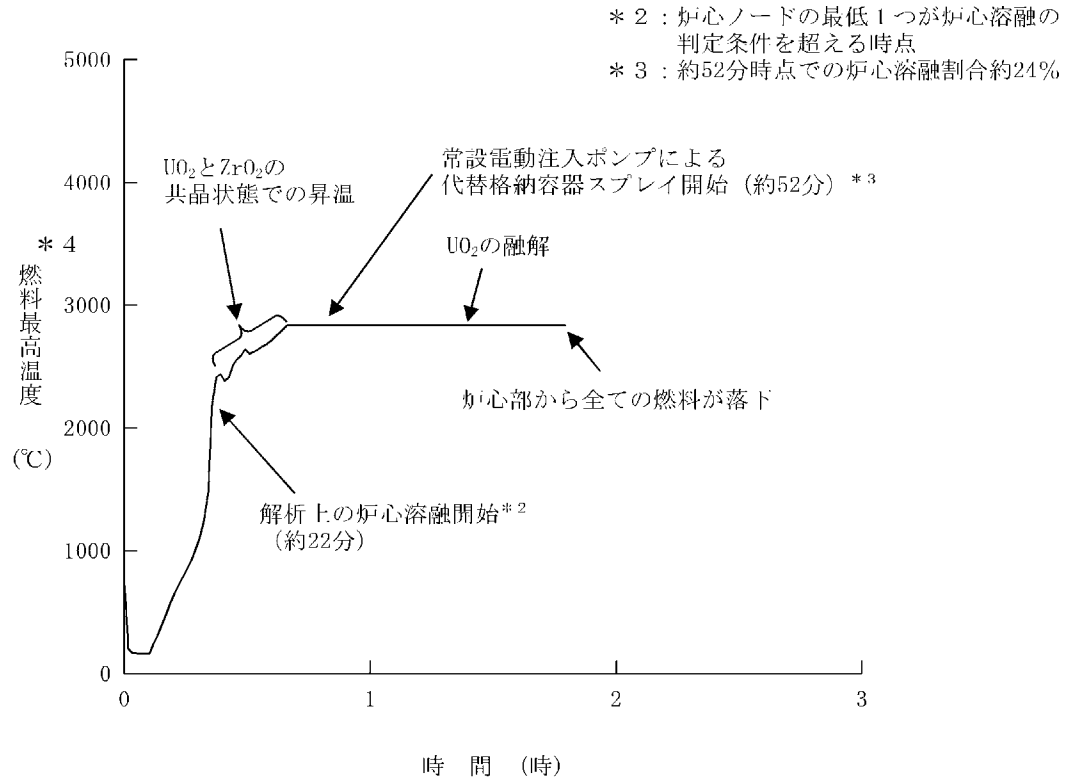


第 7. 2. 1. 1. 6 図 1 次系圧力の推移



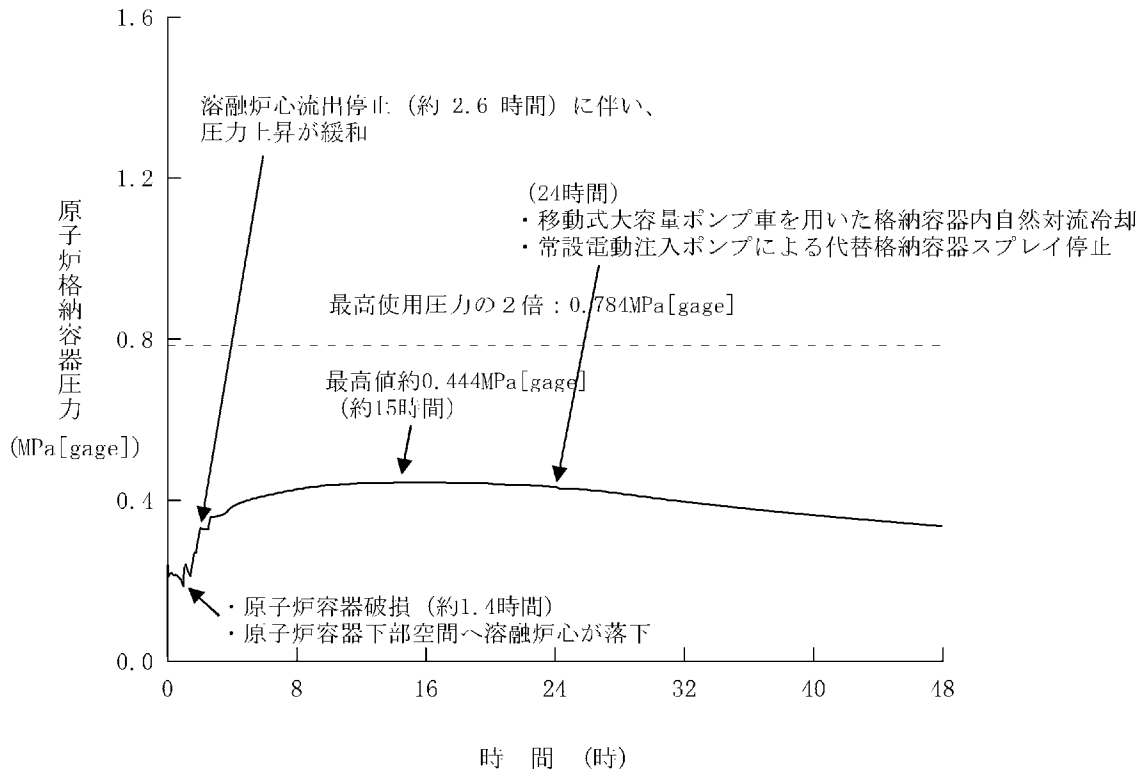
* 1 : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.7 図 原子炉容器内水位の推移

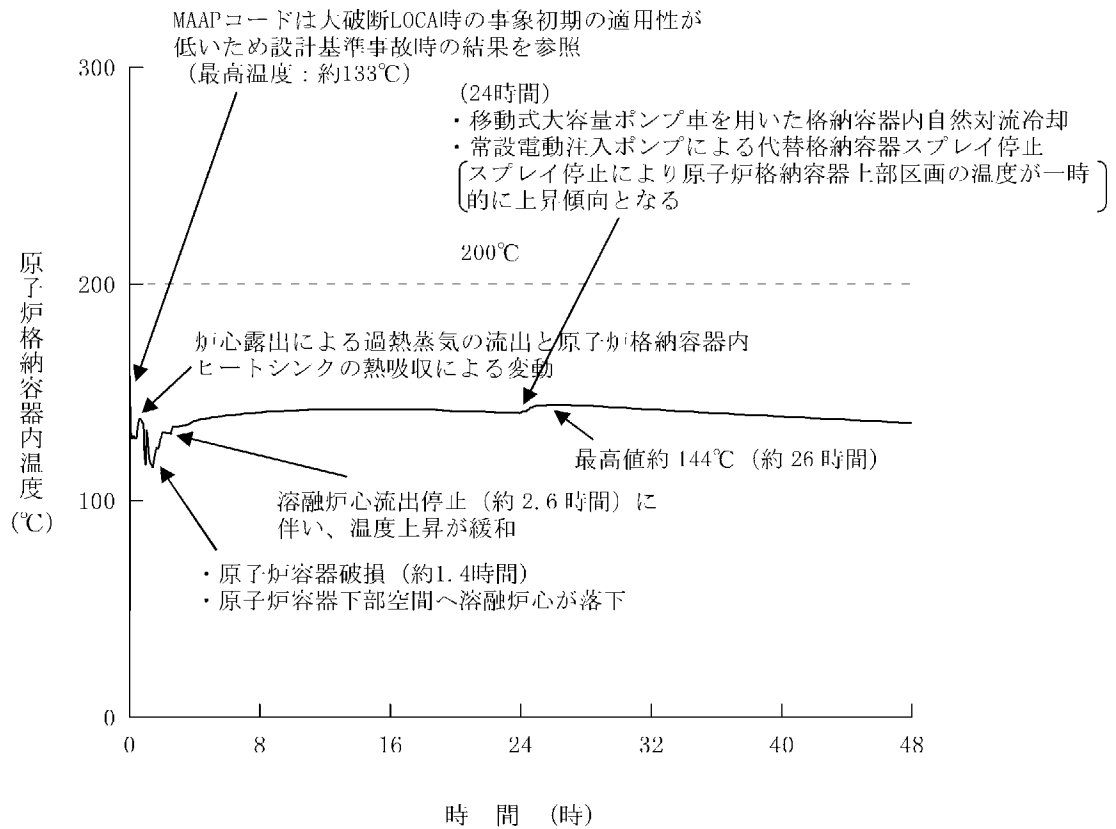


* 4 : 炉心ノードにおける最高の燃料温度

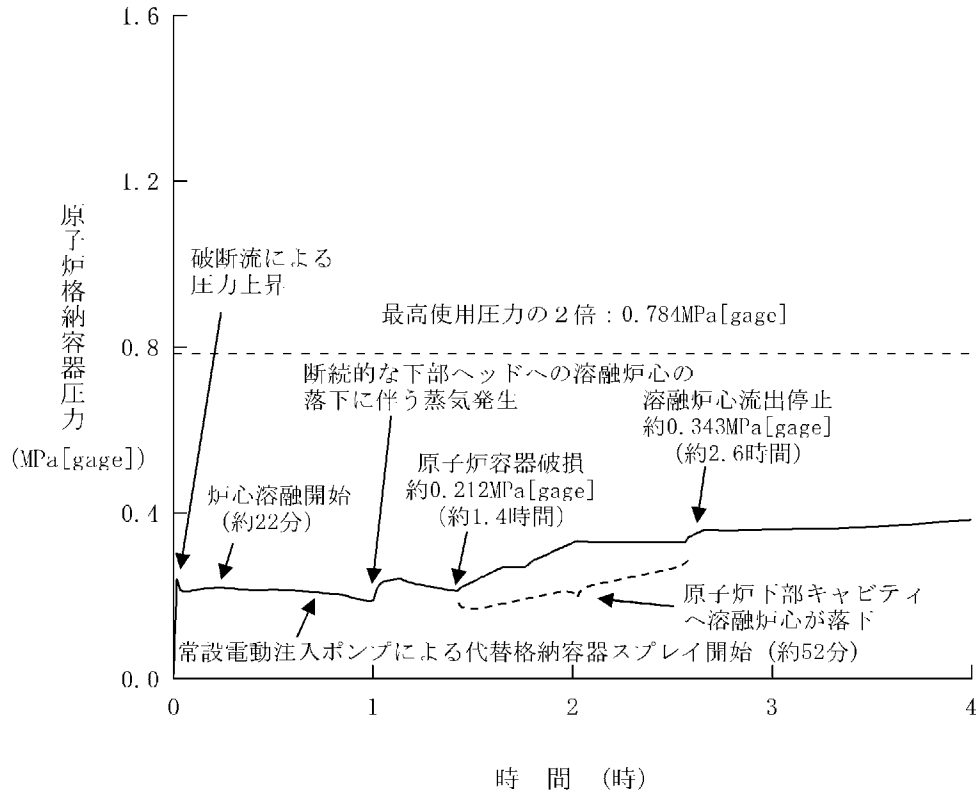
第 7.2.1.1.8 図 燃料最高温度の推移



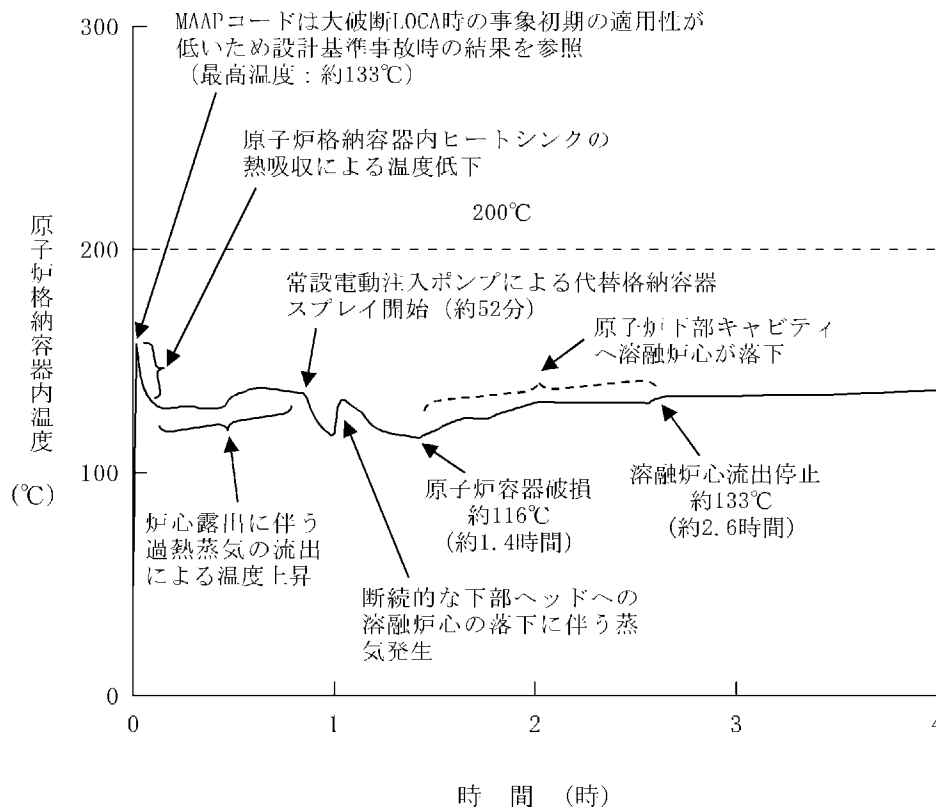
第 7. 2. 1. 1. 9 図 原子炉格納容器圧力の推移



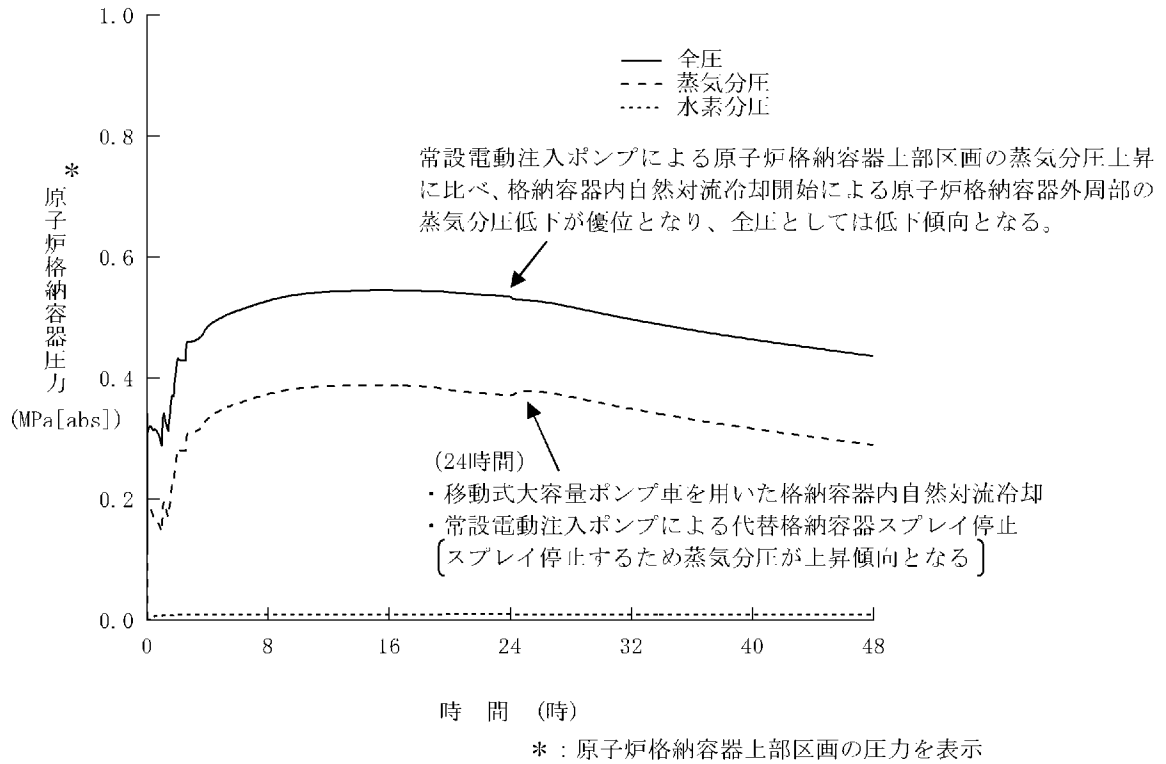
第 7. 2. 1. 1. 10 図 原子炉格納容器内温度の推移



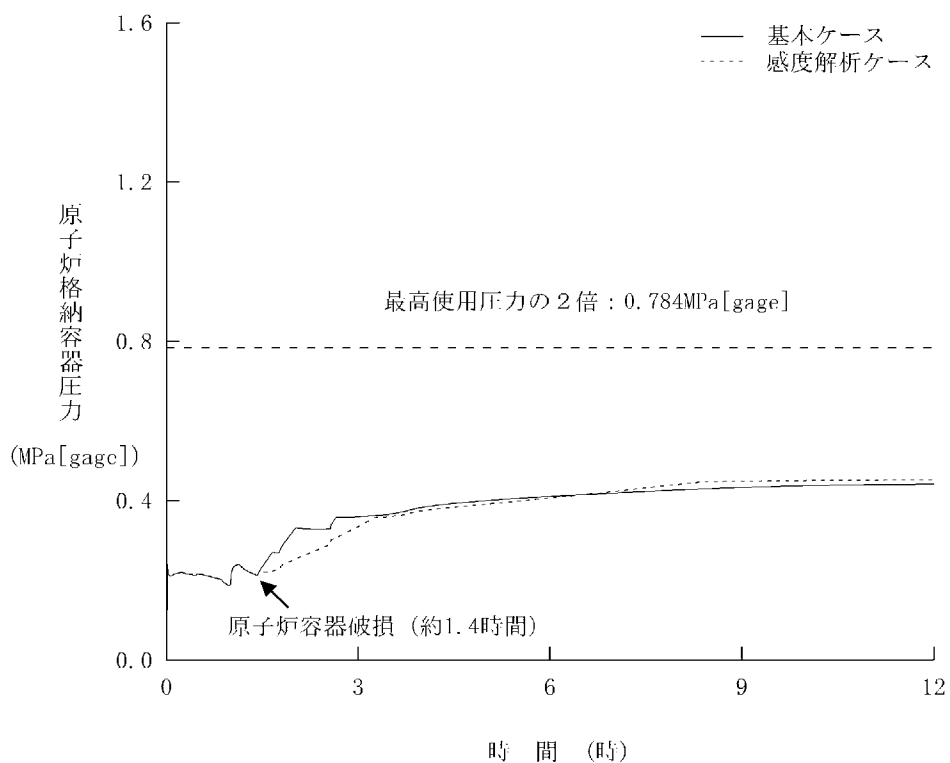
第 7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)



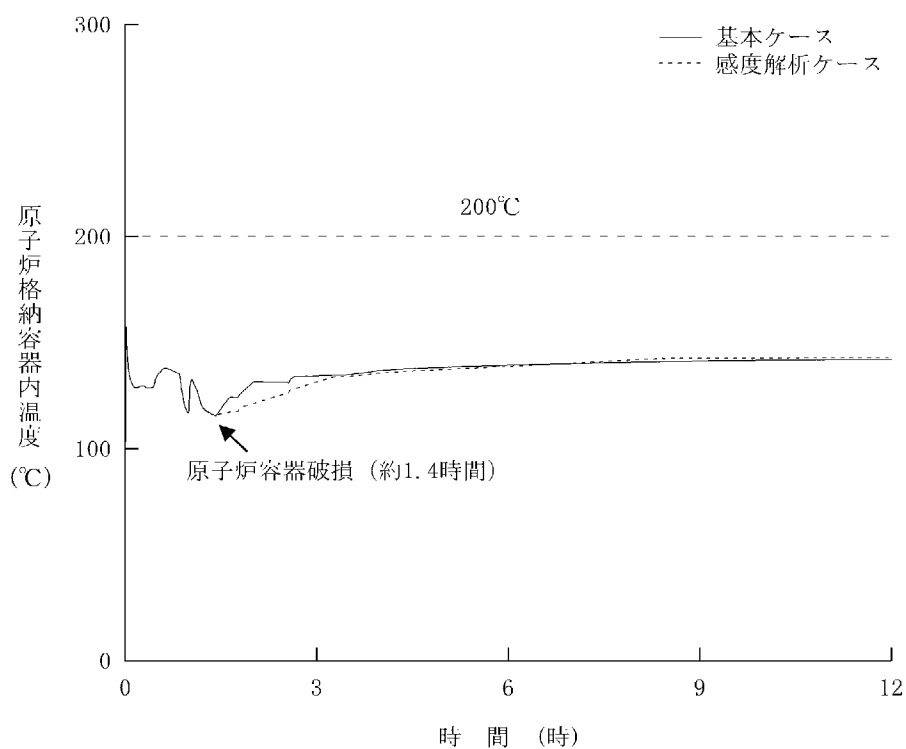
第 7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器内温度の推移 (～4時間)



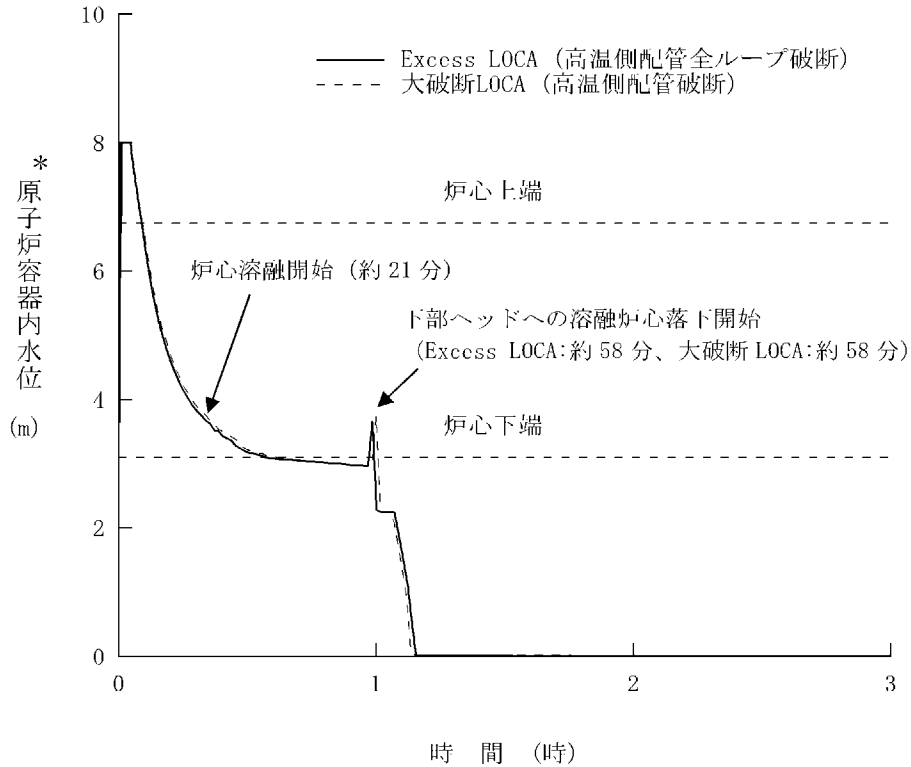
第 7. 2. 1. 1. 13 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧) の推移



第 7. 2. 1. 1. 14 図 原子炉格納容器圧力の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

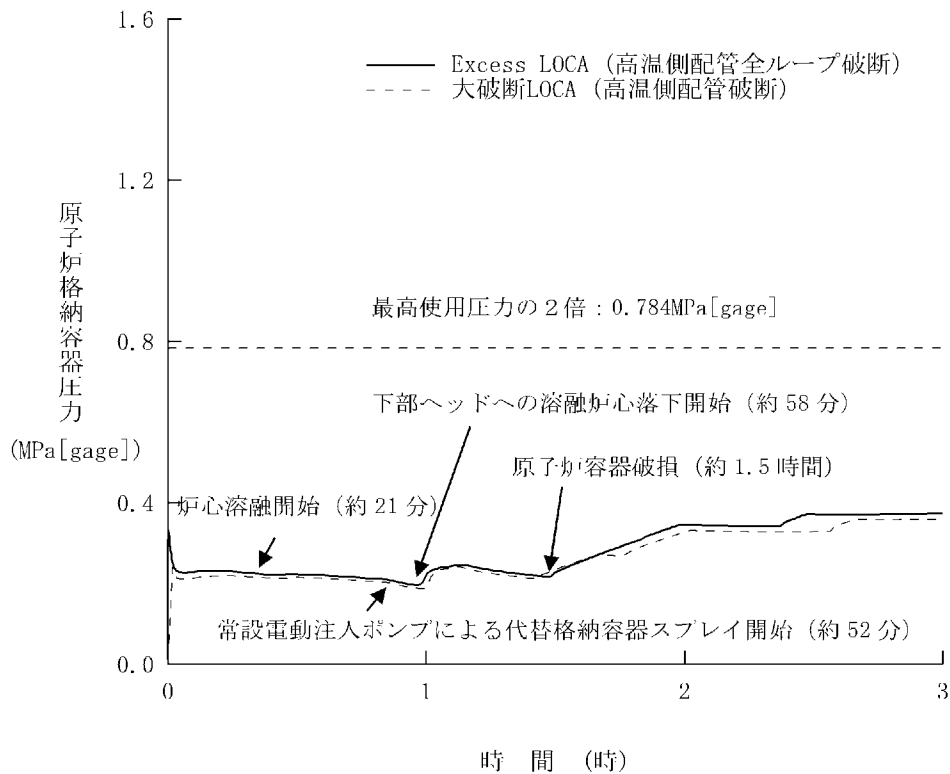


第 7. 2. 1. 1. 15 図 原子炉格納容器内温度の推移
(溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

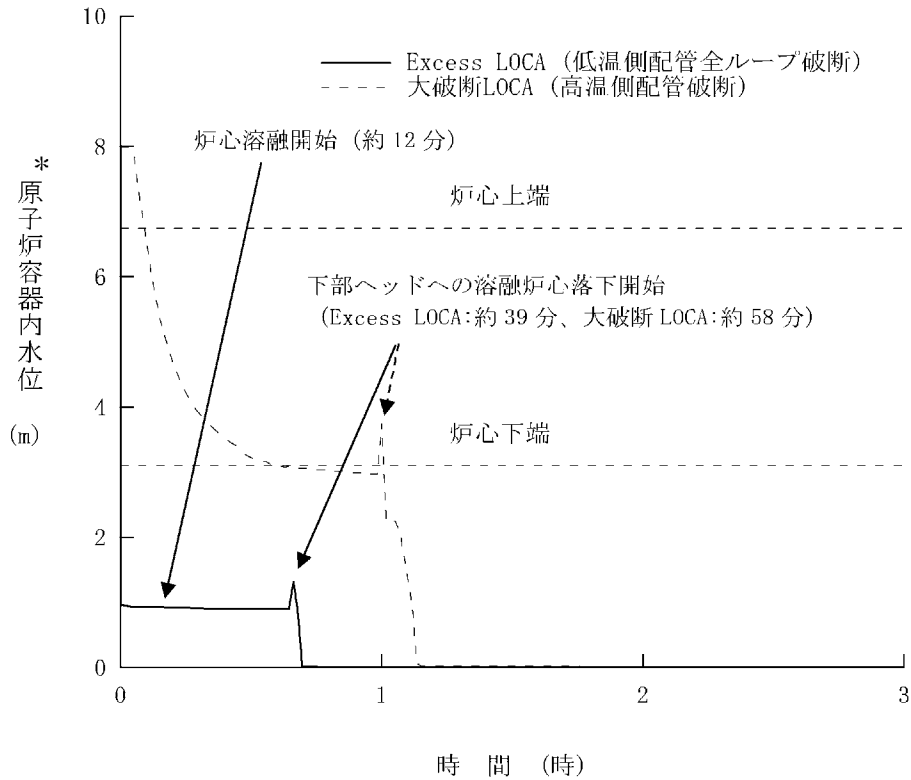


* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.16 図 原子炉容器内水位の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

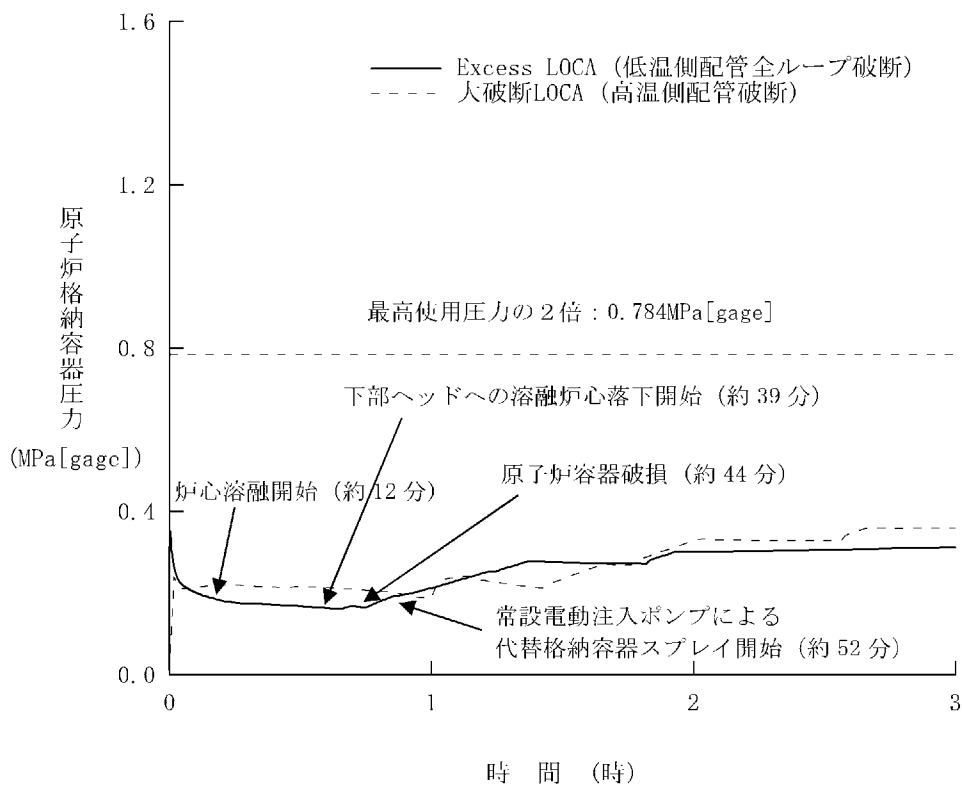


第 7.2.1.1.17 図 原子炉格納容器圧力の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

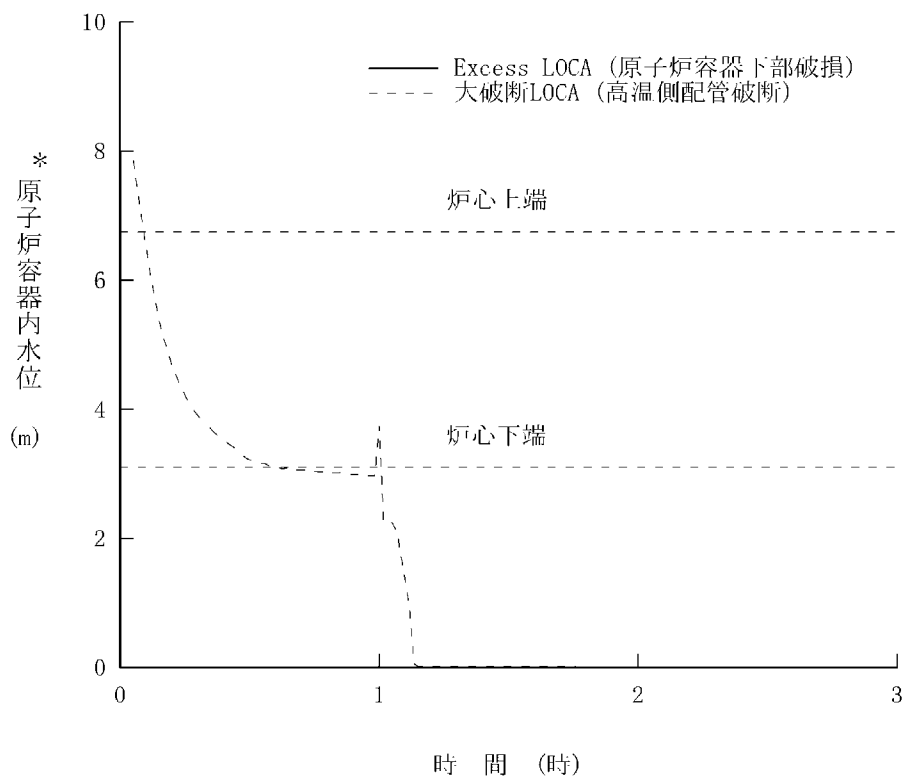


* : 原子炉容器内水位は入口ノズルト端を上限とした気泡水位を表示

第 7. 2. 1. 1. 18 図 原子炉容器内水位の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

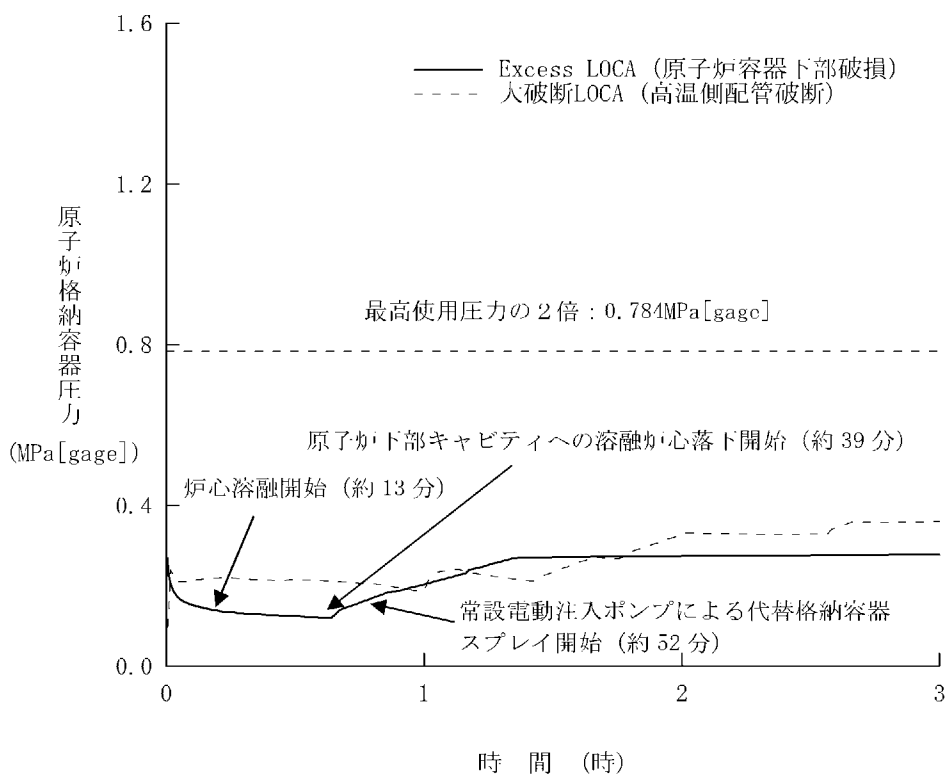


第 7. 2. 1. 1. 19 図 原子炉格納容器圧力の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

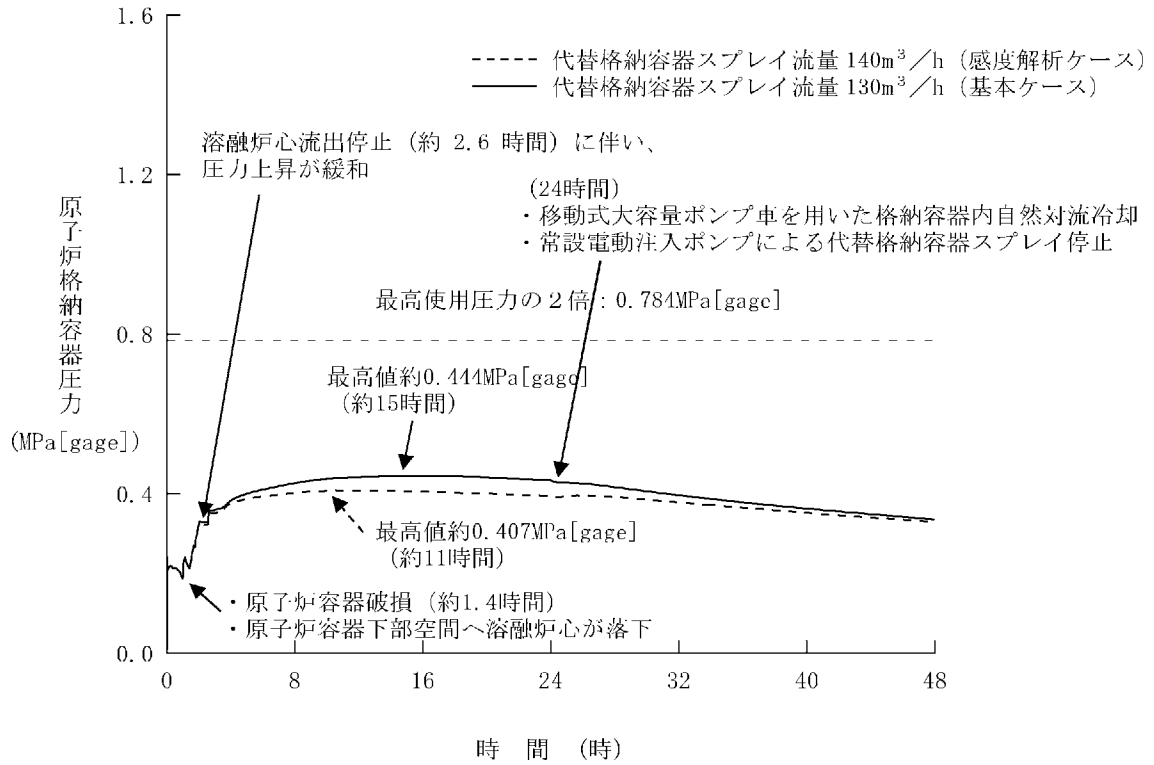


* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

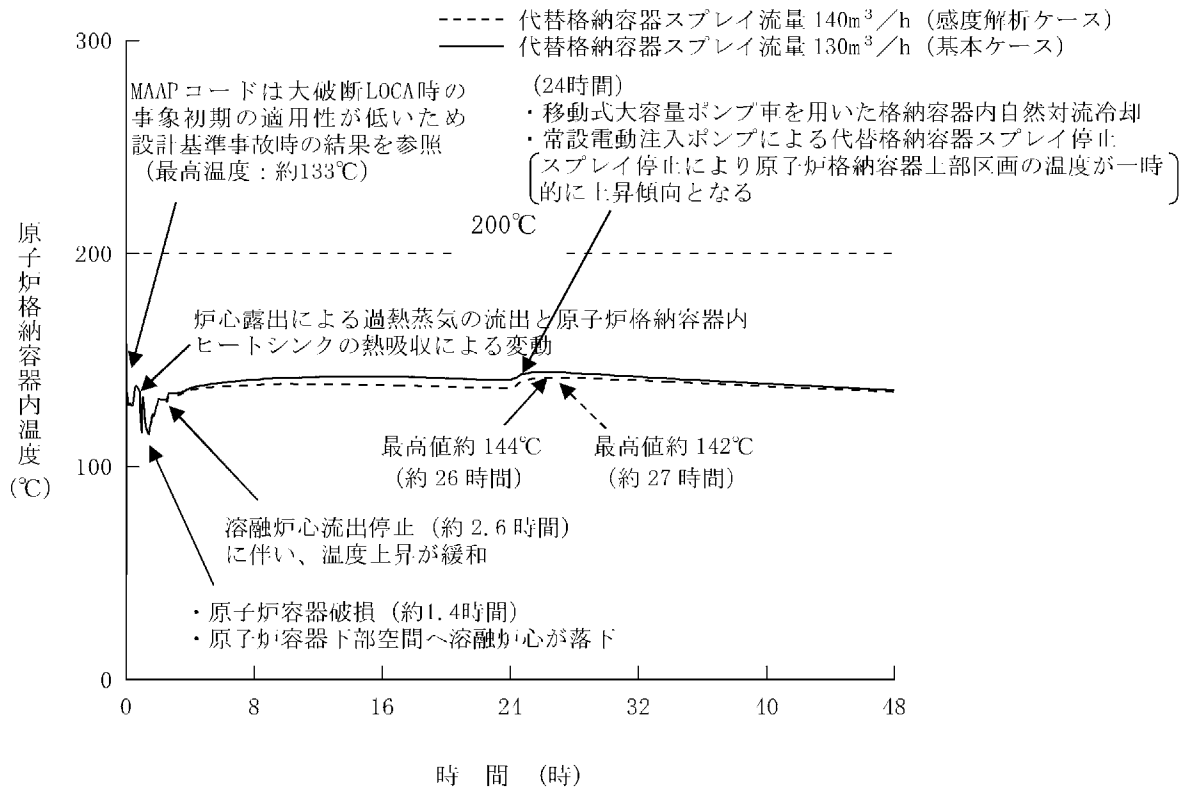
第 7.2.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



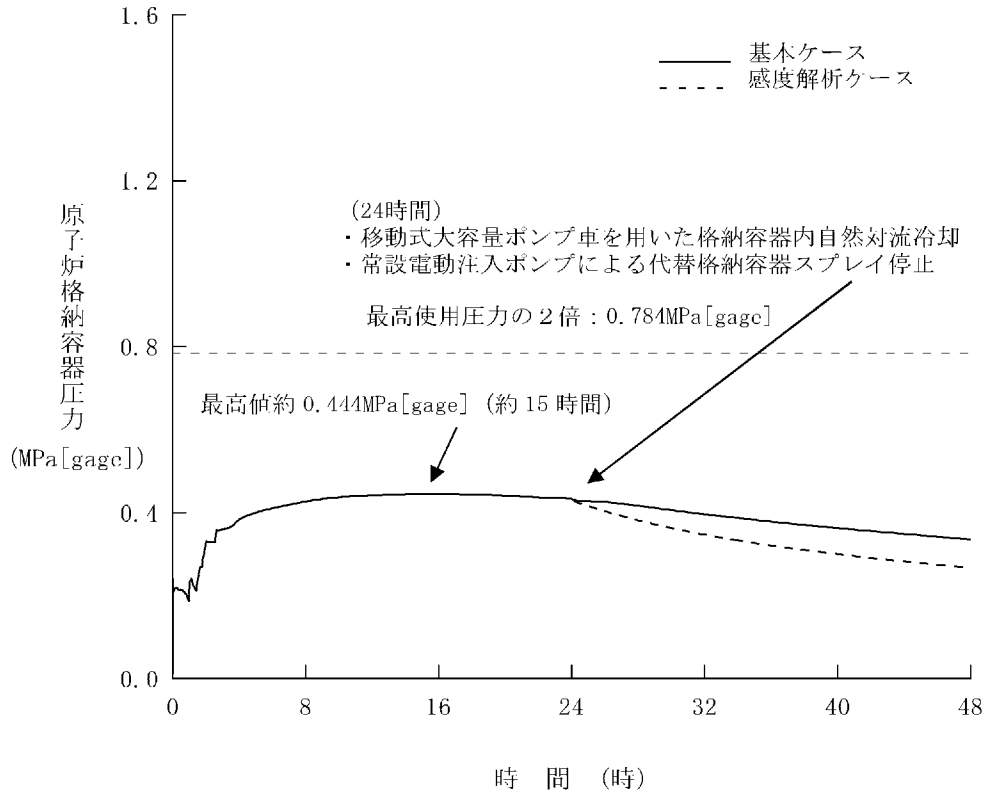
第 7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



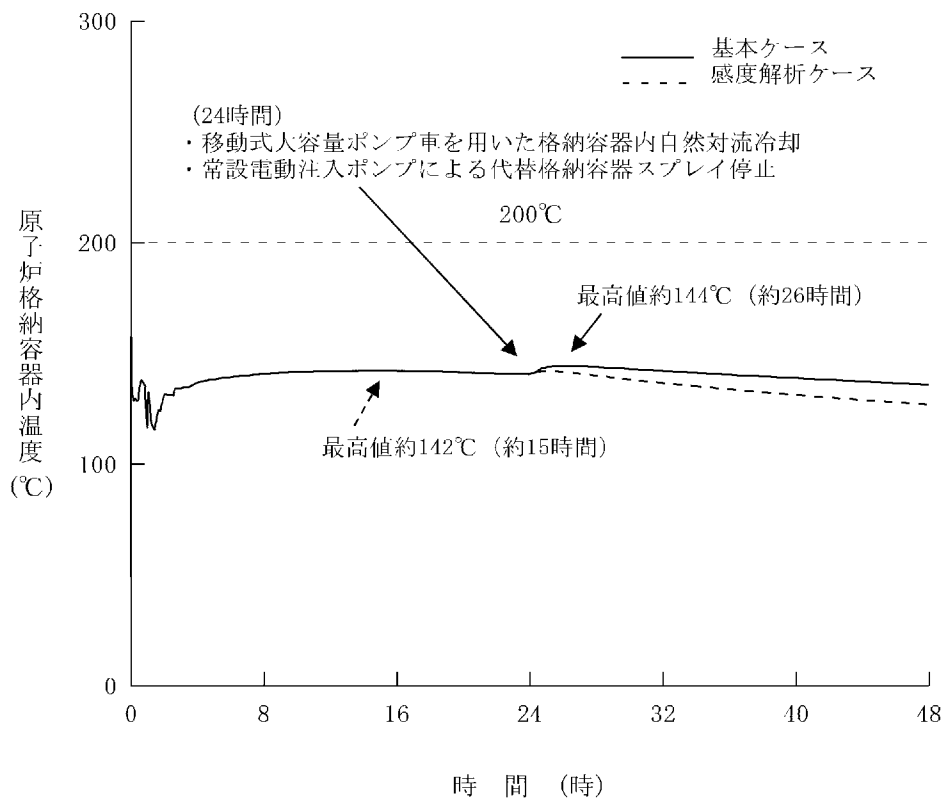
第 7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認)



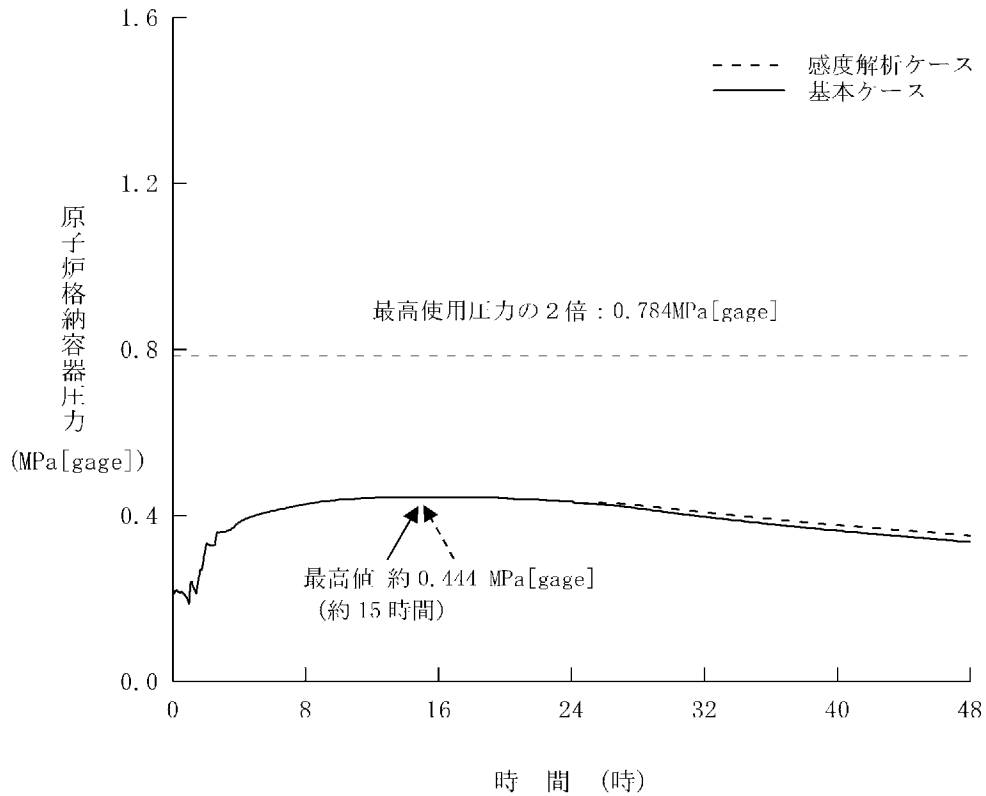
第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器内温度の推移
 (常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認)



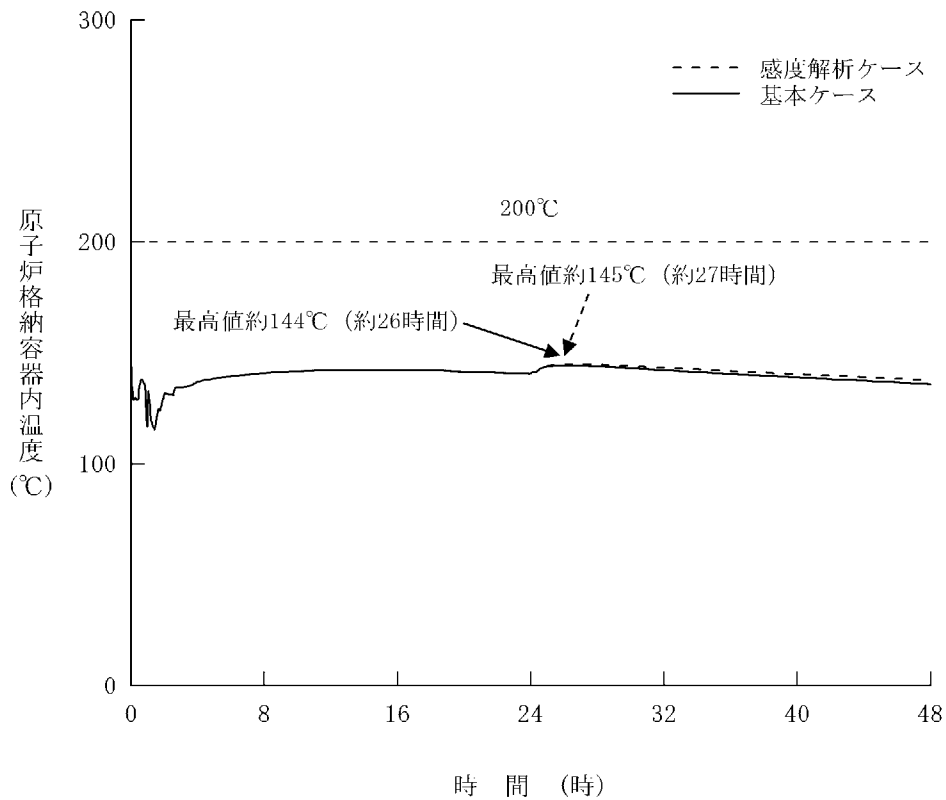
第7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



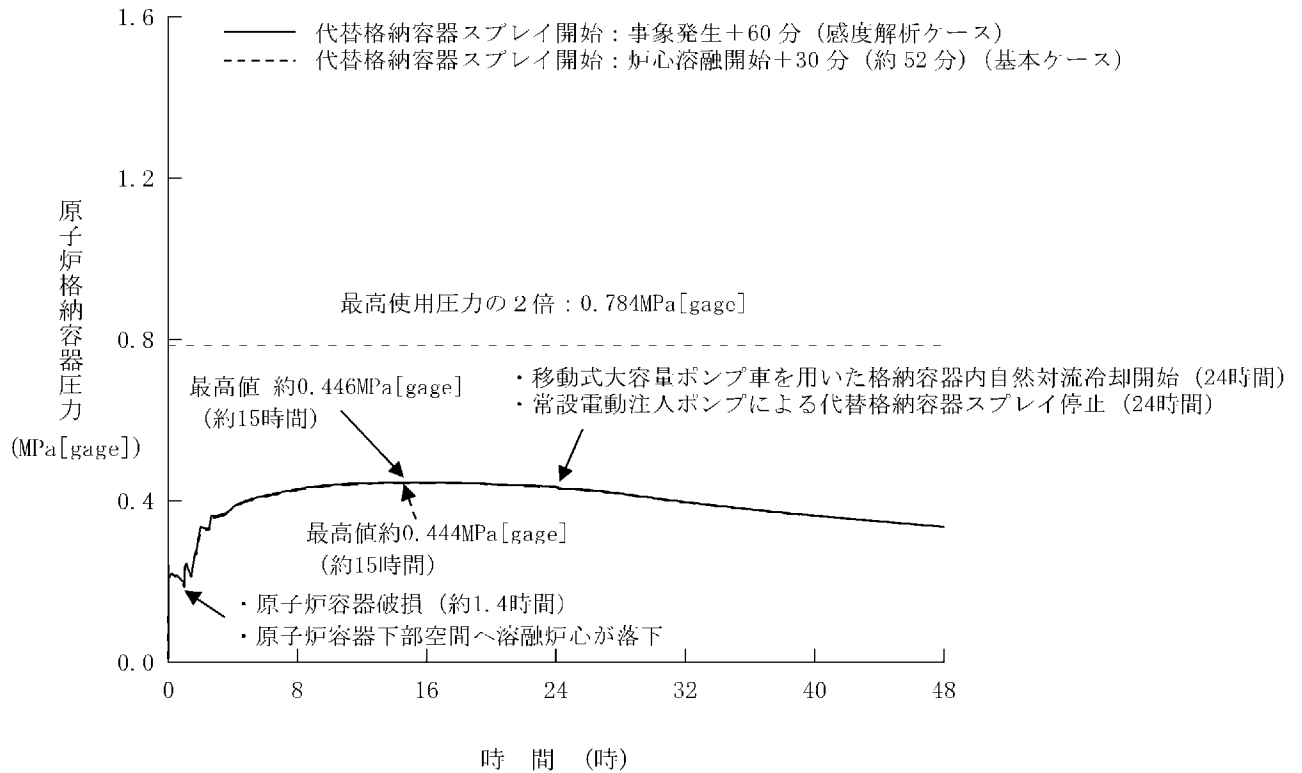
第7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



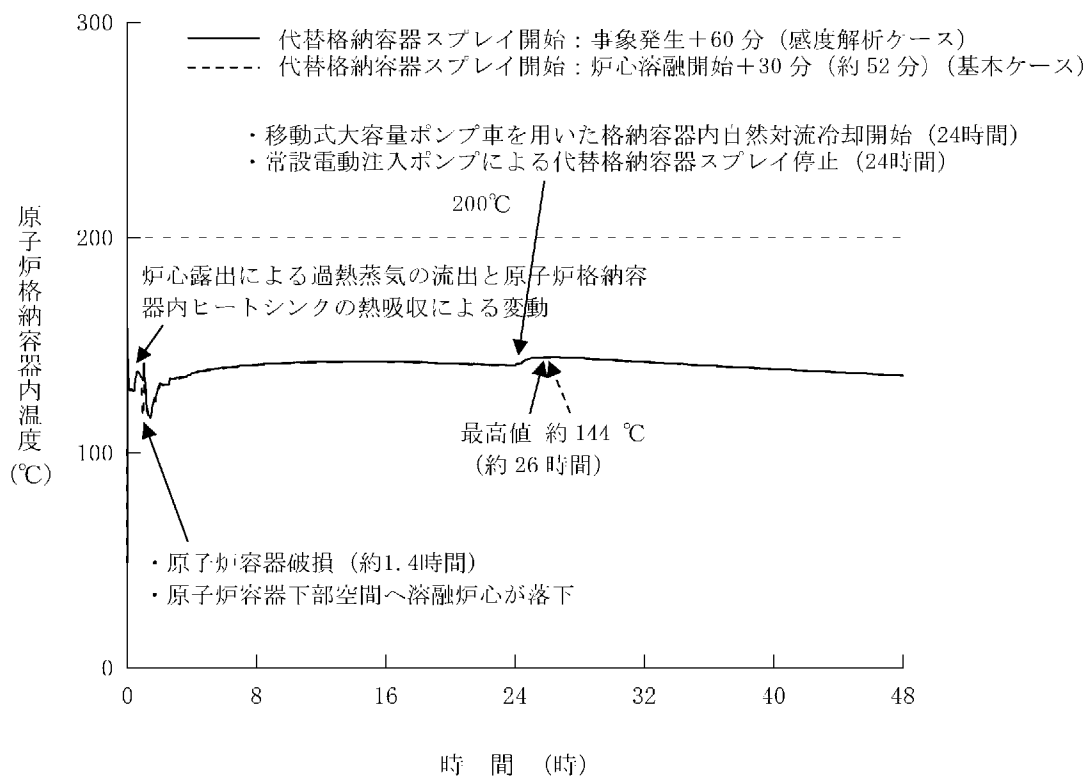
第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)



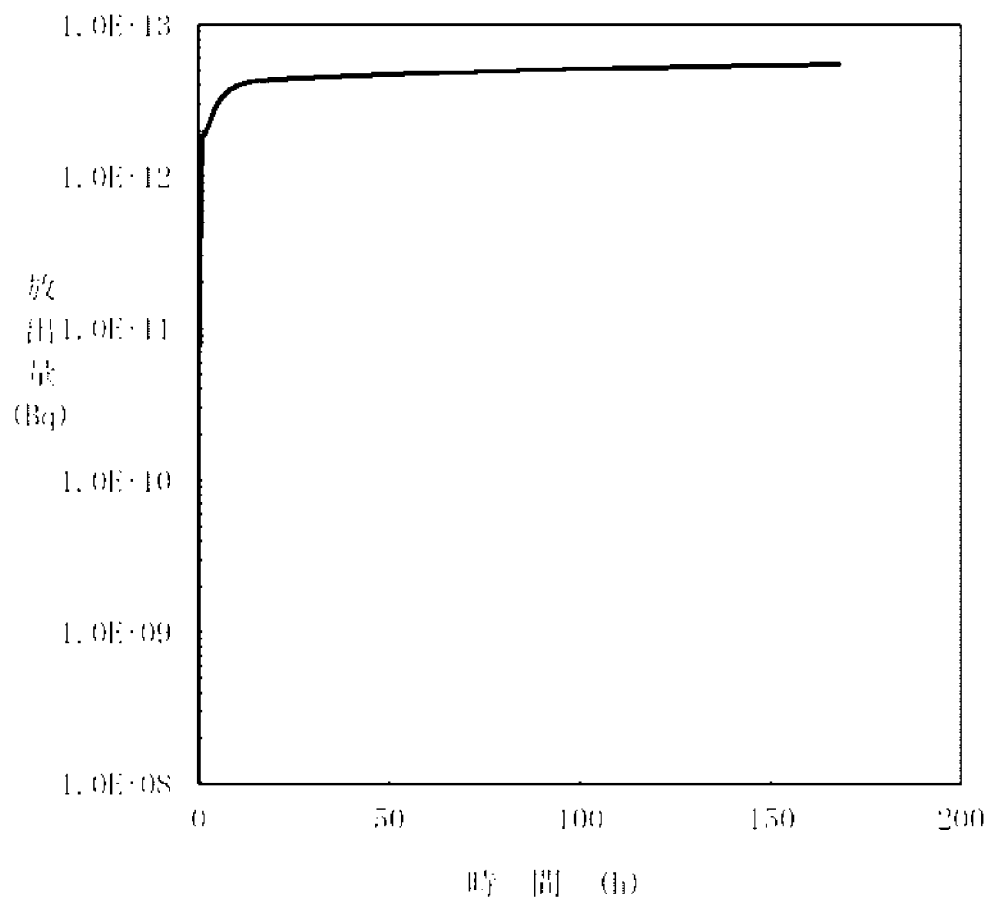
第 7.2.1.1.27 図 原子炉格納容器内温度の推移 (格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)



第7.2.1.1.28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)

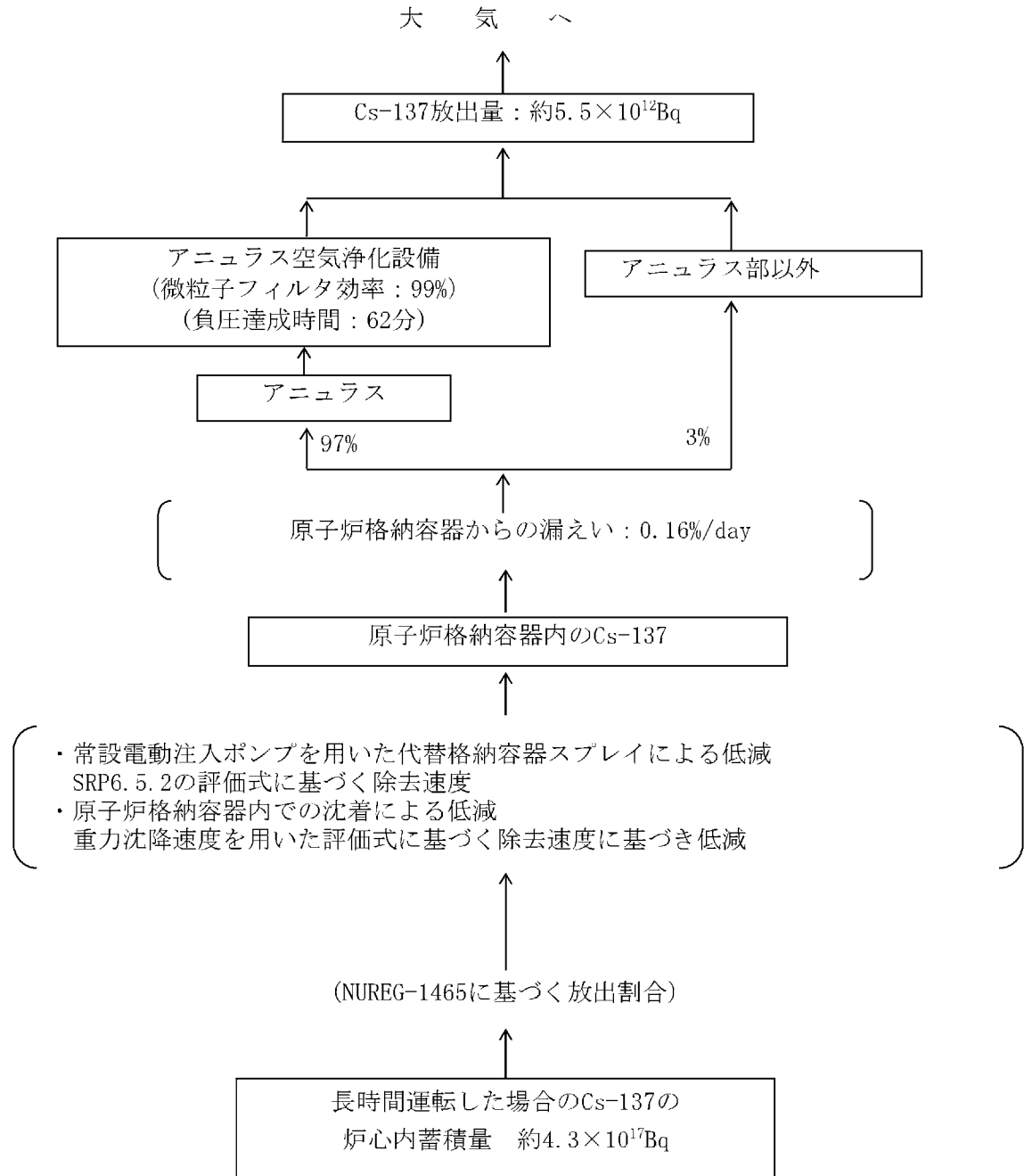


第7.2.1.1.29図 原子炉格納容器内温度の推移
(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

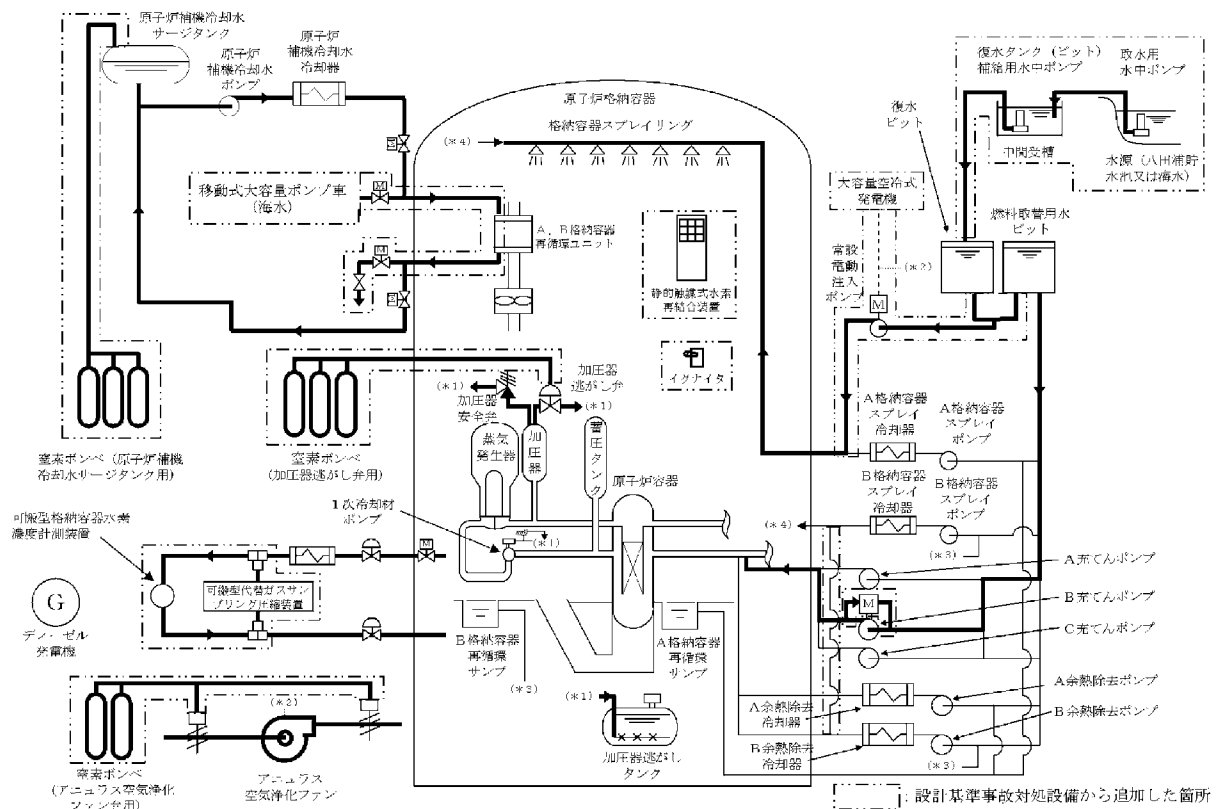


第 7. 2. 1. 1. 30 図 Cs-137 積算放出放射エネルギーの推移

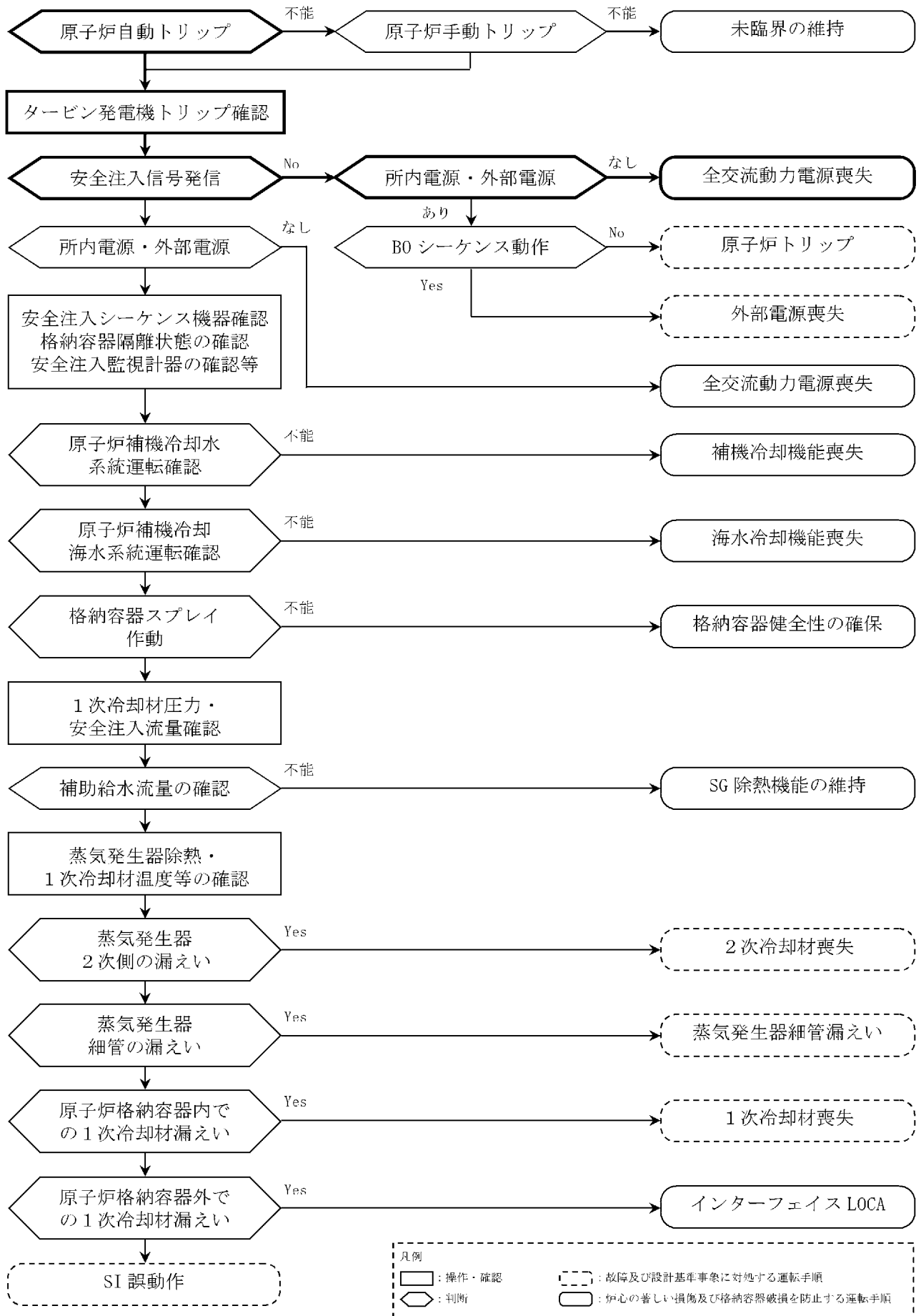
単位：Bq（GROSS値）



第 7.2.1.1.31 図 Cs-137 の大気放出過程

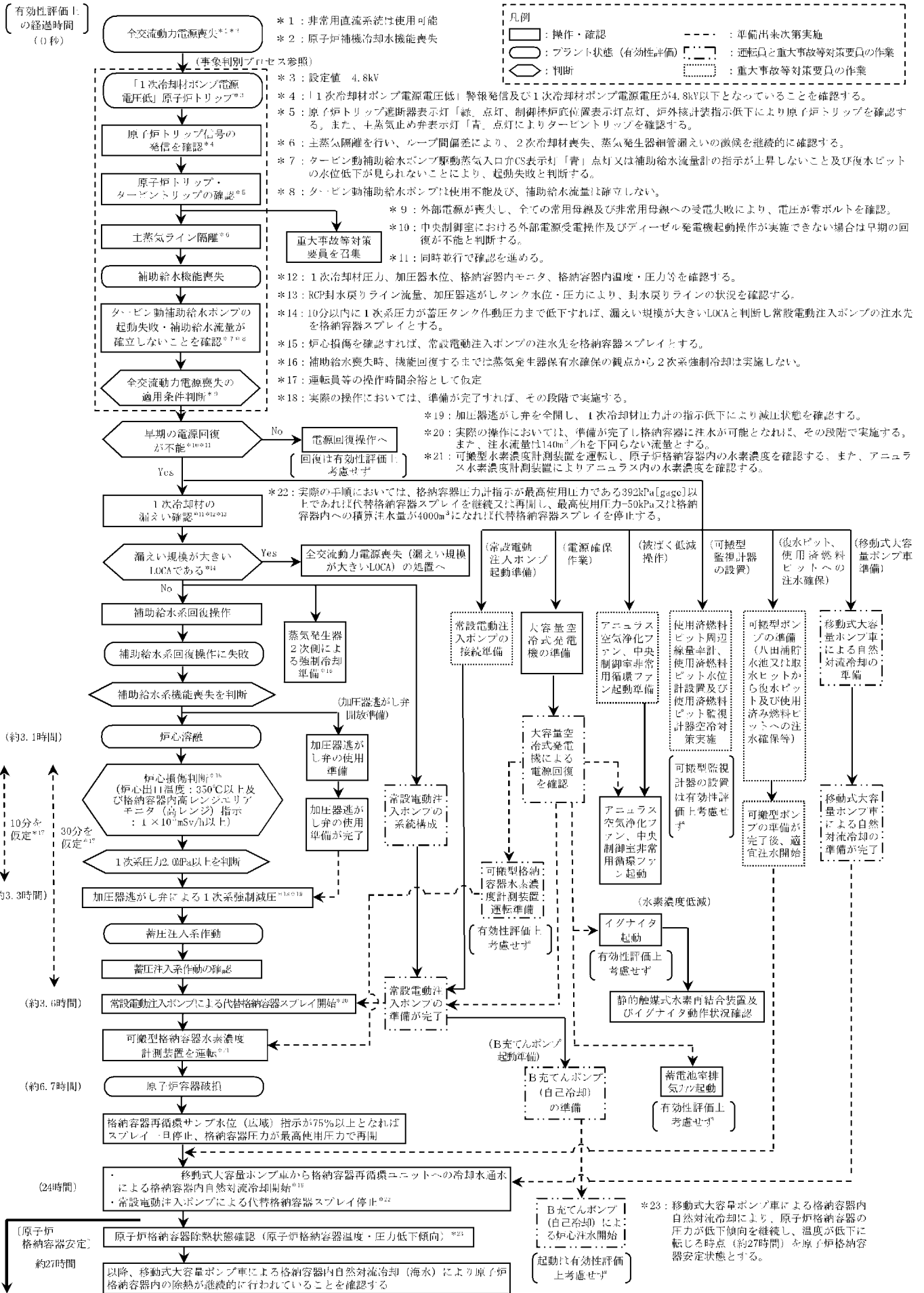


第7.2.1.2.1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策の概略系統図

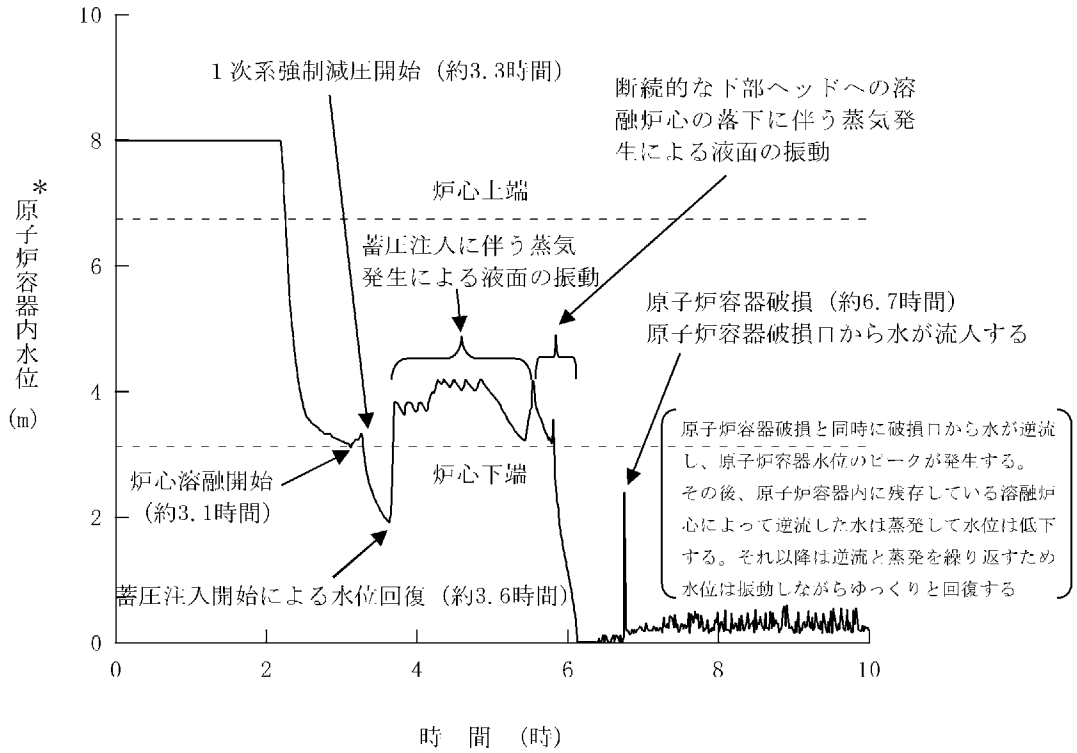


第 7.2.1.2.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（事象判別プロセス）

（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）

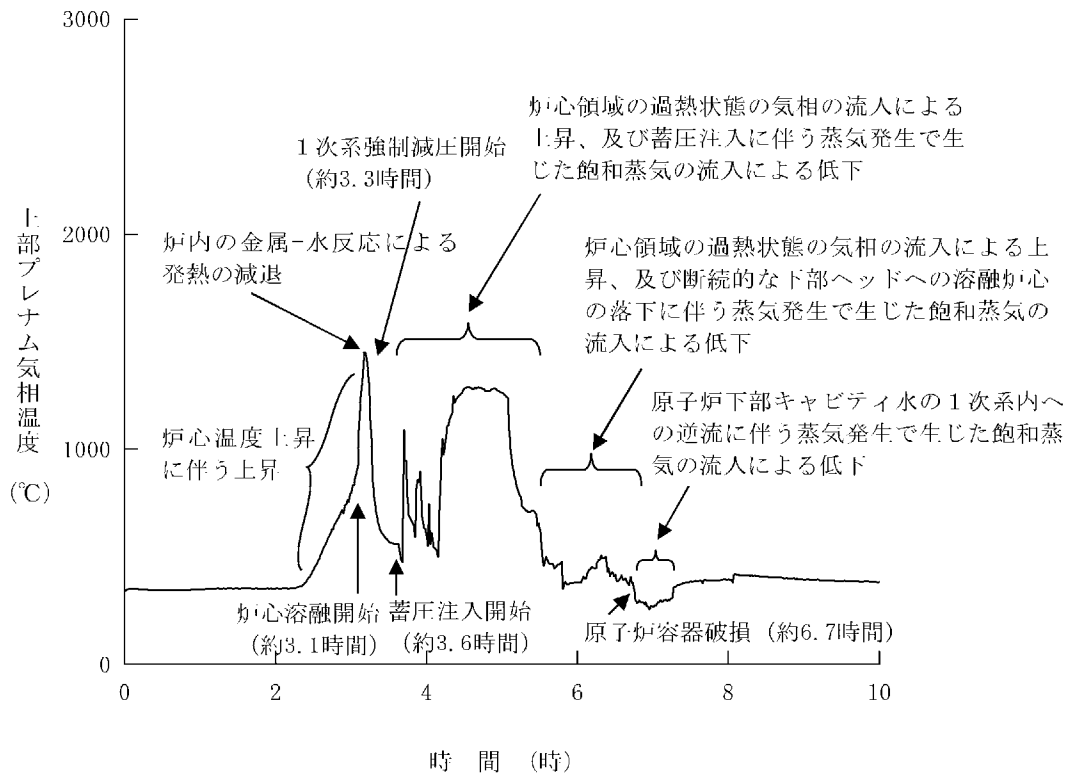


第7.2.1.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展 (外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故)

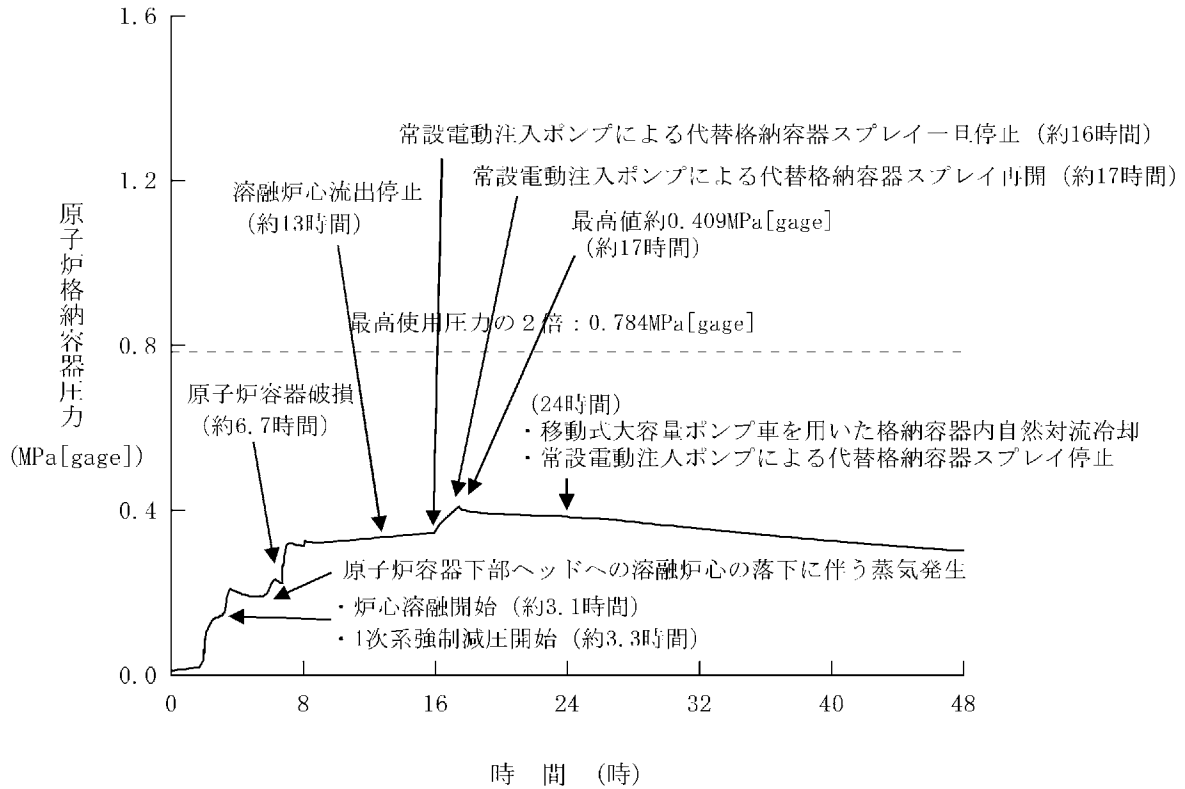


* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

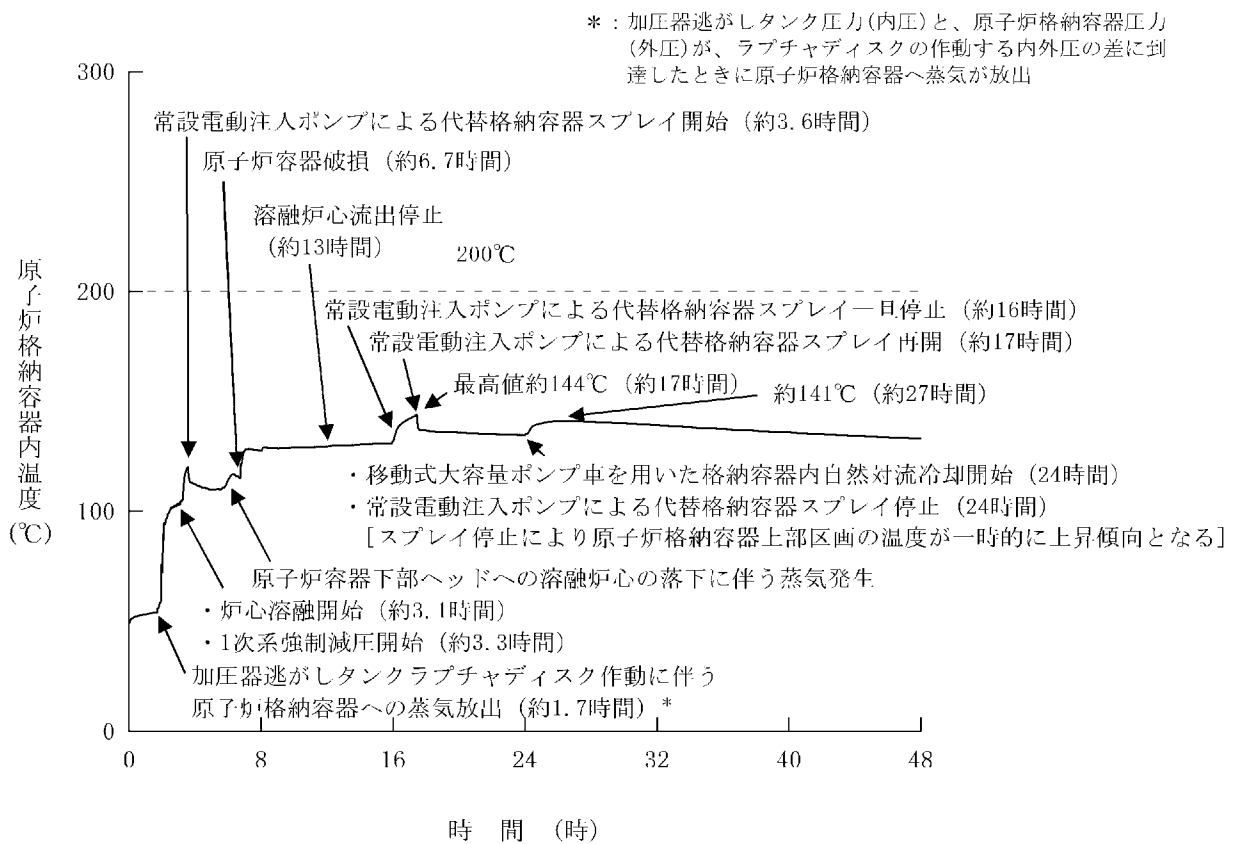
第 7. 2. 1. 2. 6 図 原子炉容器内水位の推移



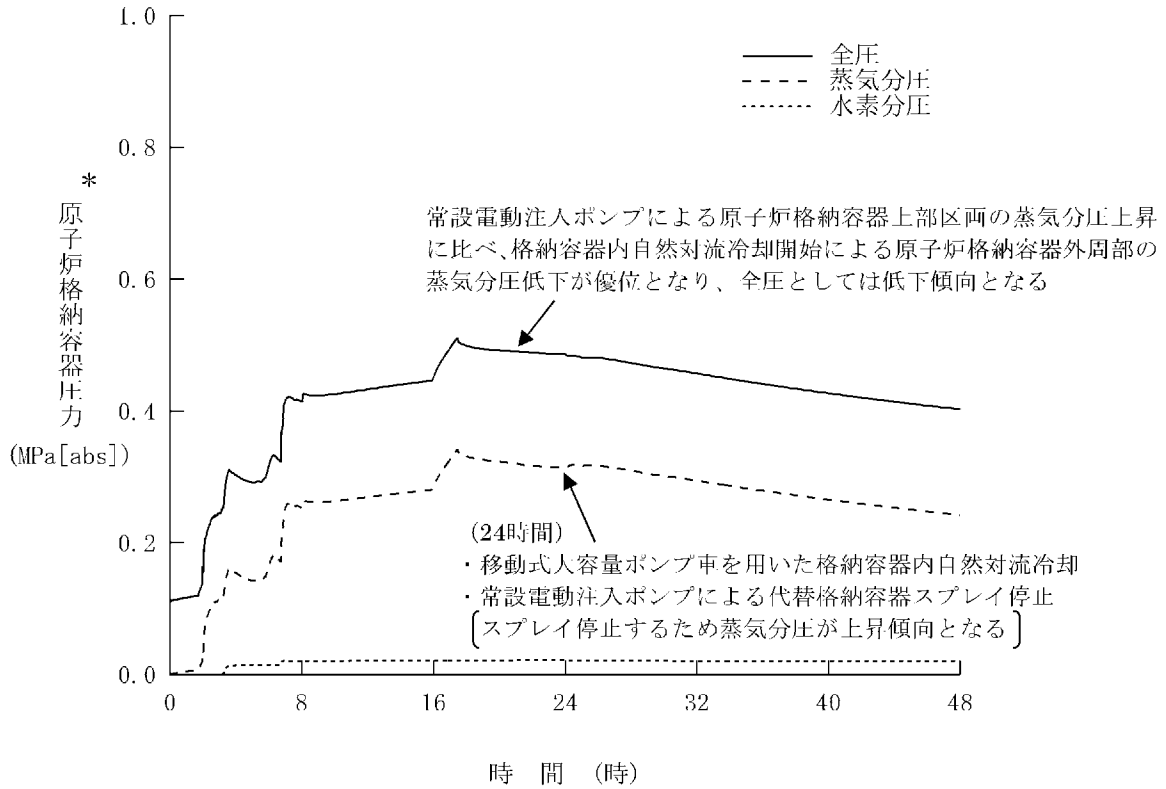
第 7. 2. 1. 2. 7 図 上部プレナム気相温度の推移



第7.2.1.2.8図 原子炉格納容器圧力の推移

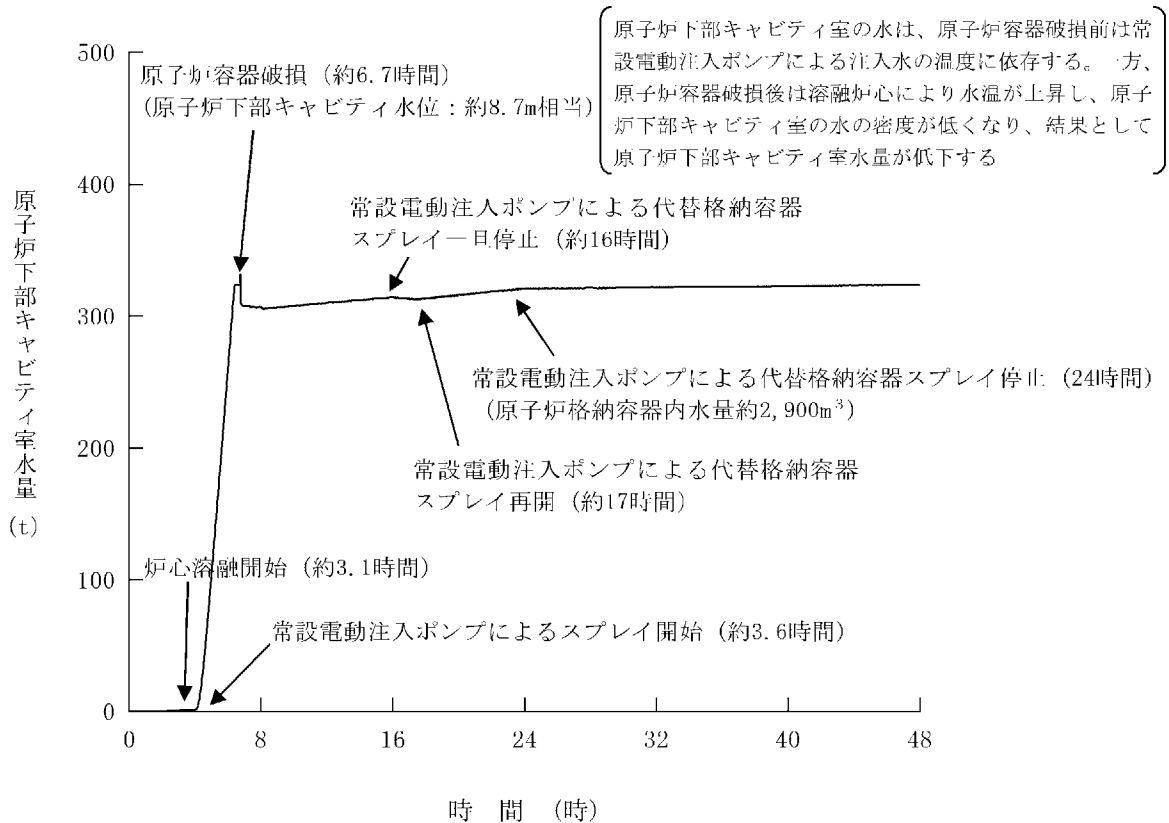


第7.2.1.2.9図 原子炉格納容器内温度の推移

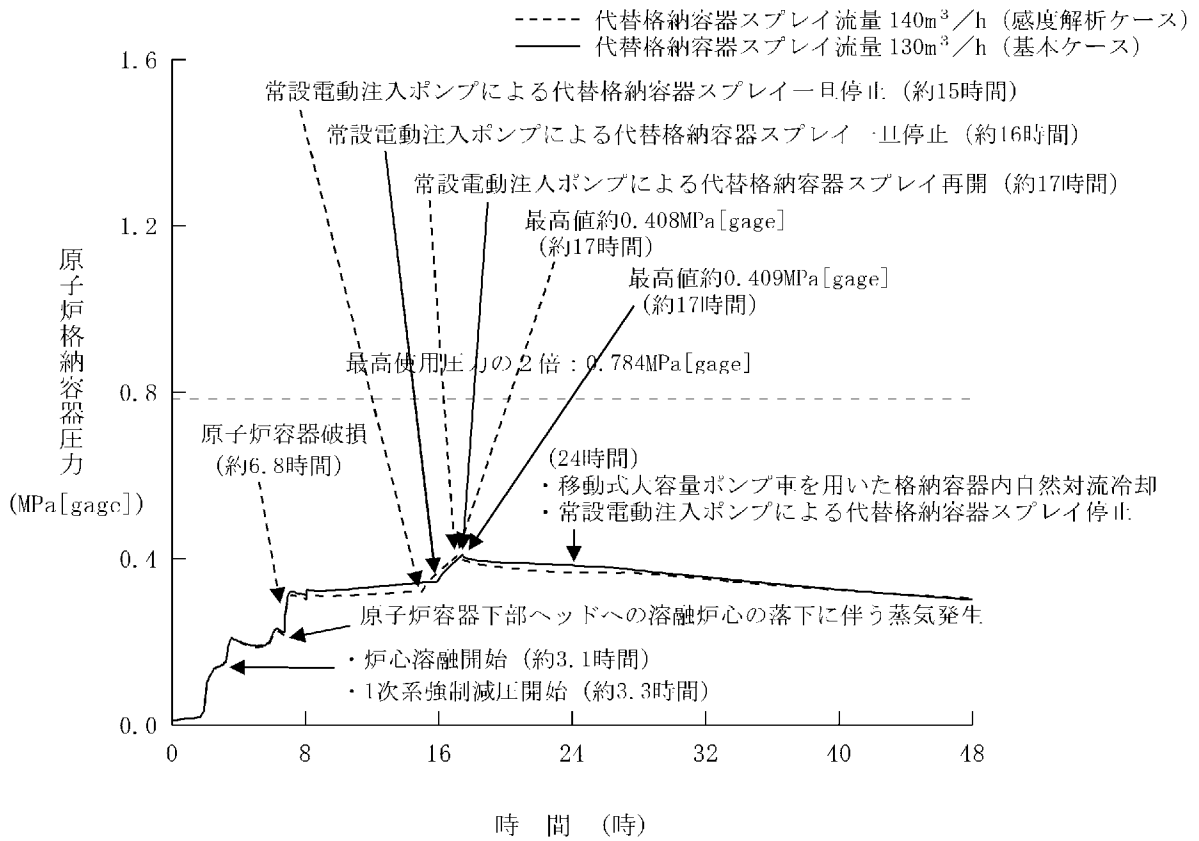


*：原子炉格納容器上部区画の圧力を表示

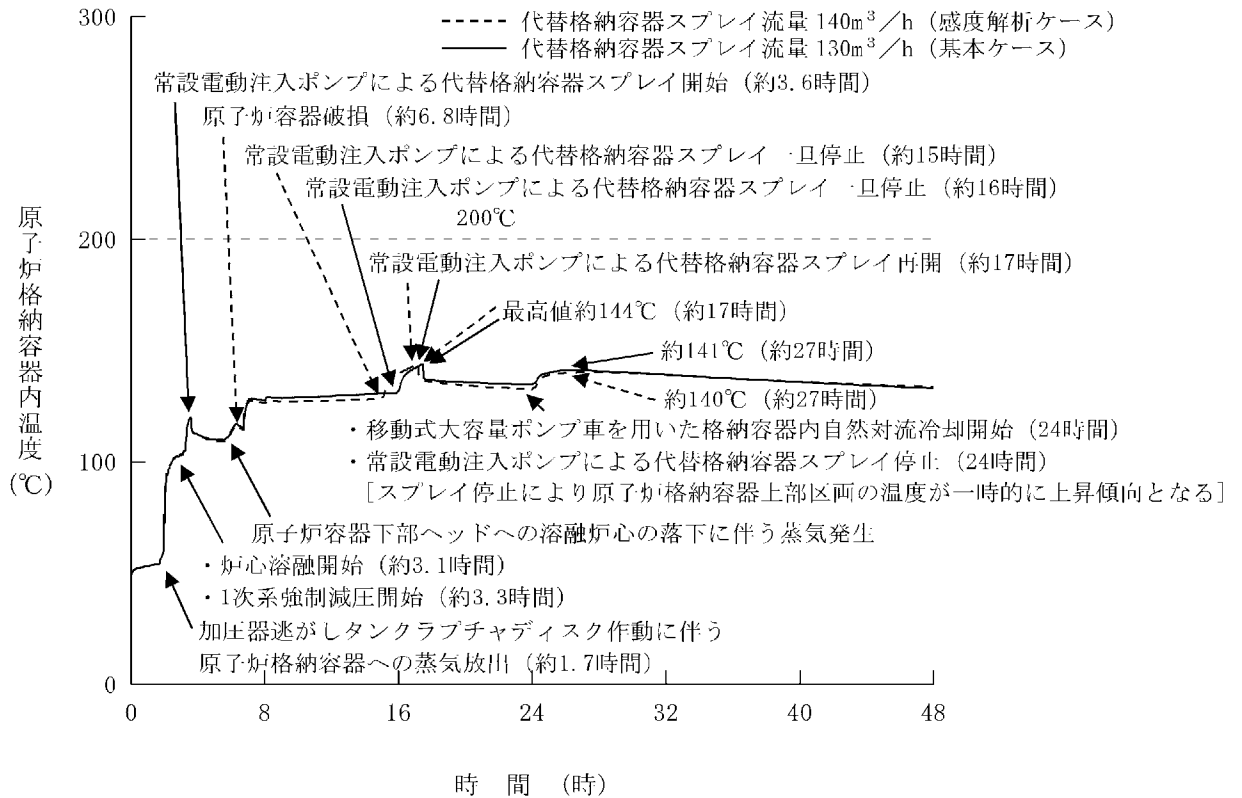
第 7. 2. 1. 2. 10 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧) の推移



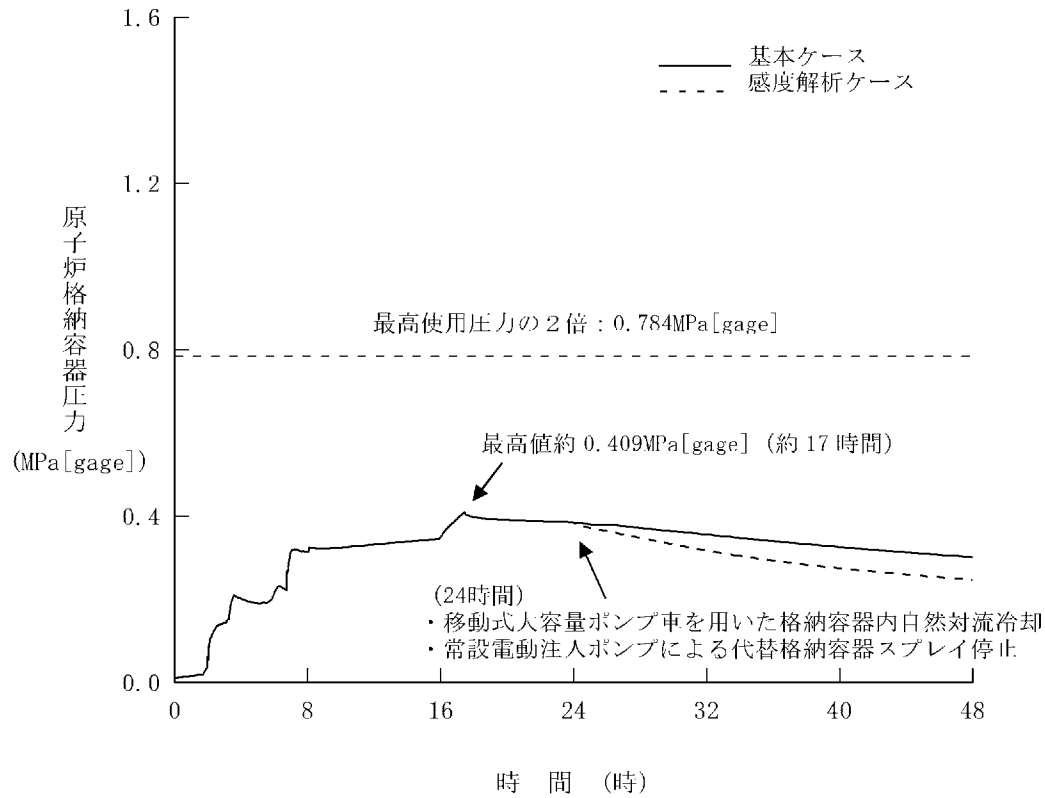
第 7. 2. 1. 2. 11 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移



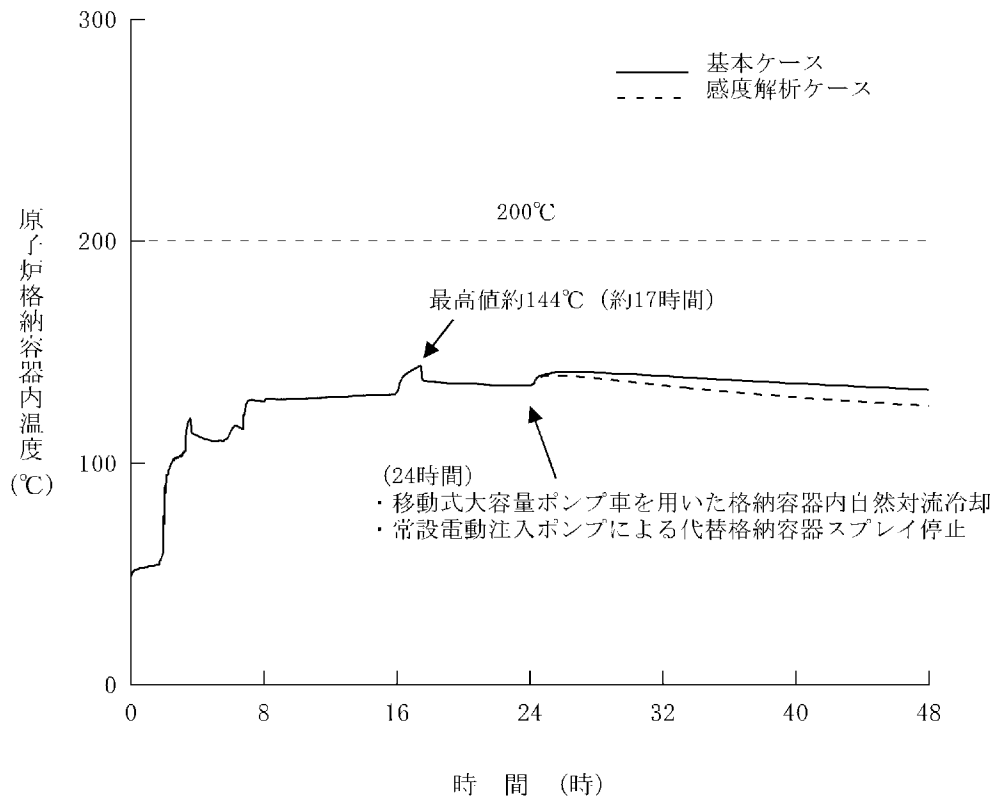
第7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器圧力の推移
 (常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認)



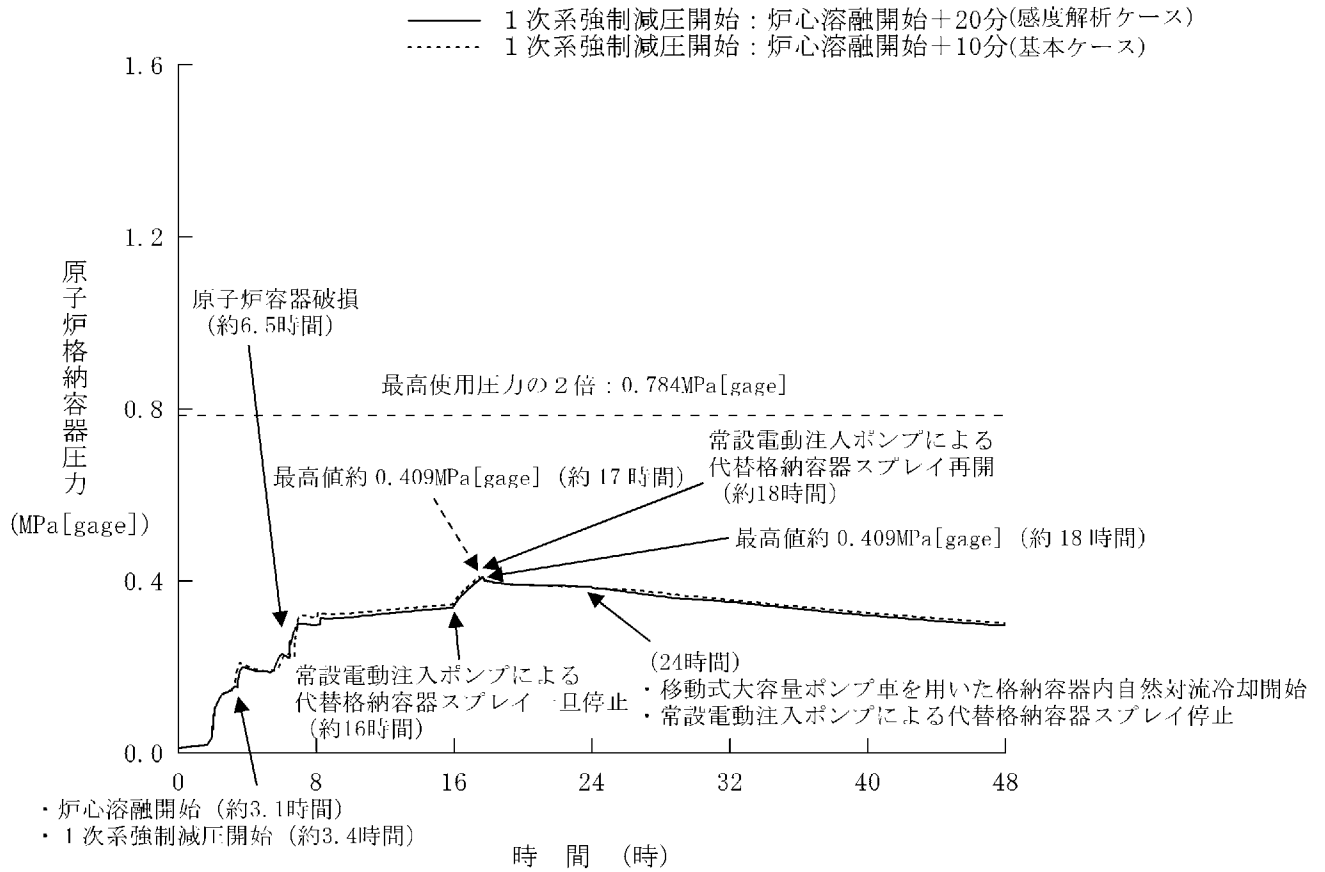
第7.2.1.2.13 図 原子炉格納容器内温度の推移
 (常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認)



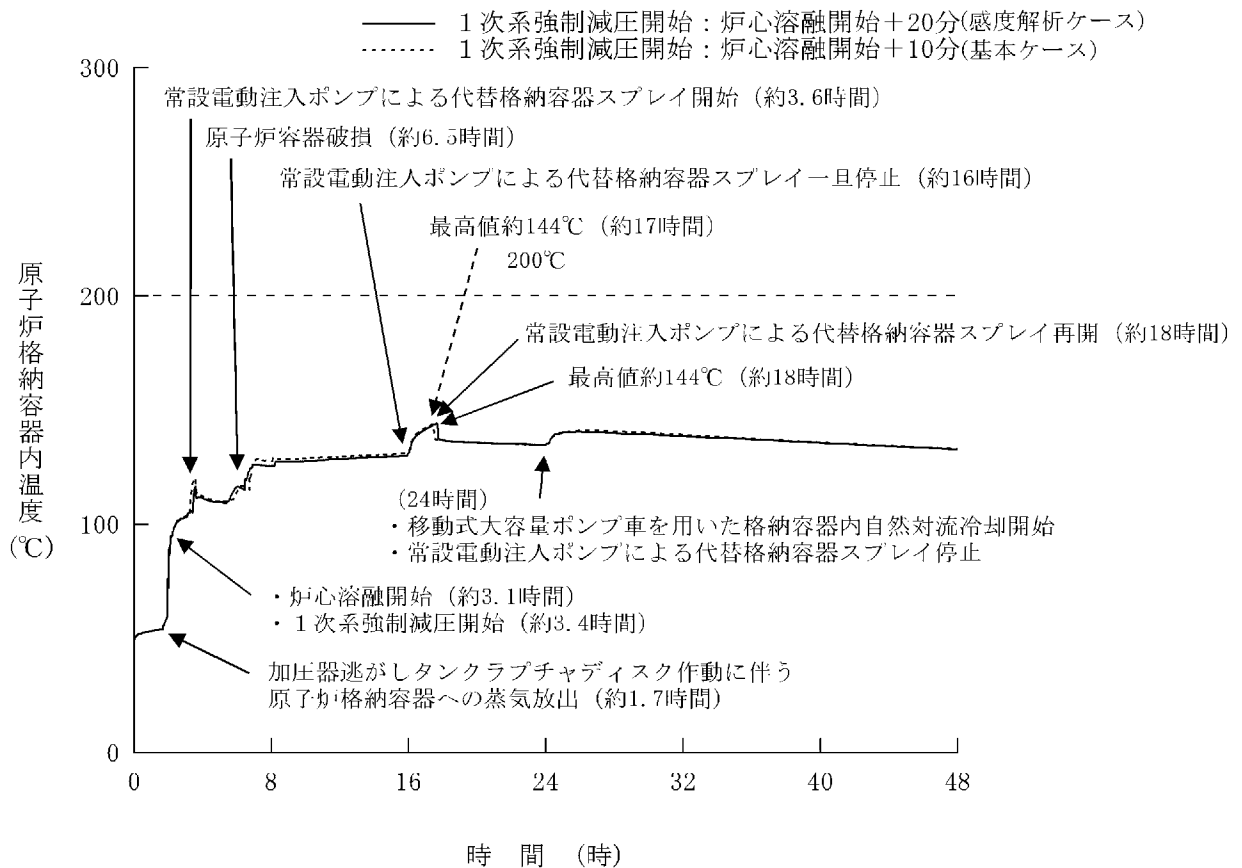
第 7. 2. 1. 2. 14 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



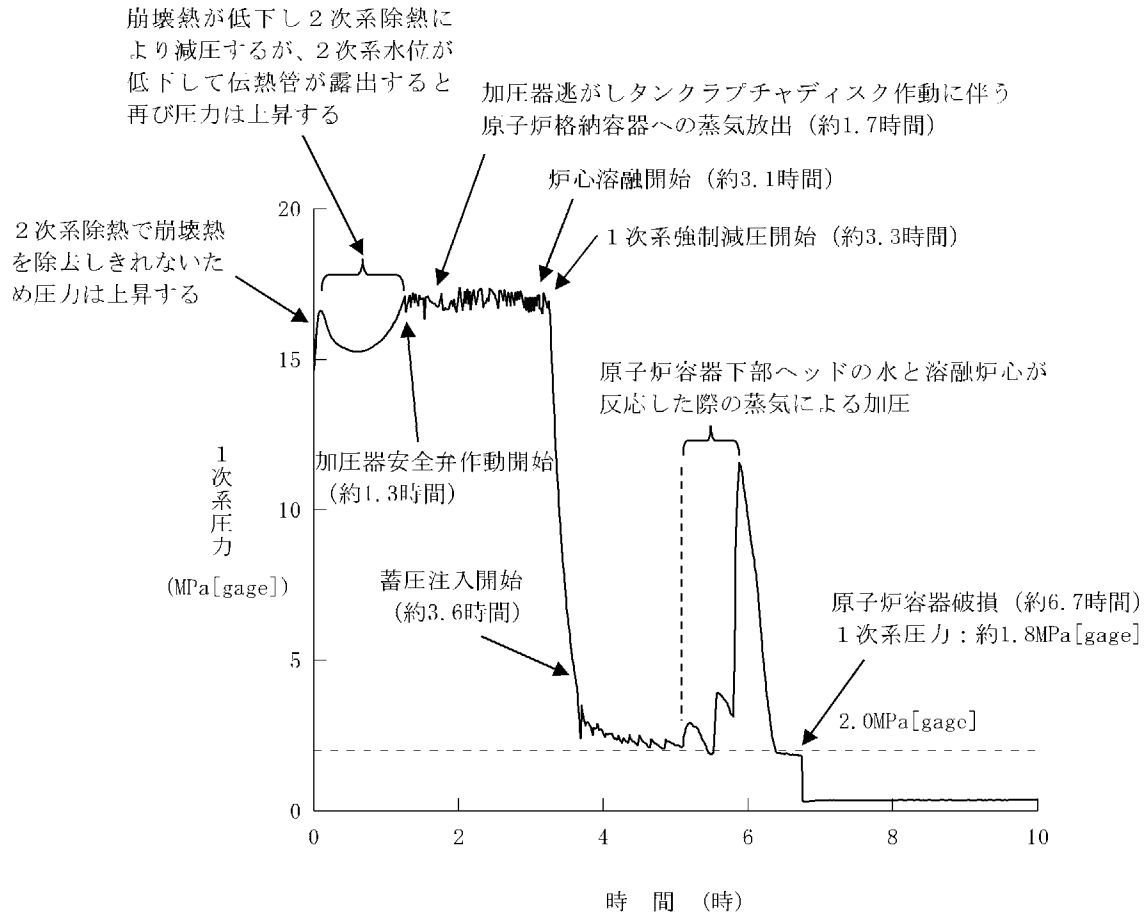
第 7. 2. 1. 2. 15 図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



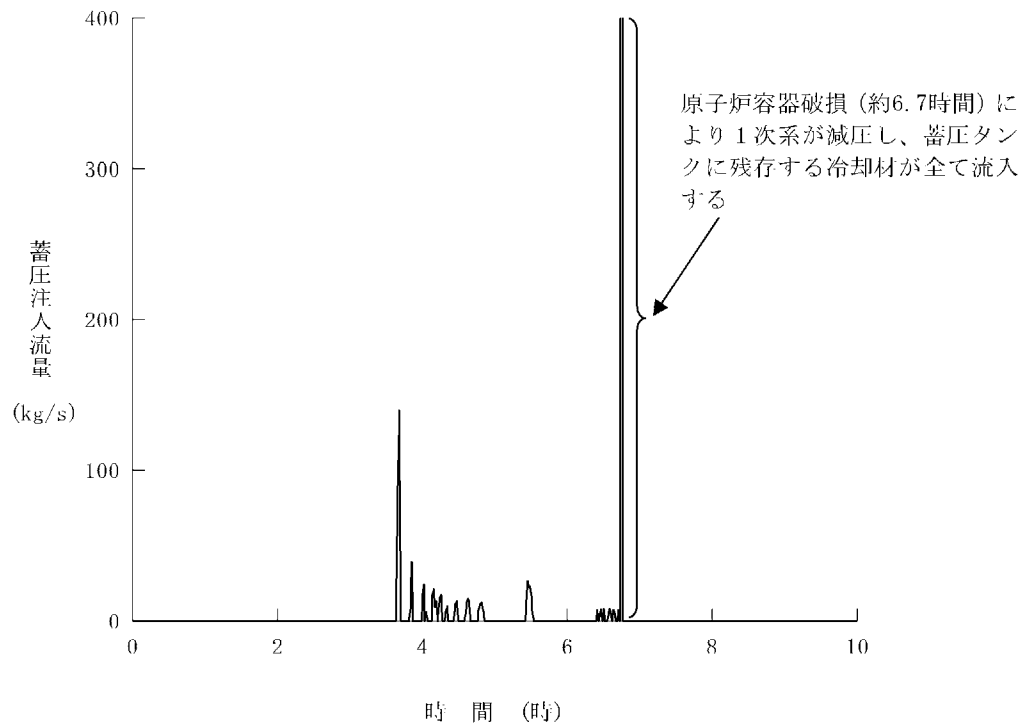
第 7. 2. 1. 2. 16 図 原子炉格納容器圧力の推移
(加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作時間余裕確認)



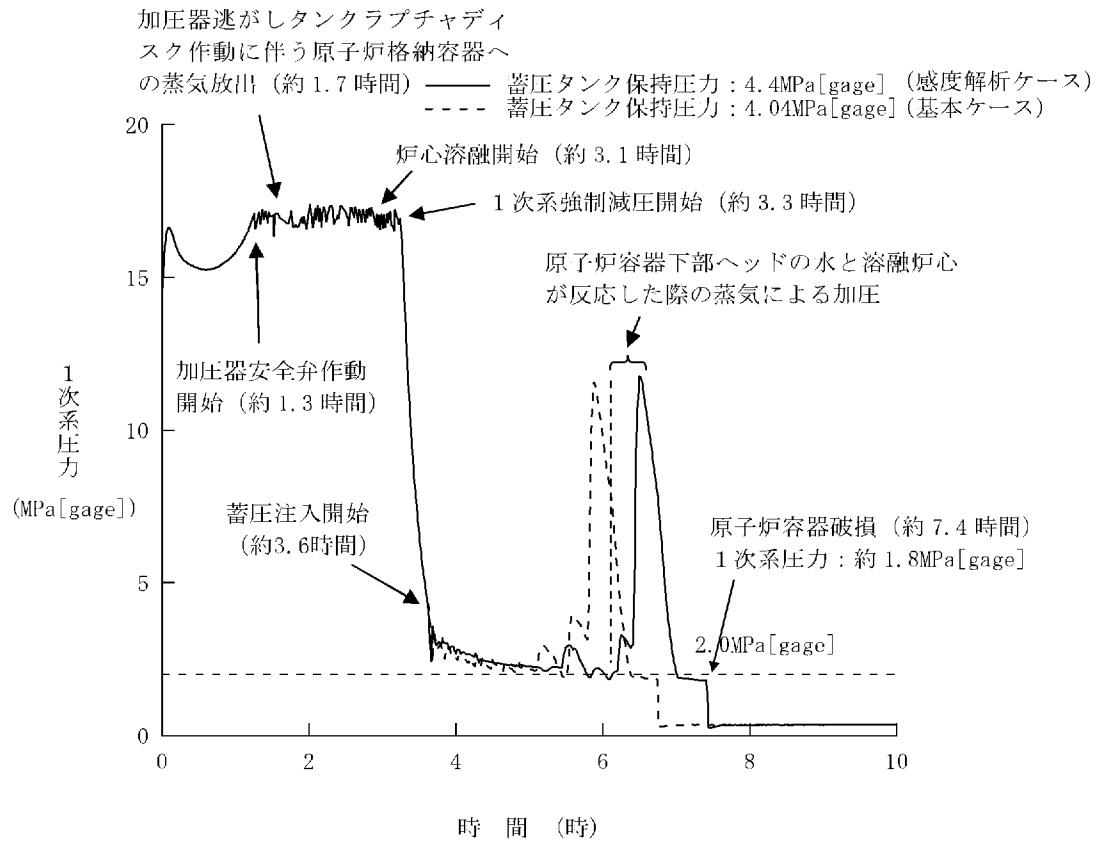
第 7. 2. 1. 2. 17 図 原子炉格納容器内温度の推移
(加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作時間余裕確認)



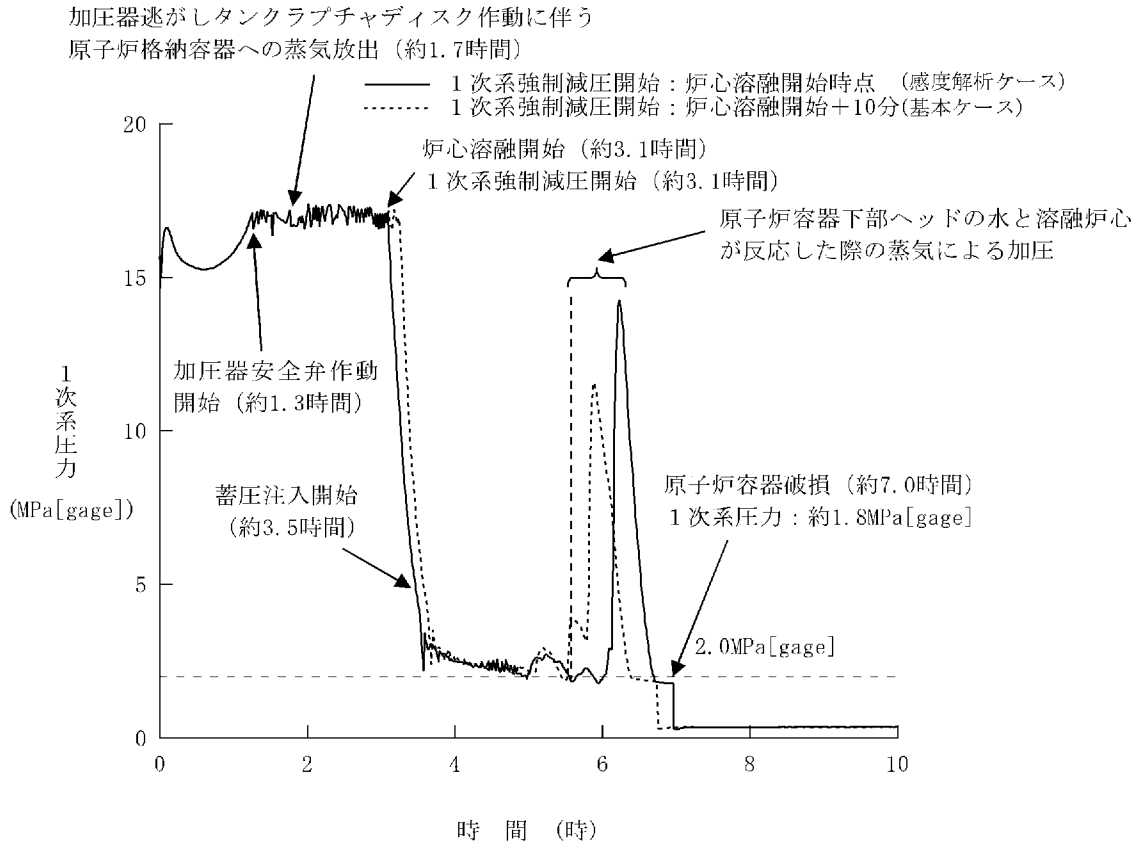
第7.2.2.1図 1次系圧力の推移



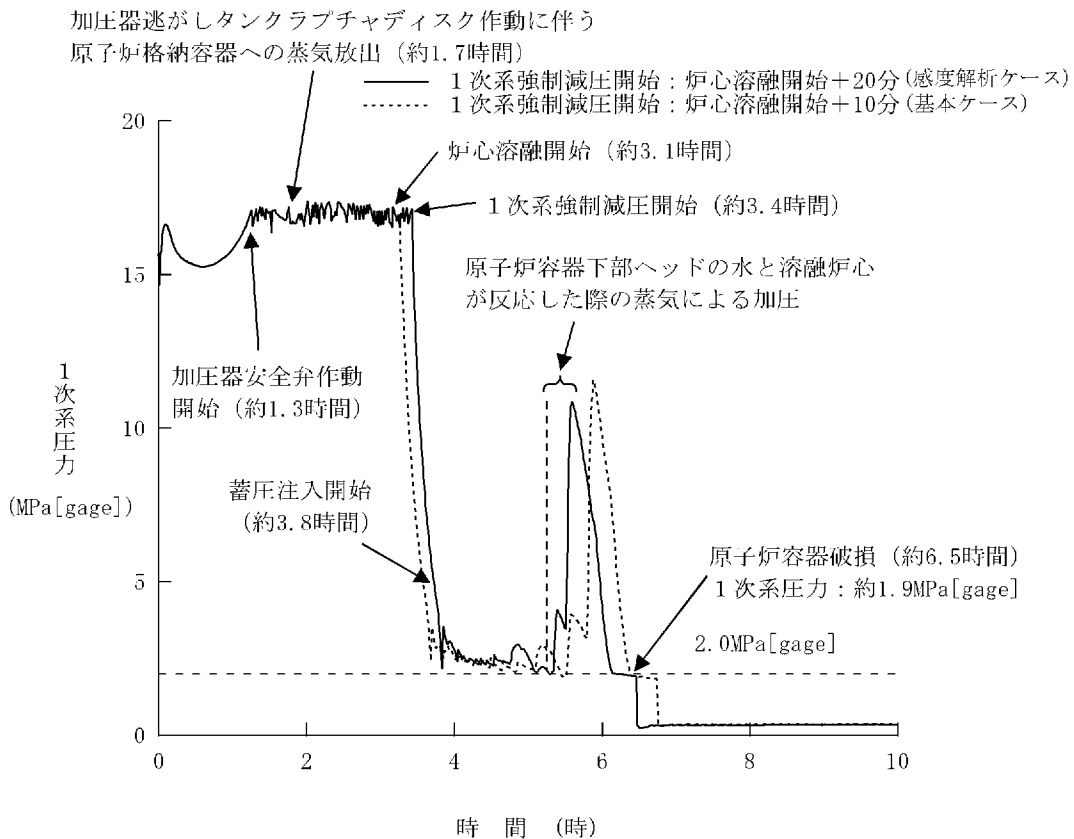
第7.2.2.2図 蓄圧注入流量の推移



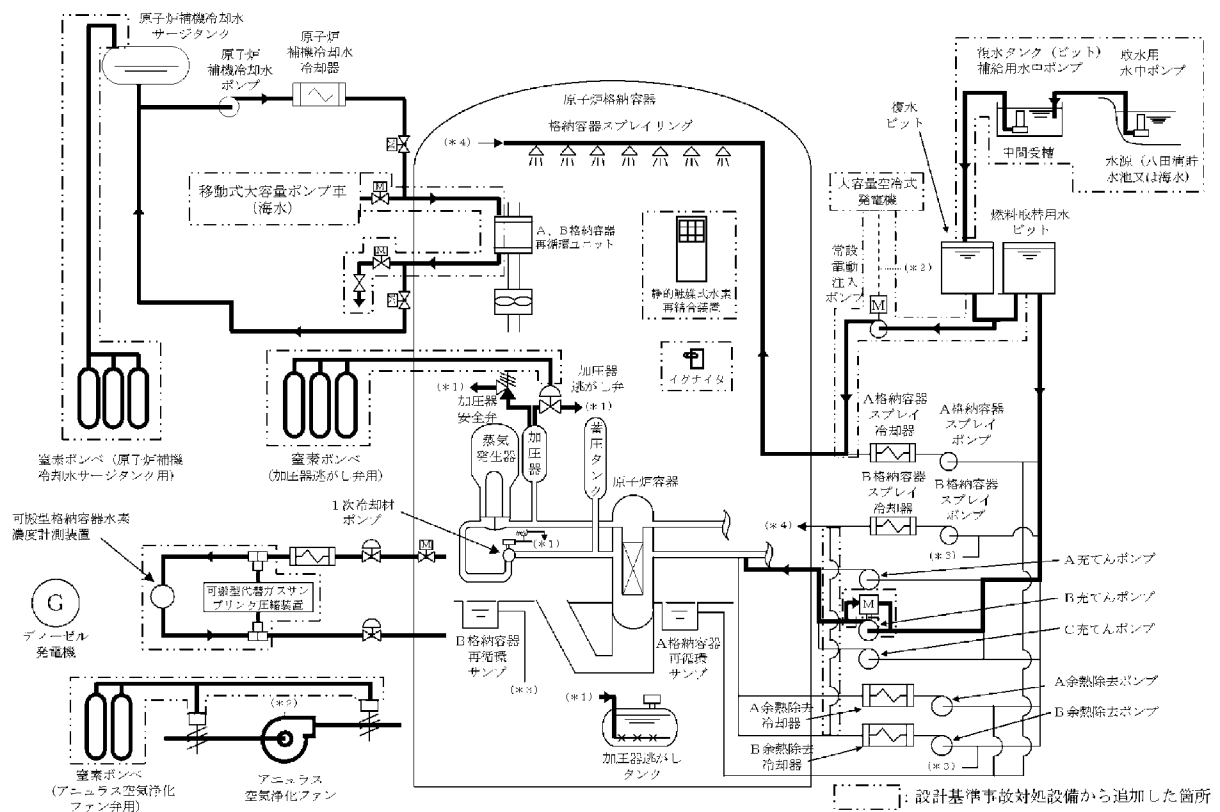
第 7.2.2.3 図 1 次系圧力の推移 (蓄圧タンク保持圧力の影響確認)



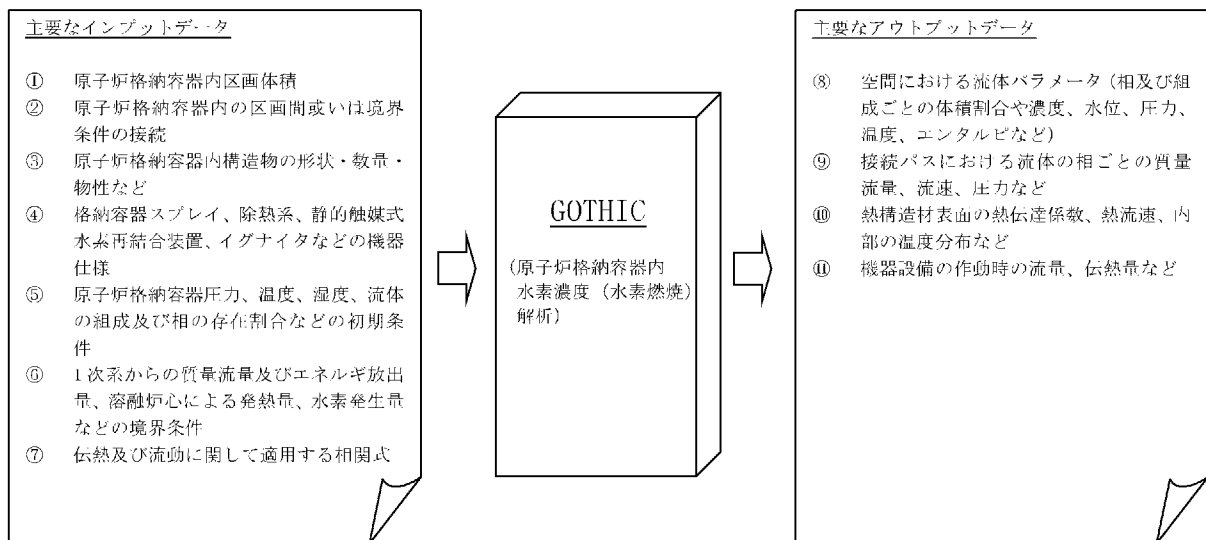
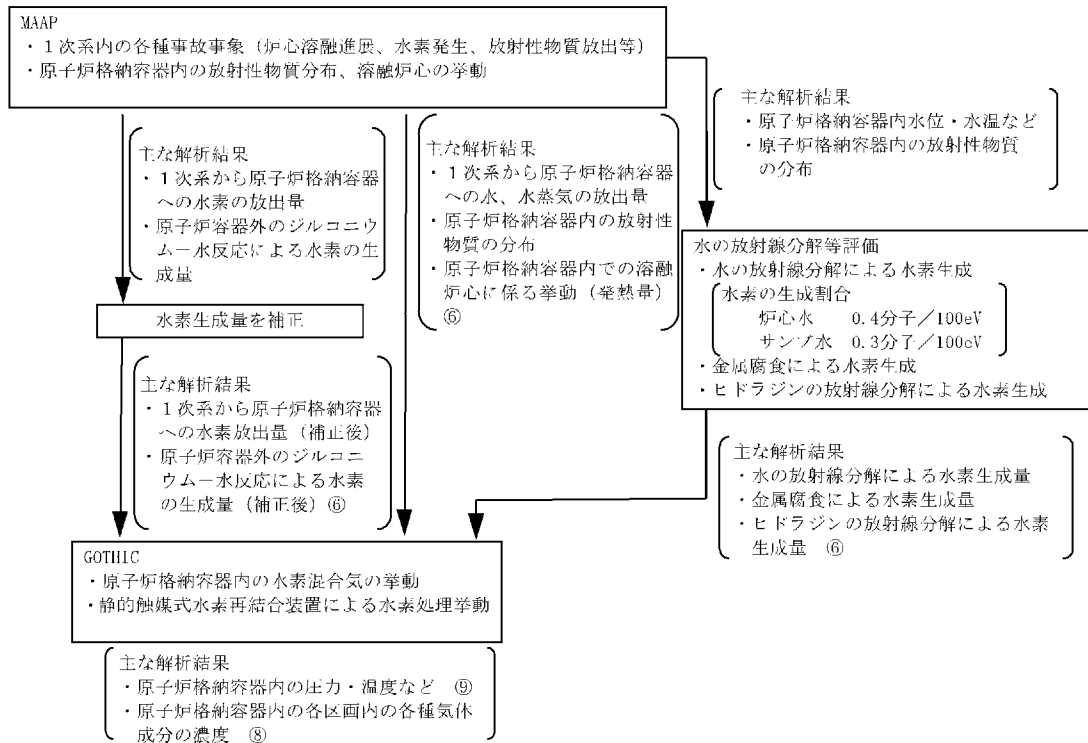
第7.2.2.4図 1次系圧力の推移
(加圧器逃がし弁開操作開始が早くなる場合)



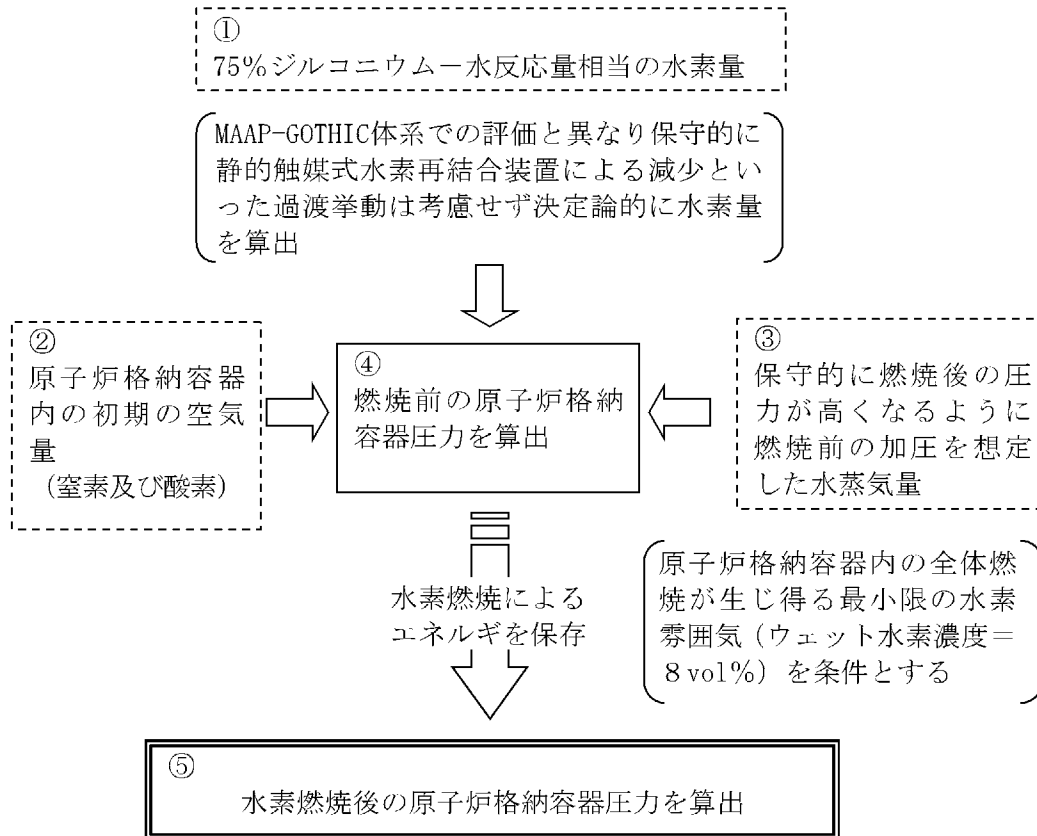
第7.2.2.5図 1次系圧力の推移
(加圧器逃がし弁開操作開始が遅くなる場合)



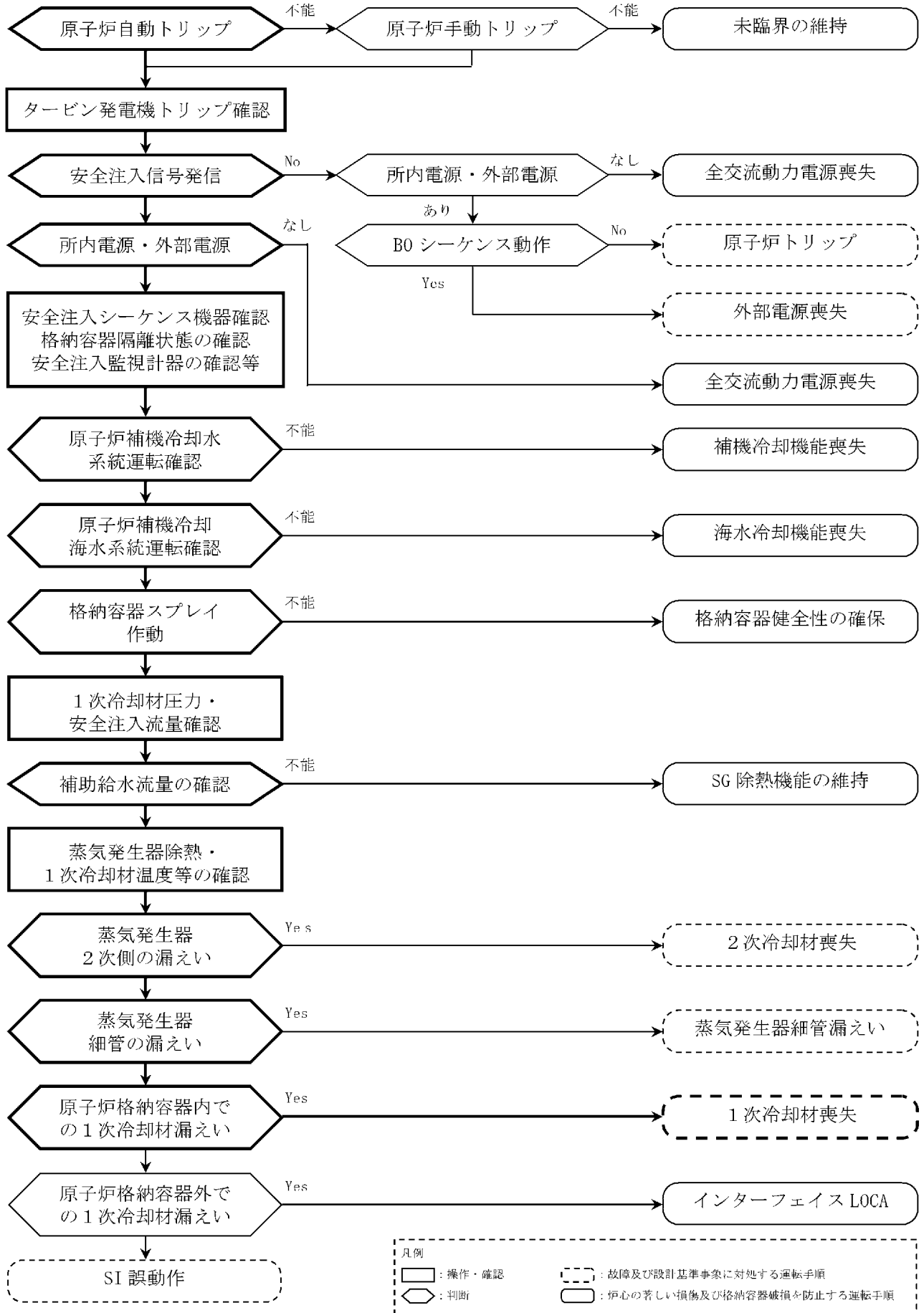
第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図



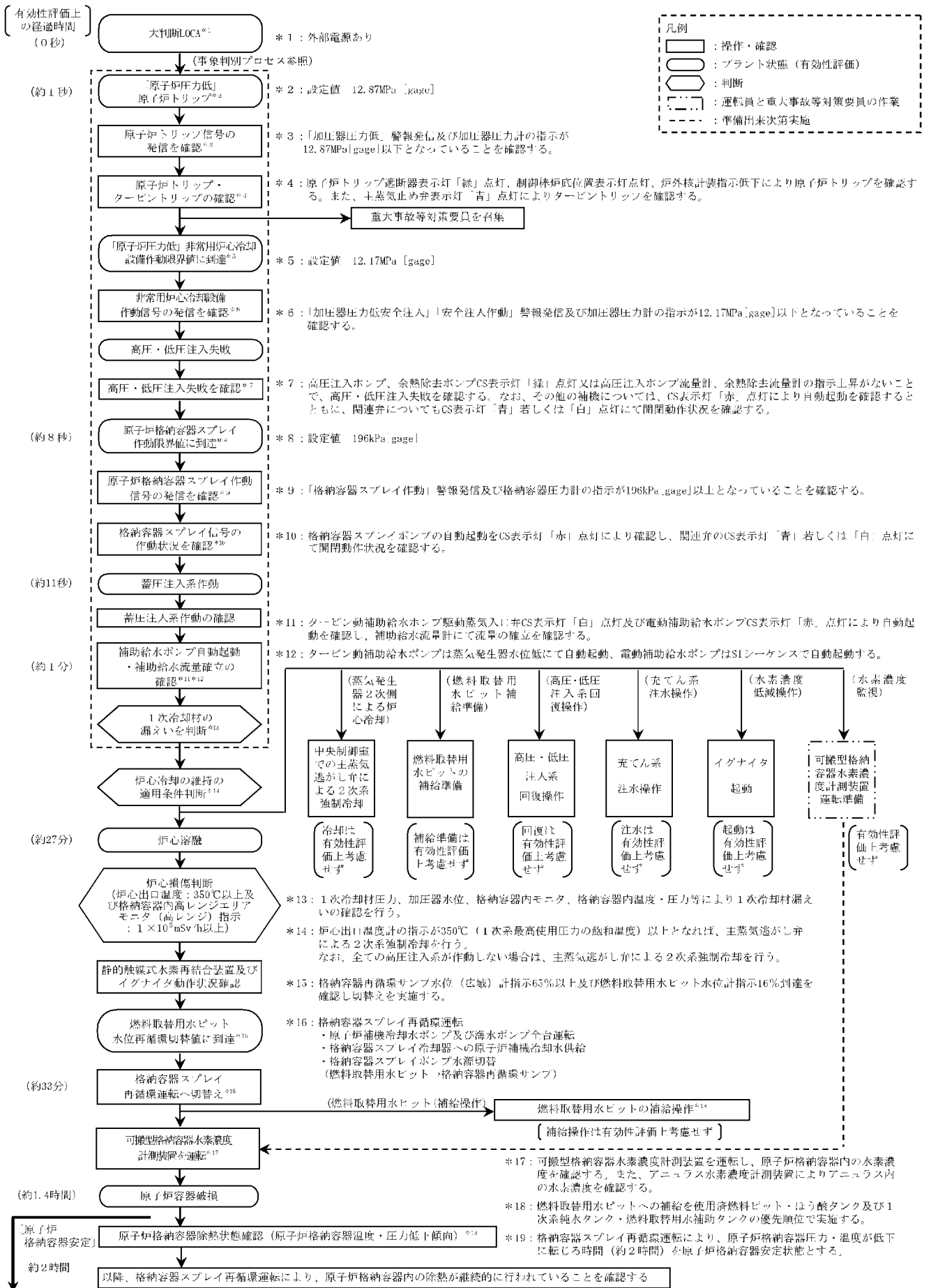
第7.2.4.4図 水素濃度評価の概要



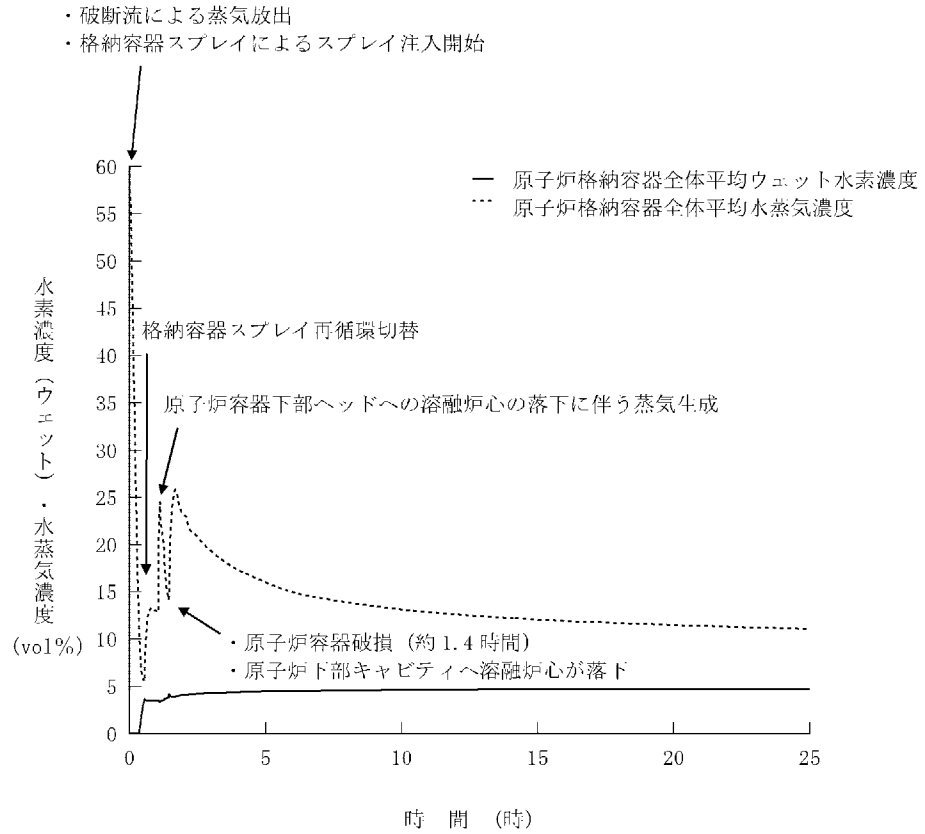
第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



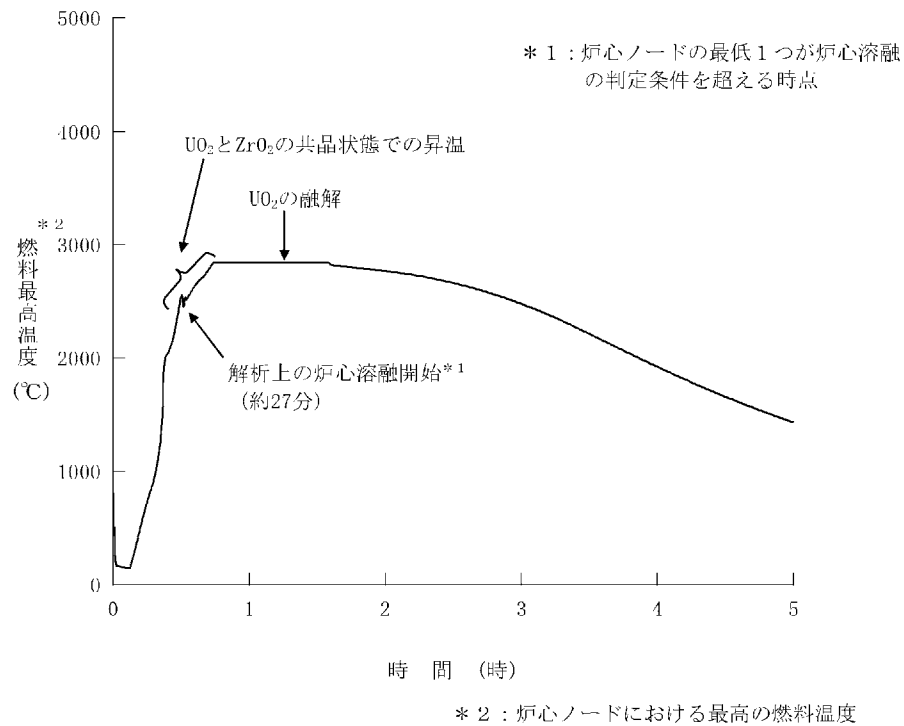
第 7.2.4.6 図 「水素燃焼」の事象進展（事象判別プロセス）
 （大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）



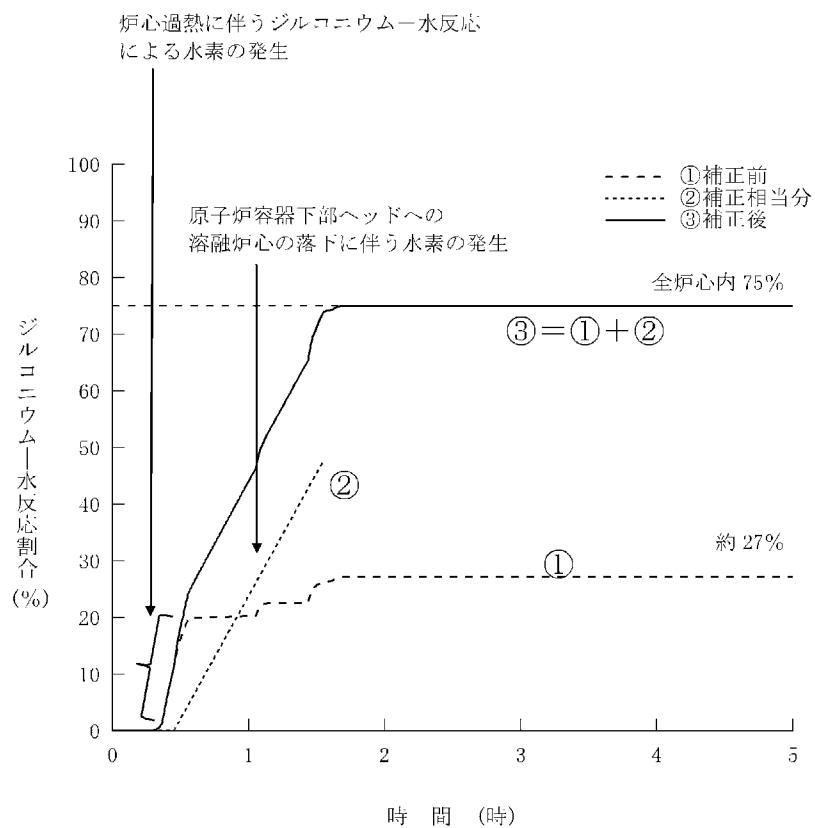
第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展 (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)



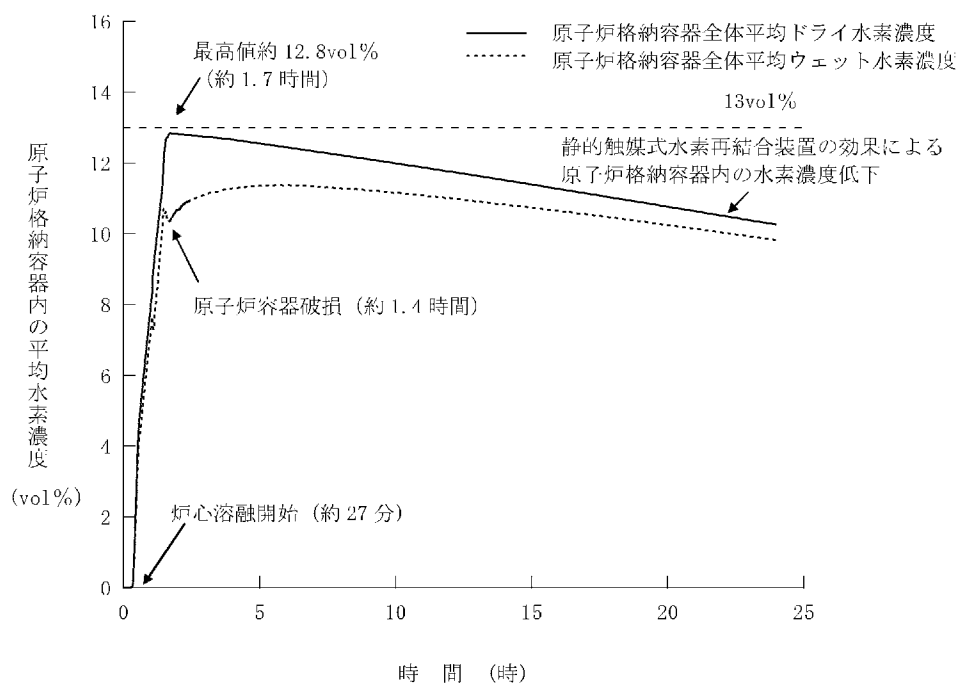
第 7. 2. 4. 8 図 原子炉格納容器内の水素濃度 (ウェット) ・ 水蒸気濃度の推移 (MAAPコード)



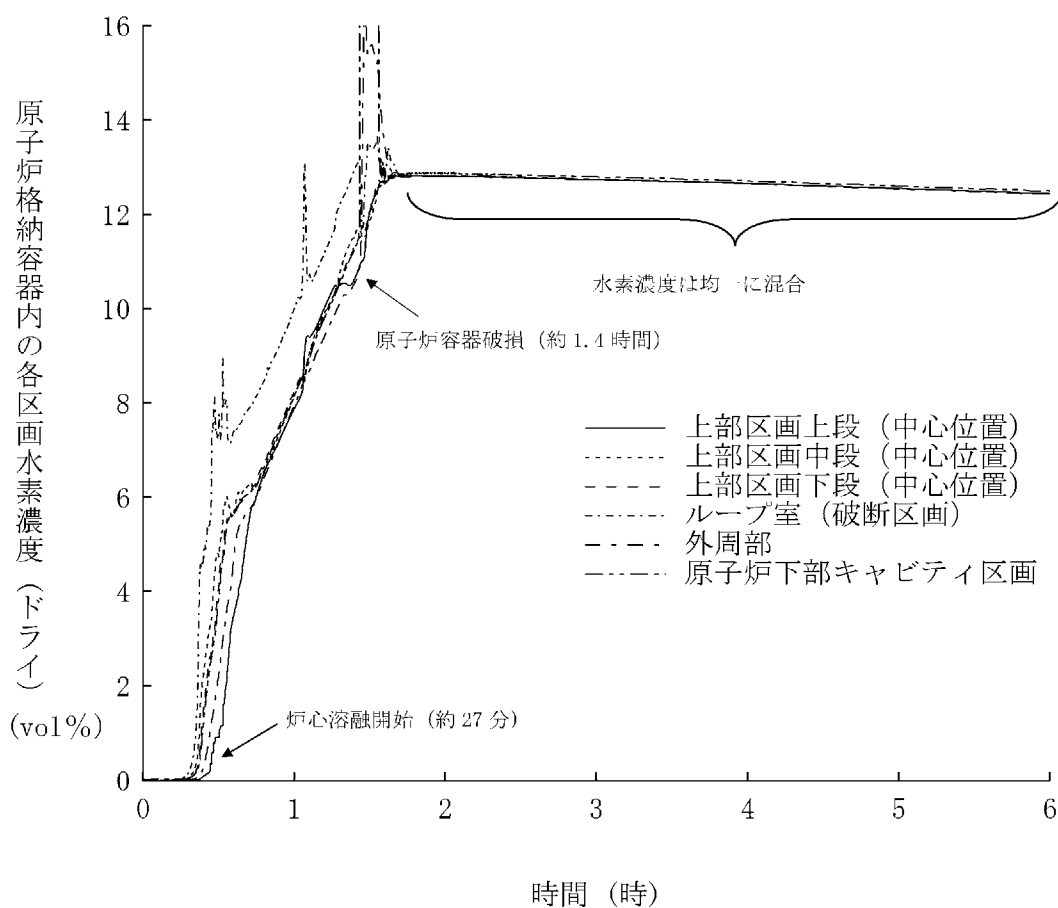
第7. 2. 4. 9図 燃料最高温度の推移 (MAAPコード)



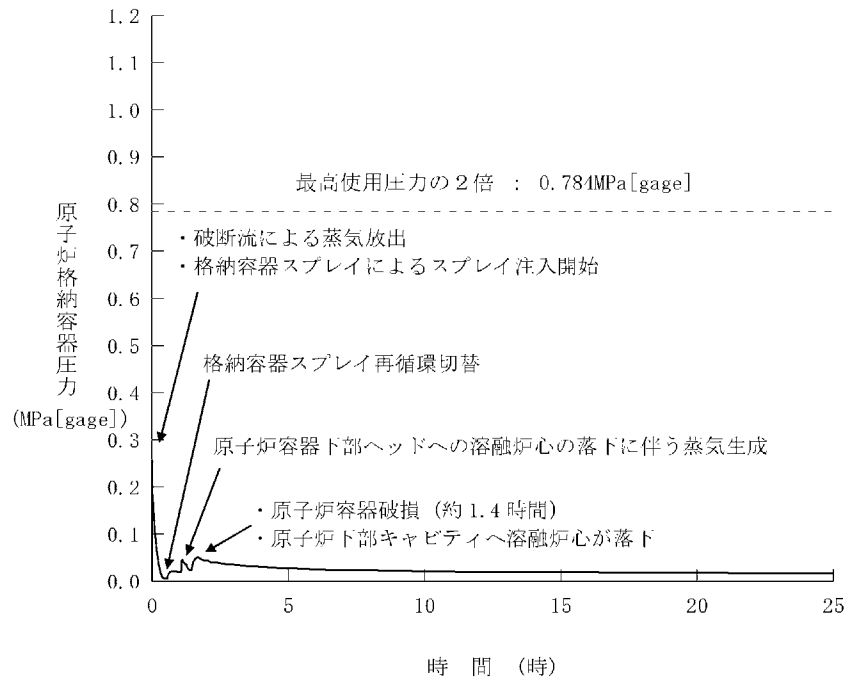
第7.2.4.10図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAPコード)



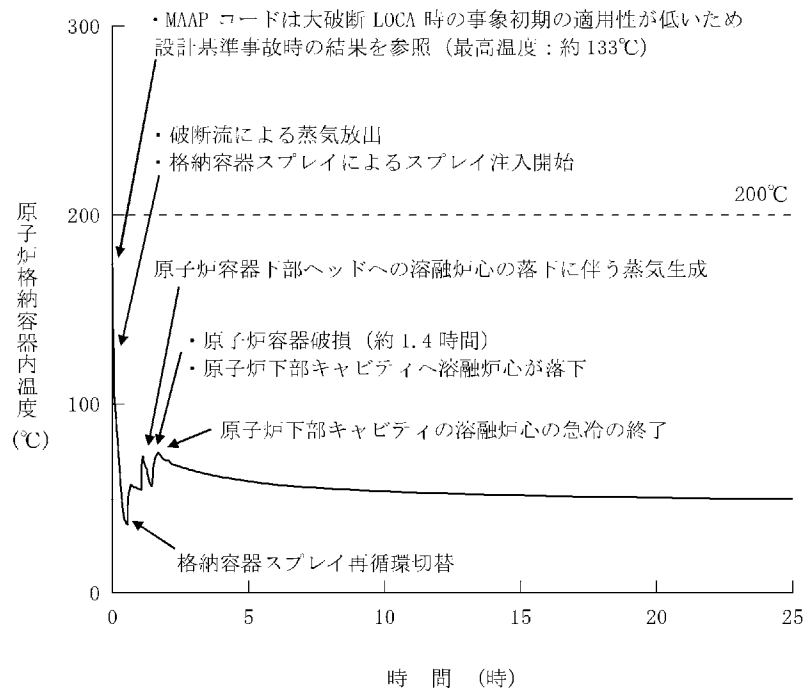
第7.2.4.11図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHICコード)



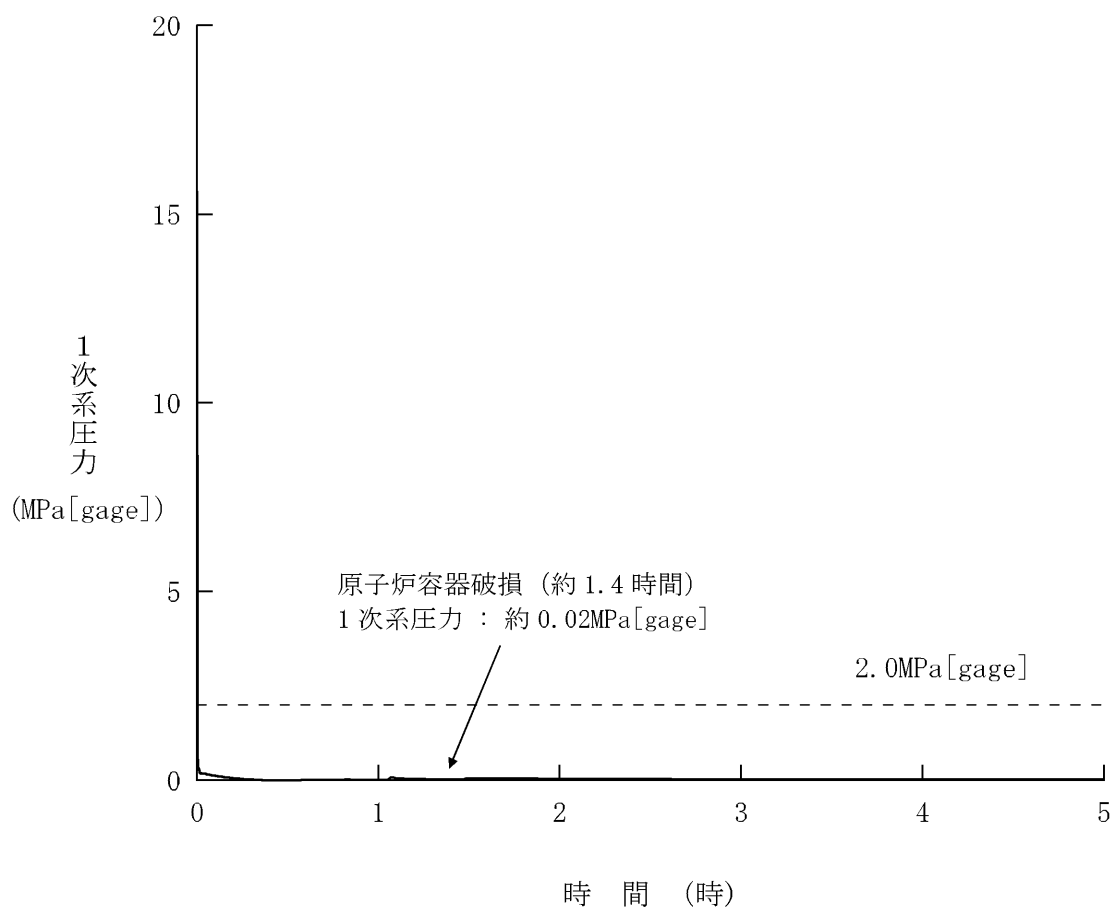
第7.2.4.12図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHICコード)



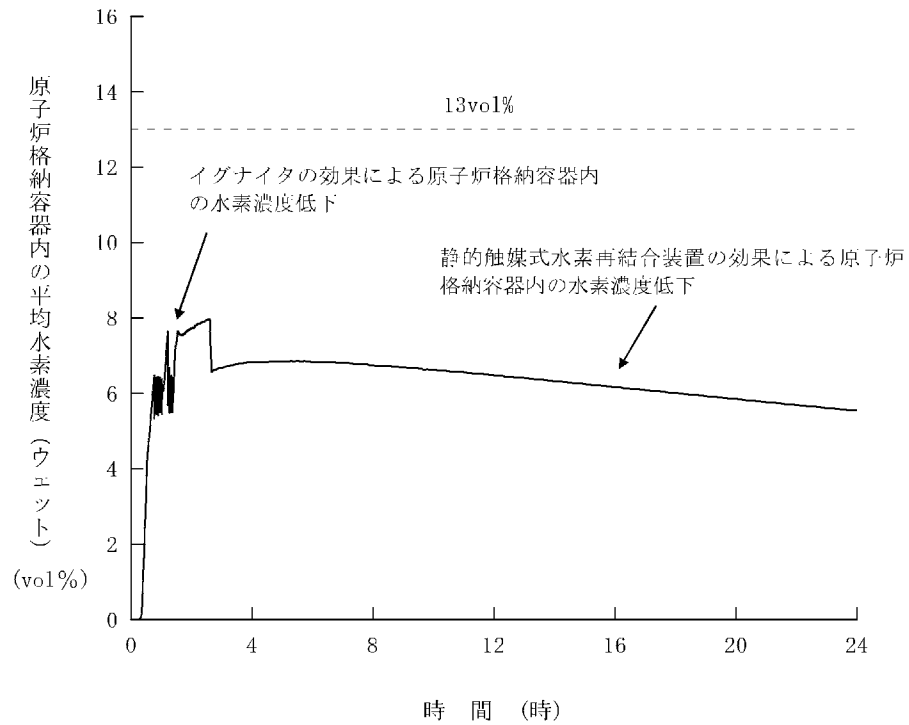
第 7. 2. 4. 13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP コード)



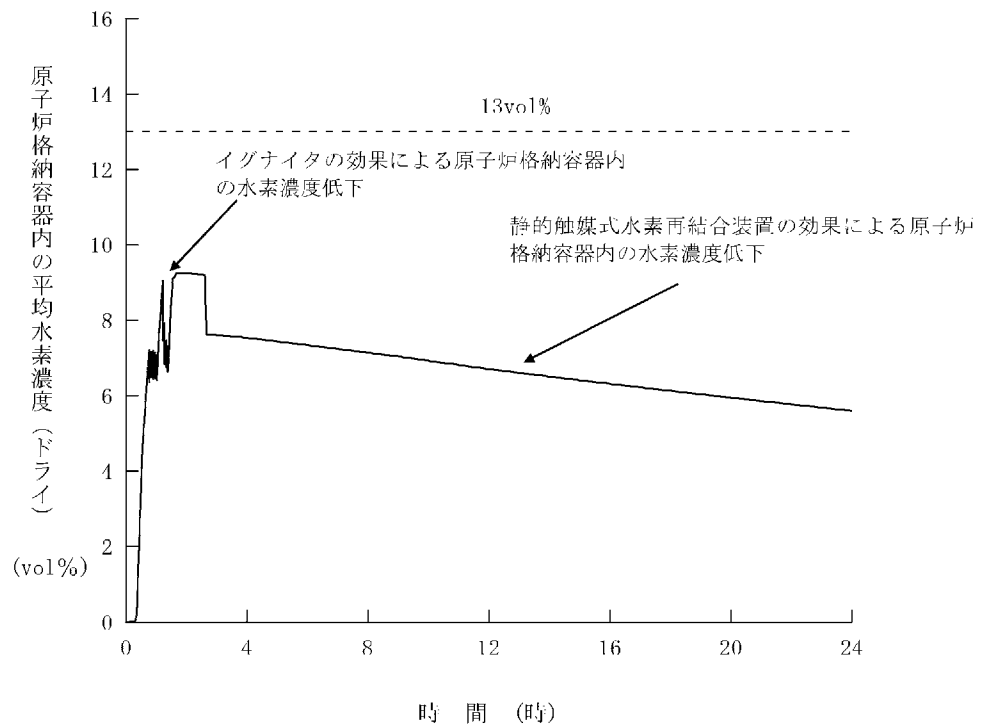
第 7. 2. 4. 14 図 原子炉格納容器内温度の推移 (MAAP コード)



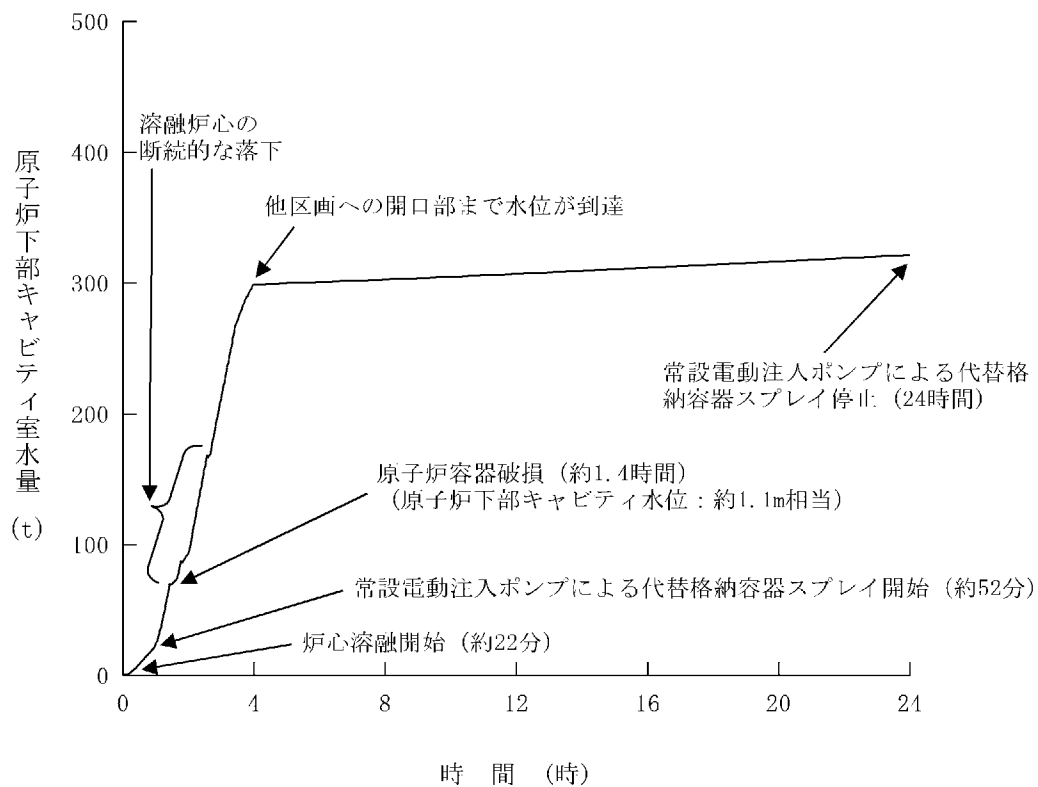
第 7.2.4.15 図 1 次系圧力の推移 (MAAP コード)



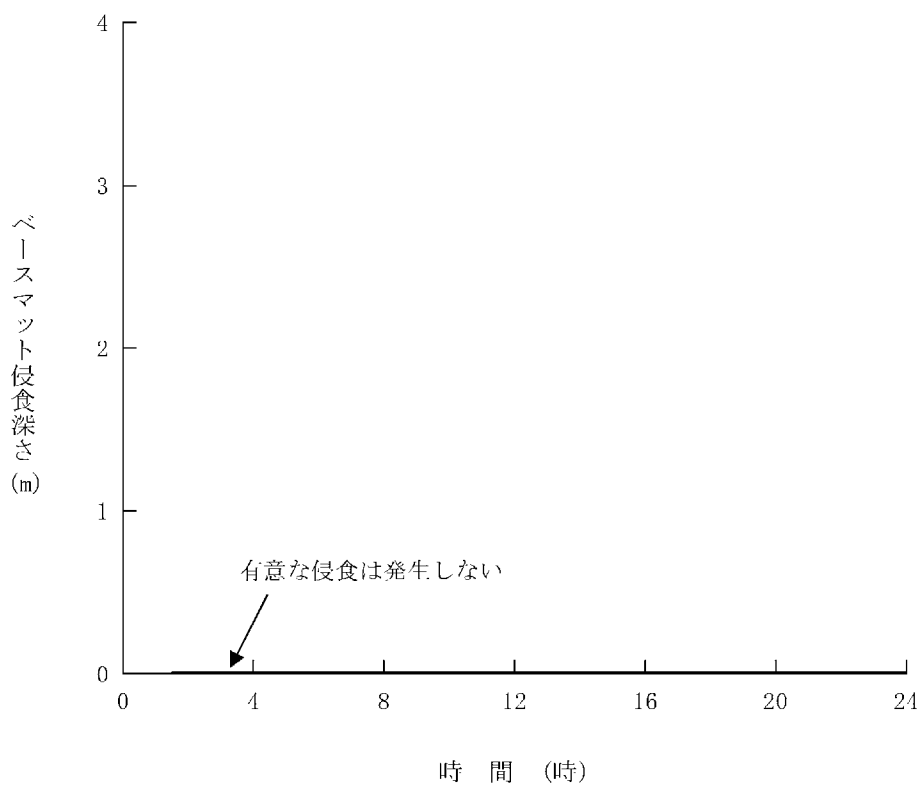
第 7. 2. 4. 16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ウェット) の推移
(イグナイタの効果に期待する場合)



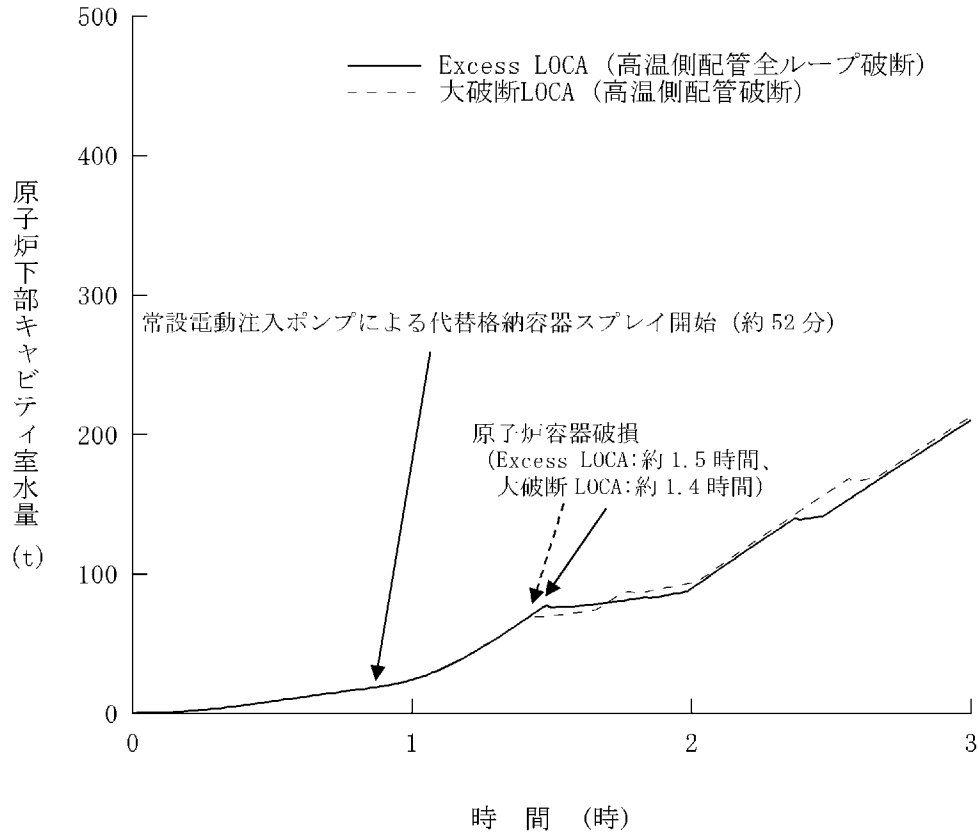
第 7. 2. 4. 17 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移
(イグナイタの効果に期待する場合)



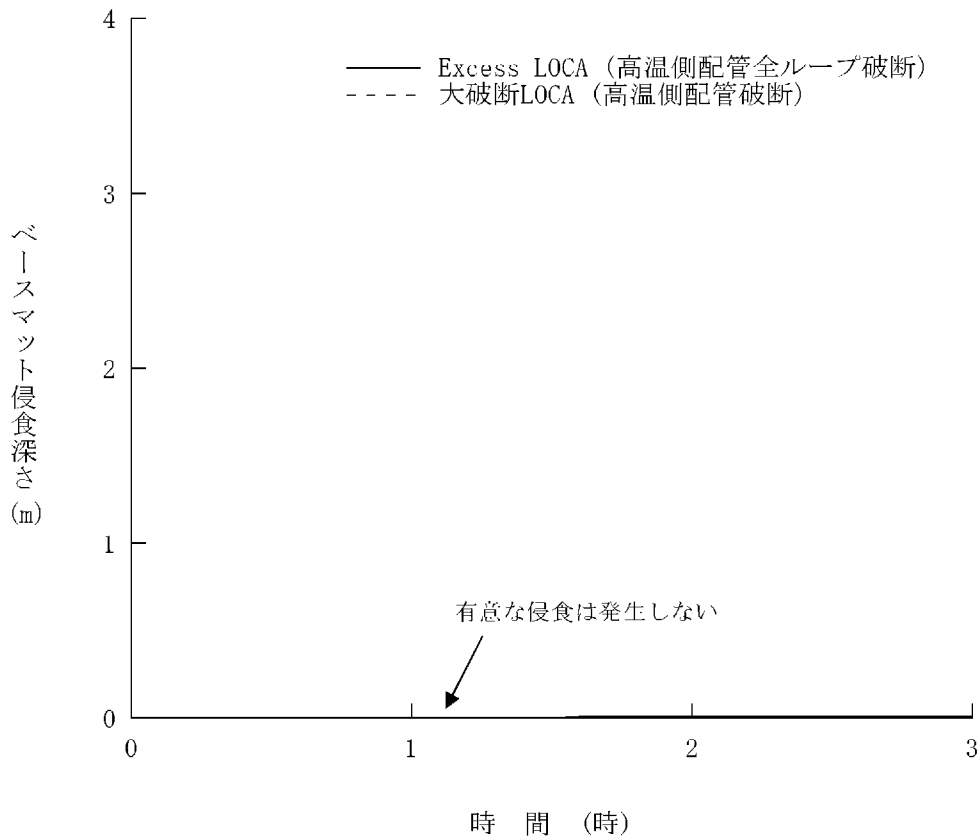
第 7. 2. 5. 1 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移



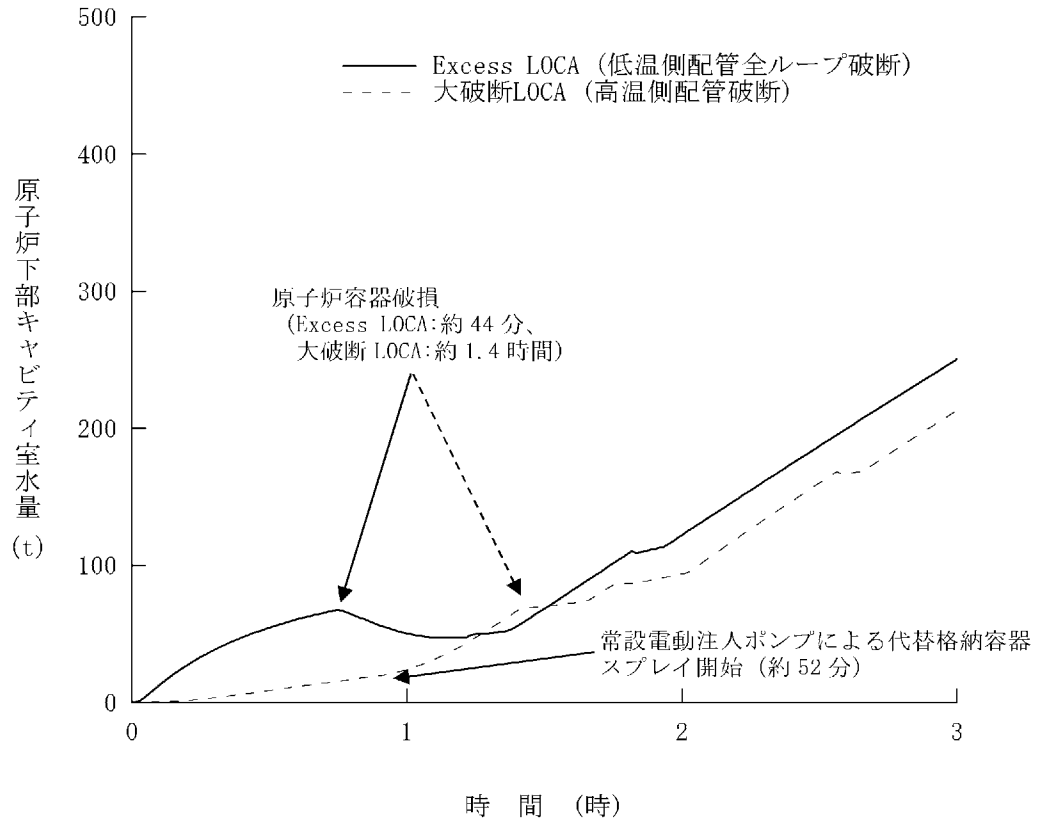
第 7. 2. 5. 2 図 ベースマット侵食深さの推移



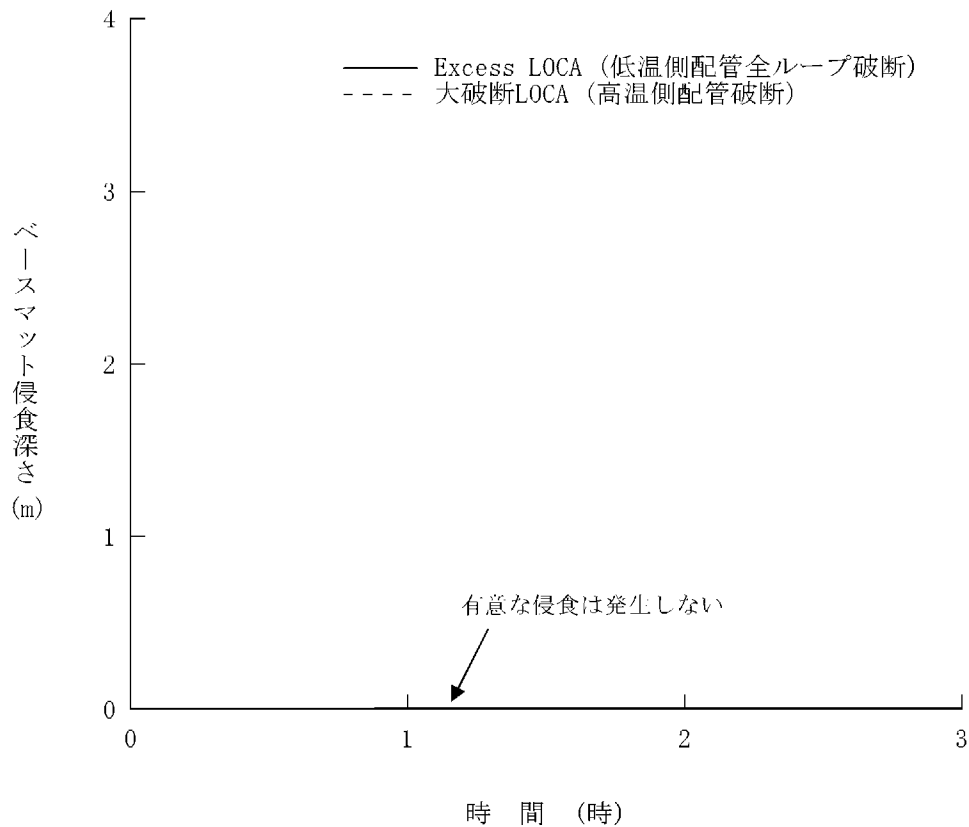
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



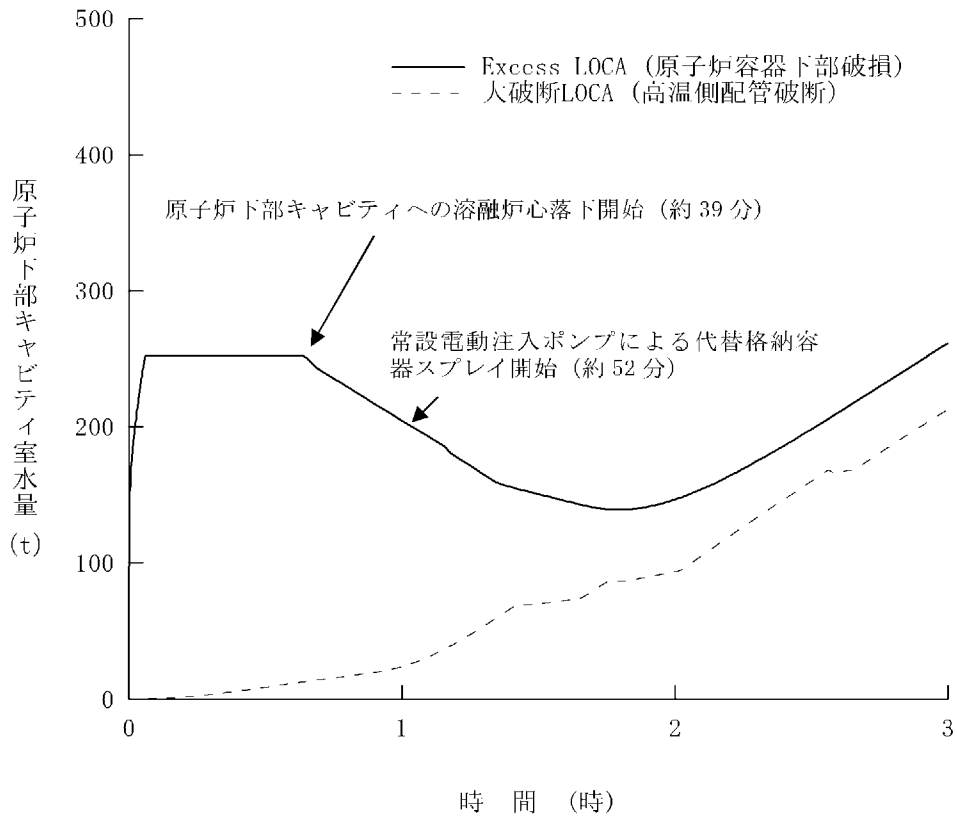
第 7.2.5.4 図 ベースマツト侵食深さの推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



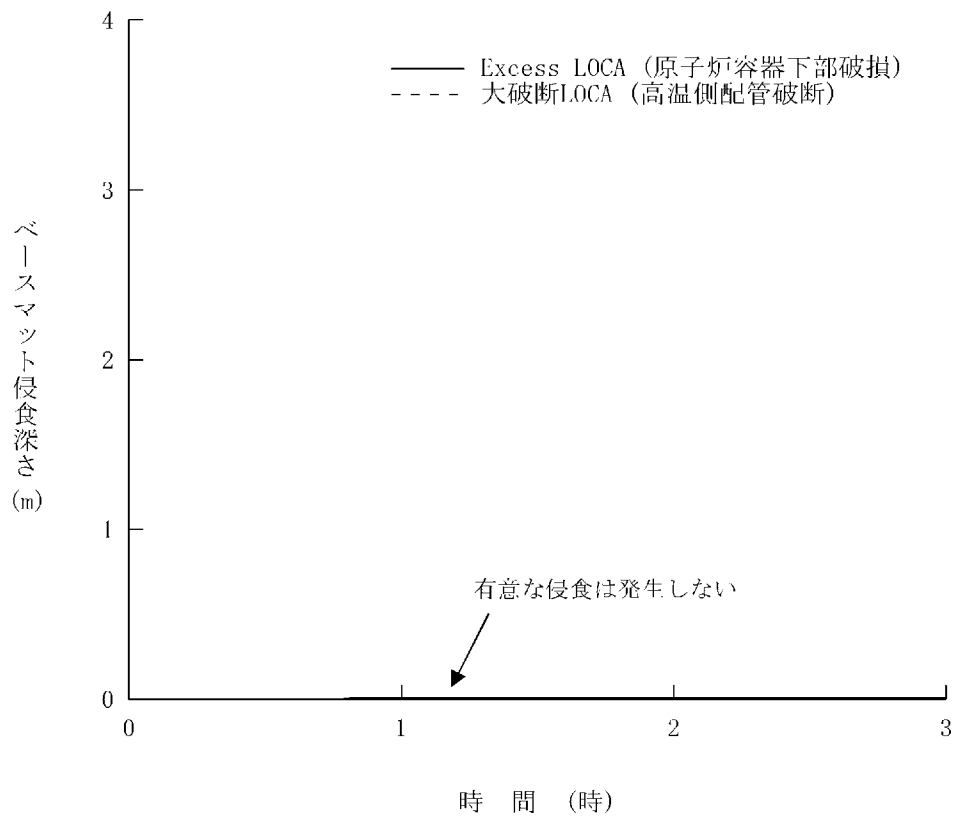
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



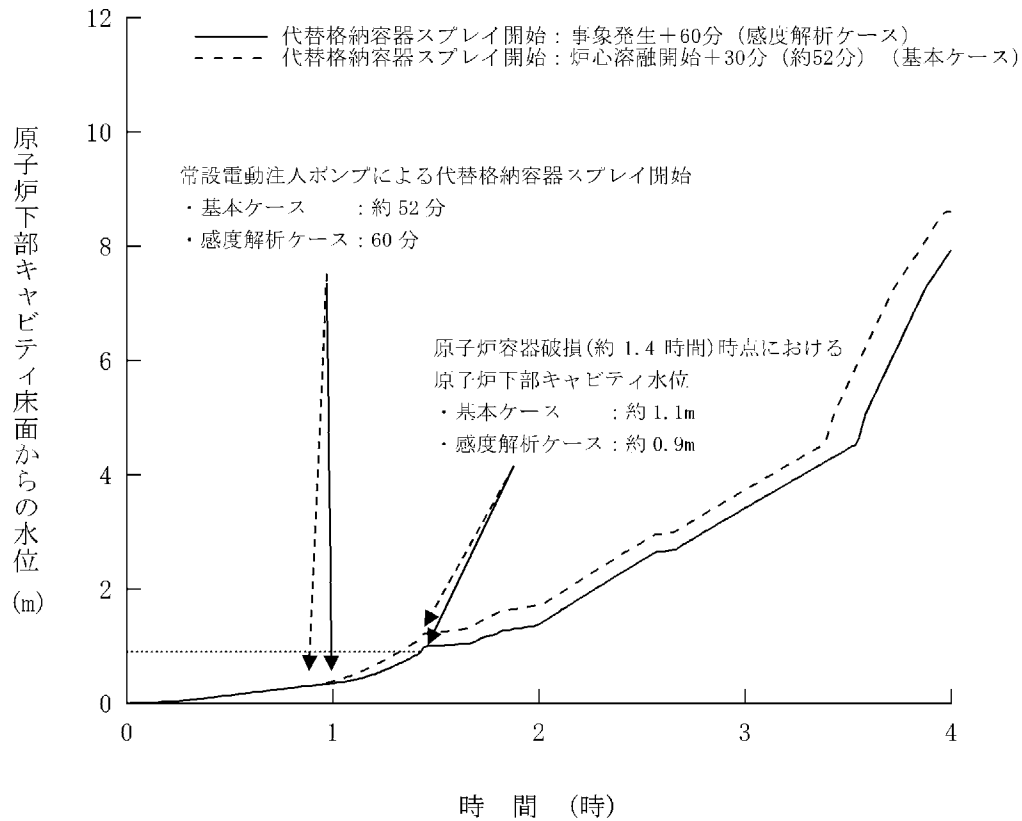
第 7.2.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



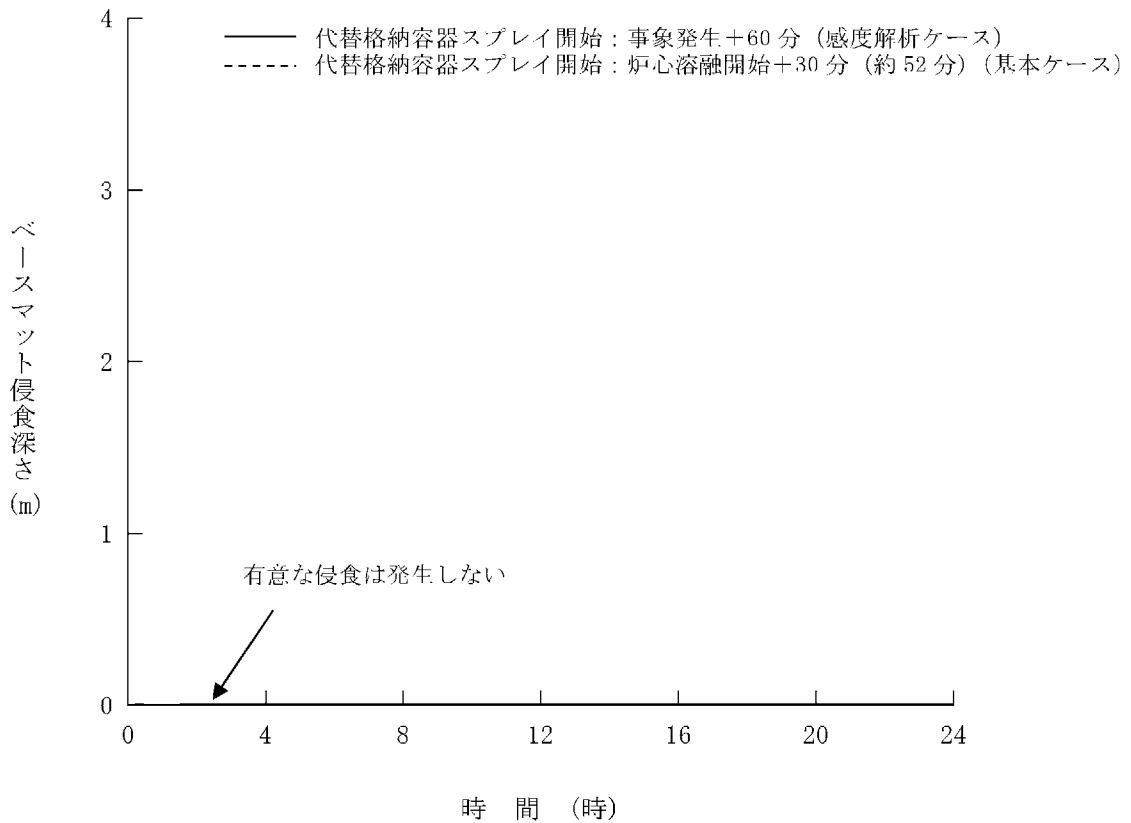
第7.2.5.7図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



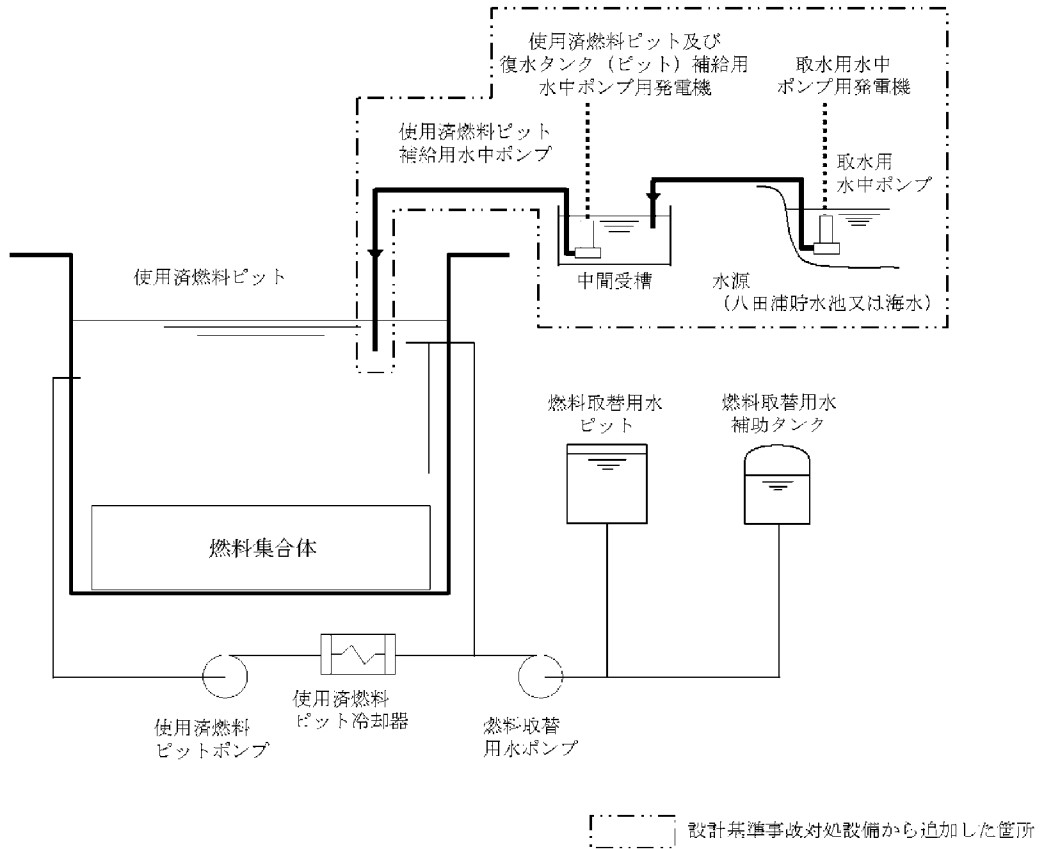
第7.2.5.8図 ベースマット侵食深さの推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



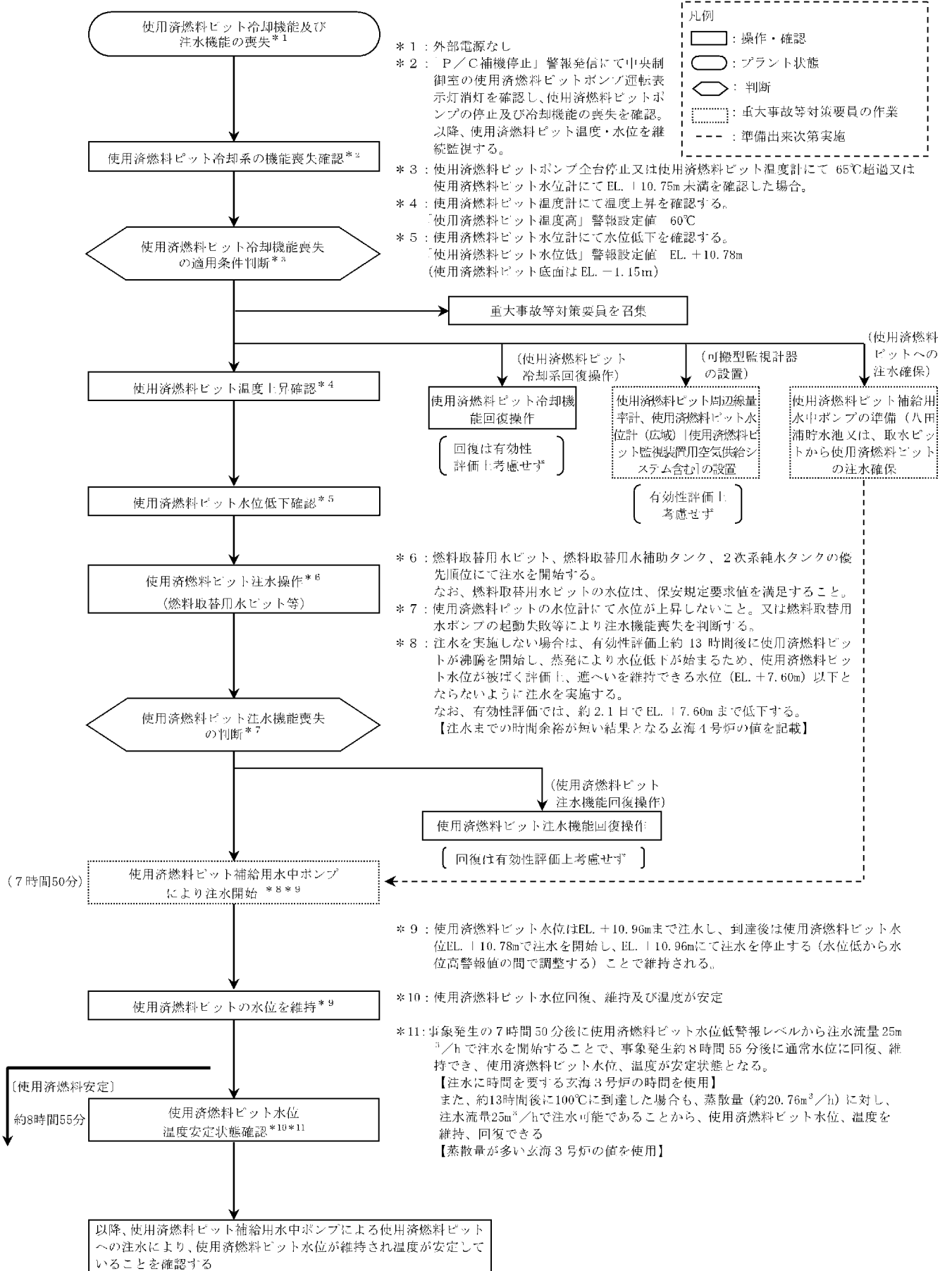
第7.2.5.9図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第7.2.5.10図 ベースマット侵食深さの推移
 (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」の対応手順の概要
(「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」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)		経過時間(日)		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	3号	4号	手順の内容	経過時間(分)										経過時間(時間)			経過時間(日)		
					状況判断	運転員	—	—	●使用済燃料ピット冷却機能喪失確認 (中央制御室確認)	10分										
使用済燃料ピット冷却機能回復操作	運転員 A	1	1	●使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査 ・温度水位の監視 (中央制御室操作)																
	運転員 B、C	2	2	●現地移動/使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)																
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	1	1	●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水操作		20分														
				●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水操作			20分													
				●現地移動/2次系純水タンクによる注水操作 (現場操作)				20分												
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	1	1	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)																
使用済燃料ピット注水機能回復操作	運転員 A	【1】	【1】	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)																
				●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水機能回復操作・喪失原因調査																
	運転員 D	【1】	【1】	●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査																
				●現地移動/2次系純水タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)																

・各操作・作業の必要時間量については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配置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(指揮者等)は4名であり、全体指揮、連絡連絡等を行う。

第 7.3.1.3 図 「想定事故1」の作業と所要時間 (1/2)

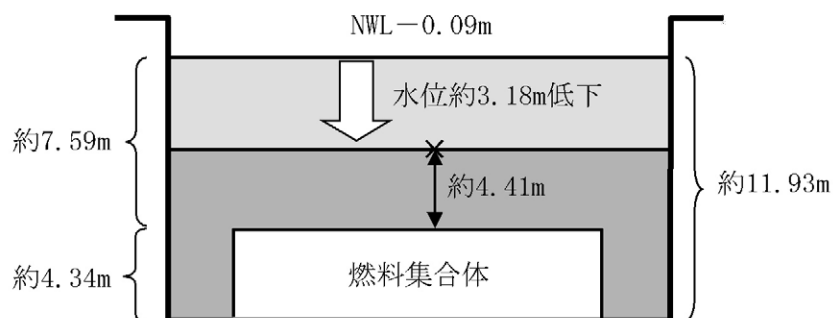
(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)

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																												
		3号	4号																										
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) 係修対応要員 10名 + 重大事故等 対策要員 (初動後) 係修対応要員 14名	[1] +11	[1] +11	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運搬 1時間																								※使用済燃料ピットへの注水は、冷却機能停止から差へい設計基準水位以下となる時間(約2.1日)までに対応が可能であり、水位を監視しながら注水を実施する 約2.1日差へい設計基準水位	
		[6]	[6]	●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)																									
		[11]	[11]	●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燃料補給 20分 (中間受槽へ水振り) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																									
		[6]	[6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置 1時間 (中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置)																									
		[9]	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置 20分 (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燃料補給 →SFPへの注水可能 (7時間50分) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																									
使用済燃料ピットの監視		[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬 1時間																									有効性評価上考慮せず
		[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置 1時間																									
		[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) への燃料補給 起動、監視、燃料補給 → 約8時間20分に1回																									

・燃料補給間隔は発電機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」の作業と所要時間 (2 / 2)

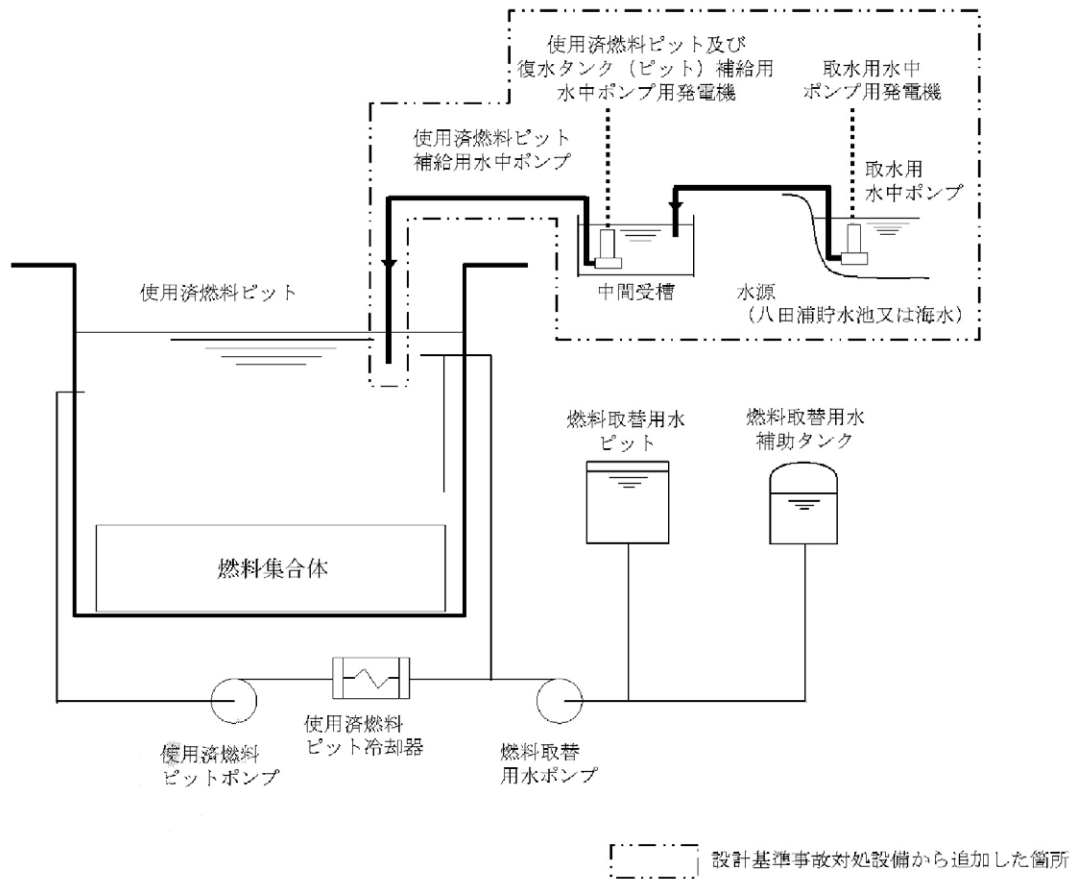
(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)



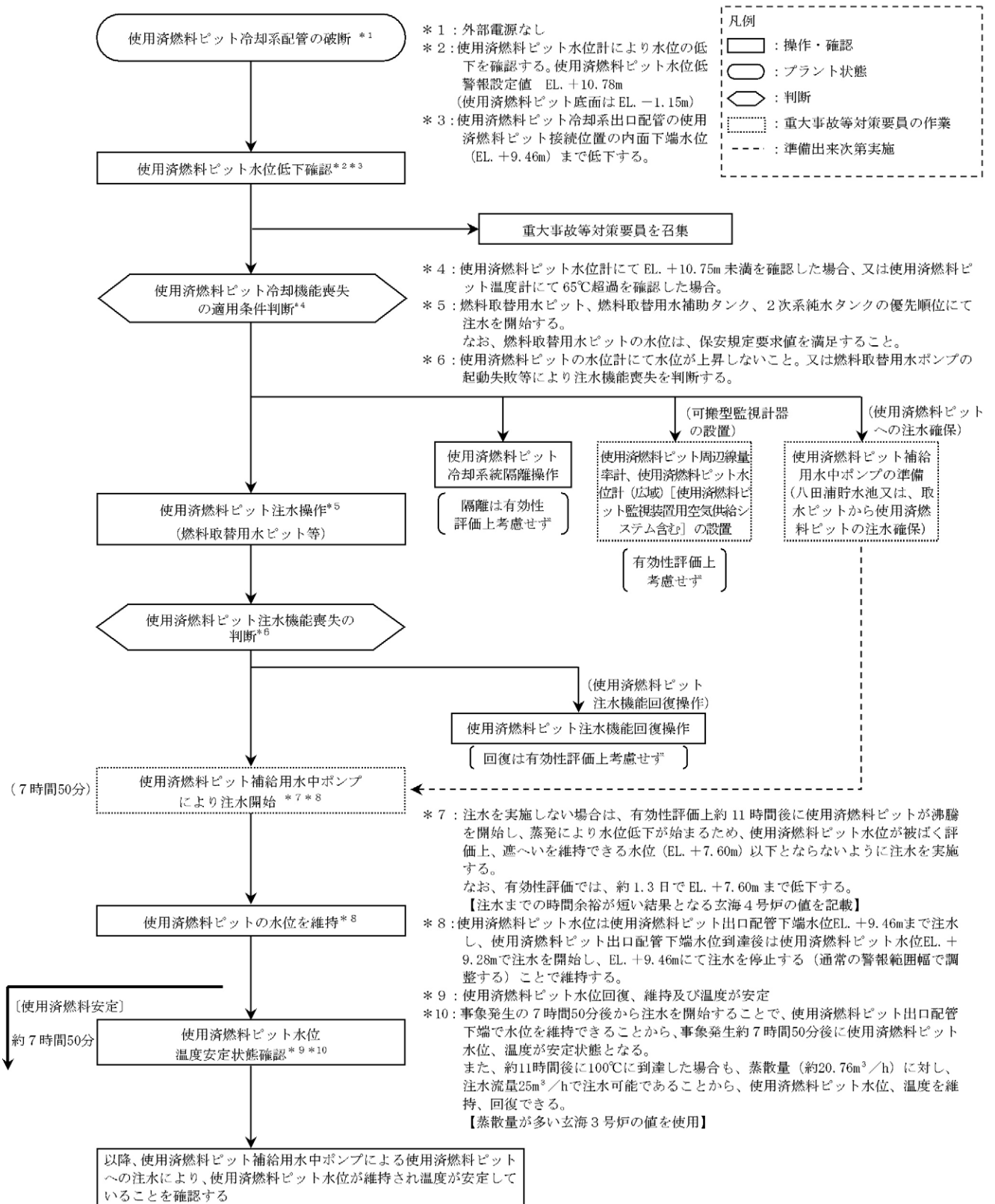
使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
① 3.1m分の評価水量	約682m 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17.98m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により3.1m水位が低下する時間 (①/②)	約1.5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13時間
合計 (③+④)	約2.1日間

第7.3.1.4図 「想定事故1」における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」の対応手順の概要
(「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、
使用済燃料ピットの水位が低下する事故」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)		経過時間 (日)		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										5 10 15		1.0 2.0							
						事故発生 ▼プラント状況判断 使用済燃料ピット冷却系配管の故障 使用済燃料ピット注水機能喪失 7時間50分 使用済燃料ピット給排水ポンプによる注水開始 約11時間 稼働開始 (注水なしの場合) 約7時間50分以降 使用済燃料安定 約1.3日 釜へ3割許基準水位 (注水なしの場合)																
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	3号 4号	1 1	1	1	号炉毎 運転操作指揮者																
	当直主任 運転員	3号 4号	1 1	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢																
状況判断	運転員	3号 4号	—	—	—	10分	●使用済燃料ピット水位低下確認 (中央制御室確認)															
使用済燃料ピット冷却系隔離操作	運転員 A	3号 4号	1	1	1	●使用済燃料ピット水位低下原因調査、及び温度水位の監視 (中央制御室操作)														適宜実施	有効性評価上考慮せず	
	運転員 B、C	3号 4号	2	2	2	●現地移動/使用済燃料ピット冷却系隔離操作、水位低下原因調査、及び漏えい箇所の隔離操作 (現場操作)														適宜実施		
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	3号 4号	1	1	1	●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水操作														20分	有効性評価上考慮せず	
						●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水操作														20分		
						●現地移動/2次系純水タンクによる注水操作 (現場操作)														20分		
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員 (初動) 係対応要員	3号 4号	1	1	1	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)														90分	有効性評価上考慮せず	
使用済燃料ピット注水機能回復操作	運転員 A	3号 4号	[1]	[1]	[1]	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)														適宜実施	有効性評価上考慮せず	
	運転員 D	3号 4号	[1]	[1]	[1]	●現地移動/燃料取替用水ピットによる注水機能回復操作、喪失原因調査														適宜実施		
						●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水機能回復操作、喪失原因調査														適宜実施		
							●現地移動/2次系純水タンクによる注水機能回復操作、喪失原因調査 (現場操作)														適宜実施	

※操作・作業の必要時間量については、実際の現場稼働時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配属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(指揮者等)は4名であり、全体指揮、連絡連絡等を行う。

第 7.3.2.3 図 「想定事故2」の作業と所要時間 (1/2)

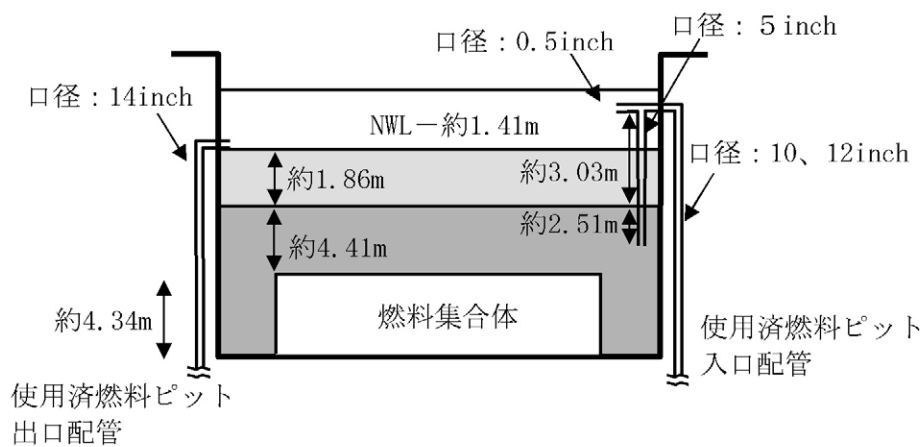
(サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)

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																												
	3号	4号																											
使用済燃料ピットへの注水確保	[11]	+11	[1]	+11																									※使用済燃料ピットへの注水は、冷却機能停止から速へい設計基準水位以下となる時間(約1.3日)までに対応が可能であり、水位を監視しながら注水を実施する 約1.3日 速へい設計基準水位
	[6]	[6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運搬																						1時間				
	[6]	[6]	●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)				
	[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燃料補給																						4時間(ポンプ、ホース等設置)				
	[6]	[6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置																						20分(中間受槽へ水張り)				
	[9]	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置																						1時間(中間受槽設置)				
	[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燃料補給																						30分(水中ポンプ用発電機設置)				
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置																						20分(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燃料補給																						⇒SFPへの注水可能(7時間50分)				
使用済燃料ピットの監視	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の運搬																						約8時間40分に1回				
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の設置																						1時間				
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給																						1時間				
																									約8時間40分に1回				
																									約8時間20分に1回				

燃料補給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」の作業と所要時間(2/2)

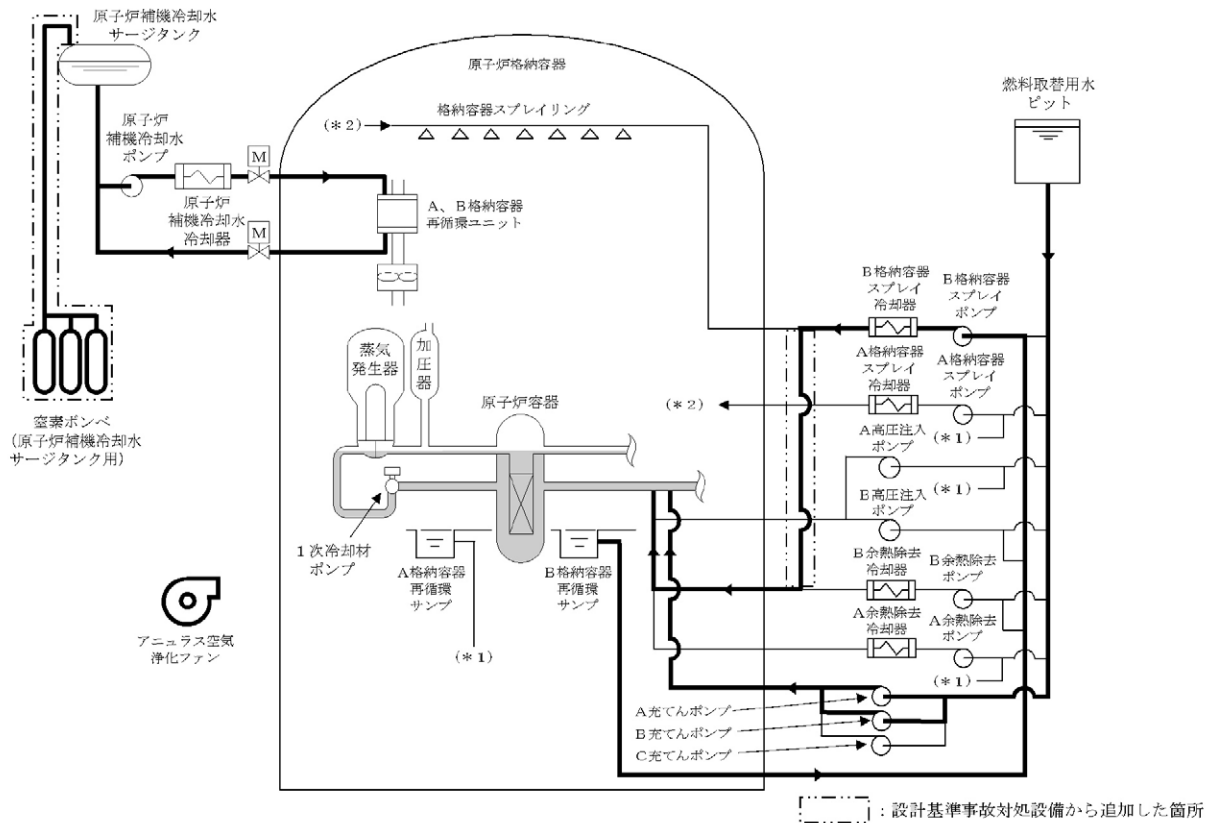
(サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)



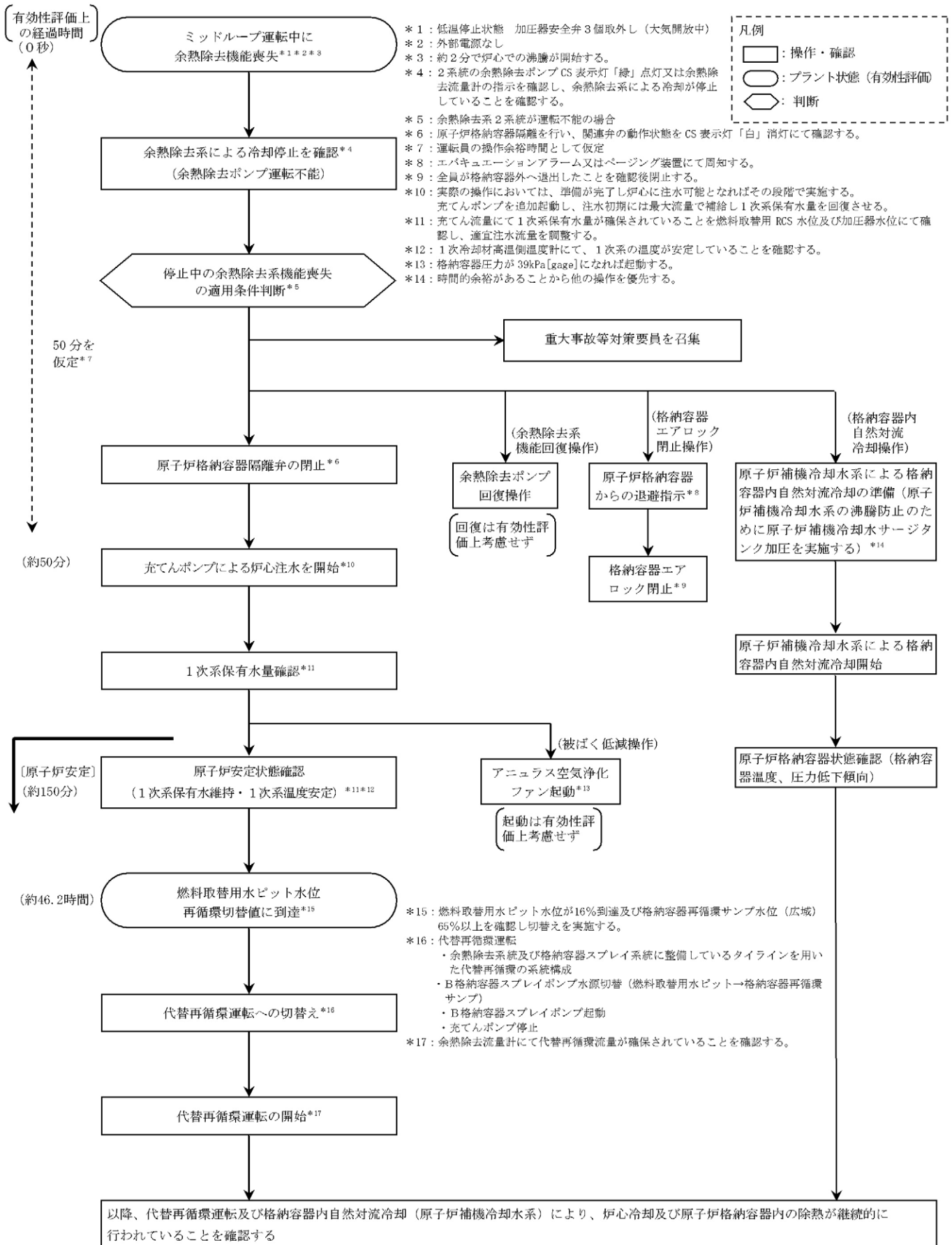
使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
① 1.8m分の評価水量	約396m 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17.98m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により1.8m水位が低下する時間 (①/②)	約22時間
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11時間
合計 (③+④)	約1.3日間

第7.3.2.4図 「想定事故2」における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）」
の重大事故等対策の概略系統図



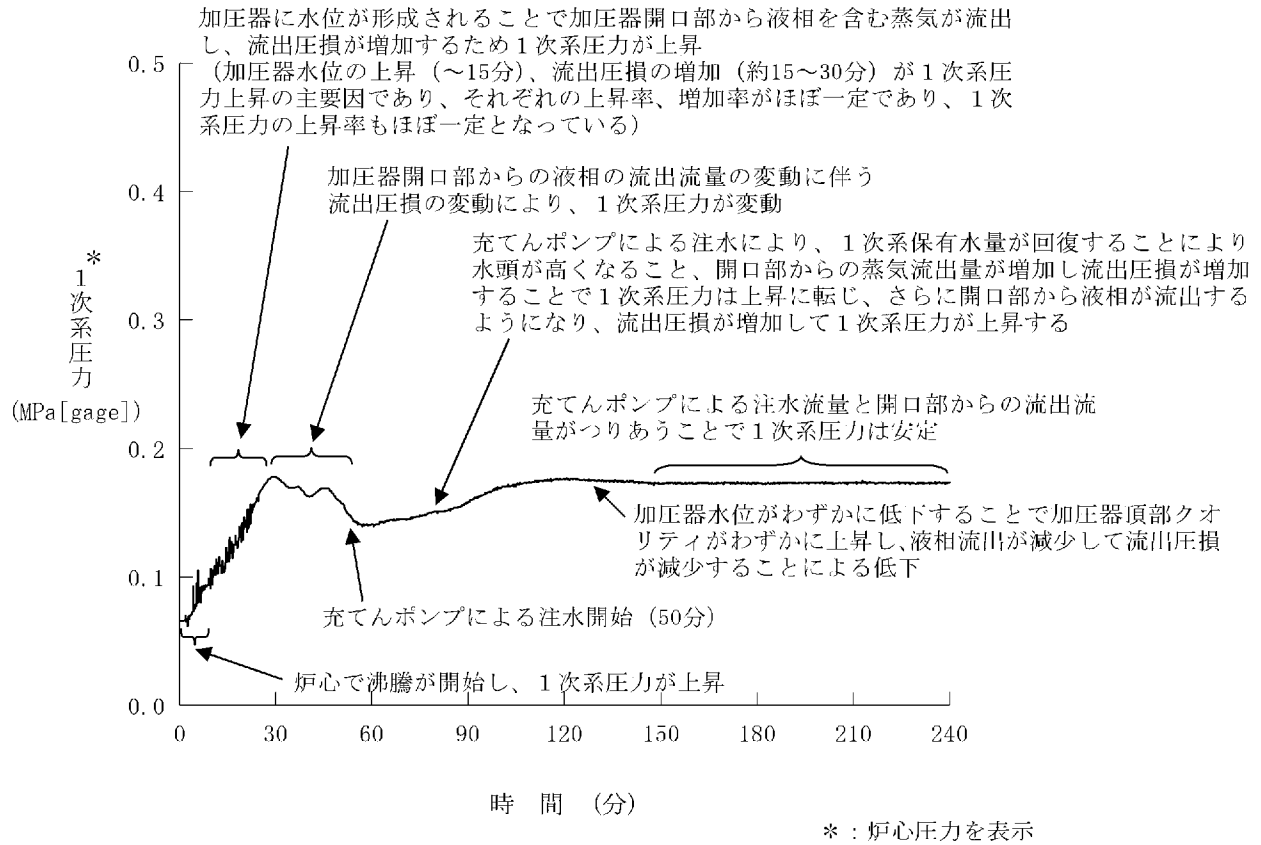
第 7. 4. 1. 2 図 「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考					
		10	20	30	40	50	60	90	120	150	180	45	50		55				
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	3号	4号	手順の内容	事象発生 ▽約2分 炉心での沸騰開始 ▽プラント状況判断 余熱除去機能喪失判断	約60分 充てんポンプによる 炉心注水開始	約180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	—	—	●余熱除去機能喪失確認 (中央制御室確認)	10分														
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の閉止 (中央制御室操作)	5分														
原子炉格納容器内からの退避指示	運転員B	1	1	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)	10分												エバキュエーションプログラム又はベージング装置にて周知する		
格納容器エアロック閉止操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	2	2	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止 (現場操作)	30分	5分											全員が格納容器外へ退出したことを確認後閉止する		
余熱除去系回復操作	運転員C、D	2	2	●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)													有効性評価上考慮せず		
格納容器内自然対流冷却準備	運転員B	[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														
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	2	2	●現地移動/原子炉補機冷却水系加圧操作 (現場操作)	60分														
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	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														
充てんポンプによる炉心注水操作	運転員A	[1]	[1]	●充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)													充てんポンプによる炉心注水が、有効性評価上注水を期待している約60分までに実施できる		
披ばく低減操作	運転員B	[1]	[1]	●アニュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作)													格納容器圧力計指示が39kPa[gage]になれば起動する(有効性評価上考慮せず)		
格納容器内自然対流冷却	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	[2]	[2]	●現地移動/格納容器再循環ユニット冷却水廻り電源操作 (現場操作)															
	運転員B	[1]	[1]	●格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)															
代替再循環運転への切替	運転員C、D	[2]	[2]	●現地移動/格納容器スプレイポンプによる代替再循環系統構成 (現場操作)															
	運転員A	[1]	[1]	●B格納容器スプレイポンプ水源切替(燃料取替用水ビット→格納容器再循環サンプル) ●B格納容器スプレイポンプ起動 ●充てんポンプ停止 (中央制御室操作)													燃料取替用水ビット水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプル水位計(広域)指示が66%以上にて実施		

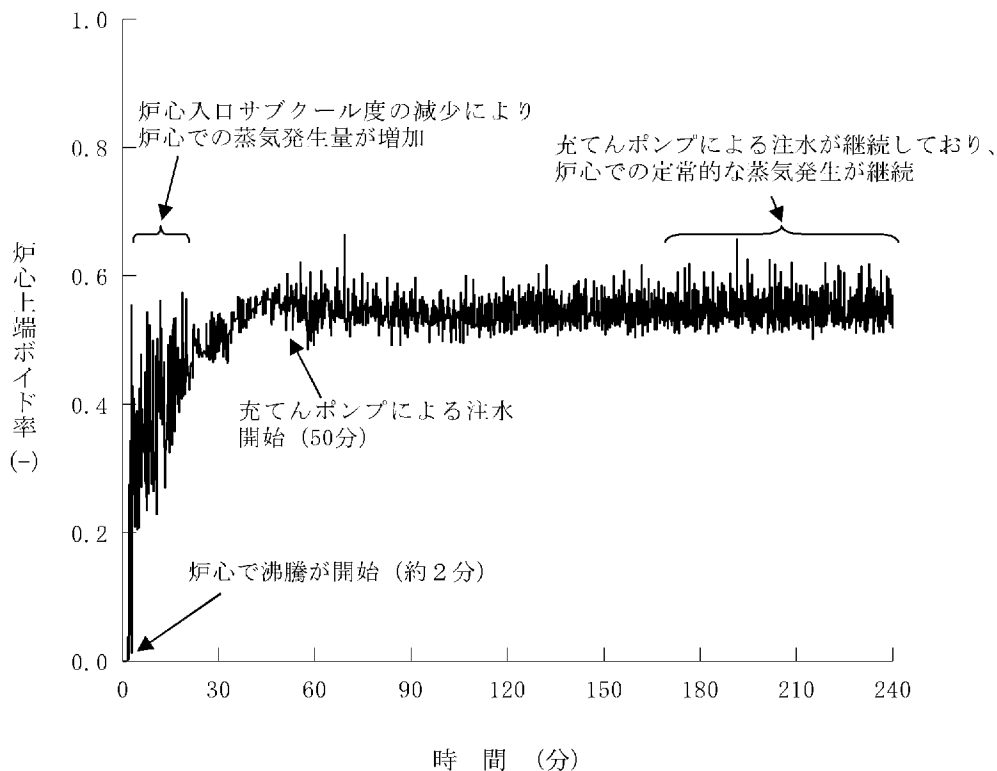
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。
・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

*: 中央制御室にてT信号をリセットし冷却ユニット入口弁を開弁後、冷却ユニット出口弁(隔離弁)は、ファン起動信号がないと閉となる為、CSを開保持し、開状態で現場にて電源を開放する。その後、中央制御室にて格納容器再循環ファンを起動する。仮にファン起動に失敗したとしても、以下の理由により影響はない。
・モータ短絡等が発生したとしても、保護継電器により遮断器が開放される。
・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却は阻害されない。(有効性評価上ファン運転は考慮せず)

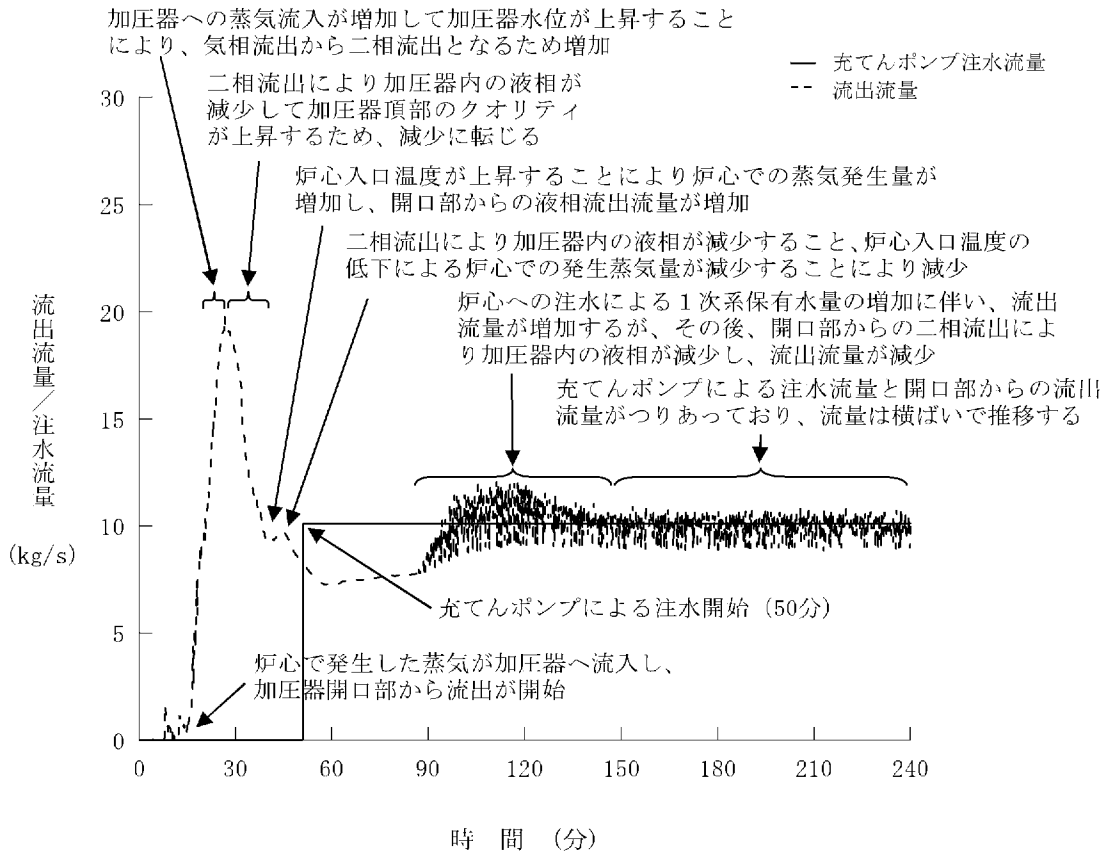
第7.4.1.3 図 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)



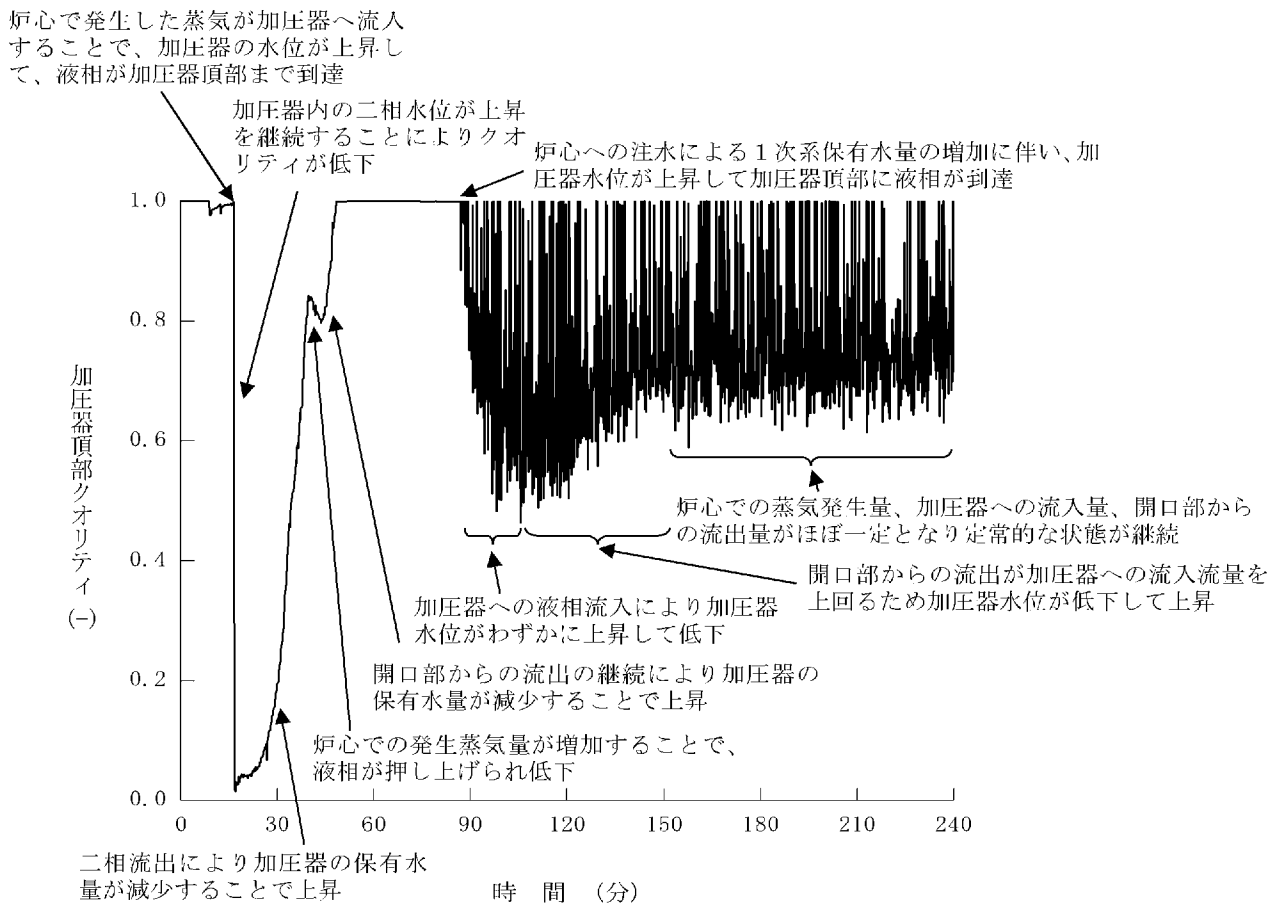
第7.4.1.4図 1次系圧力の推移



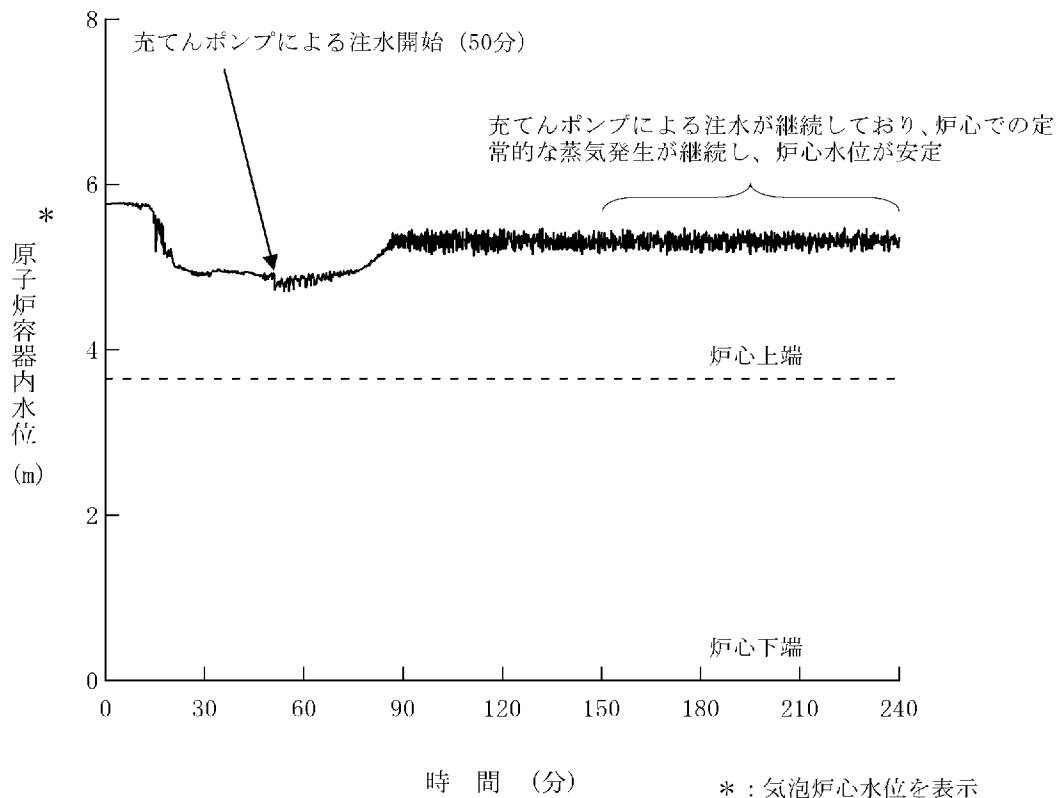
第7.4.1.5図 炉心上端ボイド率の推移



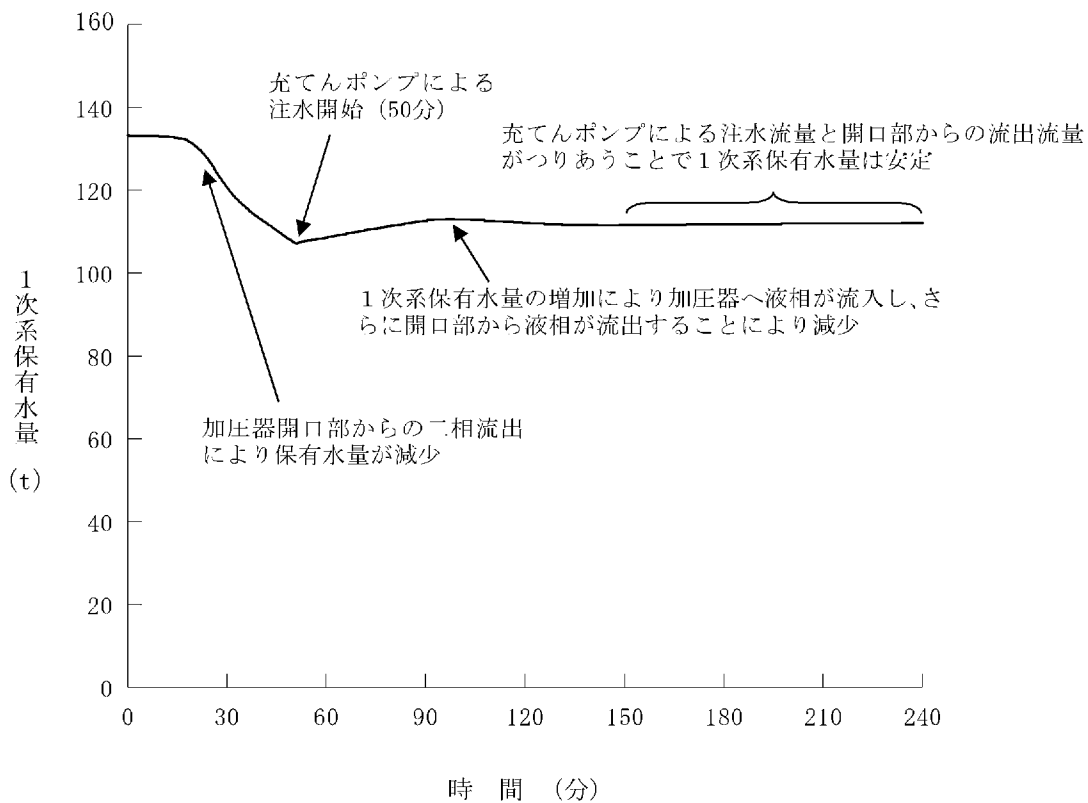
第 7.4.1.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



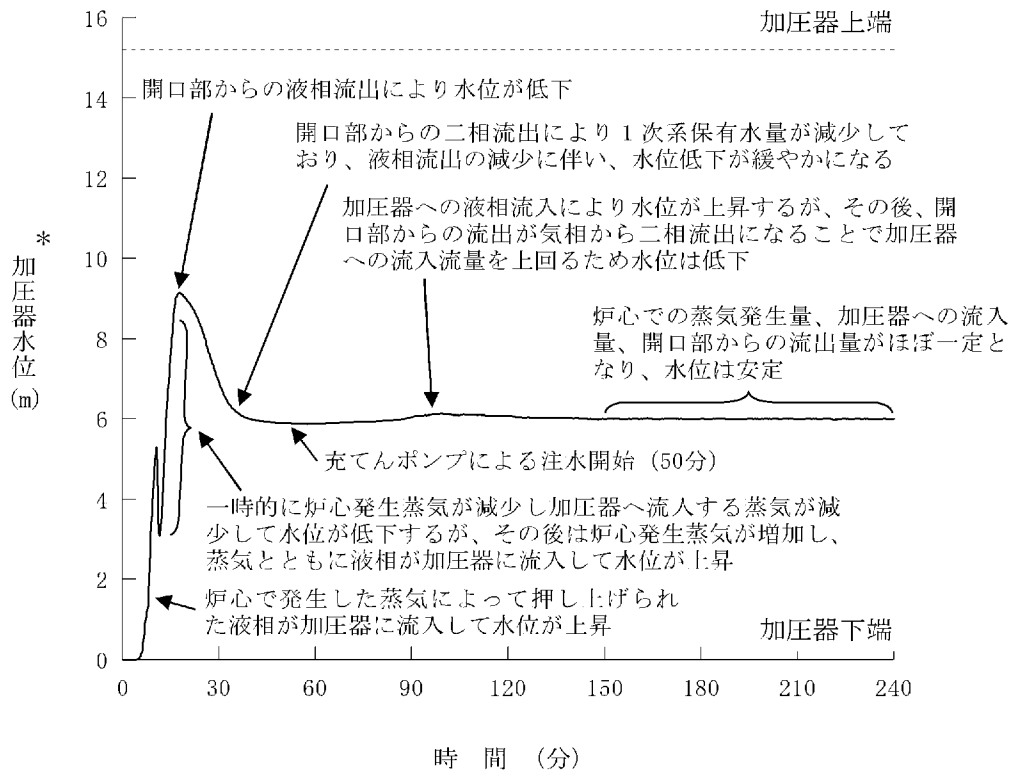
第 7.4.1.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



第 7. 4. 1. 8 図 原子炉容器内水位の推移

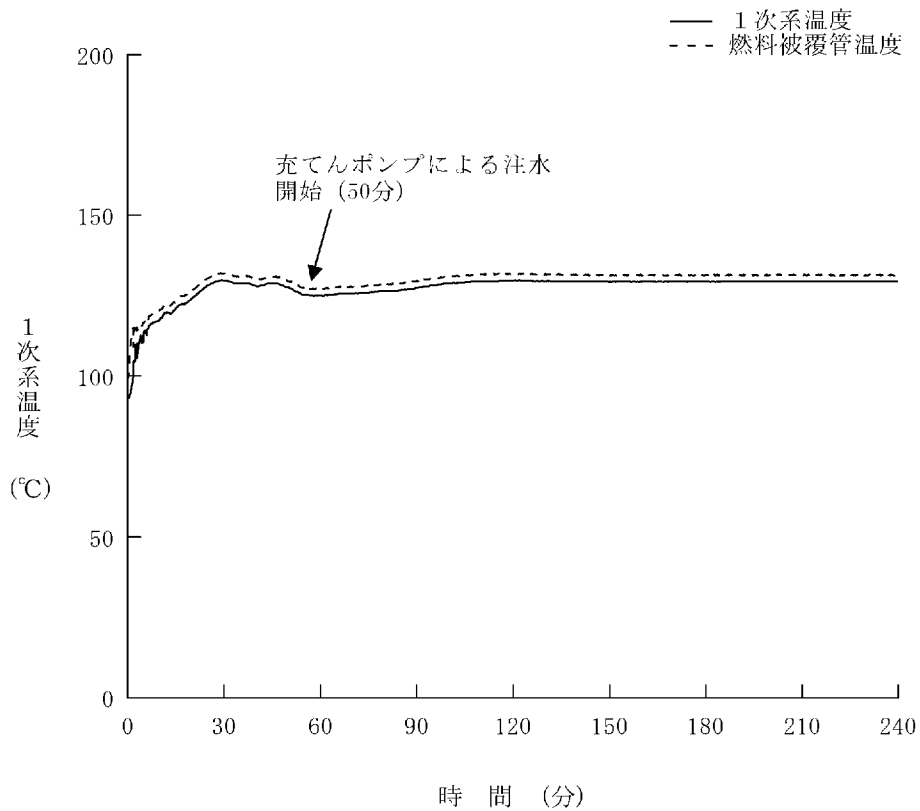


第 7. 4. 1. 9 図 1次系保有水量の推移

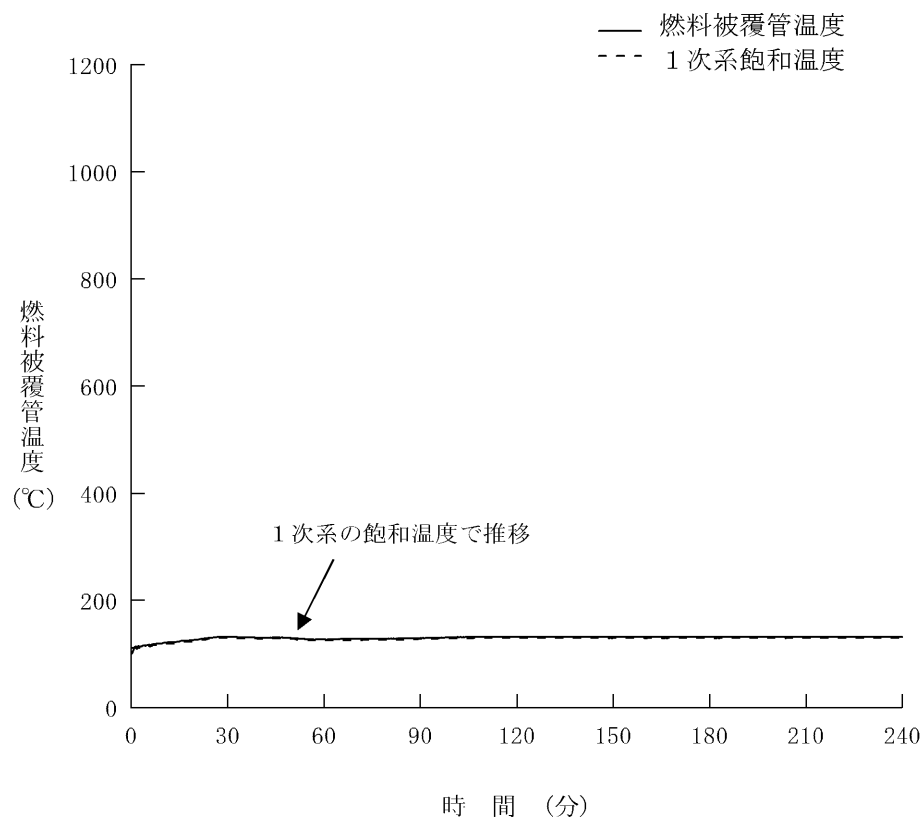


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

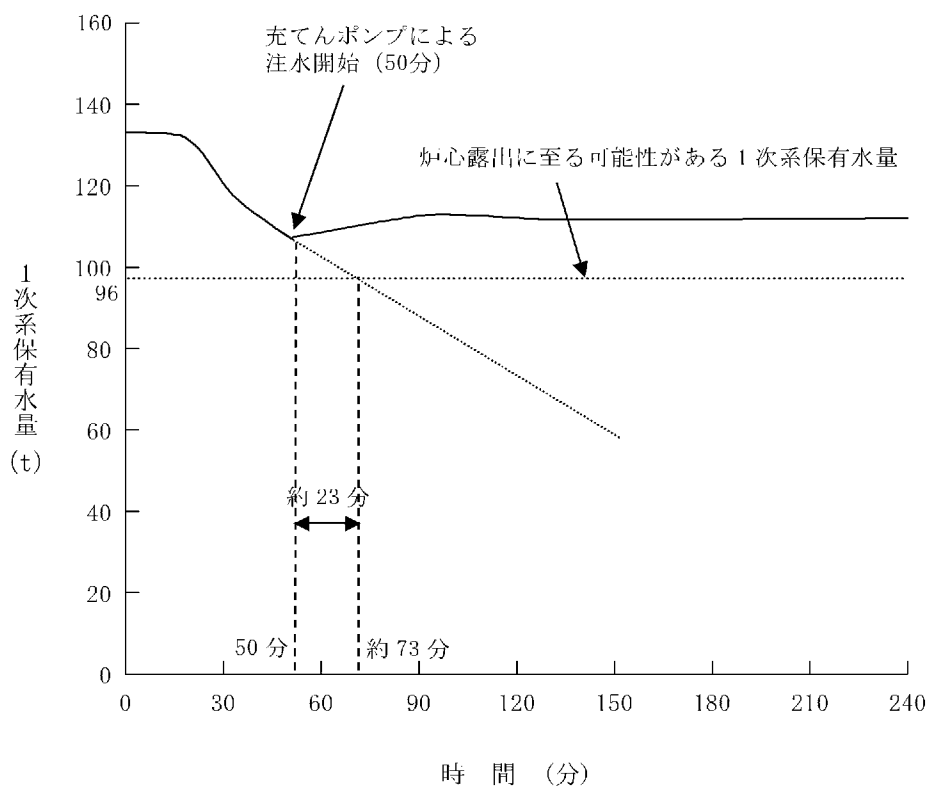
第 7.4.1.10 図 加圧器水位の推移



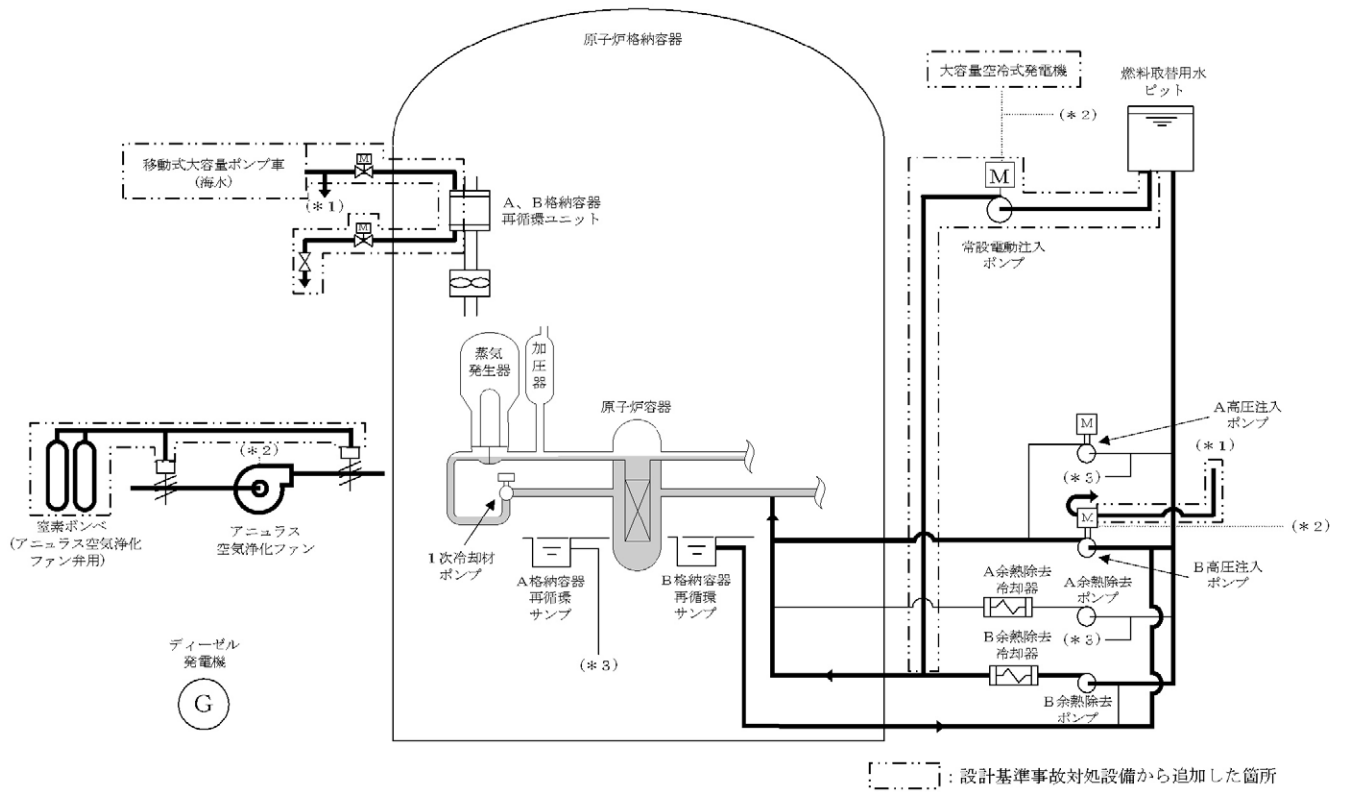
第 7.4.1.11 図 1次系温度の推移



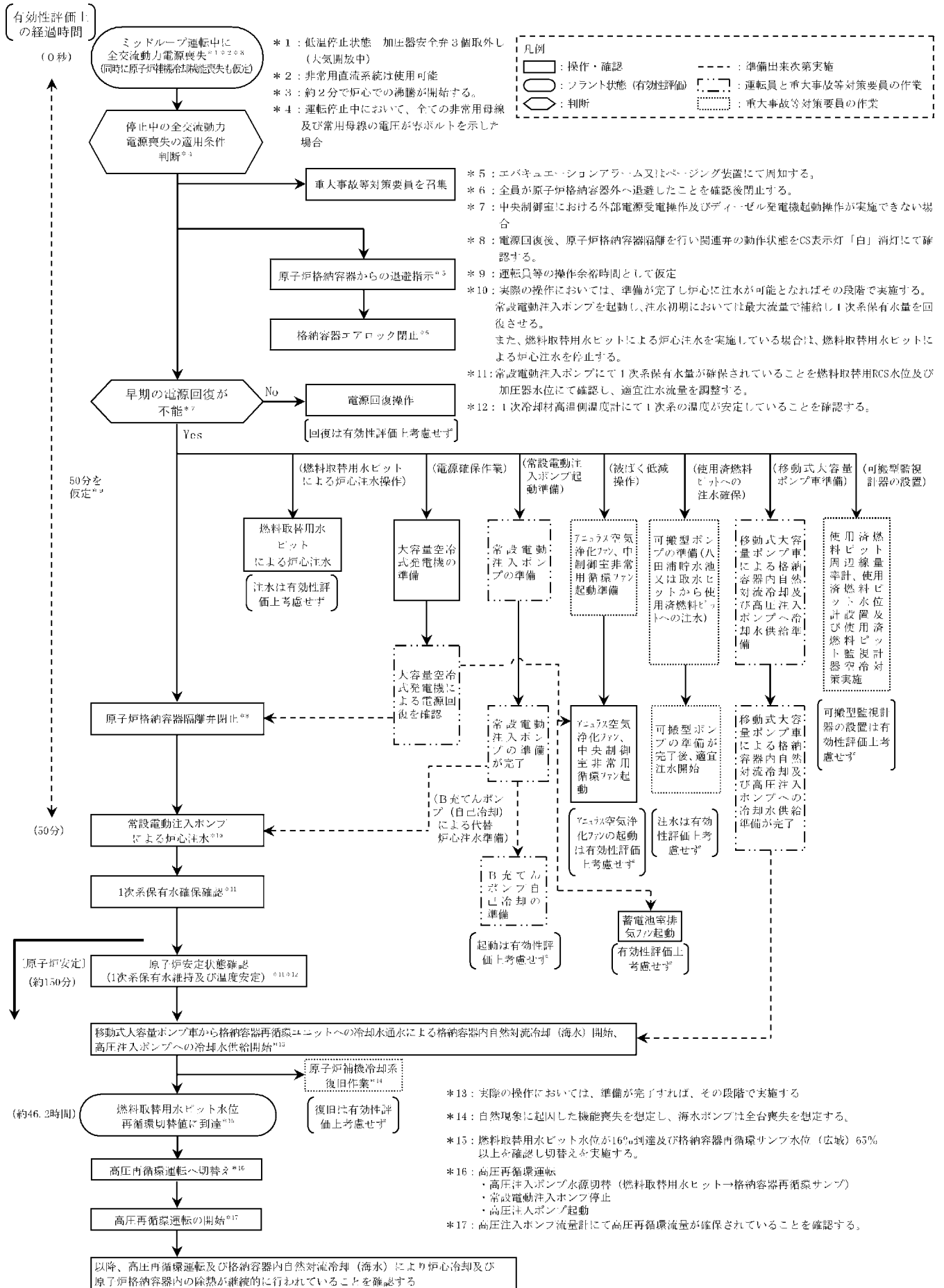
第 7. 4. 1. 12 図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.1.13図 1次系保有水量の推移 (炉心注水操作時間余裕確認)



第 7.4.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)の事象進展)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)										経過時間(時間)										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	1	2	3	4	5						
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	3号	4号	手順の内容	▼ 緊急発生 約2分 炉心での過渡開始 ▼ プラント状態判断 ▼ 停止中の全交流動力電源喪失判断											約150分以降 原子炉安定						
		当直課長 当直副長	1		1	号炉毎 運転操作指揮者																
		当直主任 運転員	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢																	
状況判断	運転員	—	—	●停止中の全交流動力電源喪失確認 (中央制御室確認)	10分																	
原子炉格納容器内からの退避指示	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G	1	1	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)	10分																	
格納容器エアロック閉止操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	【2】	【2】	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止 (現場操作)	30分	5分										エバキュエーションアラーム又はページング装置にて退避を指示						
燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員H	1	1	●燃料取替用水ピットによる代替炉心注水 (現場操作)	20分											有効性評価上考慮せず 常設電動注入ポンプによる炉心注水を開始すれば停止する						
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 (運断設備操作)	15分																	
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)	適宜確認											運転員による充電器盤の受電操作は、事象発生約4時間後までに実施できる						
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水準備	運転員C、D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	4	4	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作)	35分																	
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2	●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)	30分											常設電動注入ポンプ系統構成が、有効性評価上注水を開始している約50分までに実施できる						
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	1	1	●現地移動/アンユラス空気浄化ファンダンプ空気供給操作 (現場操作)	45分																	
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	【2】	【2】	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンプ開始 (現場操作)	90分											アンユラスダンプ空気供給操作は有効性評価上考慮せず						
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	【1】	【1】	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)	90分											有効性評価上考慮せず						
B充てんポンプ(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E、F	【2】	【2】	●現地移動/B充てんポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作)	35分																	
	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	2	2	●現地移動/B充てんポンプ(自己冷却)準備 (ディスタンスピース取替え) (現場操作)	30分											起動は有効性評価上考慮せず						
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操作 ●蓄電池室排気ファン起動* ●原子炉格納容器隔離弁の閉止 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●常設電動注入ポンプ起動操作 ●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成* ●アンユラス空気浄化ファン起動操作* ●中央制御室非常用循環ファン起動操作 (中央制御室操作)	15分	5分	5分	10分	5分	10分	5分	5分						*起動は有効性評価上考慮せず				
可搬型計測器による計測	重大事故等対策要員(初動) 係対応要員	【1】	【1】	●現地移動/可搬型計測器接続 (現場操作)	適宜実施											有効性評価上考慮せず						

・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及び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(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通帳連絡等を行う。

第7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(1/2)

(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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)

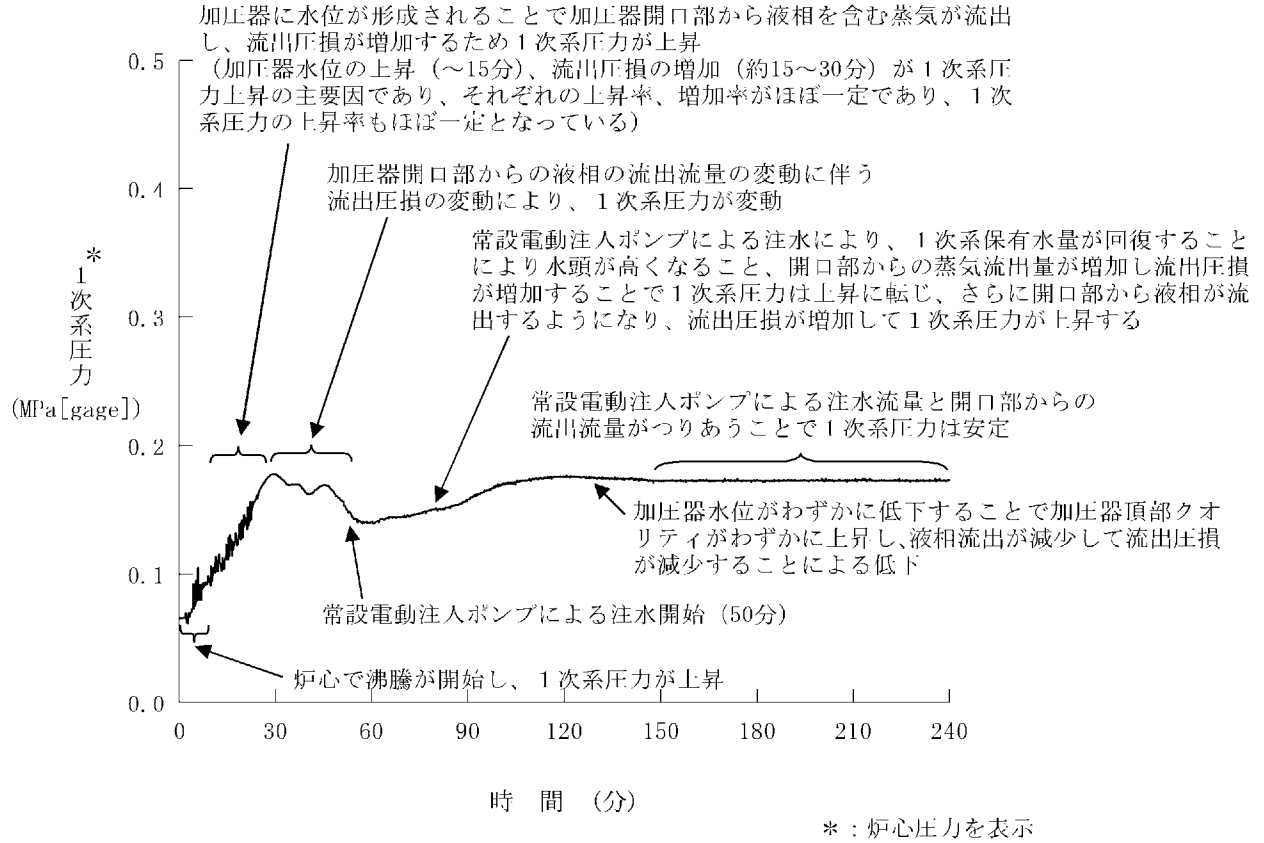
10-7-840

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														
	3号	4号															
大容量空冷式発電機対応		2	●大容量空冷式発電機燃料タンクへの燃料補給		2時間30分 (ホースの運搬・設置) 燃料補給 (約10時間に1回)												24時間格納容器内自然対流冷却開始
使用済燃料ピットへの注水確保	[5]	[7]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運搬		1時間												2.1日以内に実施
	[6]	[6]	●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燃料補給		20分 (中間受槽へ水振り) 起動、監視、燃料補給 (約8時間40分に1回)												
	[6]	[6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置		1時間 (中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置)												
	[9]	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、送水用ホース等の設置		20分 (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燃料補給		⇒SFPへの注水可能 (10時間10分) 起動、監視、燃料補給 (約8時間40分に1回)												
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬		1時間												
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置		1時間												
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) への燃料補給		起動、監視、燃料補給 (約8時間20分に1回)												
	可搬型使用済燃料ピット計測装置設置	[7]	[7]	●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											
[6]		[6]	●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												
[9]		[9]	●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切替え		1時間												
[2]		[2]	●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) 取付け		1時間												
[2]		[2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給		⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能 (20時間20分) 起動、監視、燃料補給 (約4時間30分に1回)												
[3]		[3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (現場操作)		3時間 30分 10分												
[1]		[1]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (中央制御室)		15分 10分												
移動式大容量ポンプ車準備		[7]	●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												移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環自然対流冷却は、24時間までに対応が可能である
高圧再循環運転	運転員	[1]	●高圧再循環運転確認 (中央制御室)		適宜実施												燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位に到達後実施
	運転員	[1]	●高圧再循環運転確認 (中央制御室)		適宜実施												有効性評価上考慮せず
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え等		適宜実施												有効性評価上考慮せず

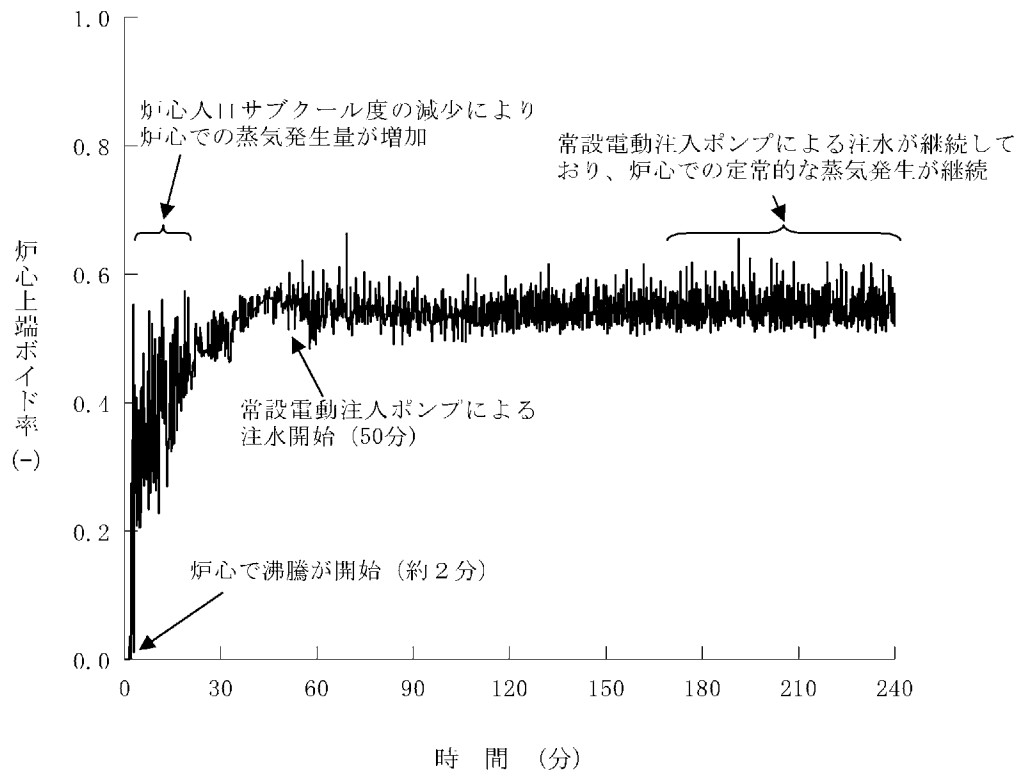
・燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・上記対応の他、代替要員対応策所の電源確保対応策：2名 (重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員のうち2名が対応)、換気設備準備対応者：6名 (重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員のうち6名が対応)
 ・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (2 / 2)

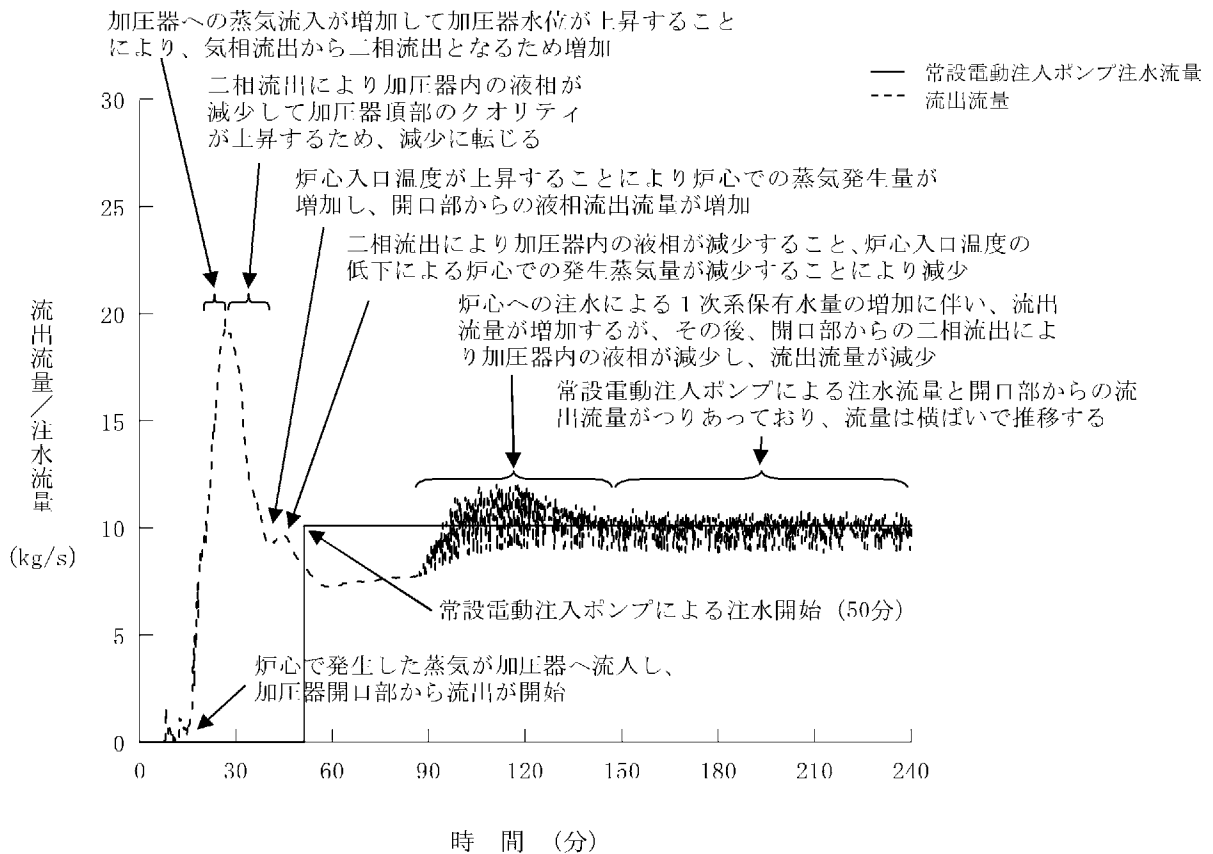
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)



第7.4.2.4図 1次系圧力の推移

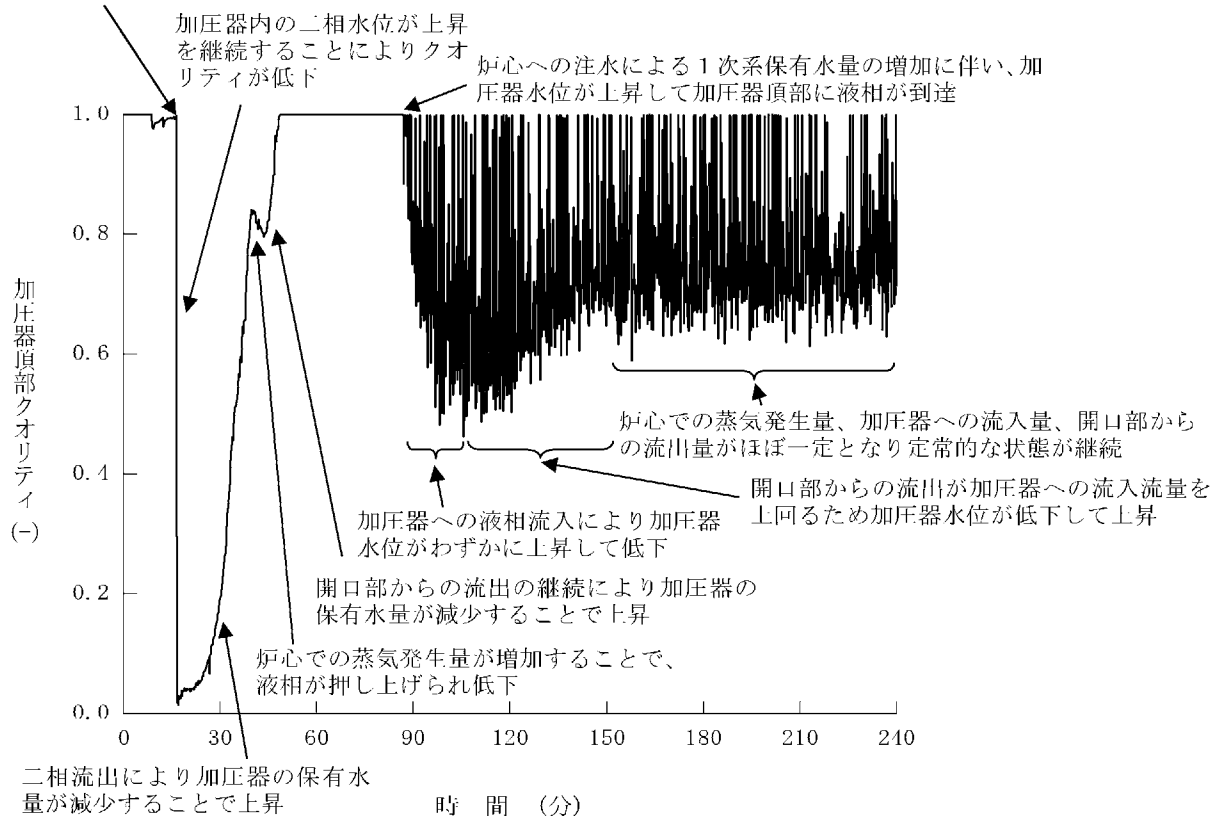


第7.4.2.5図 炉心上端ボイド率の推移

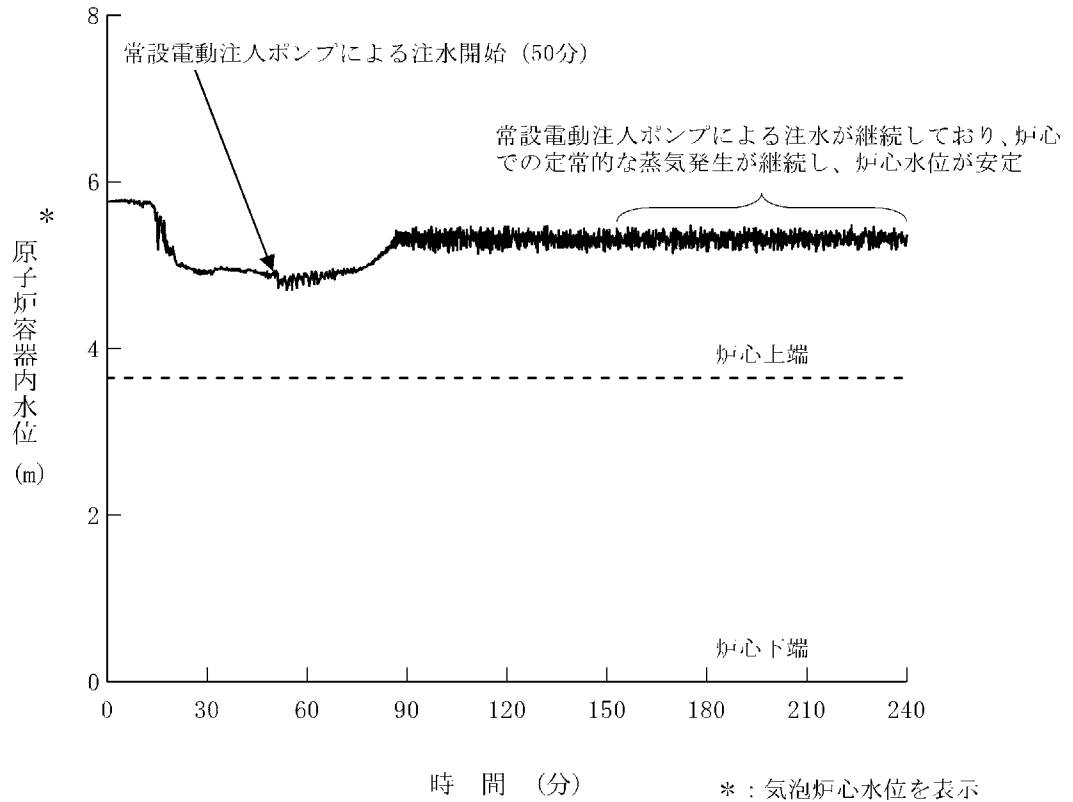


第7.4.2.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移

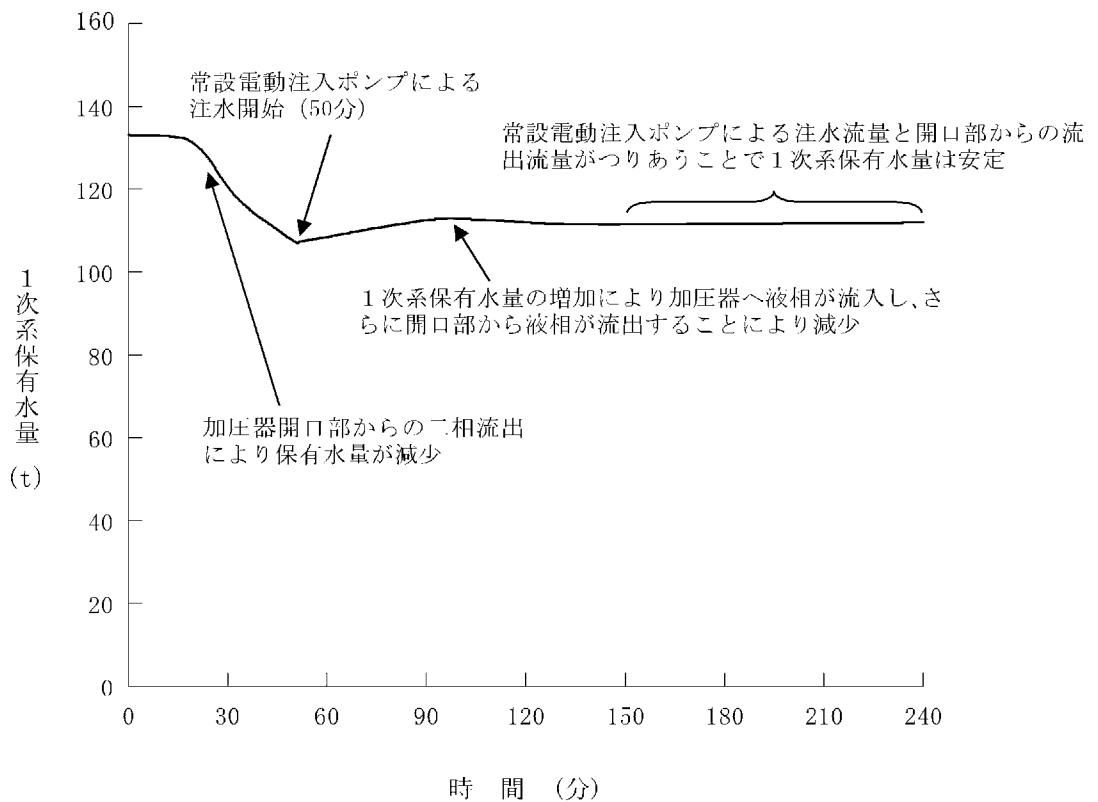
炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで、加圧器の水位が上昇して、液相が加圧器頂部まで到達



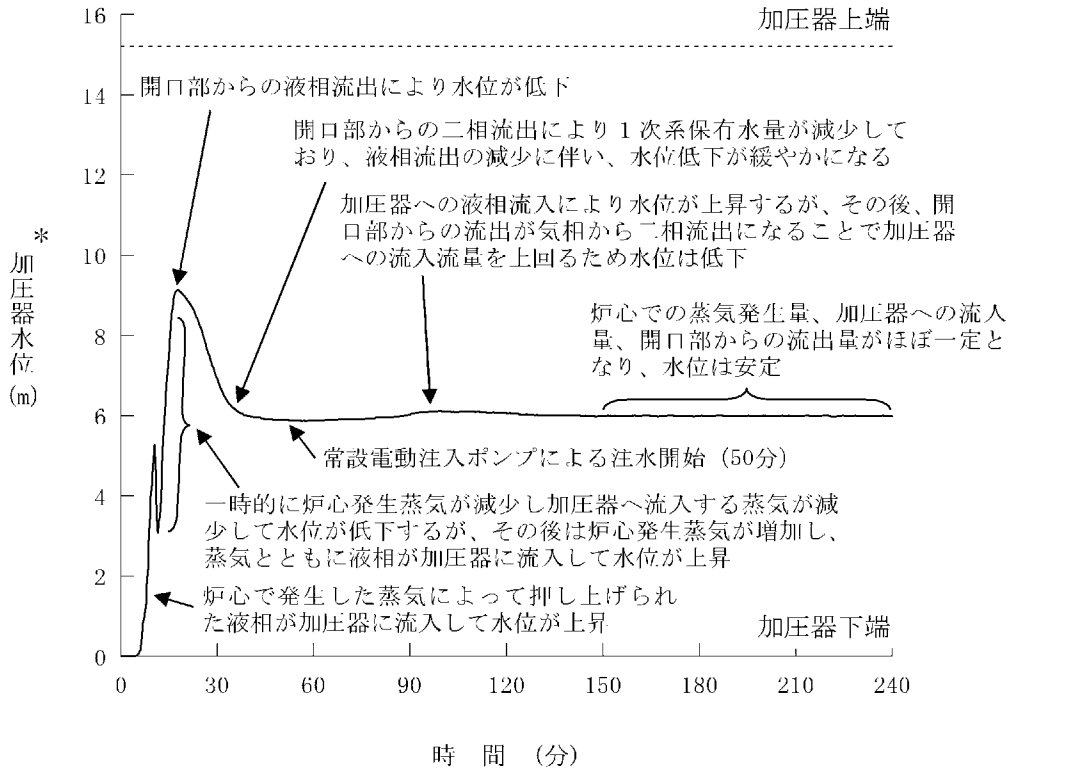
第7.4.2.7図 加圧器頂部クオリティの推移



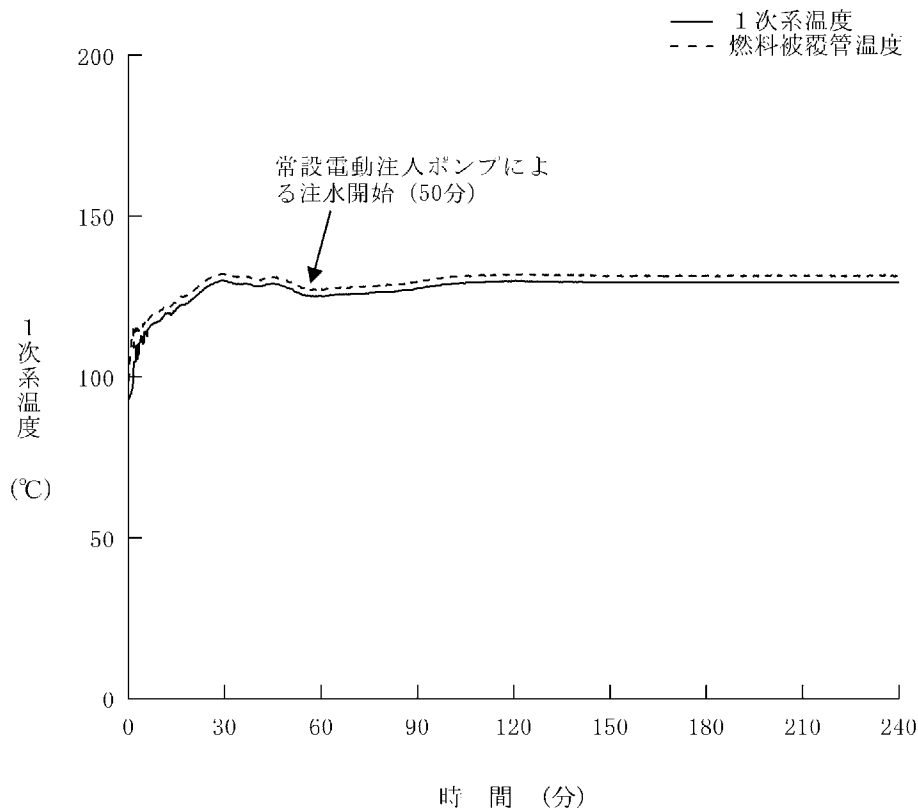
第 7.4.2.8 図 原子炉容器内水位の推移



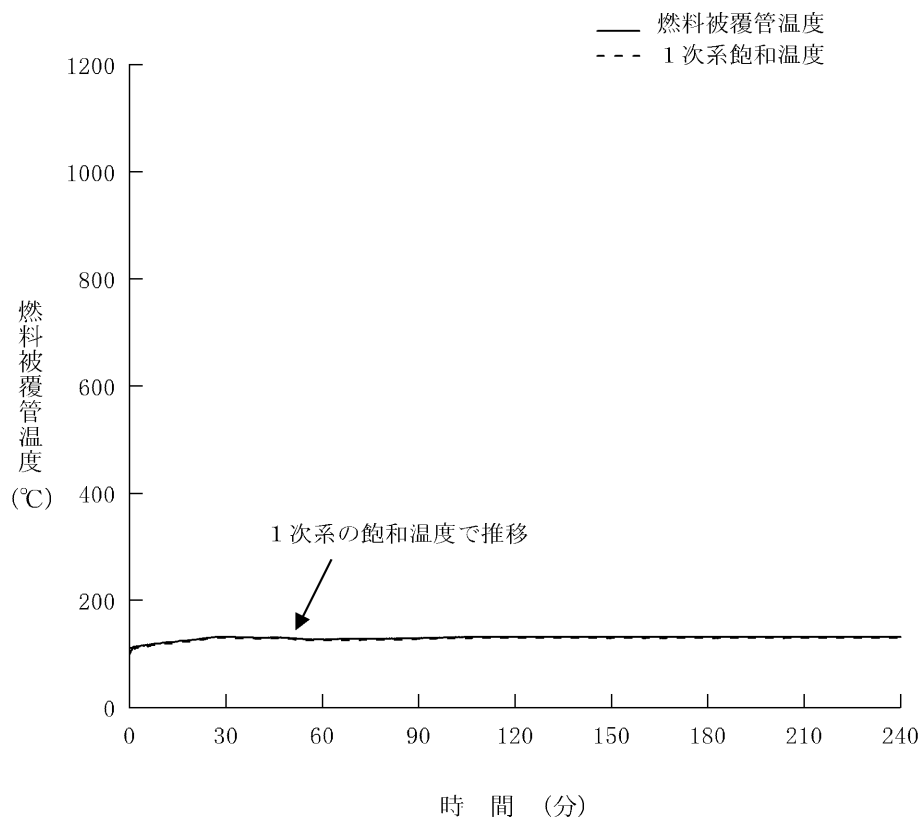
第 7.4.2.9 図 1次系保有水量の推移



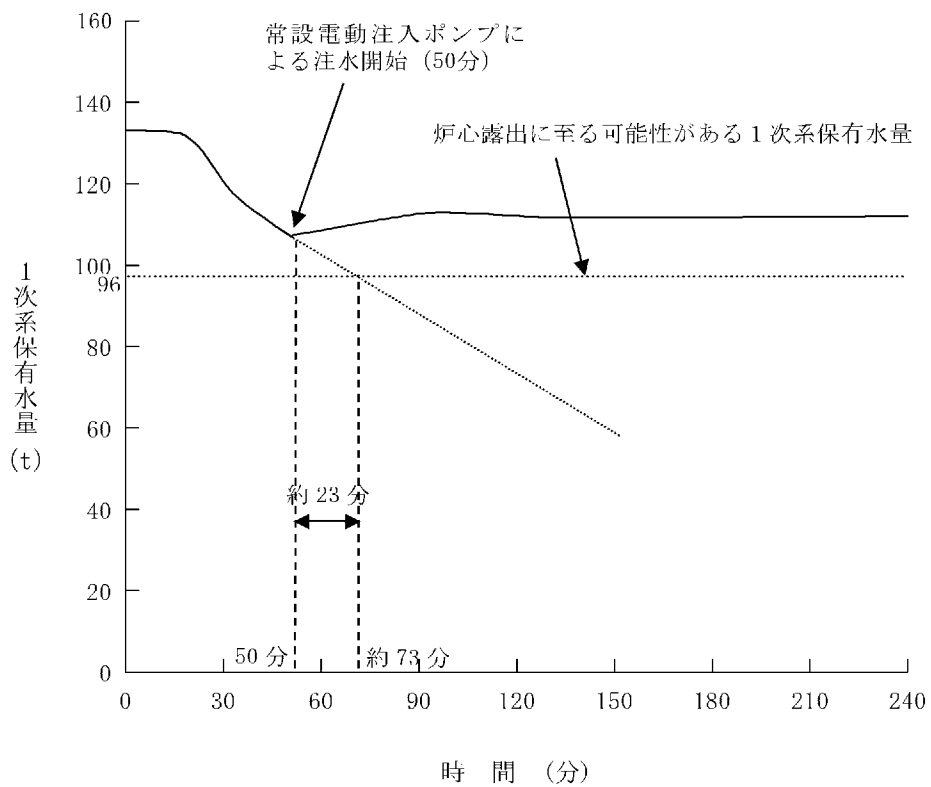
第 7.4.2.10 図 加圧器水位の推移



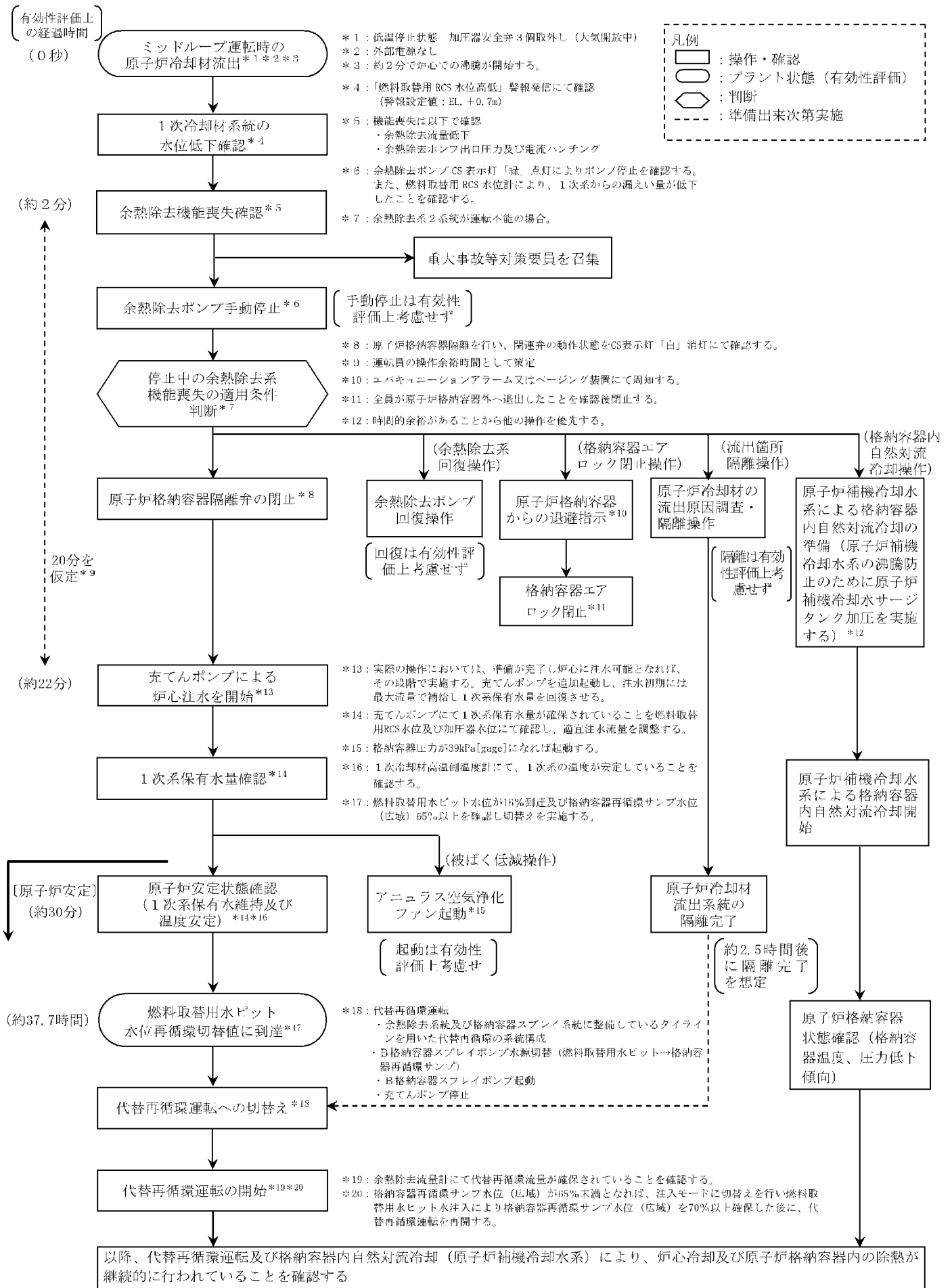
第 7.4.2.11 図 1次系温度の推移



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 (代替炉心注水操作時間余裕確認)



第 7.4.3.2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (「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)

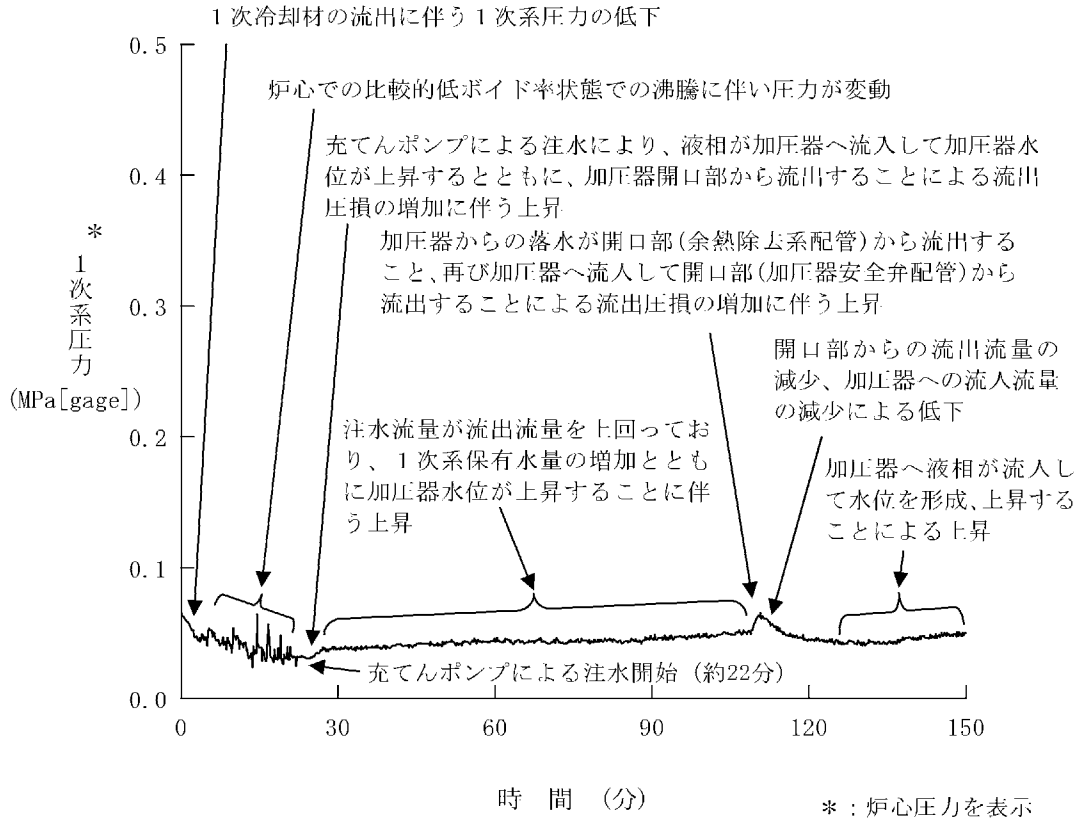
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												経過時間(時間)			備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は始作業後移動してきた要員	3号	4号	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120												35 40 45		
手順の内容				発生発生 約2分 炉心での換熱開始 プラント状態判断 ミッドループ運転中の原子炉冷却材流出判断 約22分 充てんポンプによる炉心注水開始 約30分以降 原子炉空焚														
当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1 1 1 1	1 1 1 1	1 1 1 1	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	—	—	●原子炉冷却材流出確認 (中央制御室確認)														
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 (中央制御室操作)														
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の閉止 (中央制御室操作)														
原子炉格納容器内からの退避指示	運転員B	1	1	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)														
格納容器エアロック閉止操作	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員E、F	2	2	●現地移動/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止(現場操作)														
余熱除去系回復操作	運転員C 運転員D	1 1	1 1	●現地移動/余熱除去ポンプ停止状態確認・起動準備操作(安全補機閉閉器室) ●現地移動/余熱除去ポンプ停止状態確認・起動準備操作(現場操作)														
流出箇所隔離操作	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員G 重大事故等対策要員(初動)運転対応要員H	1 1	1 1	●現地移動/系統隔離操作(安全補機閉閉器室) ●現地移動/系統隔離操作(現場操作)														
充てんポンプによる炉心注水操作	運転員A	【1】	【1】	●充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)														
余熱除去系隔離操作	運転員B	【1】	【1】	●余熱除去系隔離 (中央制御室操作)														
格納容器内自然対流冷却操作準備	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員E、F 重大事故等対策要員(初動)係保対応要員	【2】 2	【2】 2	●現地移動/原子炉種機冷却水系加圧操作(現場操作) ●現地移動/可搬型温度計計測装置(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)														
狭びく低減操作	運転員B	【1】	【1】	●アニュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作)														
格納容器内自然対流冷却操作	運転員B 重大事故等対策要員(初動)運転対応要員E、F	【1】 【2】	【1】 【2】	●格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作) ●現地移動/格納容器再循環ユニット冷却水取り電線操作(現場操作)														
代替再循環運転への切替え	運転員C、D 運転員A	【2】 【1】	【2】 【1】	●現地移動/格納容器スプレイポンプによる代替再循環系統構成(現場操作) ●B格納容器スプレイポンプ水源切替(燃料取替用水ビット-格納容器再循環サンプル) ●B格納容器スプレイポンプ起動 ●充てんポンプ停止 (中央制御室操作)														

・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及び作業時間を確認した上で算出している。
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、連絡連絡等を行う。

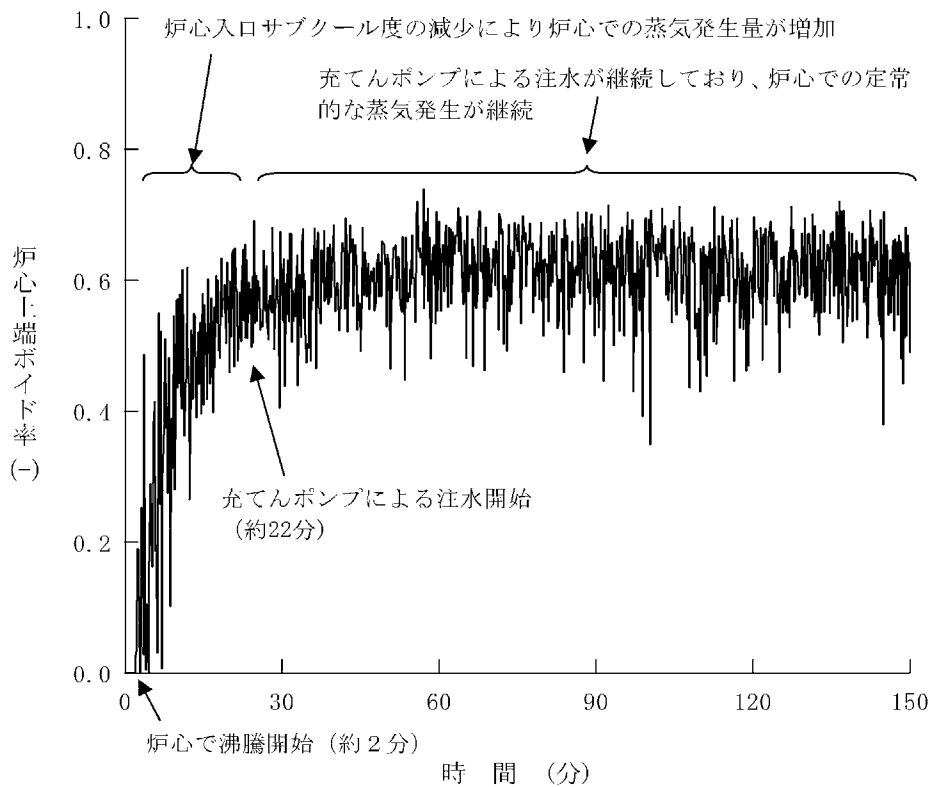
*1: 中央制御室にて丁信号をリセットし冷却ユニット入口弁を開弁後、冷却ユニット出口弁(隔離弁)は、ファン起動信号がないと閉となる為、CSを開保持し、開状態にて電線を開放する。その後、中央制御室にて格納容器再循環ファンを起動する。後にファン起動に失敗したとしても、以下の理由により影響はない。
 ・モータ短絡等が発生したとしても、保護継電器により遮断器が開放される。
 ・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却は阻害されない。(有効性評価上ファン運転は考慮せず)

*2: 格納容器再循環サンプル水位計(広域)指示が65%未満となれば、注水モードに切替を行い燃料取替用水ビット注水により格納容器再循環サンプル水位(広域)を70%以上確保した後に、代替再循環運転を再開する。

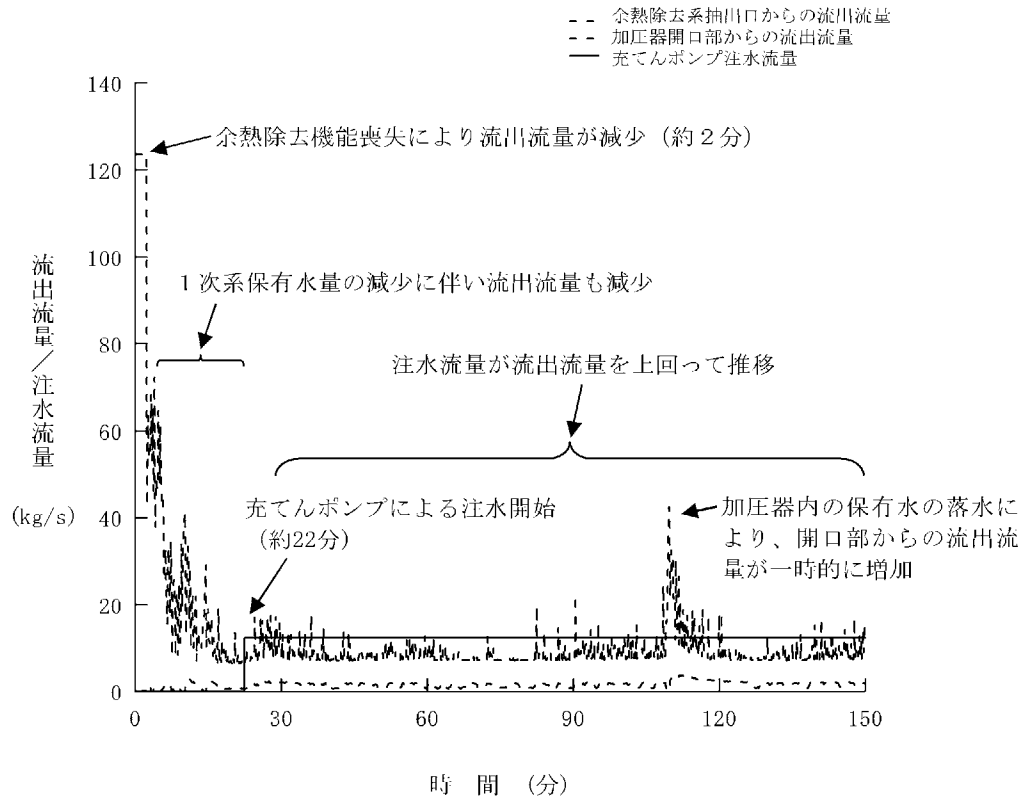
第7.4.3.3 図 「原子炉冷却材の流出」の作業と所要時間
 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)



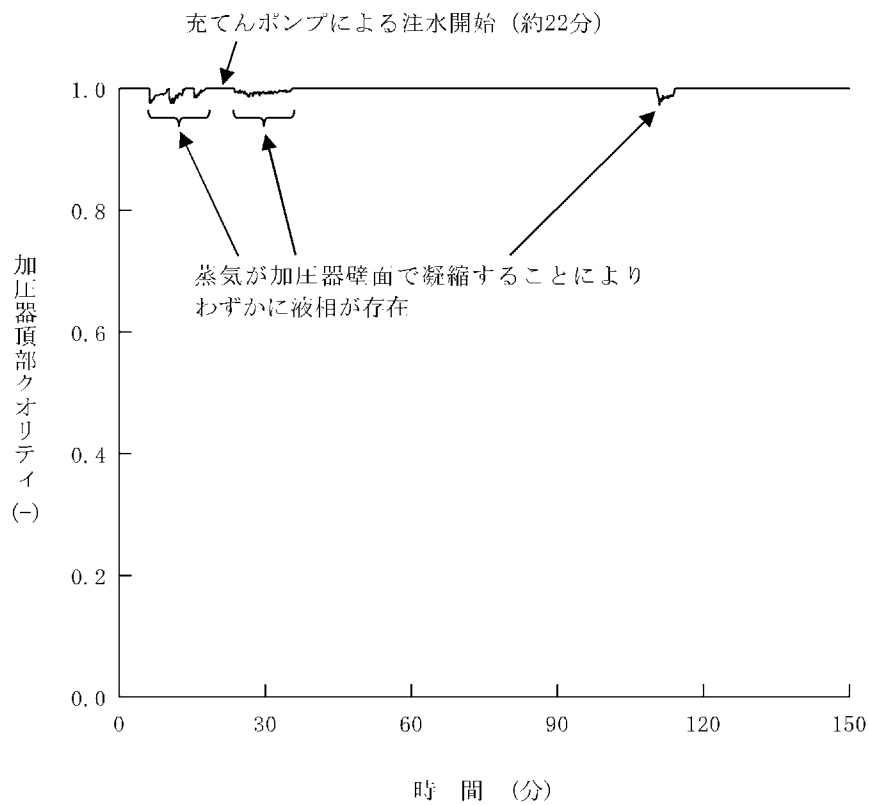
第7.4.3.4図 1次系圧力の推移



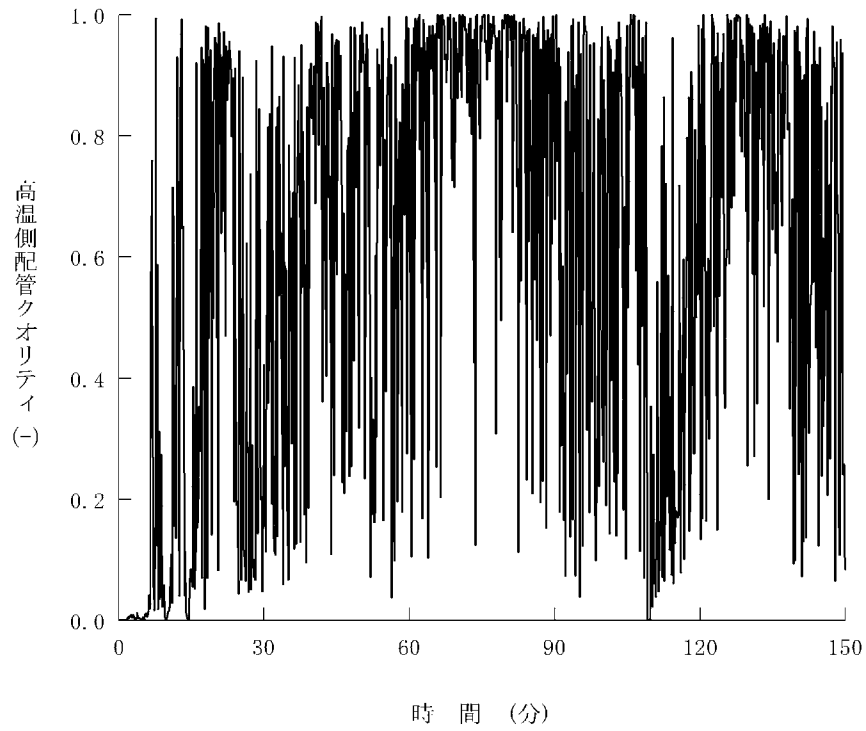
第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移



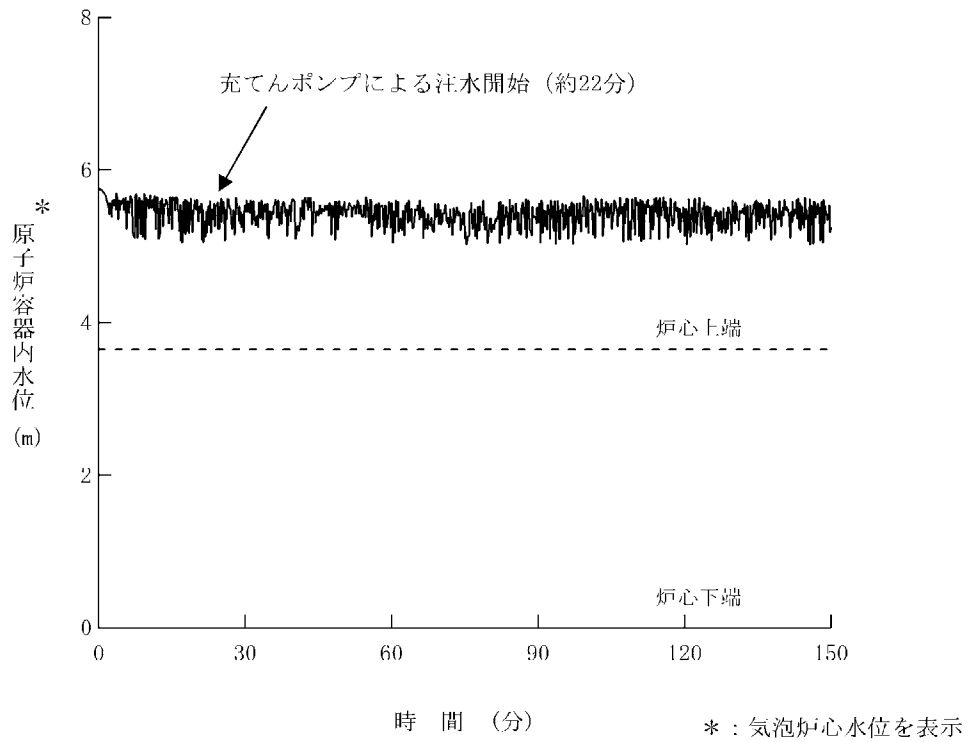
第7.4.3.6図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



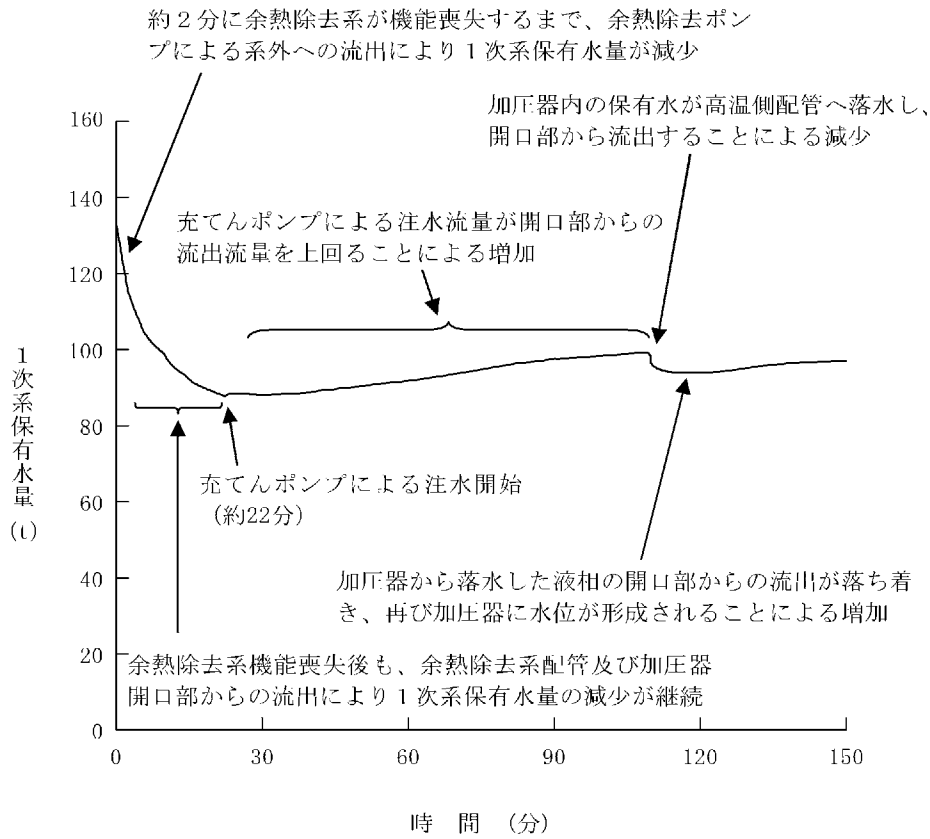
第7.4.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移



第 7. 4. 3. 8 図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移

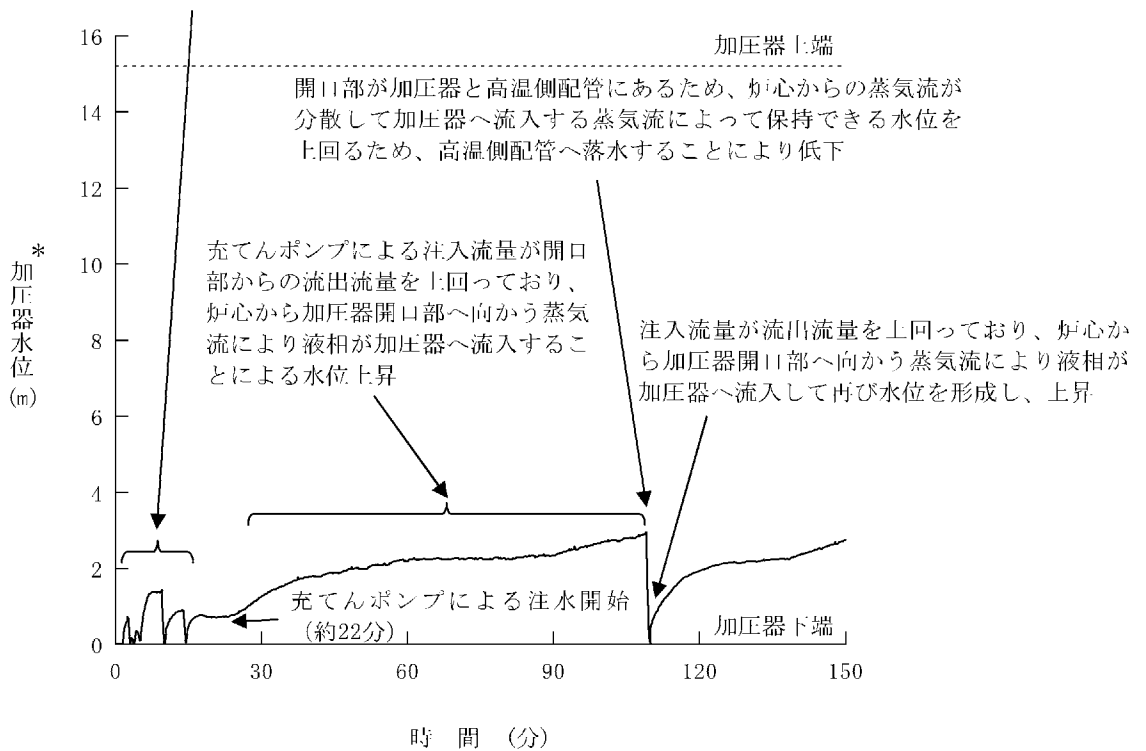


第 7. 4. 3. 9 図 原子炉容器内水位の推移



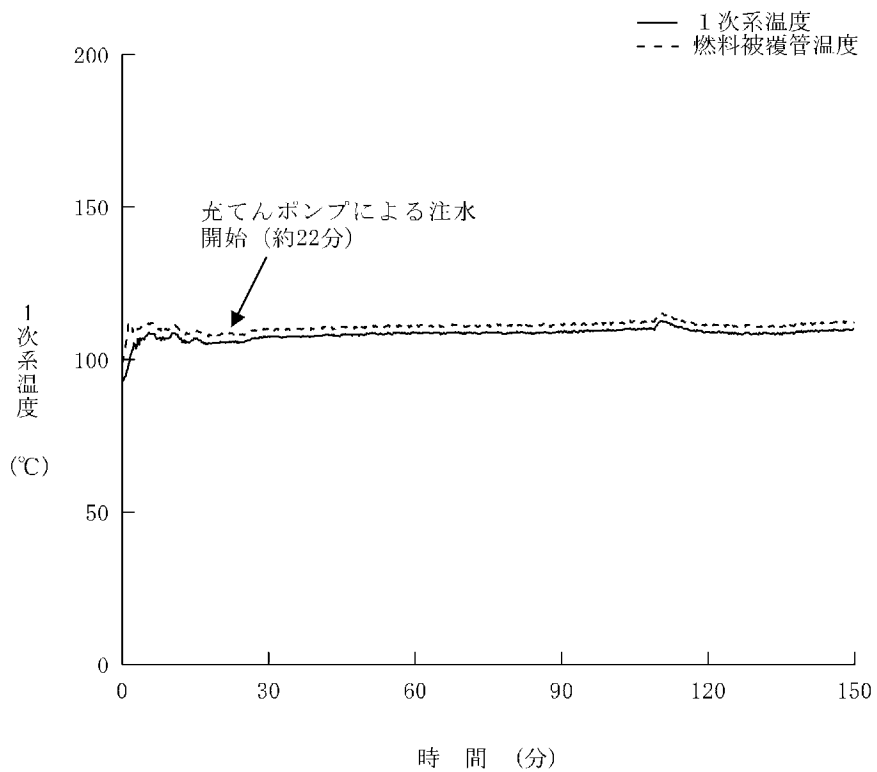
第 7.4.3.10 図 1次系保有水量の推移

炉心での沸騰に伴い、加圧器開口部へ向かう蒸気流とともに液相が加圧器へ流入し、蒸気流によって保持されて水位を形成するが、蒸気流量の振動により水位変動している

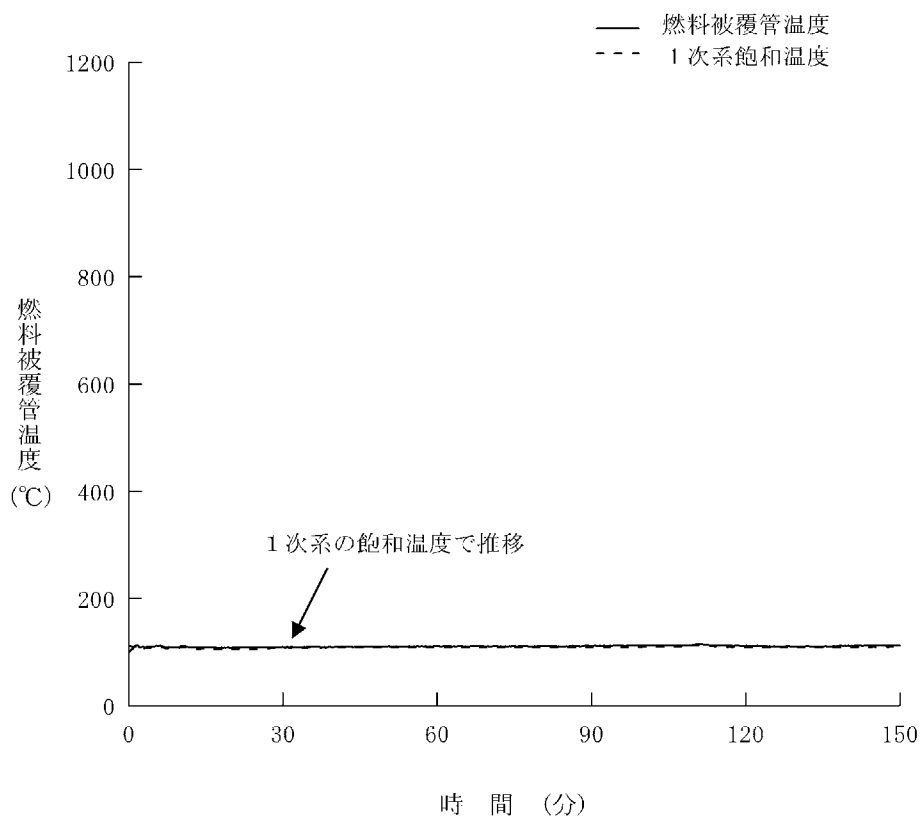


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

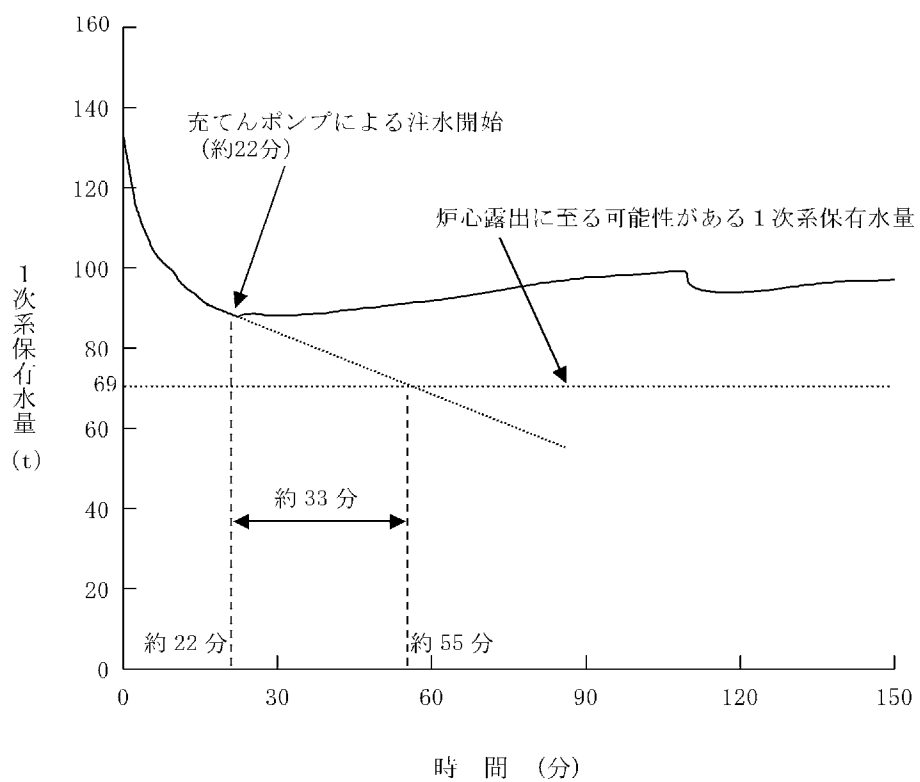
第 7.4.3.11 図 加圧器水位の推移



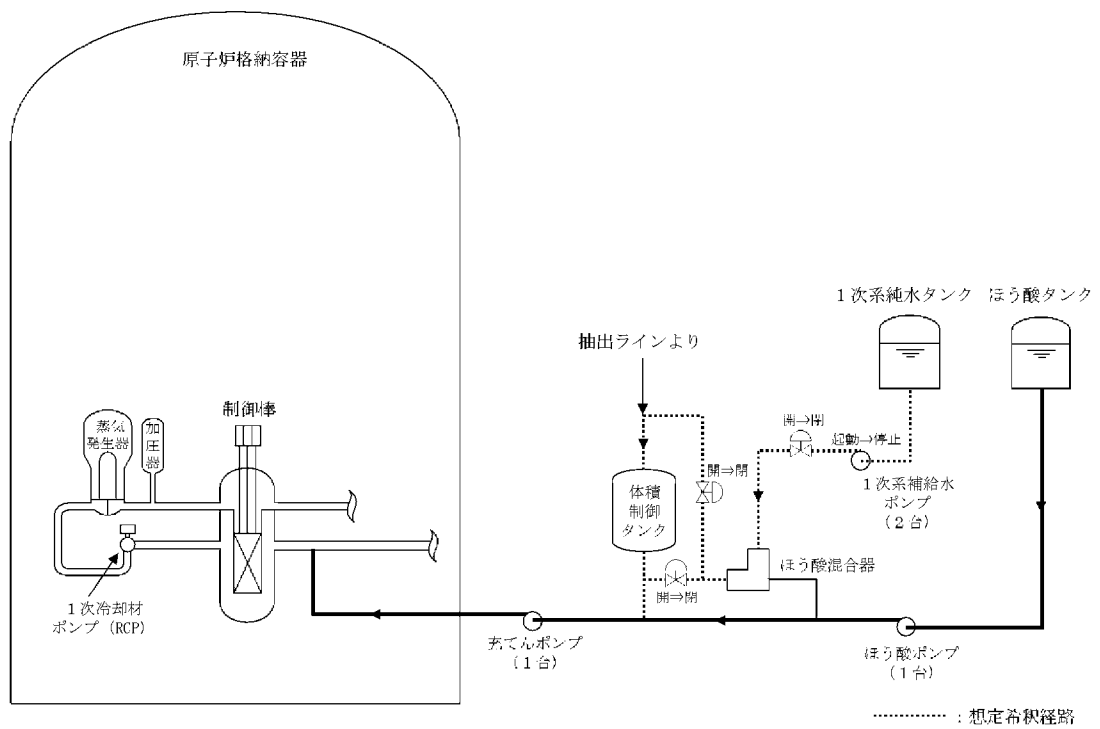
第 7. 4. 3. 12 図 1次系温度の推移



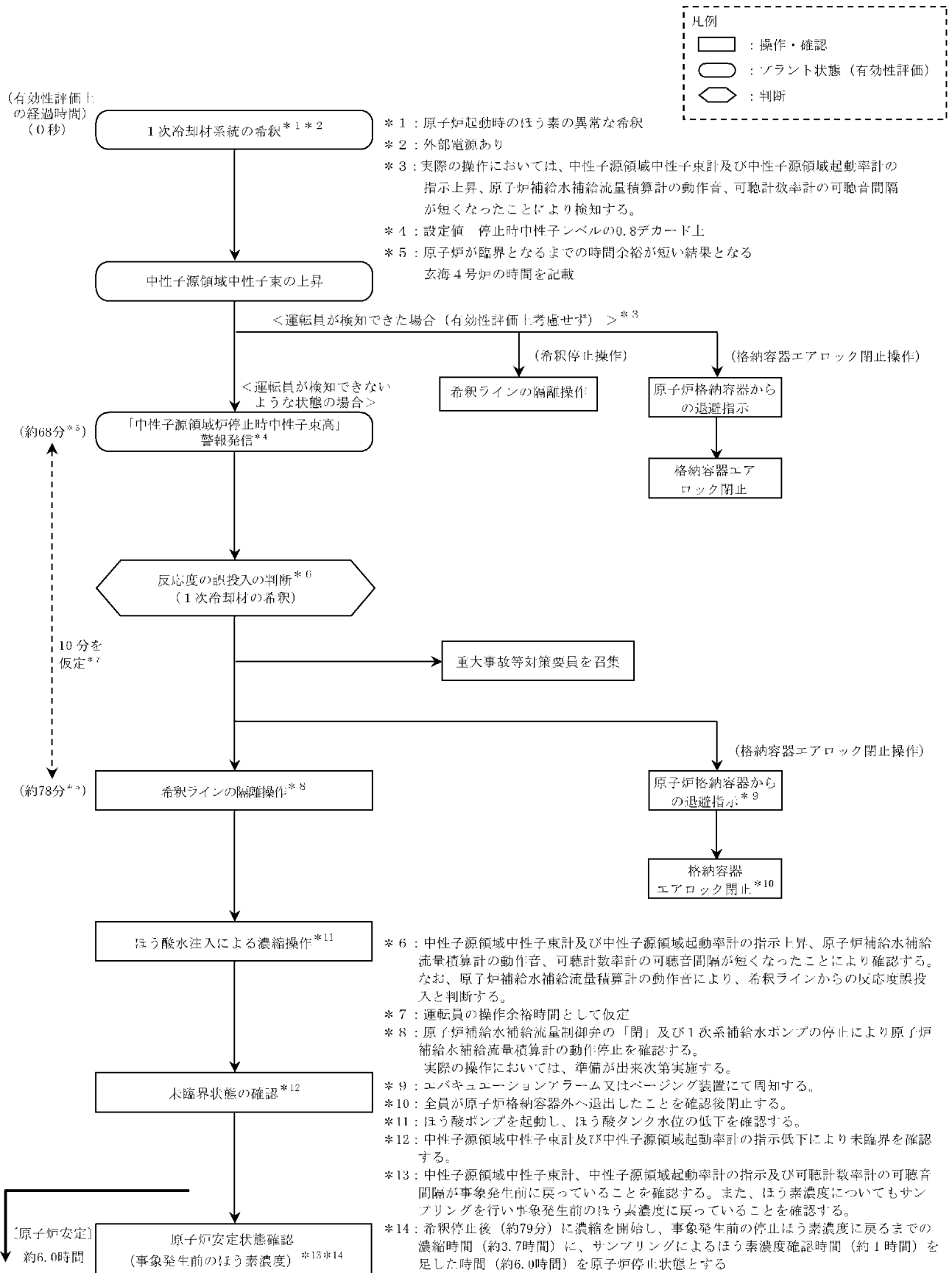
第 7. 4. 3. 13 図 燃料被覆管温度の推移



第7.4.3.14図 1次系保有水量の推移 (炉心注水操作時間余裕確認)



第 7. 4. 4. 1 図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図



第 7. 4. 4. 2 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要 (「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」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	3号	4号	10 60 70 80 90 100 110 120												5		6
				号炉毎 運転操作指揮者 号炉間連絡・運転操作助勢	約68分 「中性子源領域炉停止時 中性子東高」警報発信 プラント状況判断 反応度の誤投入 約84分 臨界 約6.0時間以降 原子炉安定													
状況判断	運転員	—	—	●中性子源領域指示値確認 ●原因調査 (中央制御室確認)	10分													
希釈停止操作	運転員A	1	1	●希釈停止操作(1次系補給水ポンプ停止、弁閉止) (中央制御室操作)	1分													
原子炉格納容器内からの退避指示	運転員B	1	1	●原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室操作)	10分													エバキュエーションアーム又はベージング装置にて通知する
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/原子炉格納容器内からの退避確認 ●現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止 (現場操作)	30分												5分	全員が格納容器外へ退出したことを確認後閉止する
ほう酸濃縮操作	運転員A	【1】	【1】	●ほう酸濃縮操作 ●ほう素濃度確認 (中央制御室操作)	約3.7時間*													ほう酸濃縮操作は、事象発生前の状態に復帰するまで適宜実施 サンプリングにより確認
未臨界状態の確認	運転員C	1	1	●未臨界状態の確認 (中央制御室操作)	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及び作業時間を確認した上で算出している。
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

*事象発生後のほう素濃度約2,052ppmから事象発生前のほう素濃度3,100ppmまでの濃縮を約3.7時間実施する。

第7.4.4.3図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間
 (原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$$\left[\begin{array}{l} t : \text{希釈に係る時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \end{array} \right]$$

原子炉の状態	時間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約68分
臨 界	警報発信後、約16分



第 7. 4. 4. 4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

追 補
(添付書類十)

目 次

追補 1. 「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

追補 2. 「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補

- I 事故シーケンスグループ及び重大事故シーケンス等の選定について
- II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価
- III 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

※追補 2 については、3号炉と同様の記載のため3号炉を参照のこと。

追補 「5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の追補

- I 特定重大事故等対処施設の手順等について
- II 想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価

追 補 1

「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の追補

添付書類十「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の記述に次のとおり追補する。

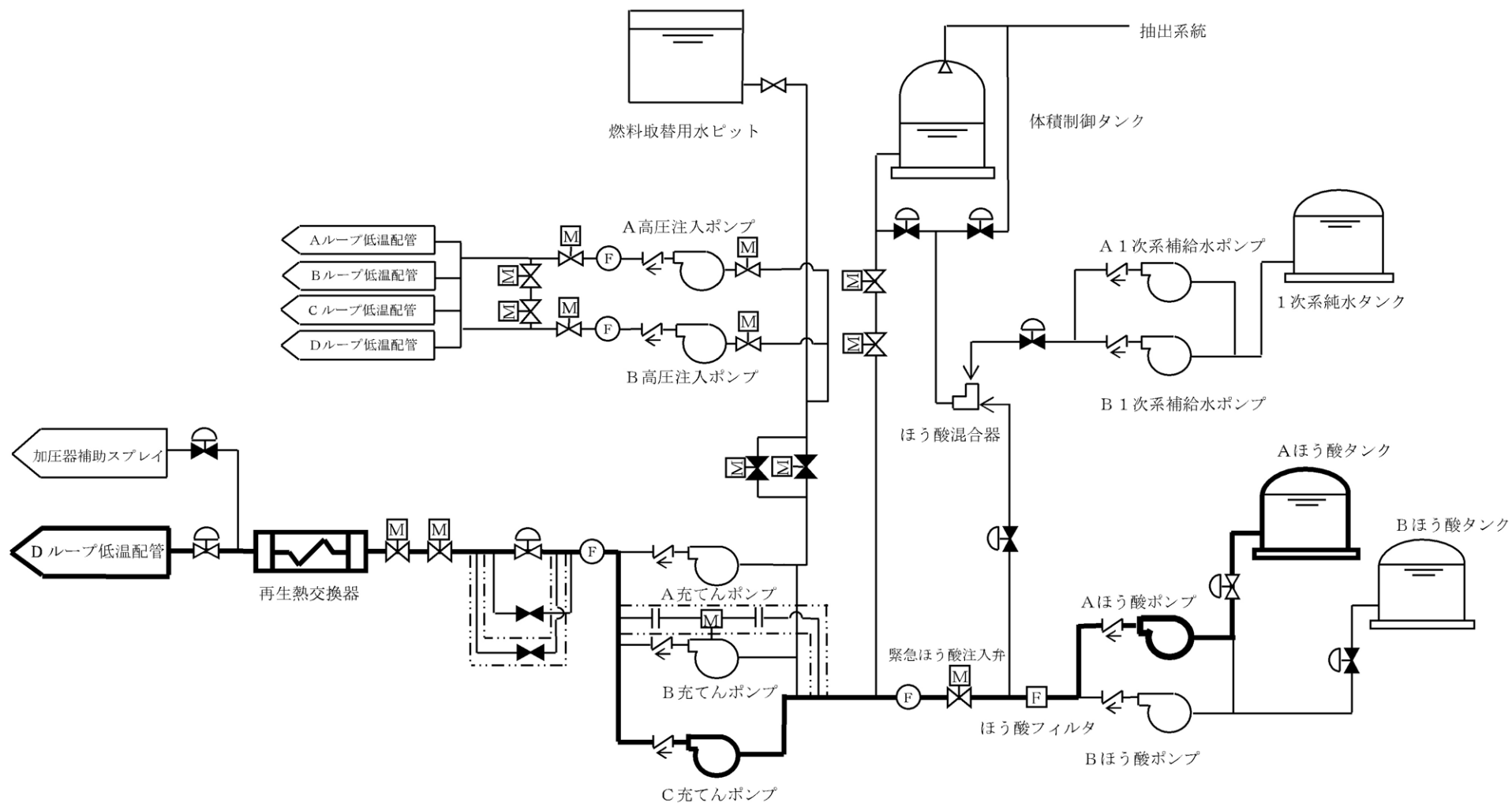
重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

以下を除き 3 号炉に同じ。

ただし、以下の名称は、読み替えを行う。

3 号炉	4 号炉
燃料取替用水タンク	燃料取替用水ピット
復水タンク	復水ピット
4-3C、D 非常用高圧母線	4-4C、D 非常用高圧母線
3-3C1 非常用低圧母線	3-4C1 非常用低圧母線
4-3A、B、C、D 母線電圧計	4-4A、B、C、D 母線電圧計
3-3A1、B1、C1、C2、D1、D2 母線電圧計	3-4A1、B1、C1、C2、D1、D2 母線電圧計

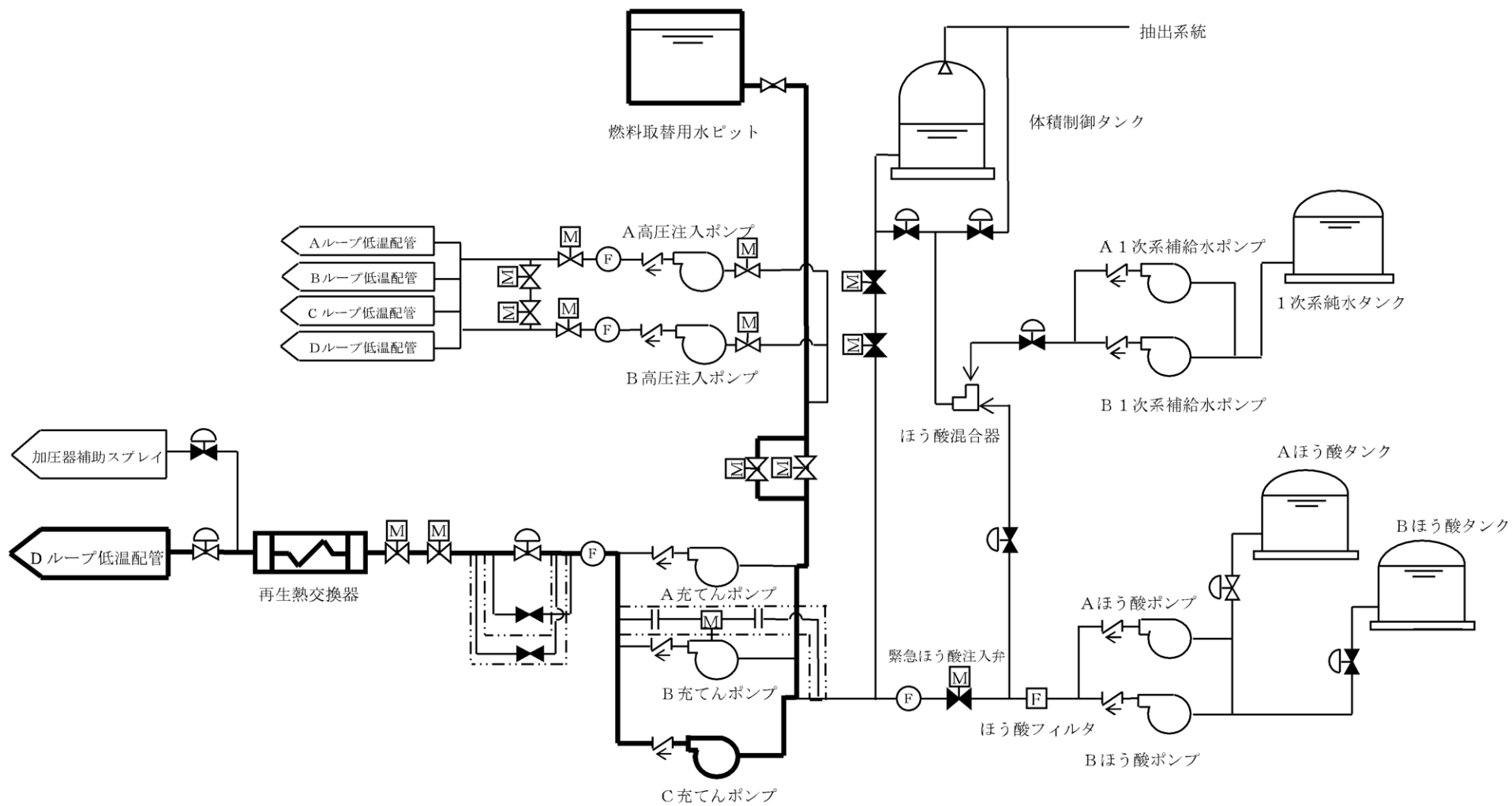
1.1-2



凡例

	設計基準対象施設から追加した箇所
--	------------------

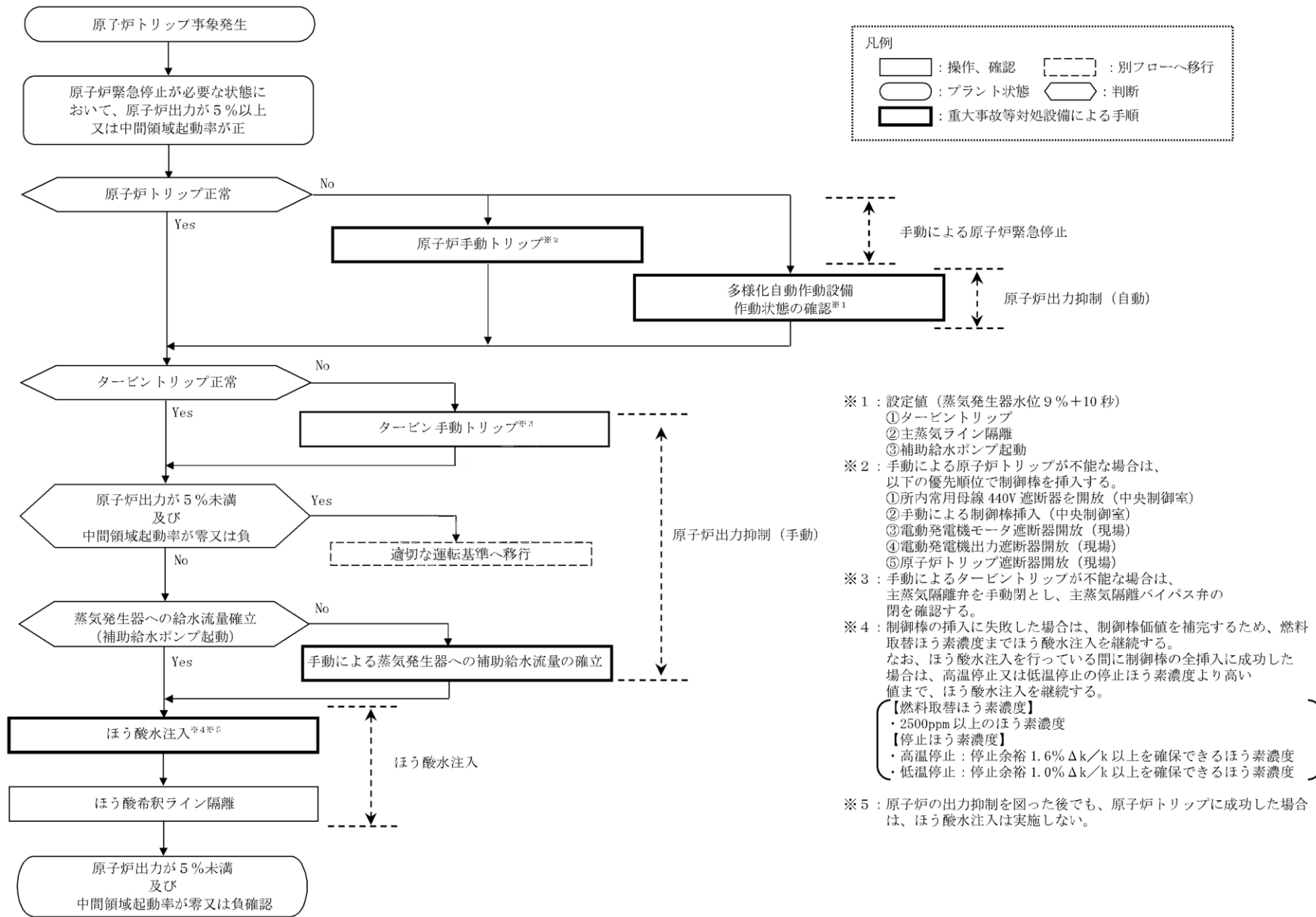
第 1.1.6 図 ほう酸水注入 概略系統図 (ほう酸タンク水源)



第 1.1.7 図 ほう酸水注入 概略系統図 (燃料取替用水ピット水源)

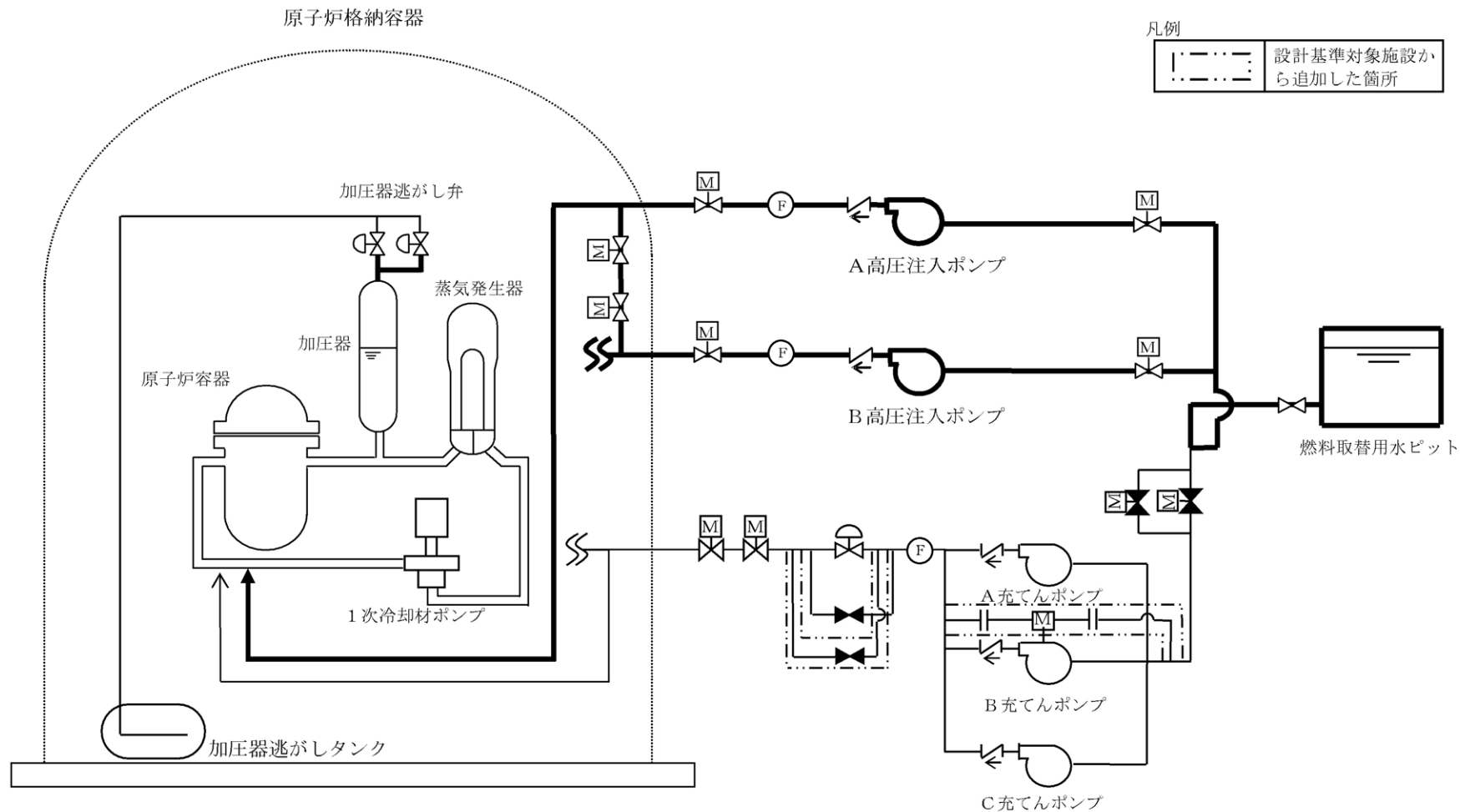
凡例

	設計基準対象施設から追加した箇所
--	------------------



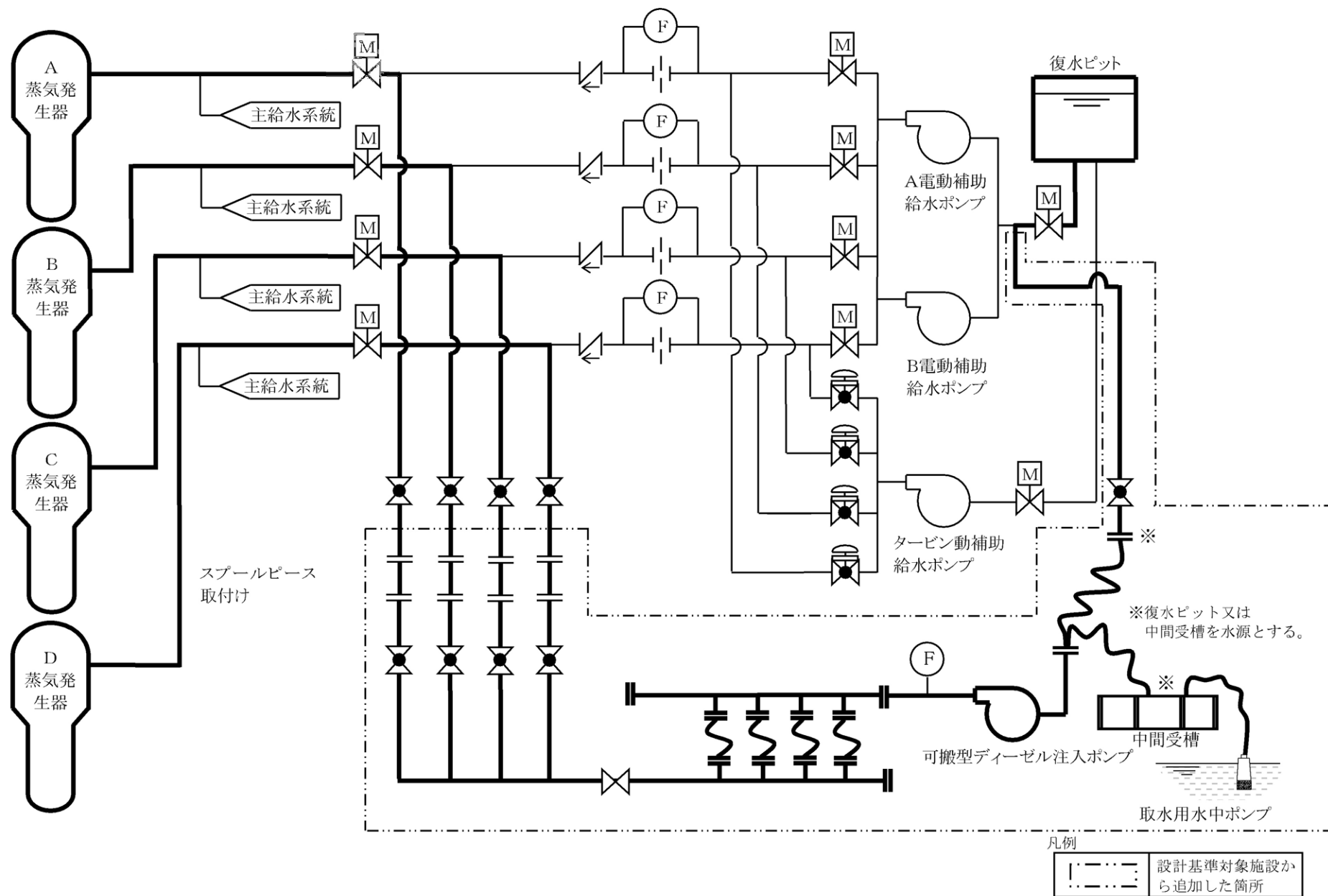
第 1.1.8 図 原子炉トリップ失敗時の対応手順 (フロントライン系故障)

1.2-1



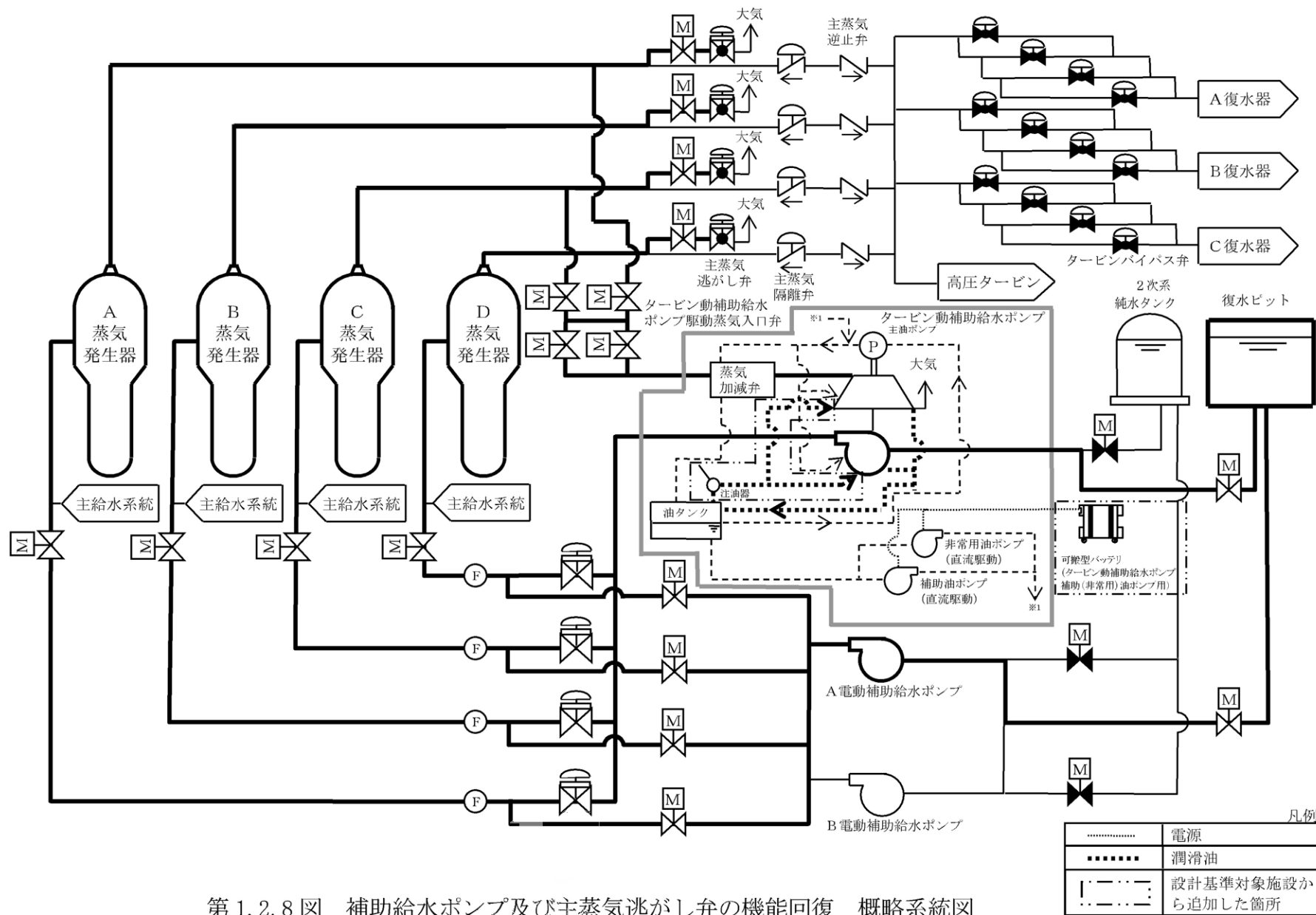
第 1.2.2 図 1 次系のフィードアンドブリード 概略系統図 (1 / 3)

1.2-2



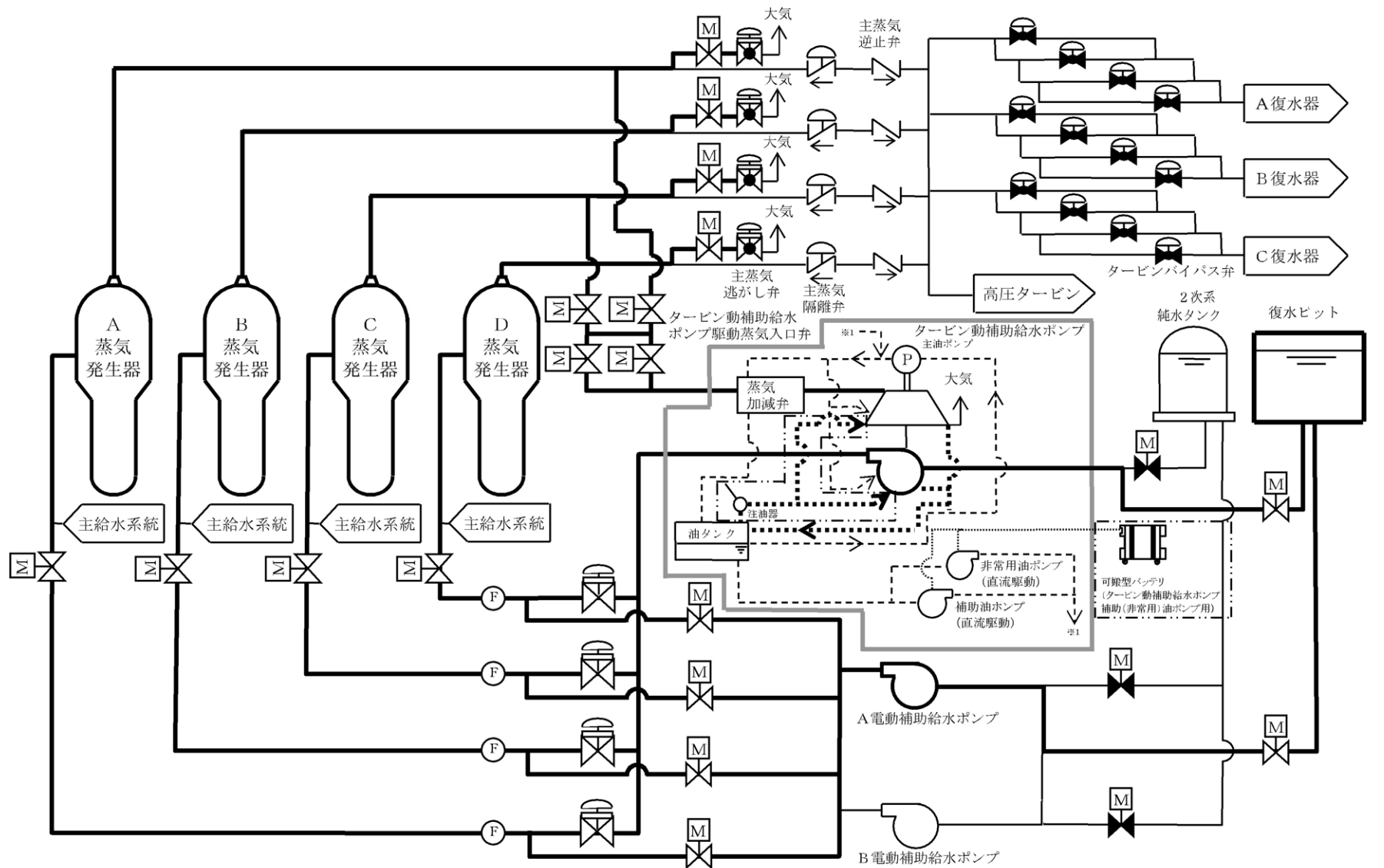
第 1.2.5 図 可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水 概略系統図

1.2-3



第 1.2.8 図 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能回復 概略系統図

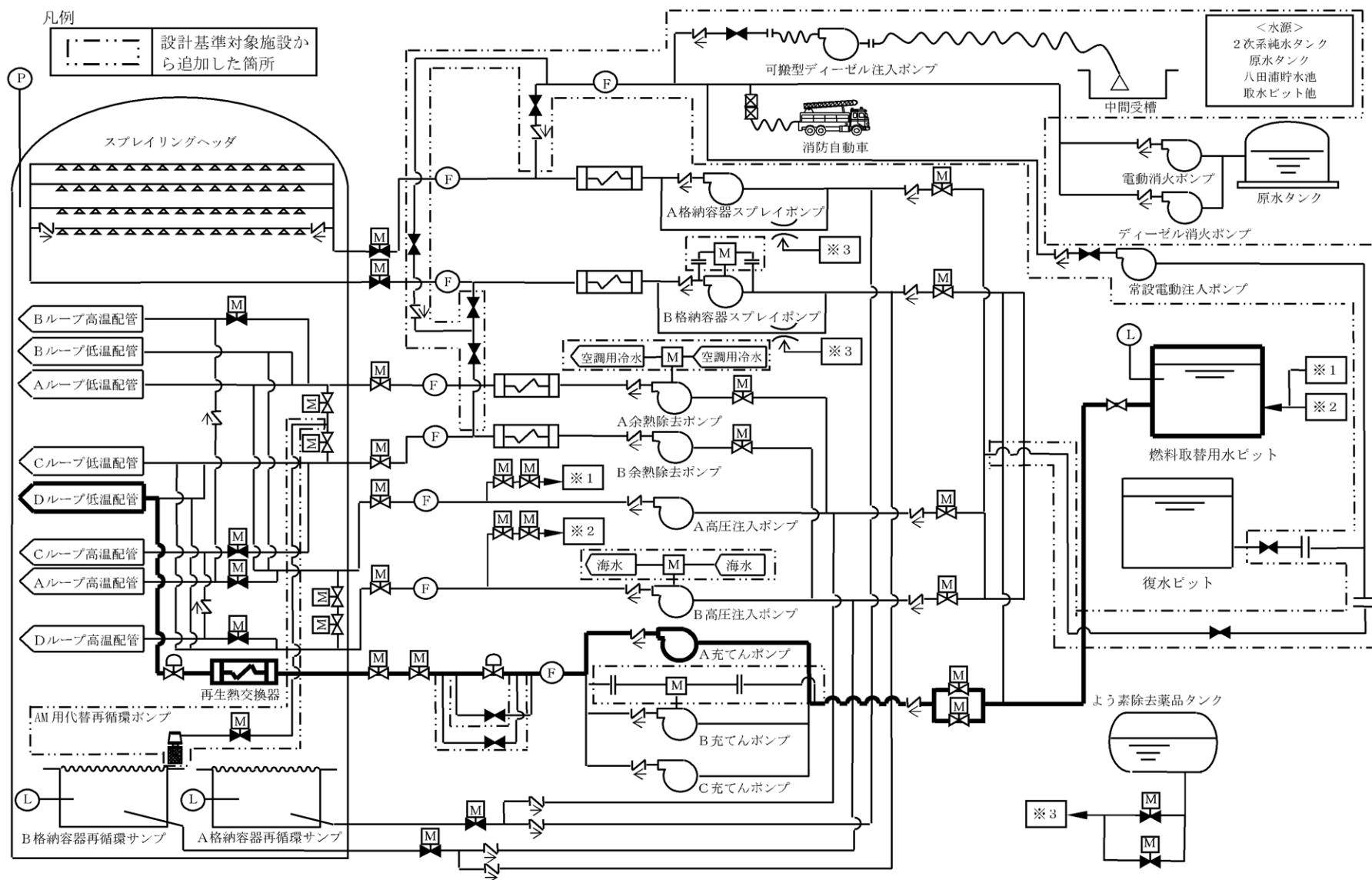
1.3-1



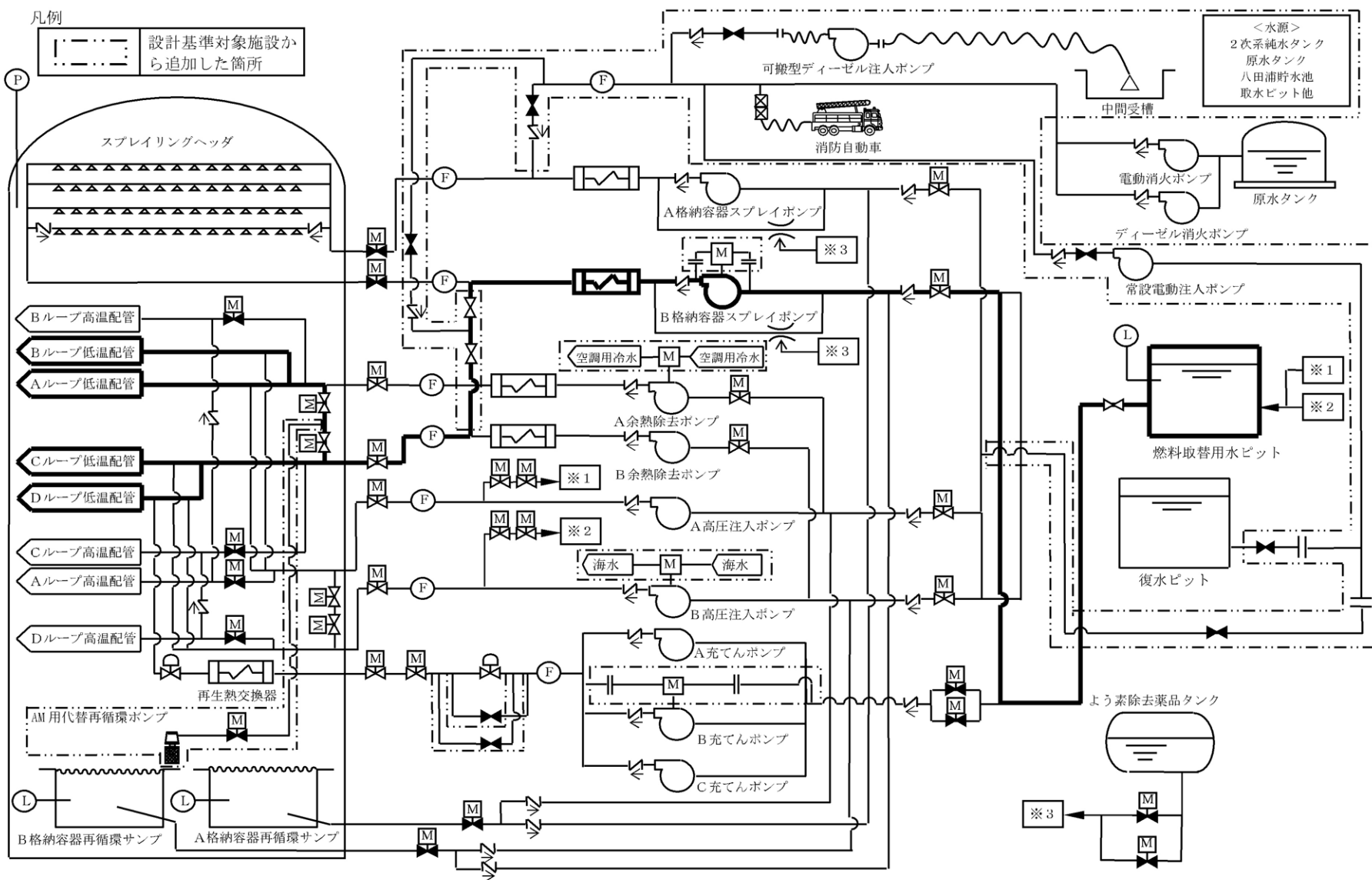
第 1.3.3 図 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水) 概略系統図

凡例

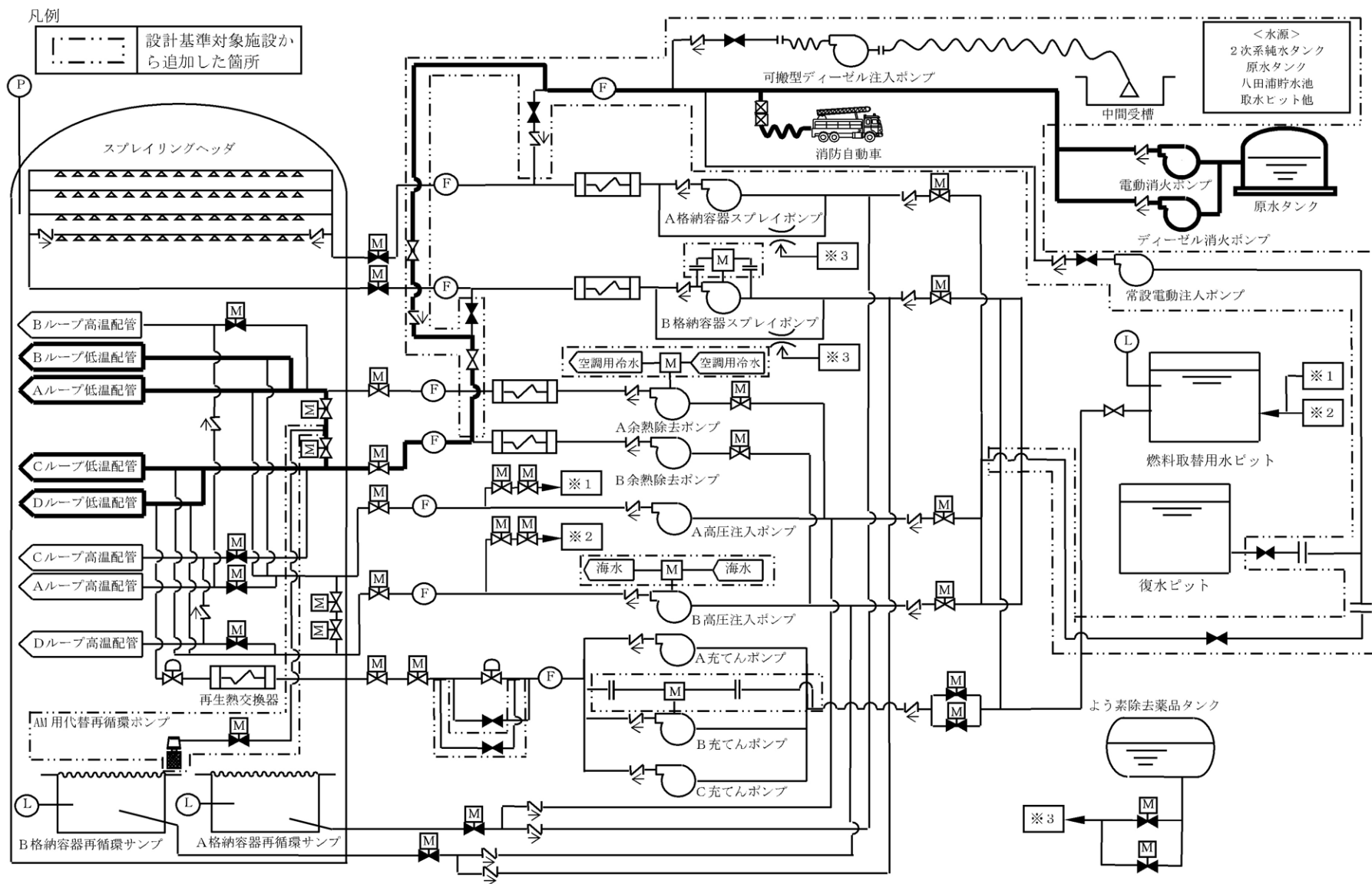
.....	電源
.....	潤滑油
- - -	設計基準対象施設から追加した箇所



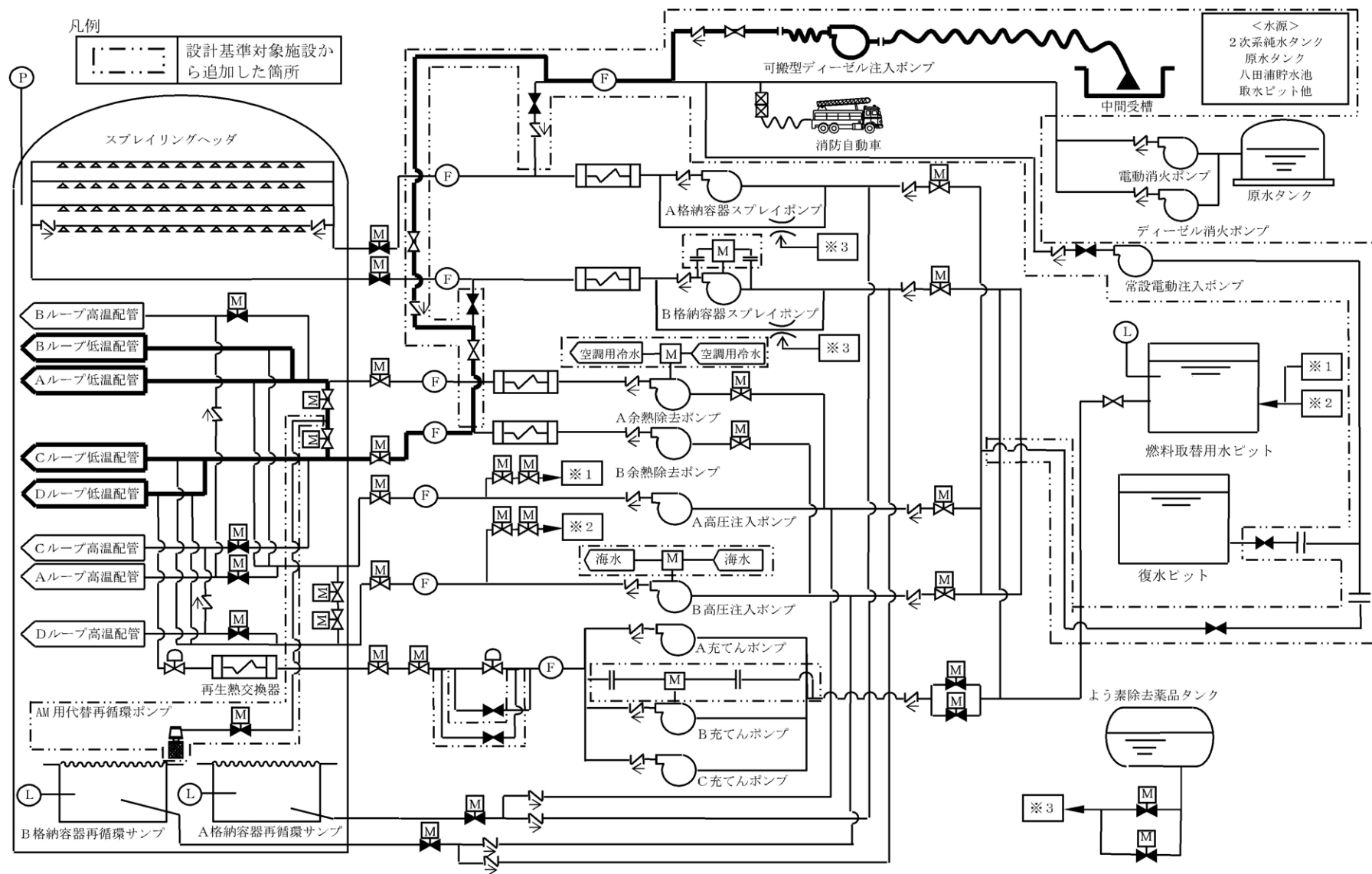
第 1.4.7 図 充てんポンプによる炉心注入 概略系統図



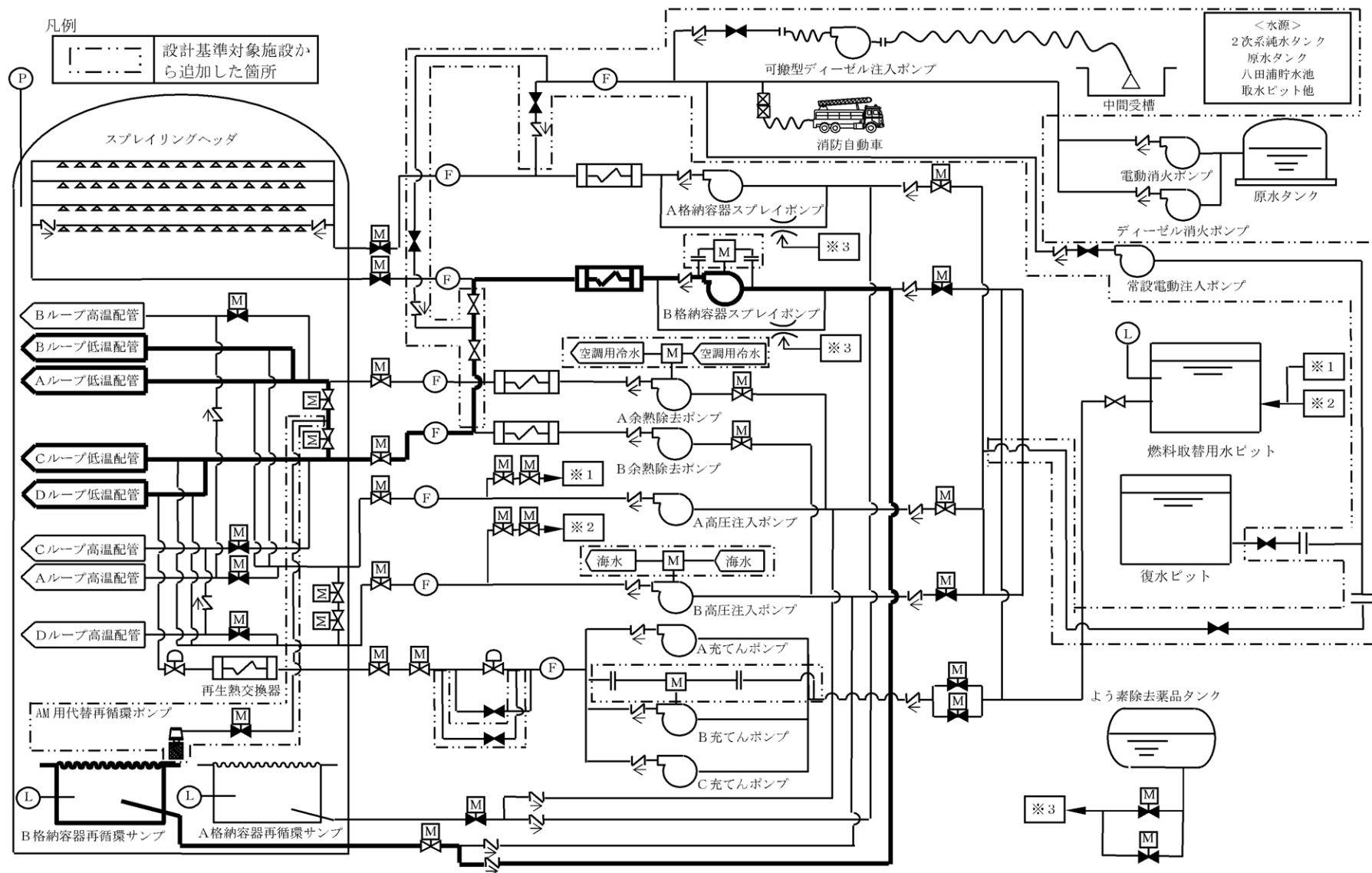
第 1.4.8 図 B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入 概略系統図



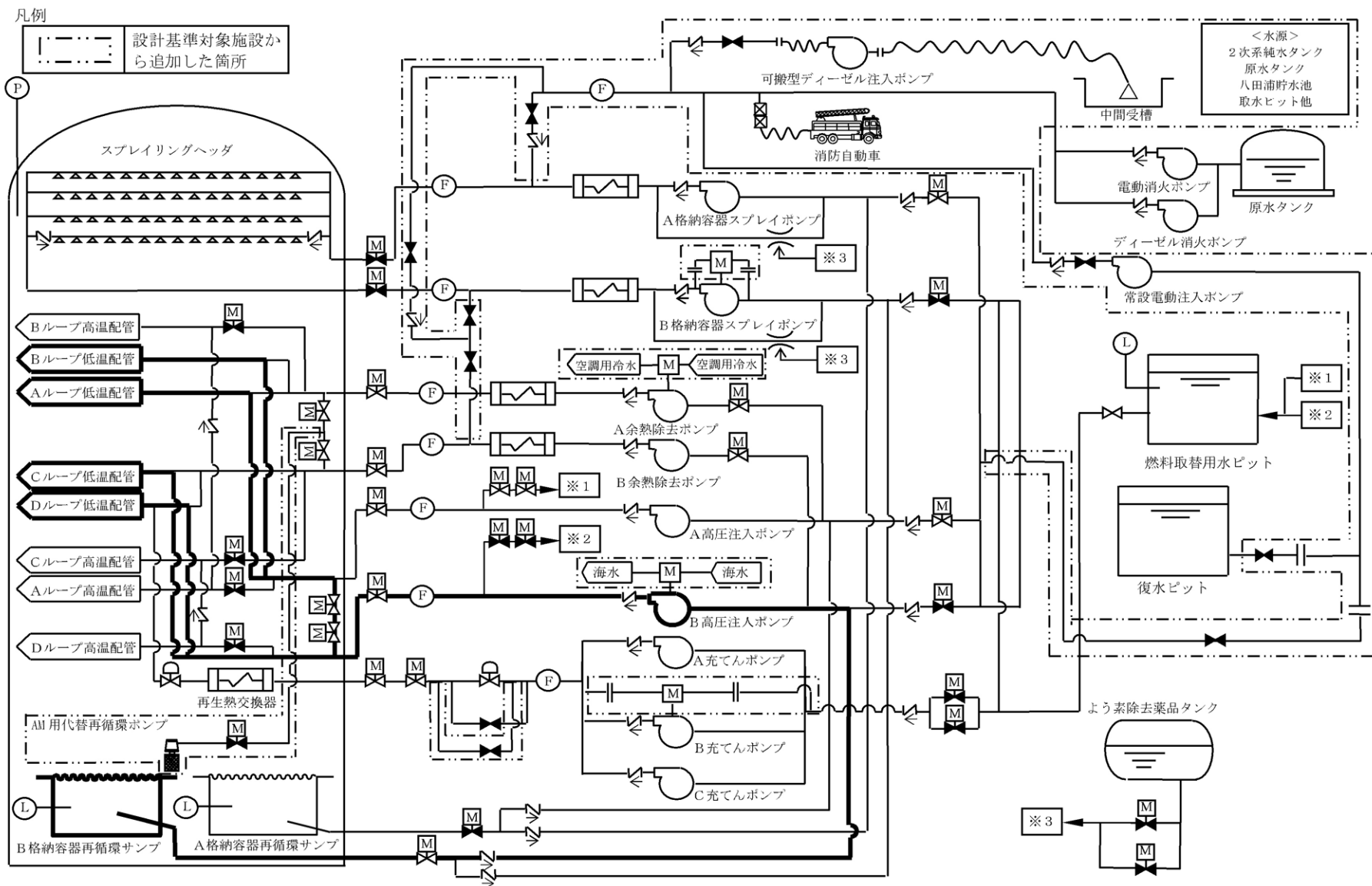
第 1.4.12 図 電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替炉心注入 概略系統図



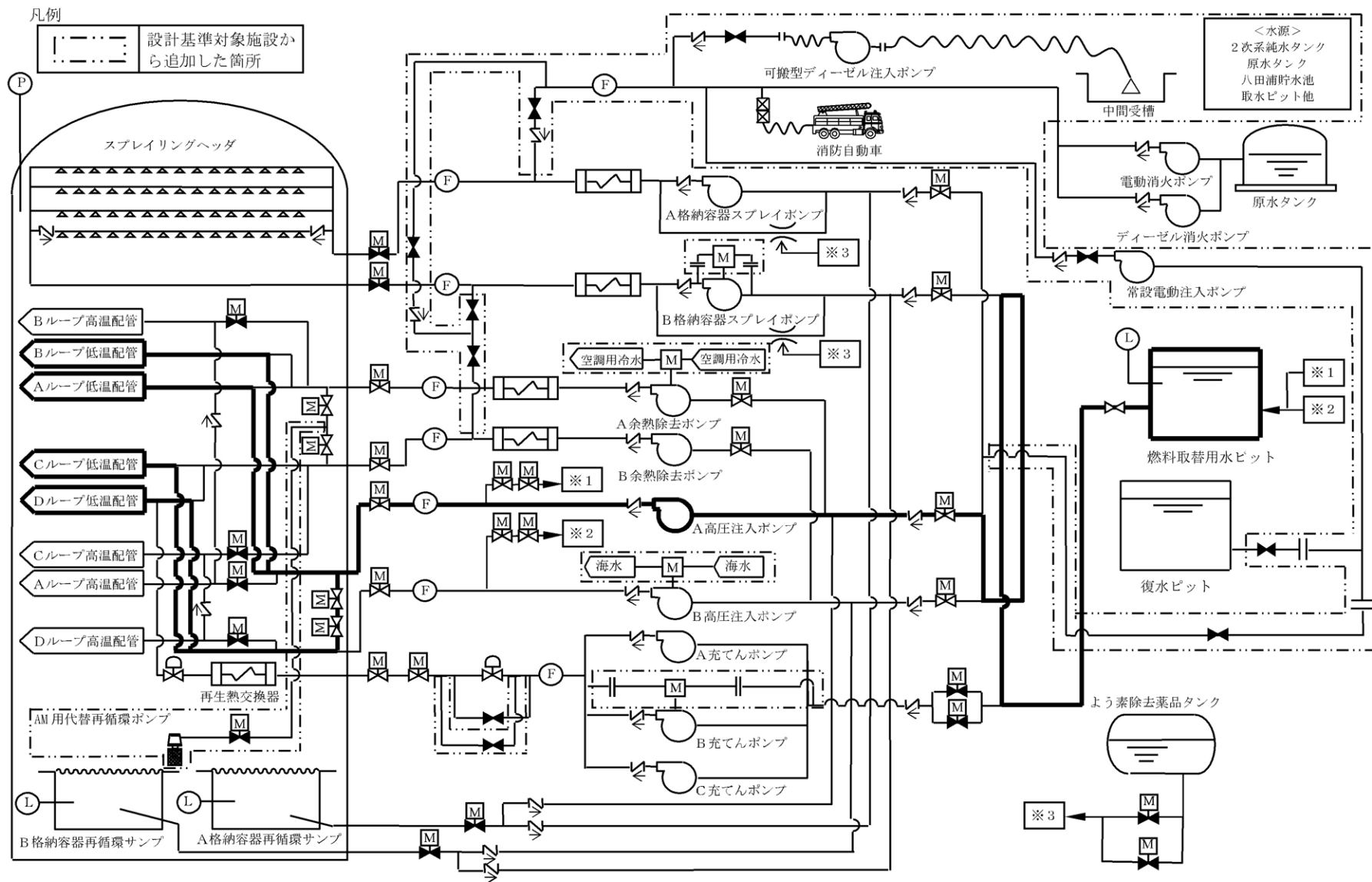
第 1.4.14 図 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入 概略系統図



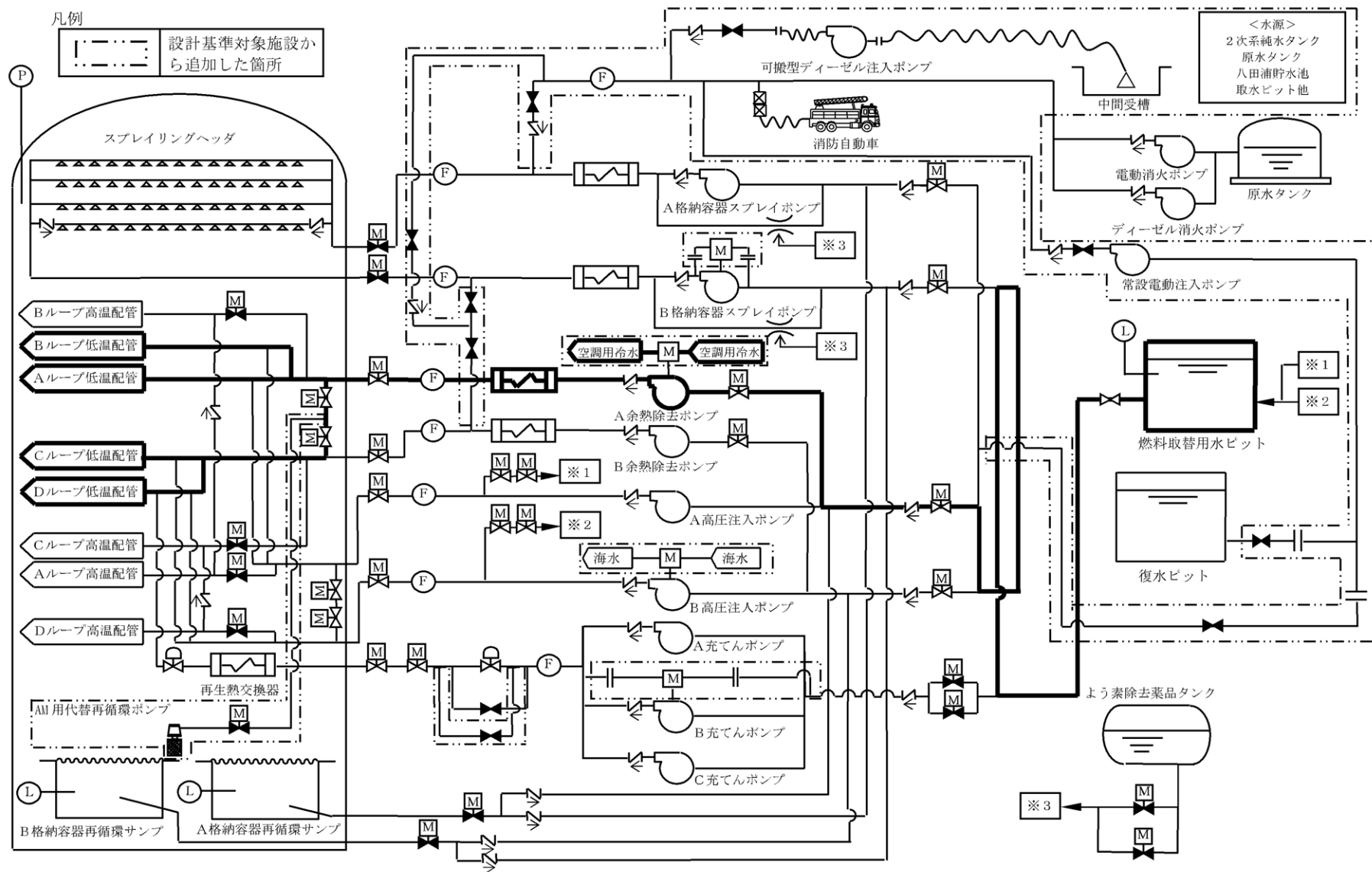
第 1.4.16 図 B 格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイライン使用) による代替再循環 概略系統図



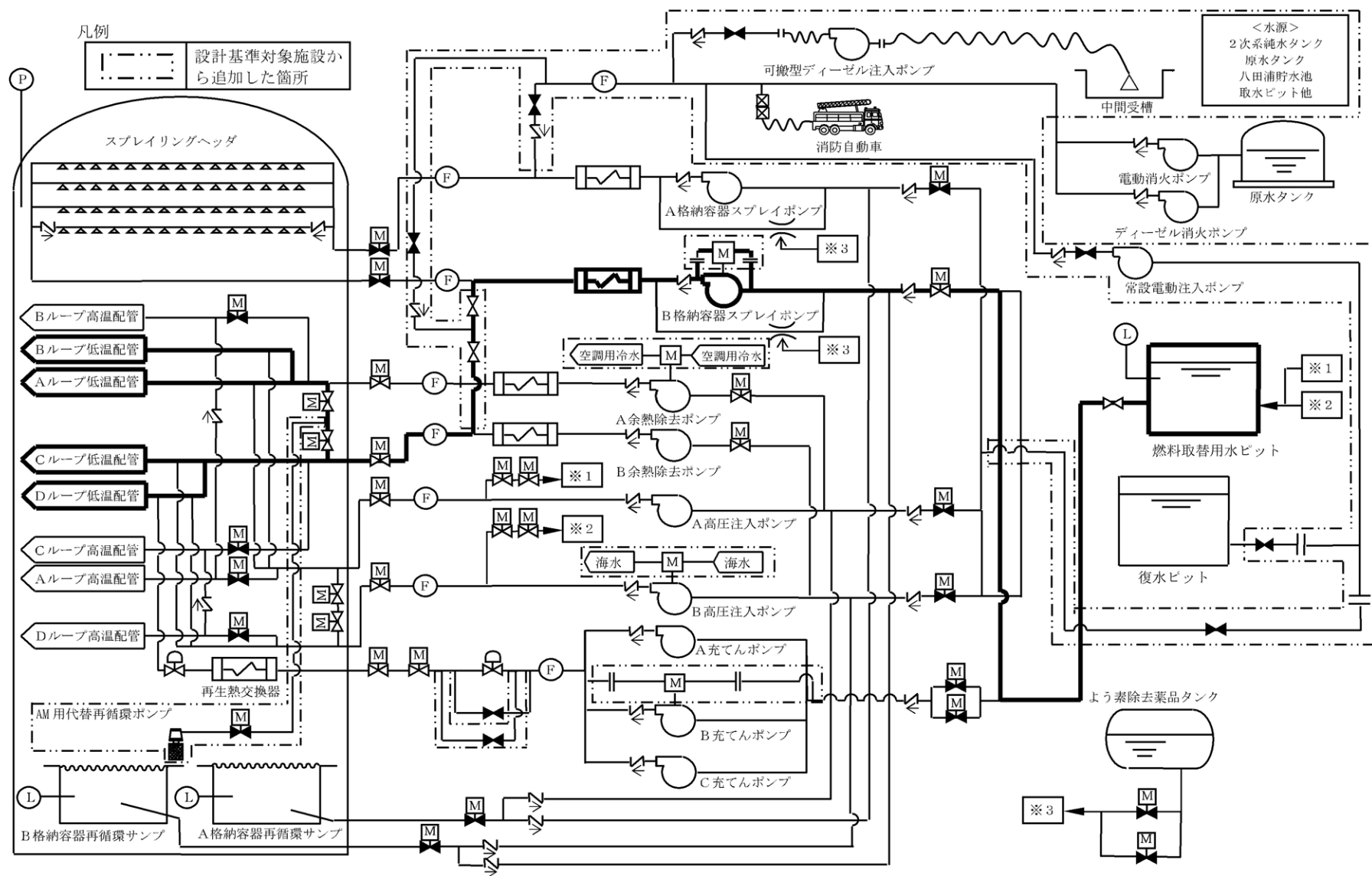
第 1.4.20 図 高圧注入ポンプによる高圧再循環 概略系統図



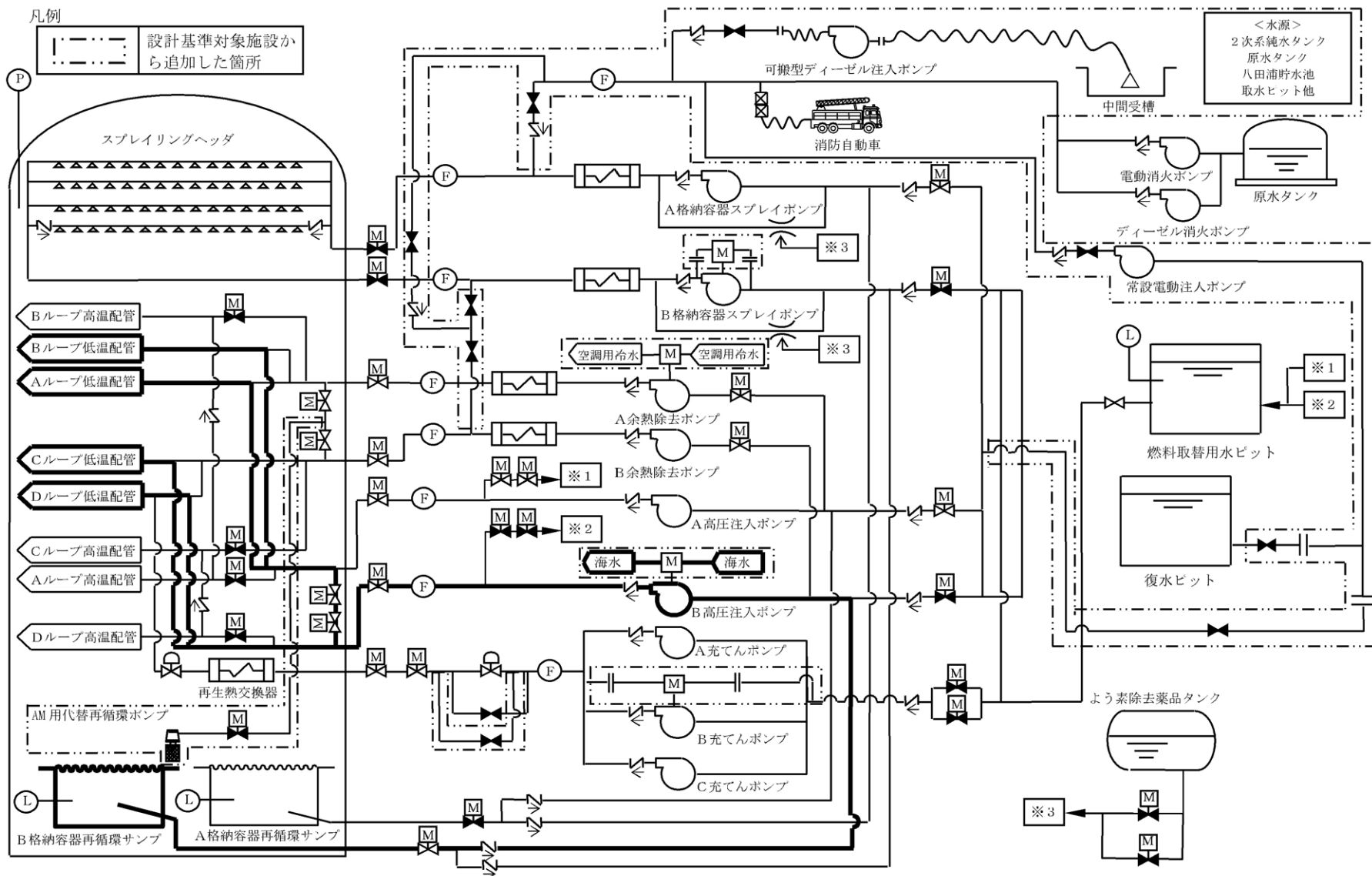
第 1.4.21 図 高圧注入ポンプによる炉心注入 概略系統図



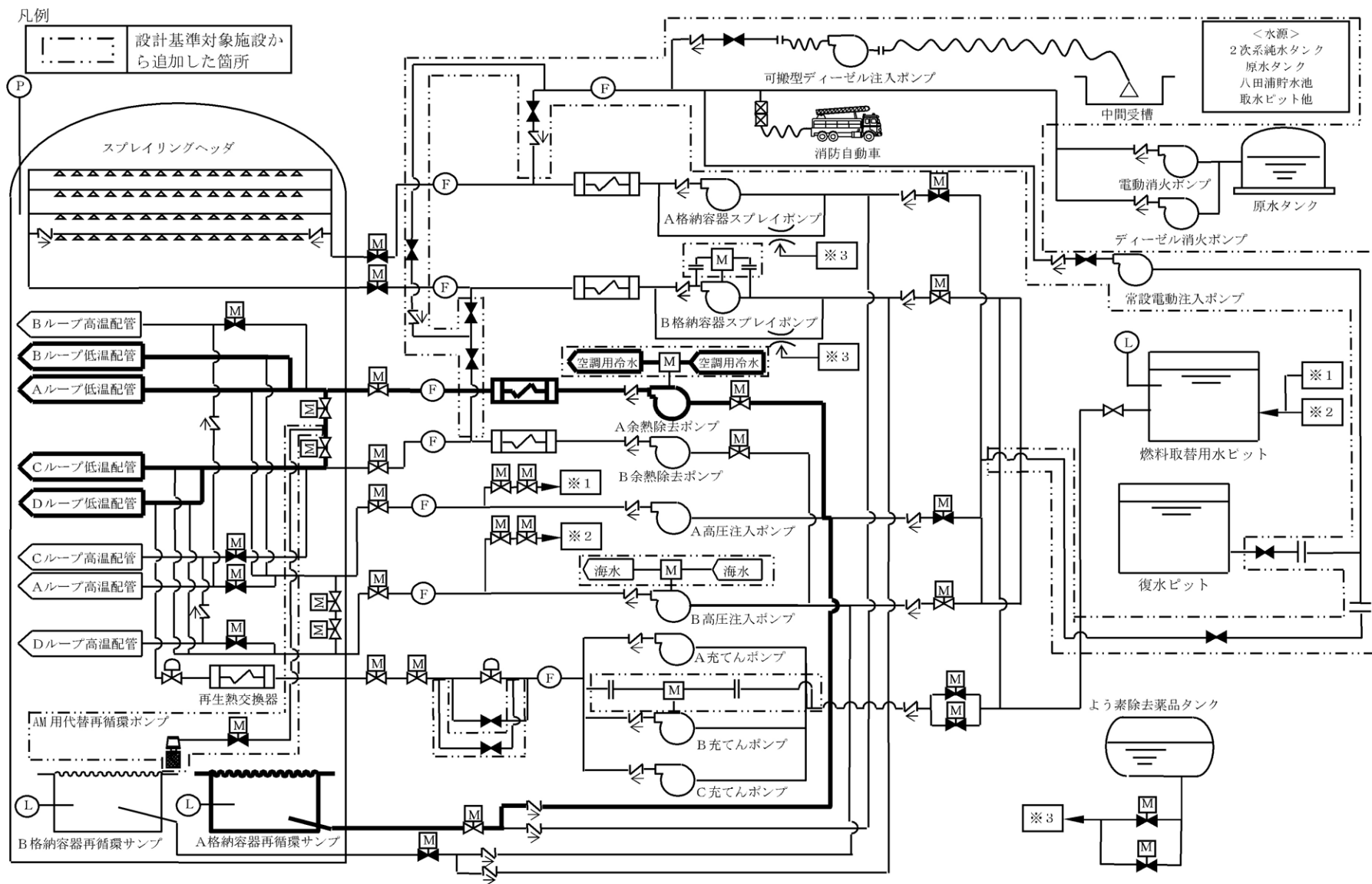
第 1. 4. 25 図 A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替炉心注入 概略系統図



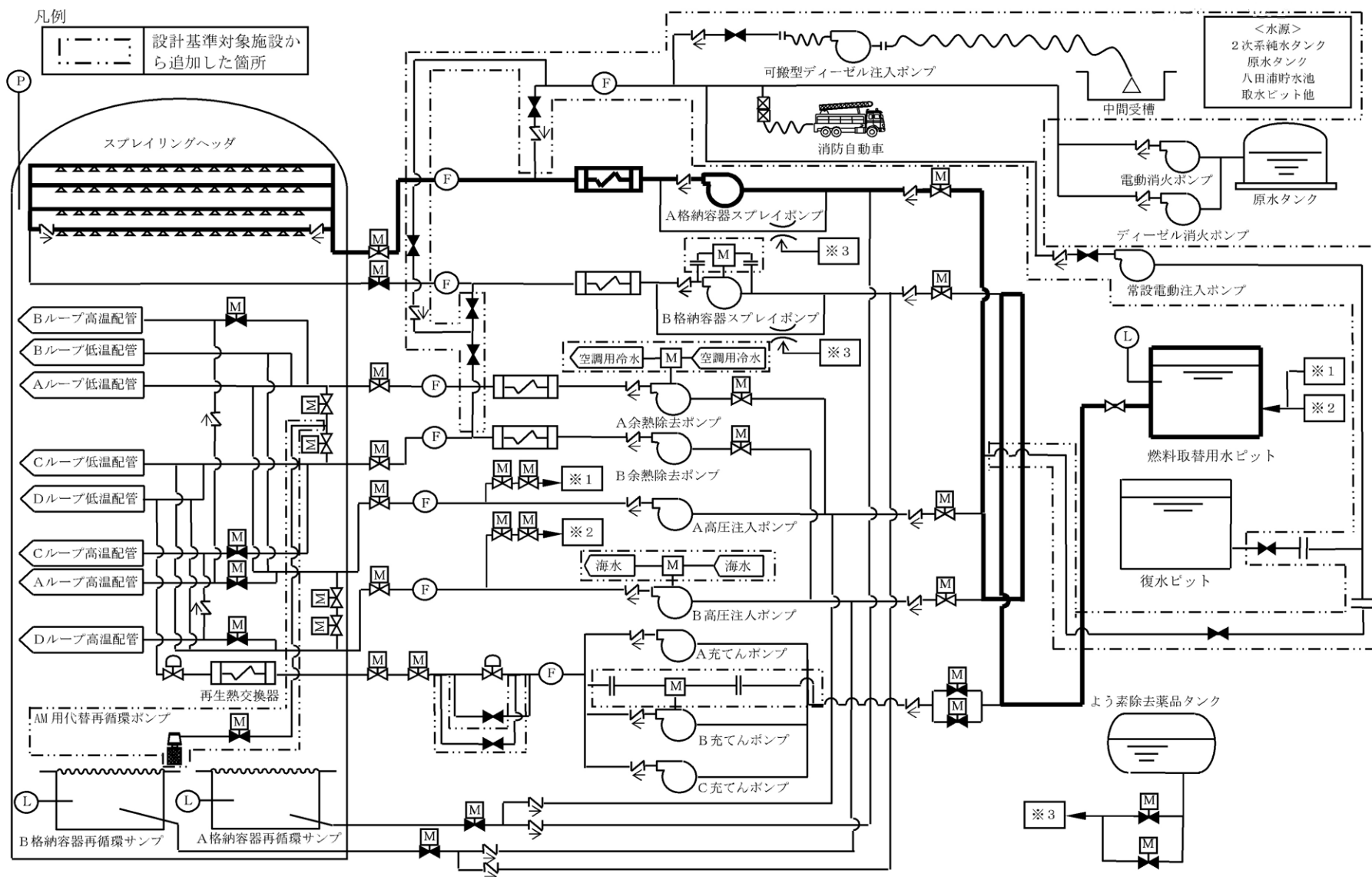
第 1.4.28 図 B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRSS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入 概略系統図



第 1.4.30 図 B 高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環 概略系統図



第 1.4.31 図 A 余熱除去ポンプ（空調用冷水）による代替再循環 概略系統図



第 1.4.34 図 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却 概略系統図
(格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ)