

第1.15-83表 主要解析条件(熔融炉心・コンクリート相互作用)(3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	160m ³ /h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m ³ /hから、ミニフロー流量50m ³ /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、熔融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当(大気圧条件)	水による冷却を伴った熔融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
熔融炉心とコンクリートの伝熱	熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	熔融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

第1.15-83表 主要解析条件(熔融炉心・コンクリート相互作用)(4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する操作条件	炉心熔融開始から 30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環 ユニットによる格納容器内 自然対流冷却開始	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-84表 主要評価条件(想定事故1)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	8.489MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温(初期水温)	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位(初期水位)	使用済燃料ピット水位低警報レベル(NWL-0.08m)	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点からA、Bピットのみを考慮して設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.21m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	20m ³ /h	崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から6時間20分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

第1.15-85表 主要評価条件(想定事故2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	8.489MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温(初期水温)	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点からA、Bピットのみを考慮して設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	通常水位(NWL)一約1.3m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
関連する重大事故等対策に 関する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.21m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	20m ³ /h	崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
関連する重大事故等対策に 関する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から6時間20分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

第 1.15-86 表 制御棒飛び出し解析結果(高温零出力)

項目	ケース	サイクル 初期	サイクル 末期
燃料エンタルピー最大値 (kJ/kg・UO ₂)		428	461
ピーク出力部燃料エンタルピー最大値 (kJ/kg・UO ₂)		393	449
ピーク出力部燃料 エンタルピー増分の 最大値 (kJ/kg・UO ₂)	燃焼度 25,000MWd/t 未満	316	372
	燃焼度 25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	203	340
	燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	203	241
	燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	該当燃焼度 のペレットなし	227

第 1.15-87 表 大破断解析結果(低温側配管両端破断)

流出係数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度 (°C)	934	955	1,027
局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%)	0.5	1.7	3.6
全炉心平均ジルコニウム-水反応量 (%)	0.3 以下	0.3 以下	0.3 以下

第 1.15-88 表 大破断解析結果
(低温側配管両端破断、流出係数 0.4)

燃料被覆管最高温度	1,027℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m
高温燃料棒のバースト発生時間	事故発生の 35 秒後
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から 1.83m
局所的最大ジルコニウム-水反応量	3.6%
全炉心平均ジルコニウム-水反応量	0.3%以下

第 1.15-89 表 小破断解析結果

項 目	液 相 部 破 断			気相部破断
	30.5	25.4	20.3	13
破断配管口径 (cm)	30.5	25.4	20.3	13
燃料被覆管最高温度 (℃)	684	713	630	炉心露出せず
局所的最大ジルコニウム- 水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—
全炉心平均ジルコニウム- 水反応量 (%)	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下	—

第1.15-90表 原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失)時の感度解析結果

解析ケース	減速材温度 係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値	考慮しない	約18.5MPa
感度解析 ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値+20%	考慮する*	約19.0MPa

*:初期定常誤差として、炉心熱出力:定格値+2%、1次冷却材平均温度:定格値+2.2°C、1次系圧力:定格値+0.21MPaを考慮。

第1.15-91表 原子炉停止機能喪失(負荷の喪失)時の感度解析結果

解析ケース	減速材温度係数初 期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値	考慮しない	約18.5MPa
感度解析 ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値+20%	考慮する*	約19.2MPa

*:初期定常誤差として、炉心熱出力:定格値+2%、1次冷却材平均温度:定格値+2.2°C、1次系圧力:定格値+0.21MPaを考慮。

大破断LOCA	低压注入	蓄圧注入	低压再循環	事故シーケンス
				炉心冷却成功 大破断LOCA+ 低压再循環失敗 大破断LOCA+ 蓄圧注入失敗 大破断LOCA+ 低压注入失敗

中破断LOCA	高压注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低压再循環	高压再循環	格納容器スプレイ再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功 中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+ 高压再循環失敗 中破断LOCA+ 低压再循環失敗 中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+ 蓄圧注入失敗 中破断LOCA+ 高压注入失敗

小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高压注入	格納容器スプレイ注入	低压再循環	高压再循環	格納容器スプレイ再循環	事故シーケンス
								炉心冷却成功 小破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+ 高压再循環失敗 小破断LOCA+ 低压再循環失敗 小破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+ 高压注入失敗 小破断LOCA+ 補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理

極小LOCA	原子炉トリップ	補助給水	充てん/高压注入	事故シーケンス
				炉心冷却成功 極小LOCA+ 充てん/ 高压注入失敗 極小LOCA+ 補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理

インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA ATWSのイベントツリーで整理

第 1.15-1 図 PRAにおけるイベントツリー (1/3)

主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	
			炉心冷却成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理	
外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 外部電源喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 ATWSのイベントツリーで整理	
ATWS			事故シーケンス	
			起因事象+原子炉トリップ失敗	
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理	
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シーケンス
			炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 +補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理	
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	
			炉心冷却成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理	

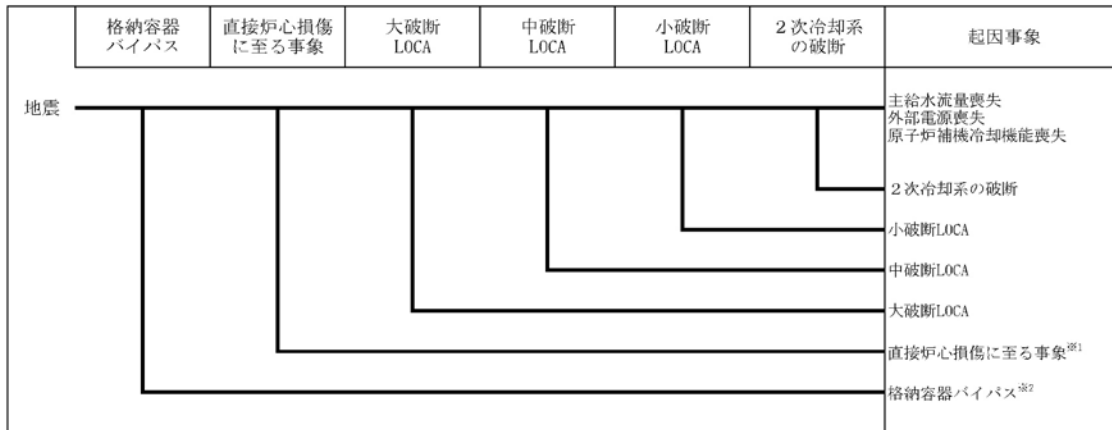
第1.15-1図 PRAにおけるイベントツリー (2/3)

原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 /安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
					炉心冷却成功
					原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA
					原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA
					原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
					ATWSのイベントツリーで整理

手動停止	補助給水 敗	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		手動停止+補助給水失敗

DC母線 1系列 喪失	加圧器 逃がし弁 /安全弁 LOCA	補助給水	高圧注入	格納容器 スプレイ 注入	低圧 再循環	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
								炉心冷却成功
								DC母線 1 系列喪失+補助給水失敗
								炉心冷却成功
								DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗
								DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗
								DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗
								DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗
								DC母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗

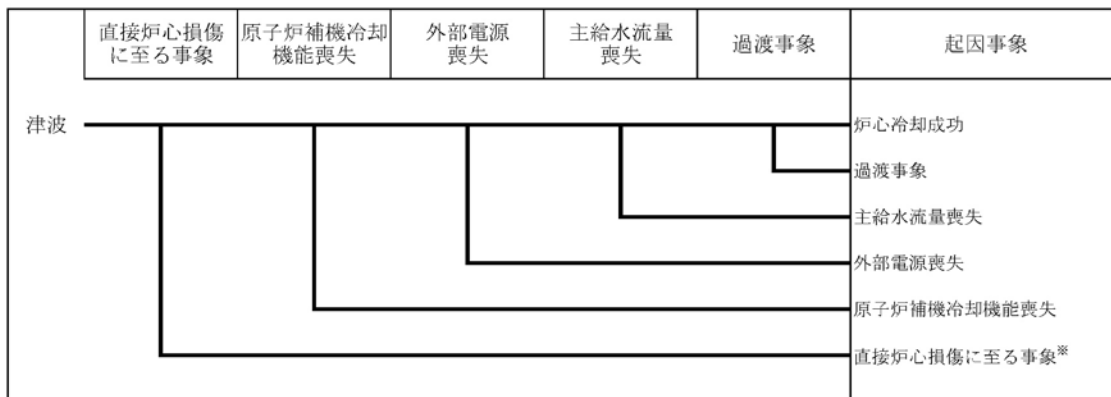
第1.15-1図 PRAにおけるイベントツリー (3/3)



※1: 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、
 原子炉補助建屋損傷、炉内構造物損傷 (過渡事象+補助給水失敗)、複数の信号系損傷

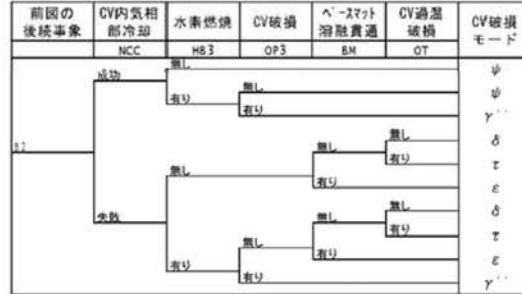
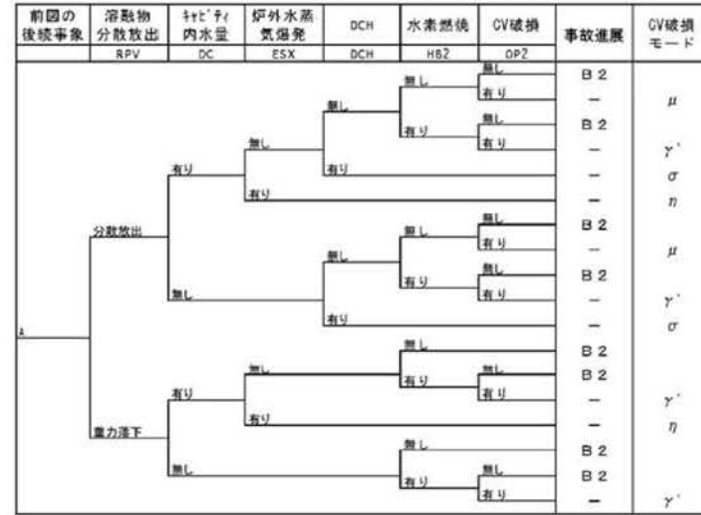
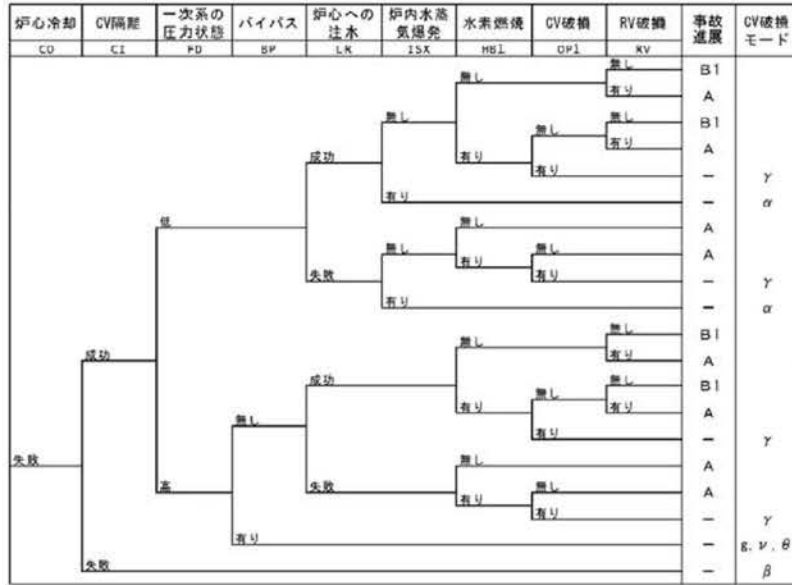
※2: 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

第1.15-2図 地震PRA階層イベントツリー



※: 複数の信号系損傷

第1.15-3図 津波PRA階層イベントツリー



(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

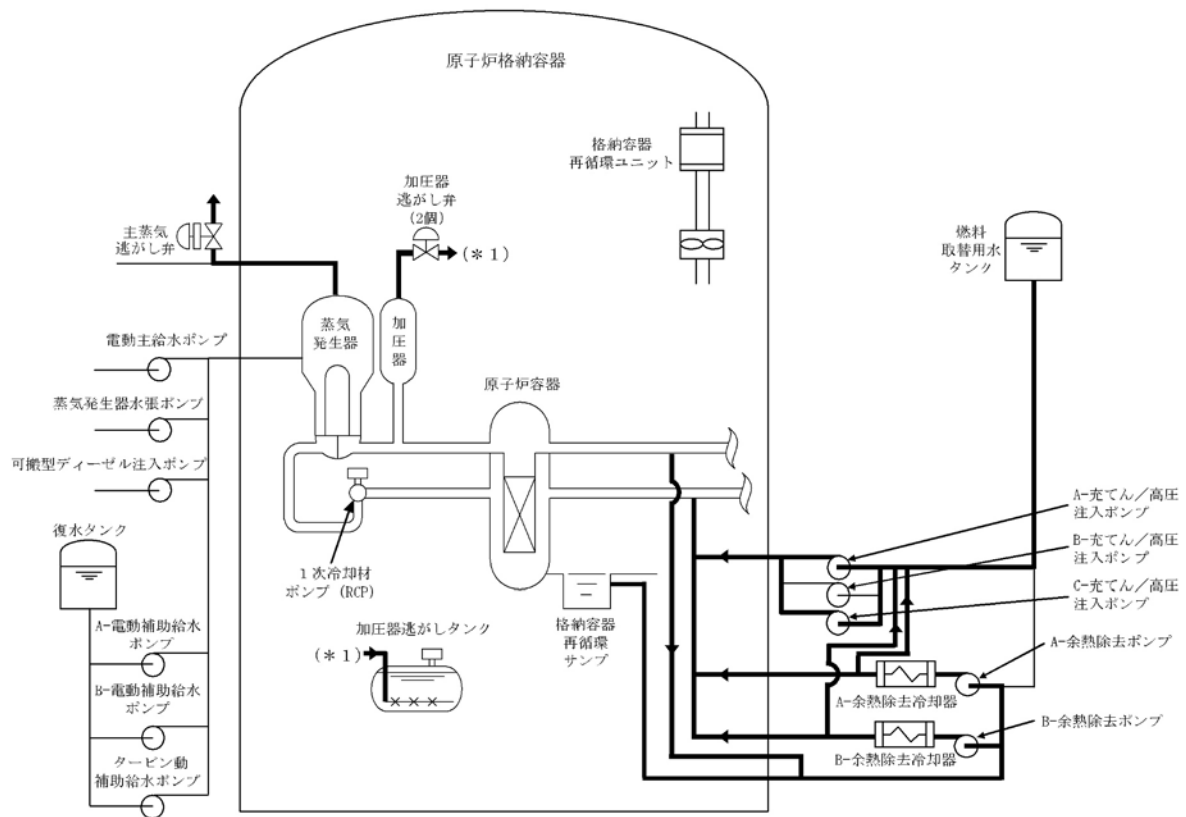
- (注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器側面失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマート溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内の水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 α = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = 余熱除去系隔離弁LOA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 ι = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

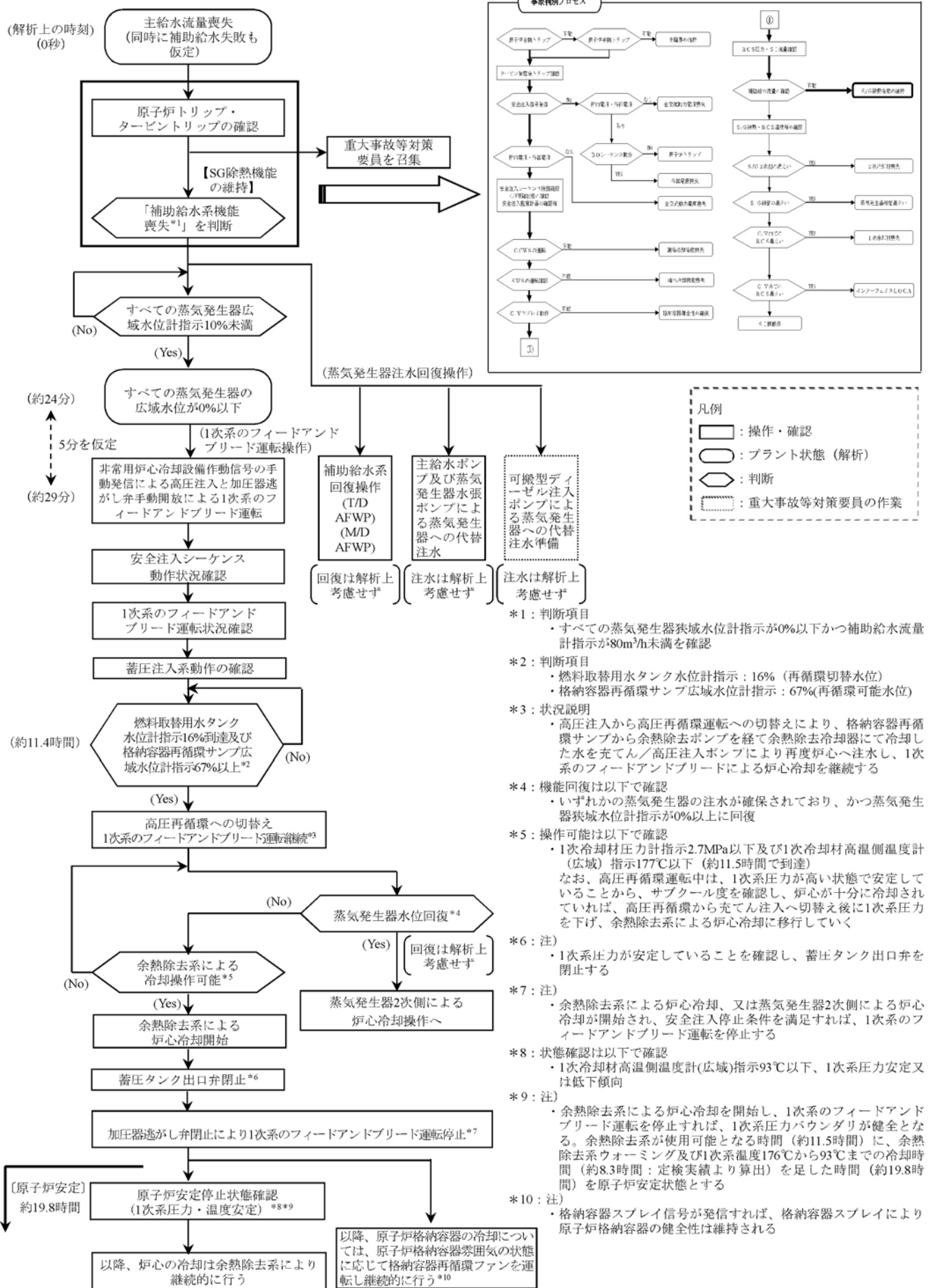
第1.15-4図 格納容器イベントツリー

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
_____			原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
オーバードレン			事故シーケンス
_____			オーバードレン
水位維持失敗			事故シーケンス
_____			水位維持失敗
余熱除去機能喪失			事故シーケンス
_____			余熱除去機能喪失
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功 外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗 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			事故シーケンス
_____			原子炉補機冷却機能喪失
反応度の誤投入			事故シーケンス
_____			反応度の誤投入

第1.15-5図 停止時PRAにおけるイベントツリー



第1.15-6図 2次冷却系からの除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-7図 事故シークエンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要 (重要事故シークエンス「主給水流量喪失+補助給水失敗」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)		手順の内容															
	1号	2号																
				事象発生 原子炉トリップ 約24分 蒸気発生器広域水位0%以下 約29分 非常用炉心冷却設備作動1次系フィードアンドブリード運転開始 (加圧器逃がし弁開放) 約11.4時間 再循環切替水位到達 約19.8時間 以降原子炉安定														
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者														
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・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 ●主給水流量喪失確認 ●補助給水失敗確認 (中央制御室確認)		10分												
蒸気発生器注 水回復操作	運転員B	1	1	●補助給水ポンプ手動起動 (中央制御室確認)		適宜実施												蒸気発生器水位回復は解析上 考慮せず
	運転員C + 重大事故等対策要員(初動)運 転対応要員F	2	2	●現地移動/補助給水ポンプ起動操作 ・失敗原因調査 (現場操作)		適宜実施												
	運転員B	[1]	[1]	●主給水ポンプ手動起動 (中央制御室操作)		適宜実施												
	重大事故等対策要員(初動)運 転対応要員E,G	2	2	●現地移動/主給水ポンプ起動操作 ・失敗原因調査 (現場操作)		適宜実施												
1次系のフィード アンドブリー ド運転操作	運転員A	1	1	●非常用炉心冷却設備作動信号手動発信 ●充てん/高圧注入ポンプによる高圧注入状況確認 ●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)		5分										継続操作		1次系のフィードアンドブリー ド運転が、解析上、期待し ている約29分までに実施できる
高圧再循環運 転切替操作	運転員A	[1]	[1]	●高圧注入から高圧再循環運転への切替操作*1 (中央制御室操作)												25分		*1 燃料替用水タンク水位計指 示16%到達及び格納容器再循環 サンプ広域水位計指示が67%以 上となれば実施する
余熱除去系に よる炉心冷却	運転員A	[1]	[1]	●余熱除去系による炉心冷却*2 ●蓄圧タンク出口弁閉止*2 ●1次系のフィードアンドブリード運転停止*2 (中央制御室操作)												5分		*2 1次冷却材圧力計指示2.7MPa以 下及び1次冷却材温度計(広 域)指示177℃以下となり余熱 除去系が使用可能となれば余 熱除去系による炉心冷却を開始 し、蓄圧タンク出口弁を閉止 後、1次系のフィードアンドブ リード運転を停止する

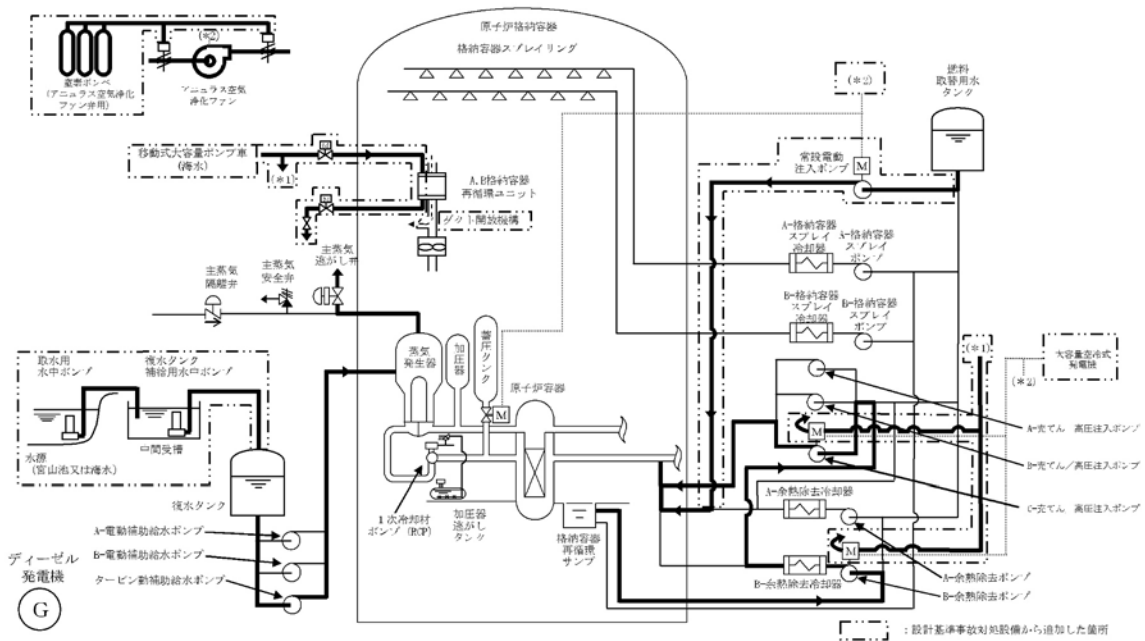
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-8図 2次冷却系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水失敗)の作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)												備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)		<div style="text-align: right; margin-right: 10px;">約9.0時間</div> 可搬型ディーゼル 注入ポンプによる 蒸気発生器への代替注水													
	【 】は他作業後 移動してきた要員															
	1号	2号														
蒸気発生器 注水回復操作	重大事故等対策要員 (初動)保守対応要員 12名 + 重大事故等対策要員 (初動後)保守対応要員 12名	12	12	1時間												事象発生後2時間14分で アクセスルトが復旧され アクセスルトを考慮す ると10時間14分で注水可 能となる 蒸気発生器水位回復は解 析上考慮せず
		[12]	[12]	6.5時間												
		[1]	[1]									起動、監視、給油		約1.4時間ごとに給油		
	運転員B	[1]	[1]	5分												
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員 E,F	[2]	[2]								75分		適宜流量調整			

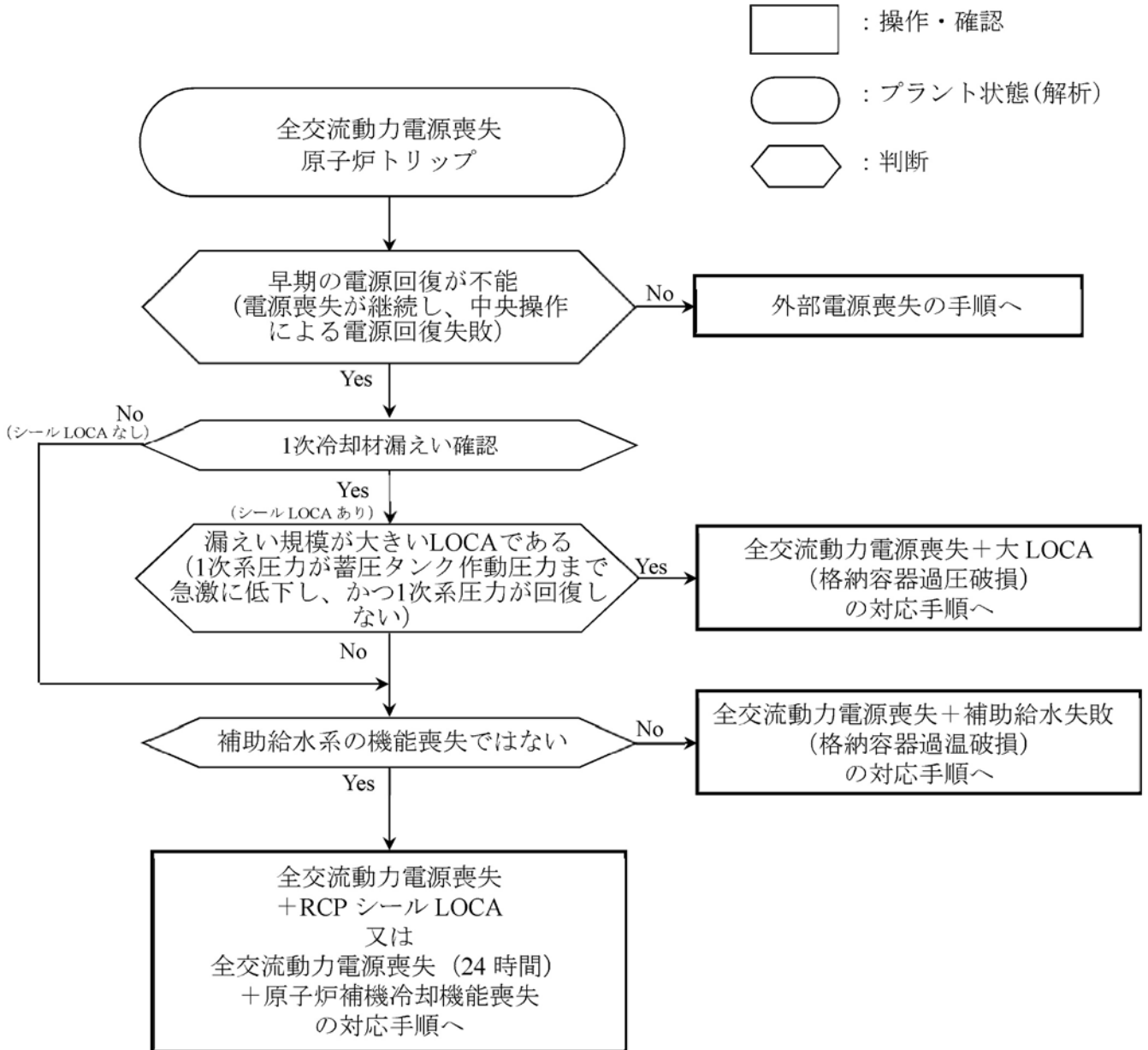
・給油間隔は可搬型ディーゼル注入ポンプ定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第1.15-8図 2次冷却系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失+補助給水失敗)の作業と所要時間(2/2)

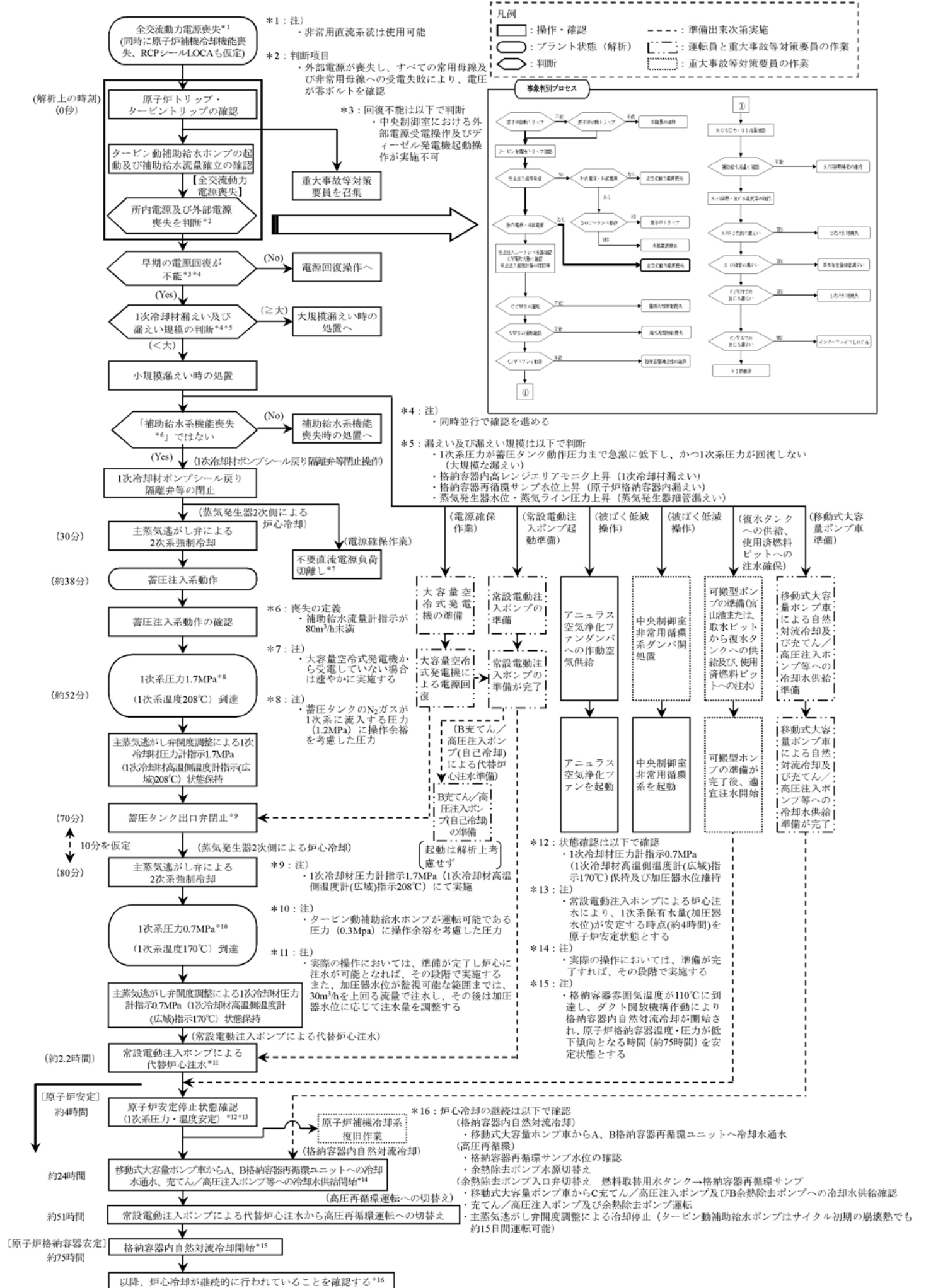


第1.15-9図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図

全交流動力電源喪失時の初期対応に対する手順

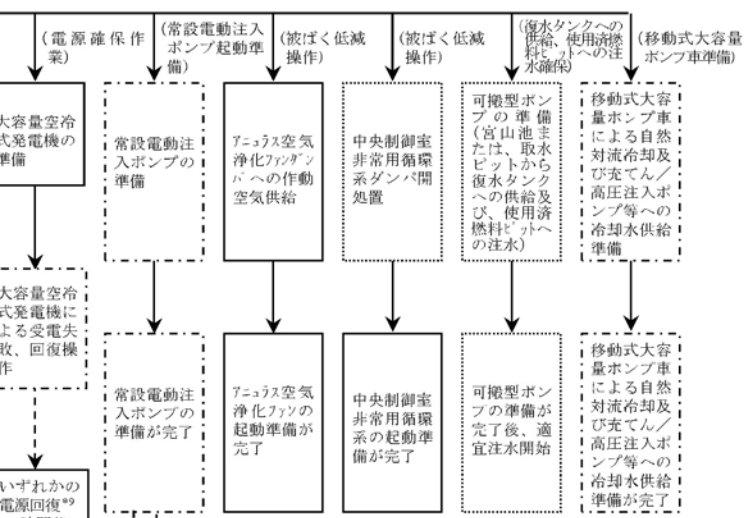
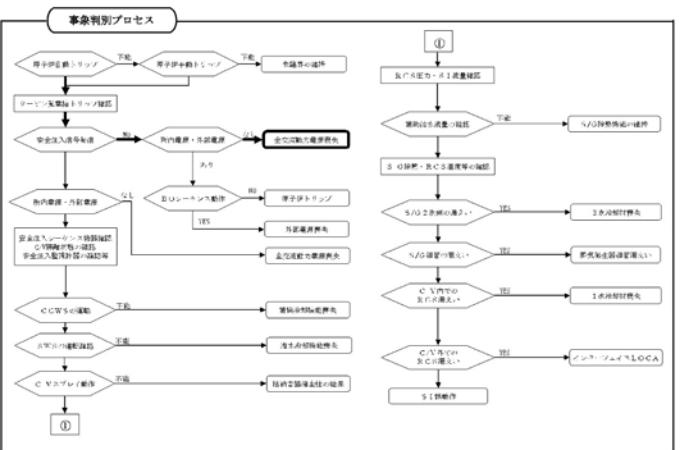
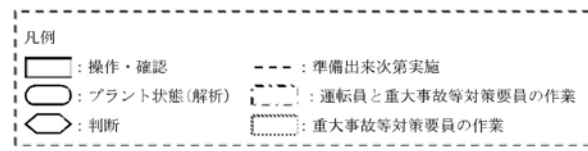
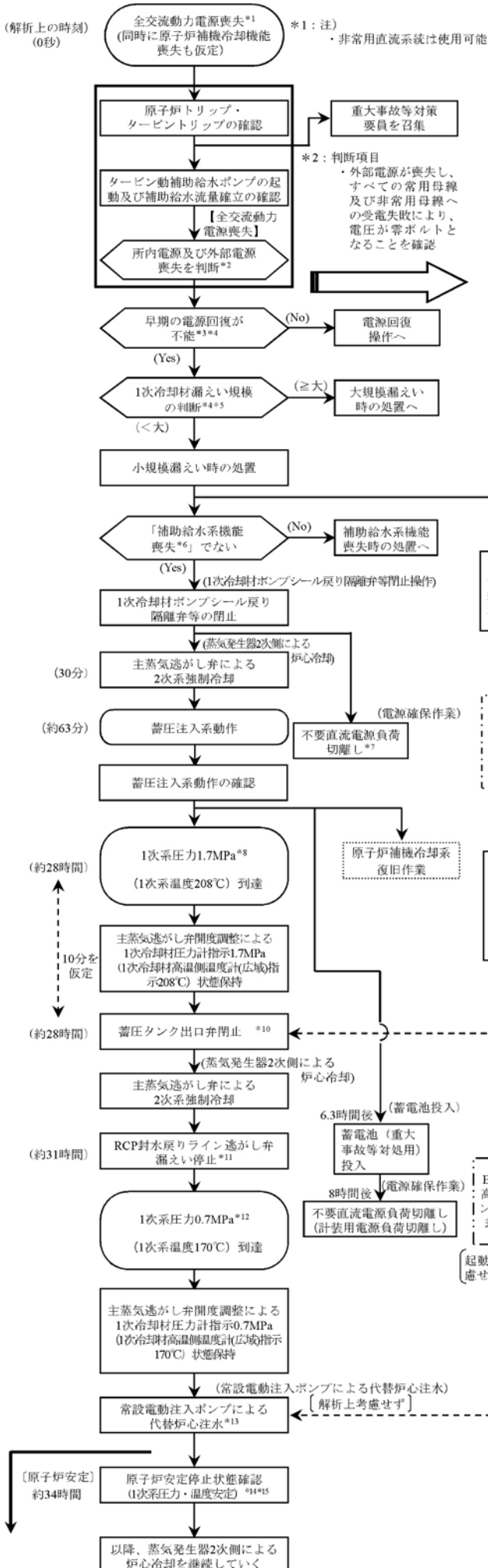


第1.15-10図 全交流動力電源喪失時の初期対応手順



第 1.15-11 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)



- *3: 回復不能は以下で確認
・中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施不可
- *4: 注)
・同時並行で確認を進める
- *5: 漏えい及び漏えい規模は以下で判断
・1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない(大規模な漏えい)
・格納容器内高レベルアラーム上昇(1次冷却材漏えい)
・格納容器再循環サンプ水位上昇(原子炉格納容器内漏えい)
・蒸気発生器水位・蒸気ライン圧力上昇(蒸気発生器細管漏えい)
- *6: 喪失の定義
・補助給水流量が80m³/h未満
- *7: 注)
・大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
- *8: 注)
・蓄圧タンクのN₂ガスが1次系に流入する圧力(1.2MPa)に操作余裕を考慮した圧力
- *9: 注)
・実際の操作においては、準備が完了次第、給電を開始する
- *10: 注)
・1次冷却材圧力計指示1.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示208℃)にて実施
- *11: 漏えい停止は以下で確認
・1次冷却材圧力計指示0.83MPa、加圧器速がシタンク圧力・温度・水位
- *12: 注)
・タービン補助給水ポンプが運転可能である圧力(0.3MPa)に操作余裕を考慮した圧力
- *13: 注)
・実際の操作においては、準備が完了し炉心に注水が可能となれば、その段階で実施する
また、加圧器水位が監視可能な範囲までは、30m³/hを上回る流量で注水し、その後は加圧器水位に応じて注水量を調整する
- *14: 状態確認は以下で確認
・1次冷却材圧力計指示0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)を保持及び加圧器水位維持
- *15: 注)
・主蒸気逃がし弁調整により1次系圧力・温度を維持でき、1次系保有水量(加圧器水位)も安定した時点(約34時間)を原子炉安定状態とする

第 1.15-12 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」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	220	240	260	280	300	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	<p>事象発生 原子炉トリップ プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断</p> <p>約38分 蓄圧注入系作動</p> <p>約52分 1次系圧力1.7MPa(温度208℃)到達</p> <p>約80分 2次系強制冷却再開</p> <p>約70分 蓄圧タンク隔離完了</p> <p>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</p> <p>約4時間 以降原子炉安定</p> <p>約51時間 高圧再循環切替え 中央制御室非常用循環系による被ばく低減操作開始</p>																			
当直課長 当直副長		1	1	号機ごと 運転操作指揮者																				
当直主任 運転員		1	1	号機間連絡・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																			
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(遮断器操作) (現場操作) ●現地移動/不要直流電源負荷切離し*1 (現場操作)	10分																			大容量空冷式発電機からの給電により、蓄圧タンク出口弁を約70分までに閉止することができる *1 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)	適宜実施																			
蒸気発生器 2次側による 炉心冷却	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/主蒸気速がし弁開放 (現場操作)	20分																			主蒸気速がし弁手動開放操作による蒸気発生器を使用した2次系強制冷却を30分(解析上の仮定)までに開始することができる
	運転員D	[1]	[1]	●現地移動/タービン動補助給水ポンプ 給水流量制御弁開度調整 (現場操作)	適宜調整																			
常設電動注入 ポンプ起動 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/常設電動注入ポンプ系統構成(炉心注水) (現場操作)	50分																			常設電動注入ポンプ系統構成が、解析上注水を期待している約2.2時間までに実施できる
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	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による代替炉心注水	運転員B	[1]	[1]	●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)	3分																			
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/アニュラス空気浄化ファン ダンパ空気供給操作 (現場操作)	30分																			
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[8]		●現地移動/中央制御室非常用循環系 ダンパ開処置 (現場操作)	40分																			
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/B充てん/高圧注入ポンプ (自己冷却)系統構成 (現場操作)	70分																			起動は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	3	3	●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)	60分																			
充電器受電 電操作	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[2]	[2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファンダンパ開処置 (現場操作)	40分																			運転員による充電器盤の受電操作は、事象発生約6時間後までに実施できる
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 ●アニュ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)	<p>15分</p> <p>20分</p> <p>5分</p> <p>5分</p> <p>5分</p> <p>15分</p> <p>5分</p> <p>25分</p>																			*2 起動は解析上考慮せず
可搬型計測 器取付け	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[1]	[1]	●可搬型計測器取付け (現場操作)	適宜実施																			適宜実施

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

第1.15-13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)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	75											
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	<div style="text-align: right; margin-right: 20px;"> 24時間 格納容器内自然対流冷却開始 約75時間 以降原子炉格納容器安定 </div>																								
大容量空冷式発電機対応	6	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油	115分 (ホースの運搬・設置) → 給油 → 約8時間ごとに給油																								事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される
復水タンクへの供給	[10] +10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間																								
	[5] [5]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分 (水中ポンプ用発電機設置) → 4時間 (ポンプ、ホース等設置)																								
	[1] [1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	20分 (中間受槽へ水張り) → 起動、監視、給油 → 約6.6時間ごとに給油																								
	[5] [5]	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間 (中間受槽設置) → 30分 (水中ポンプ用発電機設置) → 3時間 (ポンプ、ホース等設置)																								アクセスルート復旧を考慮すると、24分増加となるが、復水タンクへの供給は、復水タンクの水が枯渇する時間(約10時間)までに対応が可能である
	[2] [2]	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油	⇒復水タンク・SFPへの注水可能(7時間10分) → 起動、監視、給油 → 約6.6時間ごとに給油																								
使用済燃料ピットへの注水確保	[7] [7]	●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・運転監視	20分																								
移動式大容量ポンプ車準備	[6]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)	2時間																								
	[4] [4]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	3時間																								アクセスルート復旧を考慮すると、24分増加となるが、移動式大容量ポンプ車による高圧再循環切替準備及び格納容器内自然対流冷却は、燃料取替用水タンクを水源とする炉中注水継続時間(約58時間)中に対応可能である
	[7] [7]	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続	8時間																								
	[2] [2]	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続	1時間																								
	[2] [2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け	1時間																								
	[4]	●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油	⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能(21時間20分) → 起動、監視、給油 → 約3.1時間ごとに給油																								*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
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	●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 ^{*)} ●海水ポンプ用電動機予備品との取替え等	50分 → 80分 → 30分 → 10分 → 適宜実施																								

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラフチャーディスク側)設けているが、ラフ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、またラフ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
 ・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名(重大事故等対策要員(初動後) 保修対応要員のうち2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1.15-13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	
			20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	220	240		260
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 ▽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												
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1 1 1 1	号機ごと 運転操作指揮者 号機間連絡・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 ●タービント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												
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(遮断器操作) (現場操作) ●現地移動/不要直流電源負荷切離し*1 (現場操作)	10分												*1 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	1 1	●現地移動/大容量空冷式発電機電源回復操作 (現場確認)	電源回復操作												
蒸気発生器2次側による炉心冷却	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)	20分												主蒸気逃がし弁手動開放操作による蒸気発生器を使用した2次系強制冷却を30分(解析上の仮定)までに開始することができる
	運転員D	[1] [1]	●現地移動/タービント動補助給水ポンプ給水流量制御弁開度調整 (現場操作)	適宜調整												
常設電動注入ポンプ起動準備	運転員B + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F、G	[1] + 2 [1] + 2	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成(炉心注水)*2 (現場操作)	50分												起動は解析上考慮せず *2 電源回復後、起動操作を行う
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	2 2	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備(ディスクスピース取替え) (現場操作)	30分												
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/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作 (現場操作)	30分												
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[8]	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)	40分												
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/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作)	70分												起動は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	3 3	●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)準備(ディスクスピース取替え) (現場操作)	60分												
充電器盤受電操作	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[2] [2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダンパ開処置 (現場操作)													充電器盤の受電後は、大容量空冷式発電機より受電後、速やかに実施する
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員H	1 1	●現地移動/1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止 (現場操作)	120分												*3 主給水隔離弁の閉止操作実施後は速やかに主蒸気逃がし弁の適宜調整操作に備える
	運転員C	[1] [1]	●現地移動/主給水隔離弁の閉止*3 (現場操作)	75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・起動操作及び受電失敗後の回復操作 ●常設電動注入ポンプ系統構成*4*5 ●蓄圧タンク出口弁閉止*4 ●アニュラス空気浄化ファン起動*4 ●中央制御室非常用循環系起動*4 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成*4 (中央制御室操作)	電源回復操作												*4 電源回復後、操作を行う *5 起動は解析上考慮せず
可搬型計測器取り付け	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[1] [1]	●可搬型計測器取り付け (現場操作)	適宜実施												

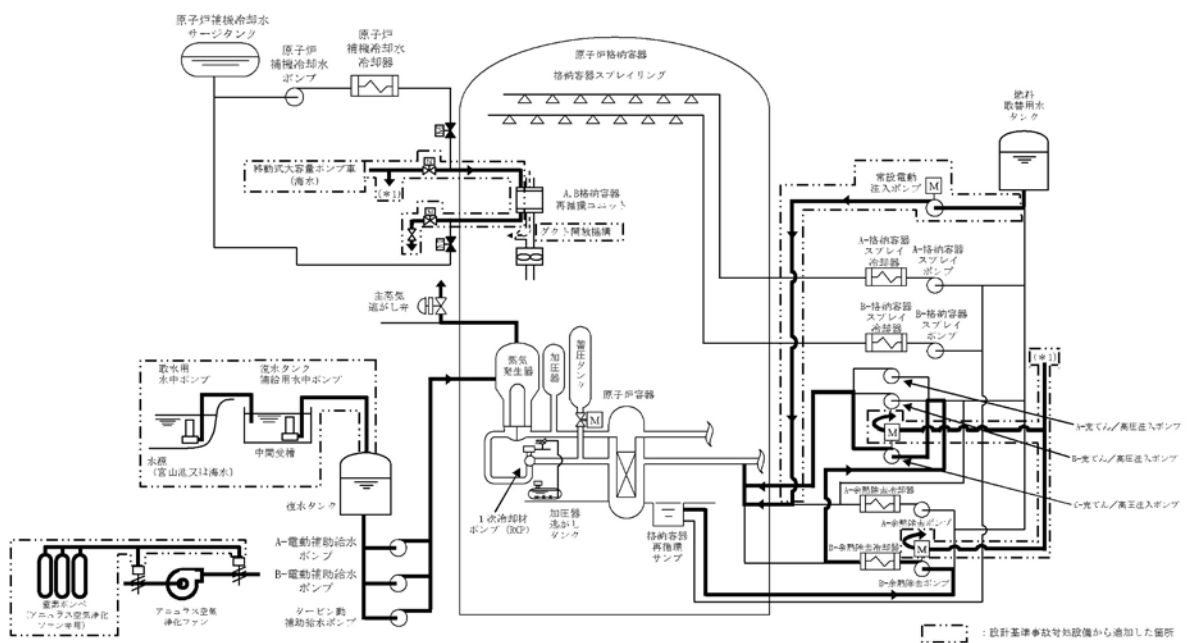
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-14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)

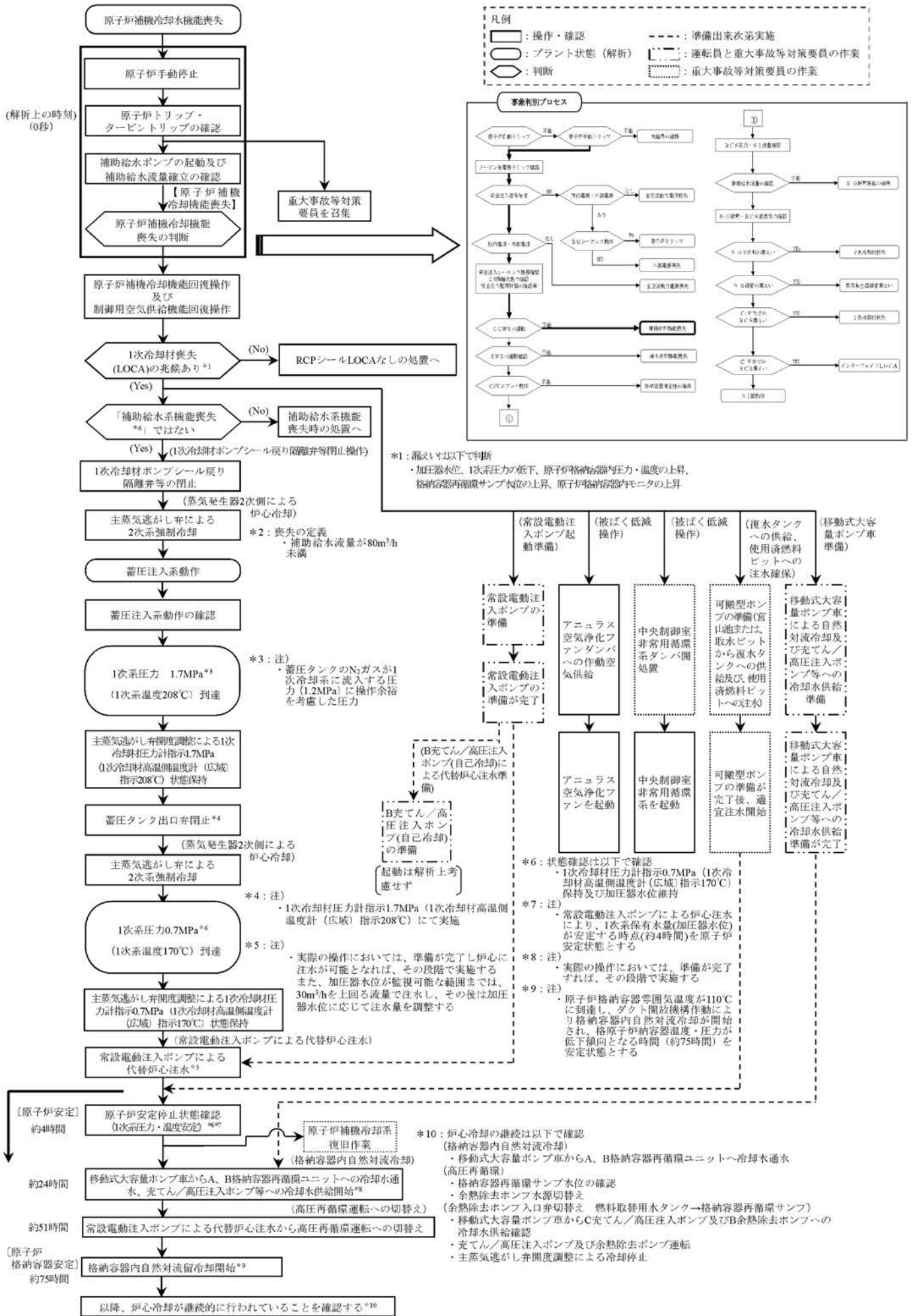
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)														備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号 2号																	
		電源確保操作対応	3	3	●電源回復操作	適宜実施													
復水タンクへの供給	重大事故等 対策要員(初動) 保守対応要員 10名 + 重大事故等 対策要員(初動後) 保守対応要員 16名	【10】	+10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間														
		【5】	【5】	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分(水中ポンプ用発電機設置) 4時間 (ポンプ、ホース等設置)														
		【1】	【1】	●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への給油	20分(中間受槽へ水張り) 起動、監視、給油 → 約6.6時間ごとに給油														
		【5】	【5】	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機 中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間(中間受槽設置) 30分(水中ポンプ用発電機設置) 3時間 (ポンプ、ホース等設置)														アクセスルート復旧を考慮すると、24分増加となるが、復水タンクへの供給は、復水タンクの水が枯渇する時間(約10時間)までに対応が可能である
		【2】	【2】	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ピット 補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油	⇒復水タンク・SFPへの注水可能(7時間10分) 起動、監視、給油 → 約6.6時間ごとに給油														
使用済燃料ピットへの注水確保		【7】	【7】	●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・運転監視	20分														
移動式大容量ポンプ車準備		【6】		●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)	2時間														
		【4】	【4】	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	3時間														*1 原子炉格納容器圧力の上昇しだいで通水検討
		【7】	【7】	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続	8時間														
		【2】	【2】	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続	1時間														*2 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
		【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														
		【4】		●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油	⇒格納容器内循環ユニットへの通水可能(21時間20分)*1														
	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*2	50分 80分 30分 起動、監視、給油 → 約3.1時間ごとに給油														
蒸気発生器2次側による炉心冷却再開	運転員	【3】	【3】	●主蒸気逃がし弁、タービン動補助給水ポンプ制御弁開度調整	適宜実施														
蓄電池投入	運転員	【1】	【1】	●重大事故等対処用蓄電池投入(中央制御室)	5分														
電源確保作業	運転員	【1】	【1】	●不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷切離し)	20分														
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														

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展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レンジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、電源確保対応者：4名(重大事故等対策要員(初動後)保守対応要員のうち4名が対応)
 ・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第1.15-14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1.15-15図 原子炉補機冷却機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

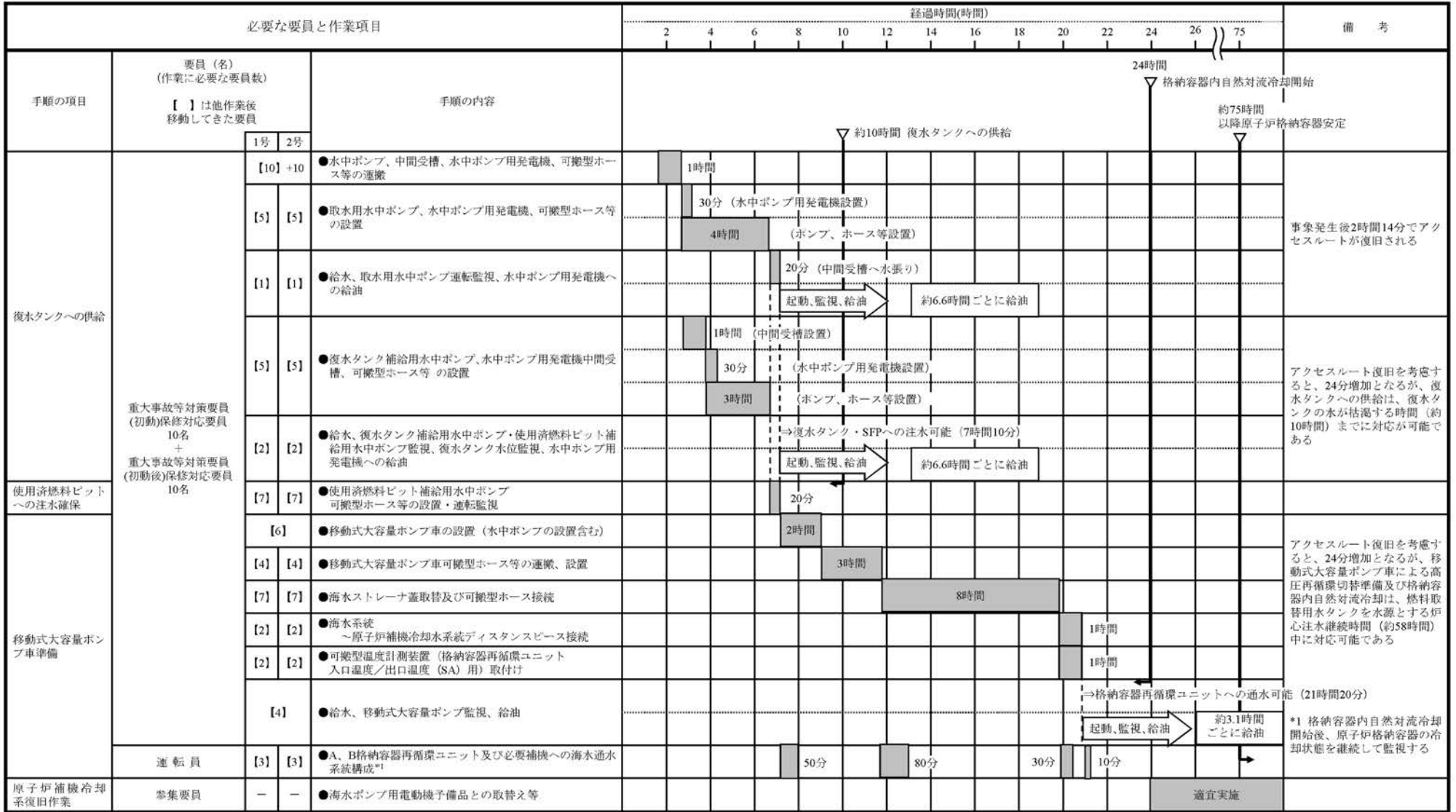


第1.15-16図 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要

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 プラント状況判断 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 2次系強制冷却開始 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80分 2次系強制冷却再開 約70分 蓄圧タンク隔離完了 約4時間 以降原子炉安定 約51時間 高圧再循環切替え 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																		
状況判断	運転員	-	-	●原子炉手動停止 ●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●原子炉補機冷却機能喪失確認 (中央制御室)	10分																		
蒸気発生器2次側による炉心冷却	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)	20分																主蒸気逃がし弁手動開放操作による蒸気発生器を使用した2次系強制冷却を30分(解析上の仮定)までに開始することができる		
	運転員D	[1]	[1]	●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)	適宜調整																		
常設電動注入ポンプ起動準備	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/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作)	50分																常設電動注入ポンプ系統構成が、解析上注水を期待している約2.2時間までに実施できる		
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	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による代替炉心注水	運転員B	1	1	●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)	5分																		
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/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作 (現場操作)	30分																		
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	[8]	[8]	●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)	40分																		
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/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作)	70分																起動は解析上考慮せず*		
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	3	3	●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)	60分																		
中央制御室操作	運転員A	1	1	●補助給水流量調整 ●常設電動注入ポンプ系統構成 ●蓄圧タンク出口弁閉止 ●1次冷却材ポンプスール戻り隔離弁等閉止 ●アニュ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 ¹⁾ ●高圧再循環運転への切替え (中央制御室操作)	適宜調整																*1起動は解析上考慮せず		
					20分																		
					5分																		
					5分																		
					15分																		
					5分																		
					25分																		

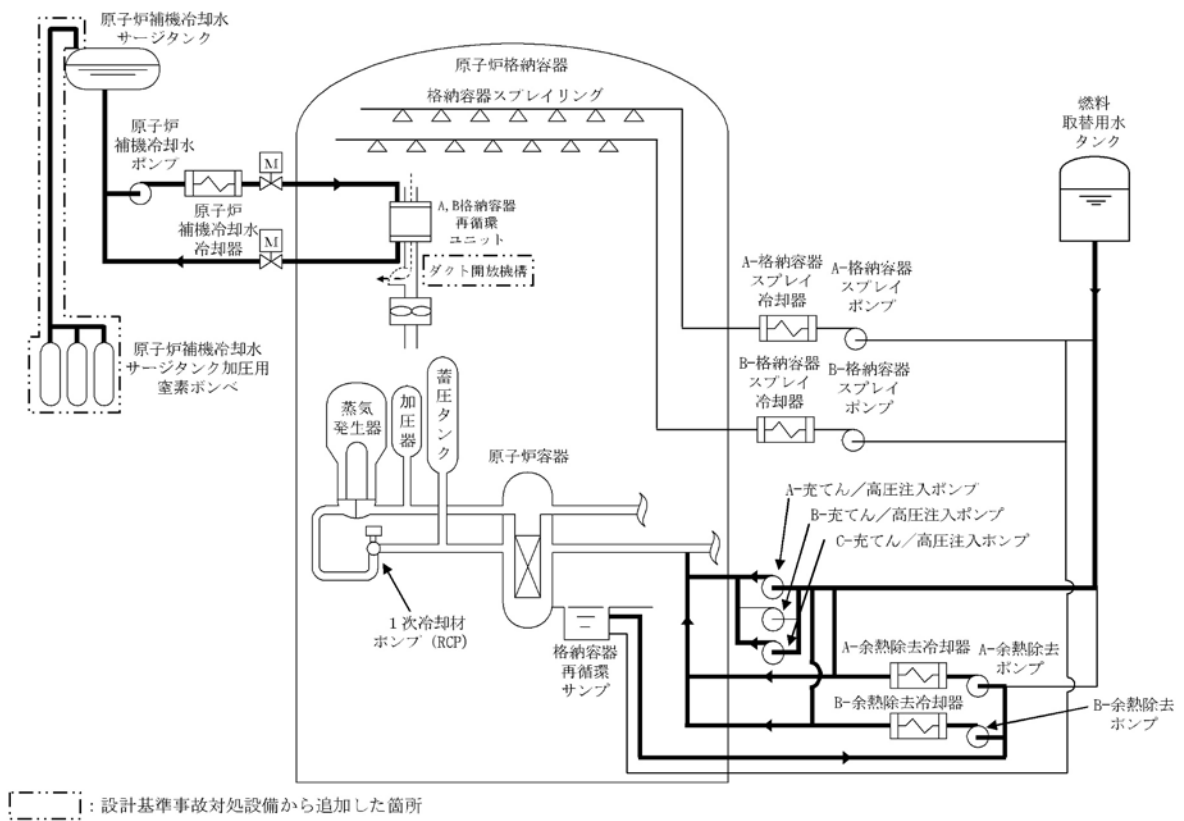
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-17図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間(1/2)

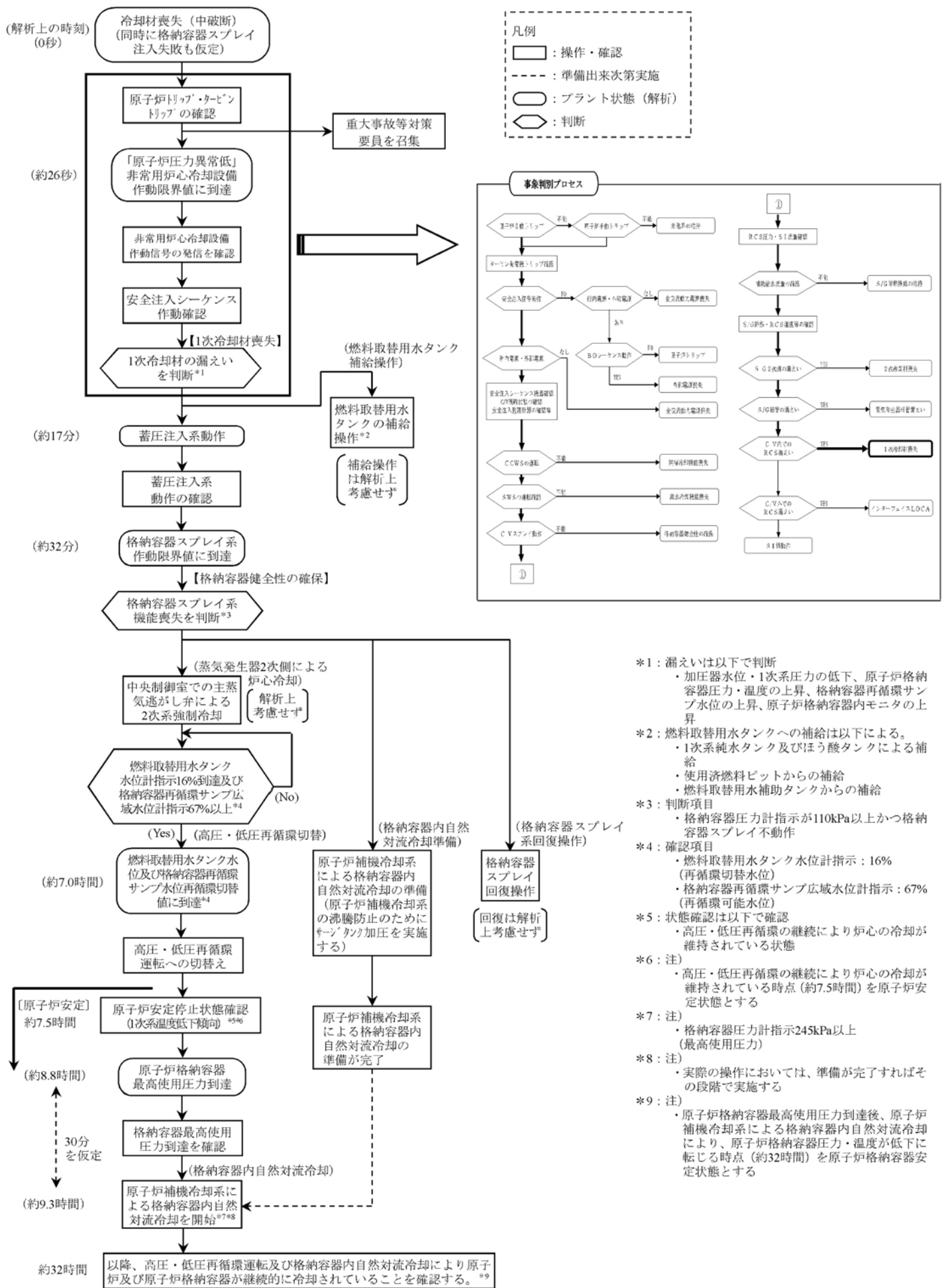


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所 (海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側) 設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第1.15-17図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間 (2/2)



第1.15-18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

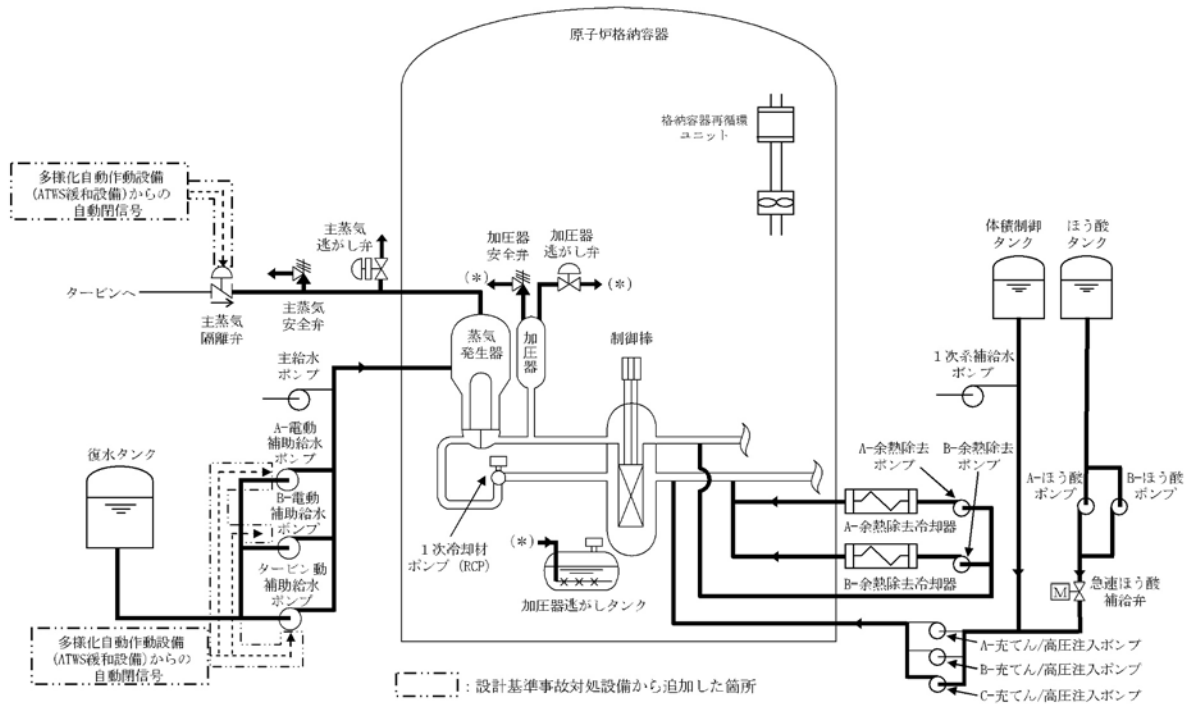


第1.15-19図 事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
 (重要事故シーケンス「中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」の事象進展)

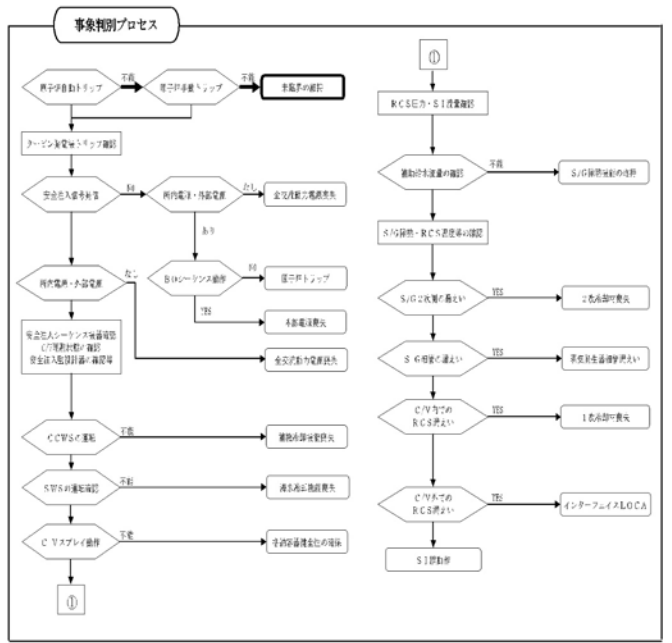
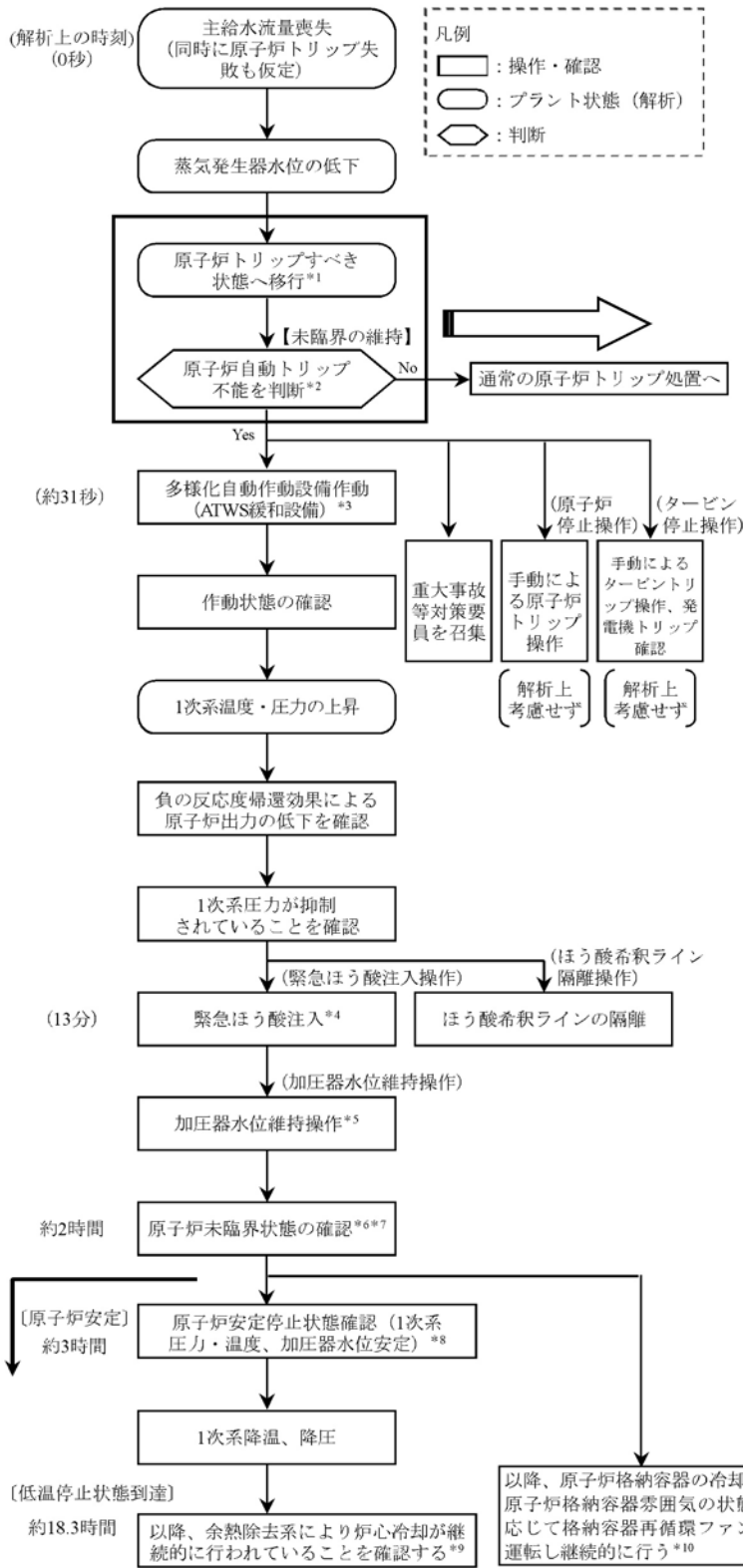
必要な要員と作業項目			経過時間(分)					経過時間(時間)					備考				
			10	20	30	40	50	1	2	7	8	9		10	11	12	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ 約8.8時間 原子炉格納容器最高使用圧力到達 (245kPa以上) 約32分 格納容器スプレイ系作動限界値到達 約7.5時間 以降原子炉安定 約9.3時間 格納容器内自然対流冷却開始												
当直課長 当直副長	1	1	1	号機ごと 運転操作指揮者													
当直主任 運転員	1	1	1	号機間連絡・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	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	1分												主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手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施												回復は解析上考慮せず*
	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												
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												補給操作は解析上考慮せず*
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員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												
格納容器内自然対流 冷却準備	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員E	【1】	【1】	●現地移動/原子炉補機冷却系加圧操作*1 (現場操作)	60分												*1 格納容器内自然対流冷却開始後、 原子炉格納容器の冷却状態を継続して 監視する
	重大事故等対策要員 (初動) 保守対応要員	2	2	●現地移動/可搬型温度計測装置 (格納容器再循環 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												
高圧・低圧再循環 切替え	運転員A	【1】	【1】	●高圧・低圧再循環運転切替操作 (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格納容器再循環ユニットによる 冷却操作*1 (中央制御室操作)	10分												格納容器内自然対流冷却が、解析上、 期待している約9.3時間までに実施 できる
	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												

・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1.15-20図 原子炉格納容器の除熱機能喪失(中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗)の作業と所要時間

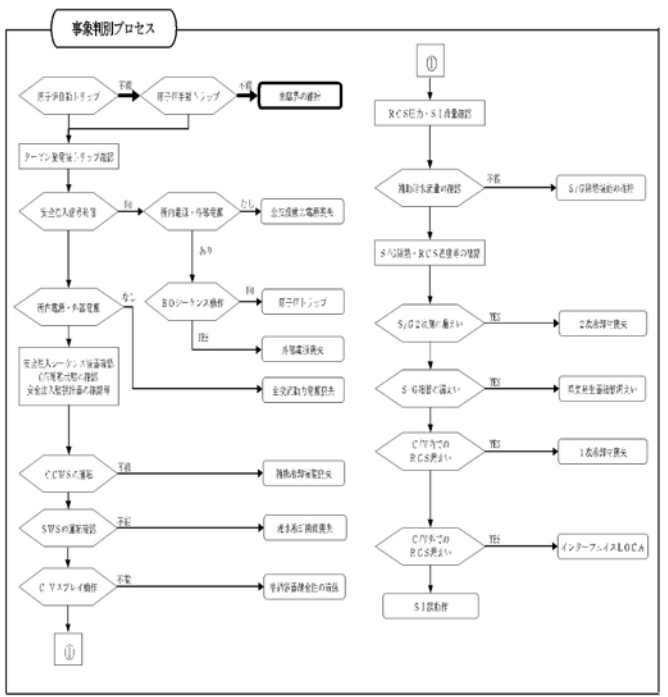
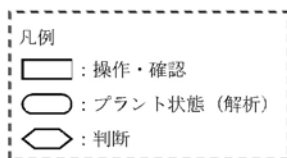
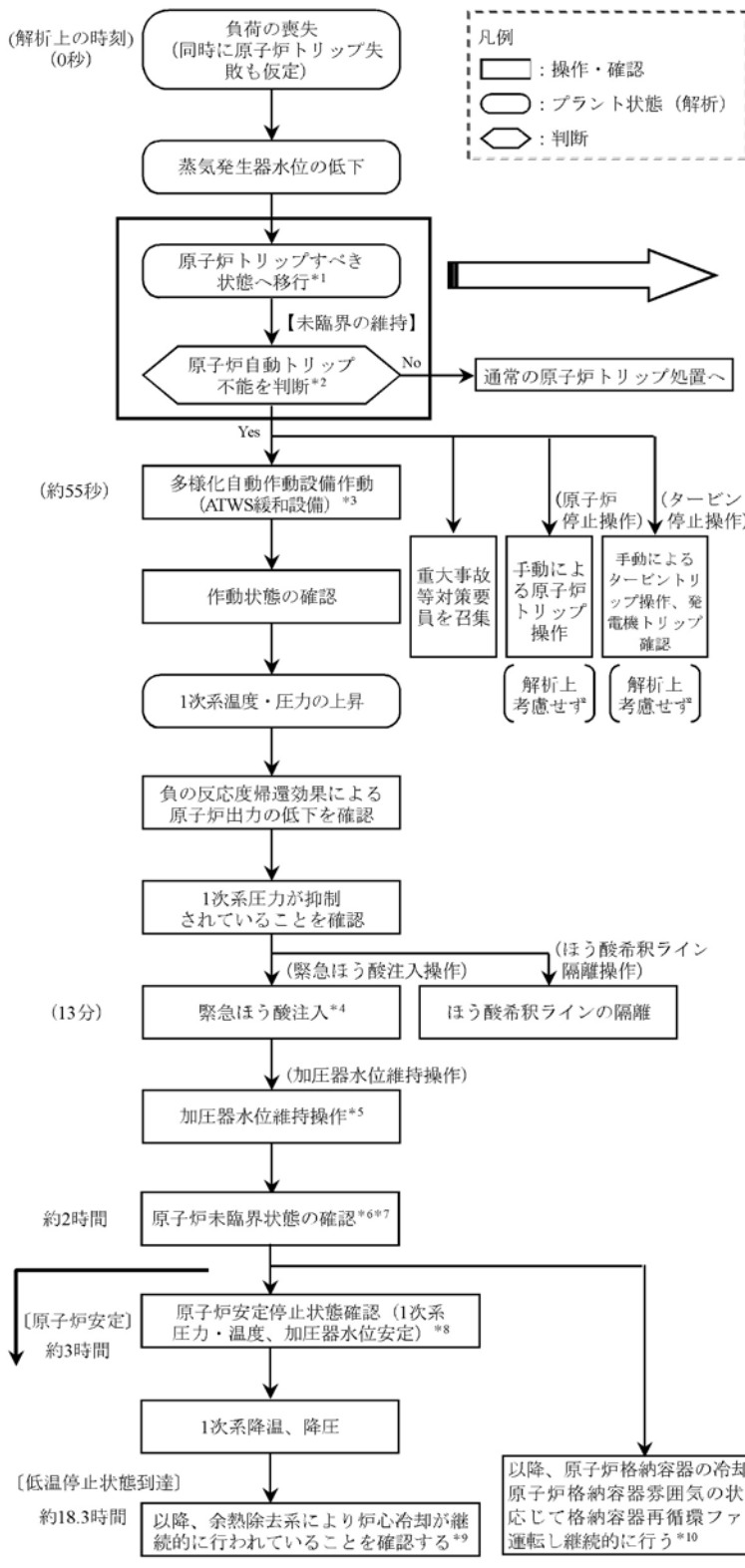


第1.15-21図 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



- *1：注）
 - ・蒸気発生器狭域水位計指示13%以下
- *2：判断項目
 - ・原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯、炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動停止不能と判断する
- *3：作動信号項目
 - ・タービントリップ
 - ・主蒸気ライン隔離
 - ・タービン動補助給水ポンプ起動
 - ・電動補助給水ポンプ起動
- *4：注）
 - ・原子炉を未臨界とするため、燃料取替ほう素濃度まで緊急ほう酸注入を実施する
 - ・実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する
- *5：注）
 - ・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計指示30%に維持する
- *6：未臨界の確認は以下で確認
 - ・出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負
- *7：注）
 - ・サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認する
- *8：注）
 - ・1次系圧力・温度及び加圧器水位については、10分以内で安定しているが、減速材温度係数により原子炉出力がわずかに上昇傾向を示すため、燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了したことを確認した時点（約3時間）で原子炉安定とする
- *9：注）
 - ・余熱除去系が使用可能となる時間（約10時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定検実績より算出）及び1次系温度176℃から93℃までの冷却時間（約6.3時間：定検実績より算出）を足した時間（約18.3時間）にて低温停止状態となる
- *10：注）
 - ・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-22図 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗」の事象進展）



- *1: 注)
 - ・加圧器圧力計指示16.45MPa以上
- *2: 判断項目
 - ・原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯、炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動停止不能と判断する
- *3: 作動信号項目
 - ・タービントリップ
 - ・主蒸気ライン隔離
 - ・タービン動補助給水ポンプ起動
 - ・電動補助給水ポンプ起動
- *4: 注)
 - ・原子炉を未臨界とするため、燃料取替ほう素濃度まで緊急ほう酸注入を実施する
 - ・実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する
- *5: 注)
 - ・燃料取替用水タンクを取水源とし、充電注入により加圧器水位計指示30%に維持する
- *6: 未臨界の確認は以下で確認
 - ・出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負
- *7: 注)
 - ・サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認する
- *8: 注)
 - ・1次系圧力・温度及び加圧器水位については、10分以内で安定しているが、減速材温度係数により原子炉出力がわずかに上昇傾向を示すため、燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了したことを確認した時点（約3時間）で原子炉安定とする
- *9: 注)
 - ・余熱除去系が使用可能となる時間（約10時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定検実績より算出）及び1次系温度176℃から93℃までの冷却時間（約6.3時間：定検実績より算出）を足した時間（約18.3時間）にて低温停止状態となる
- *10: 注)
 - ・格納容器スプレー信号が発信すれば、格納容器スプレーにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-23図 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
 （重要事故シーケンス「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」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
				3	6	9	12	15	18	21	24	27	30	33	3	4		
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 ▽ 0秒 主給水流量喪失発生 ▽ 約48秒 多様化自動作動設備 (ATWS緩和設備) による主蒸気ライン隔離 ▽ フラット状況判断													約3時間以降原子炉安定	
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者														
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢														
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)	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	●タービン手動トリップ操作、 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

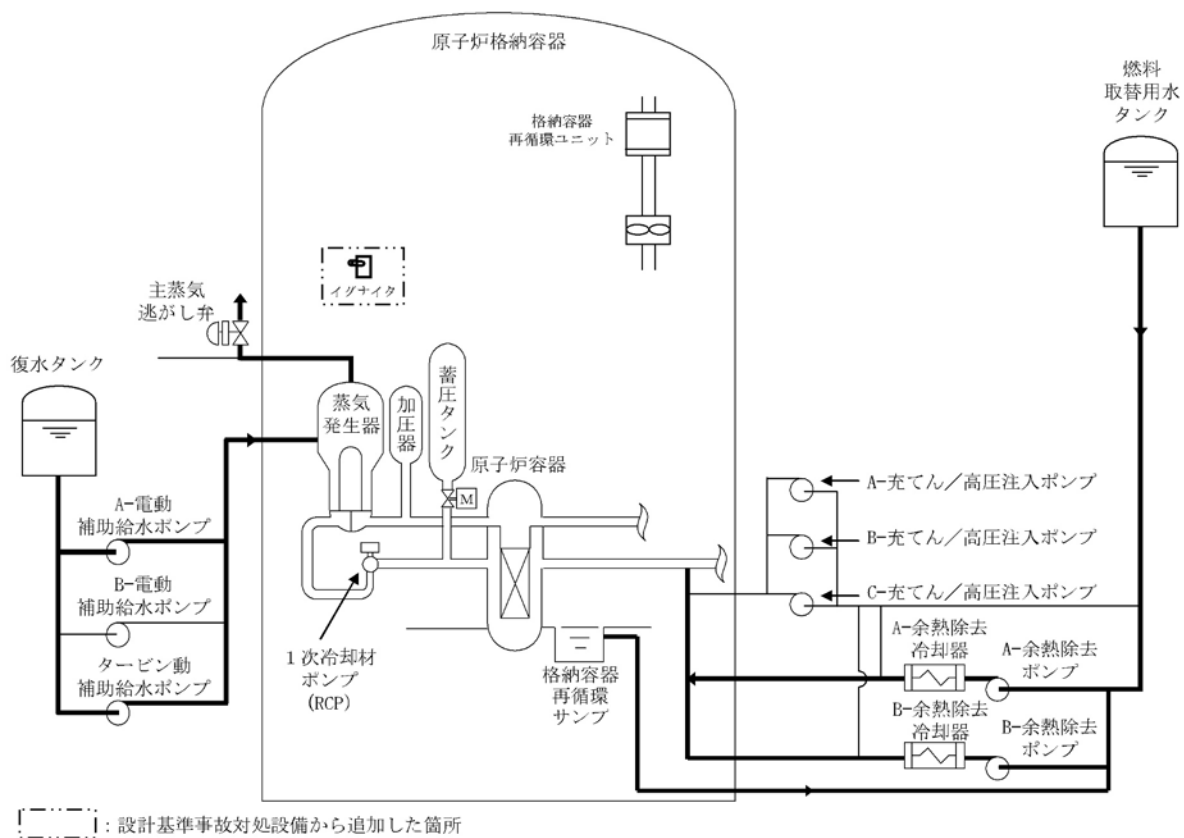
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-24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

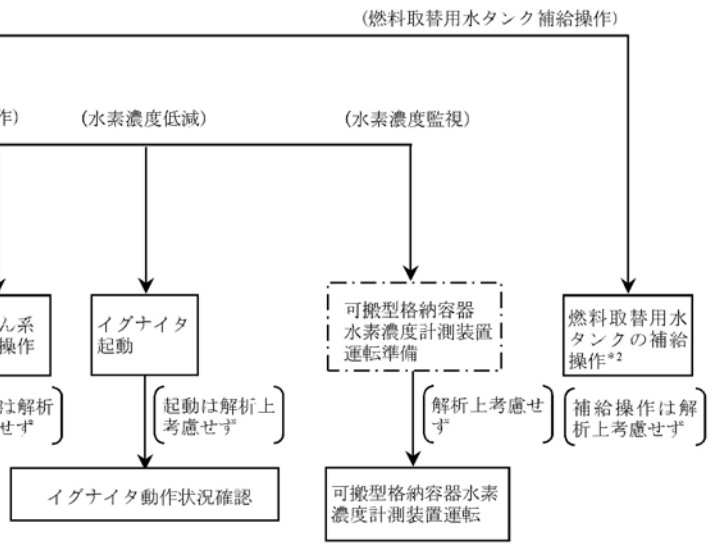
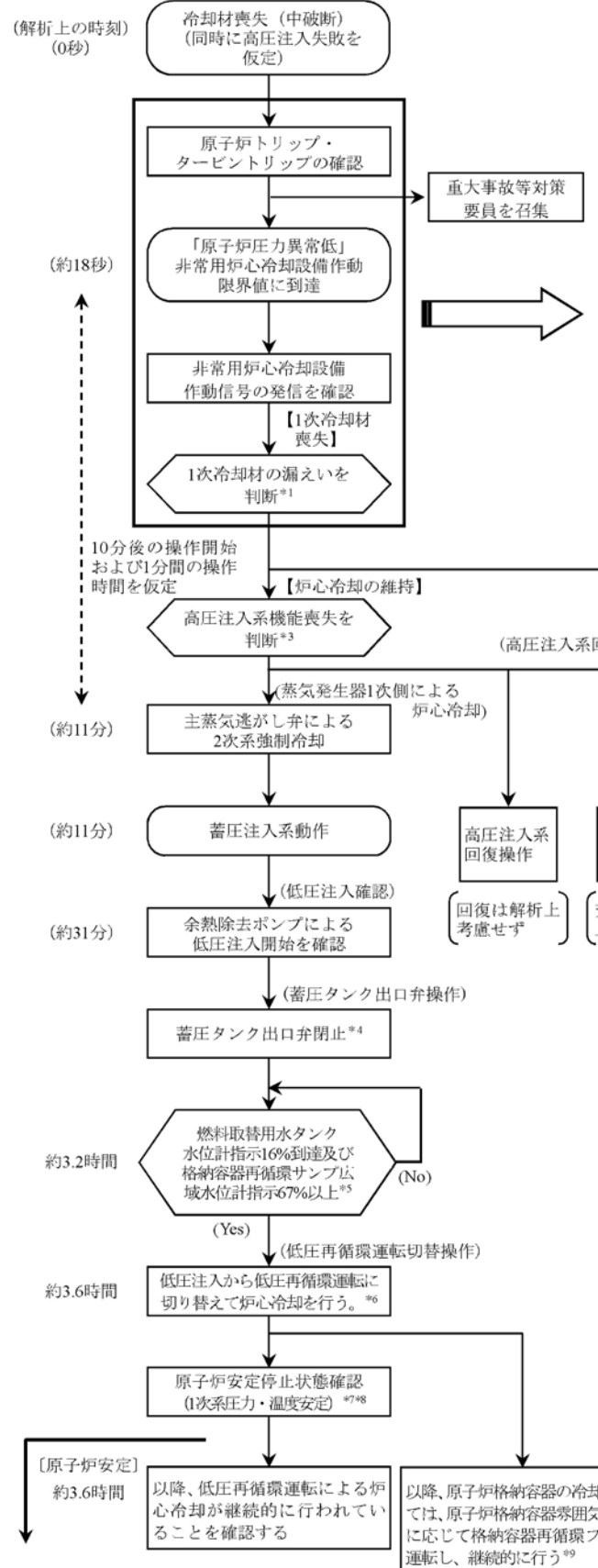
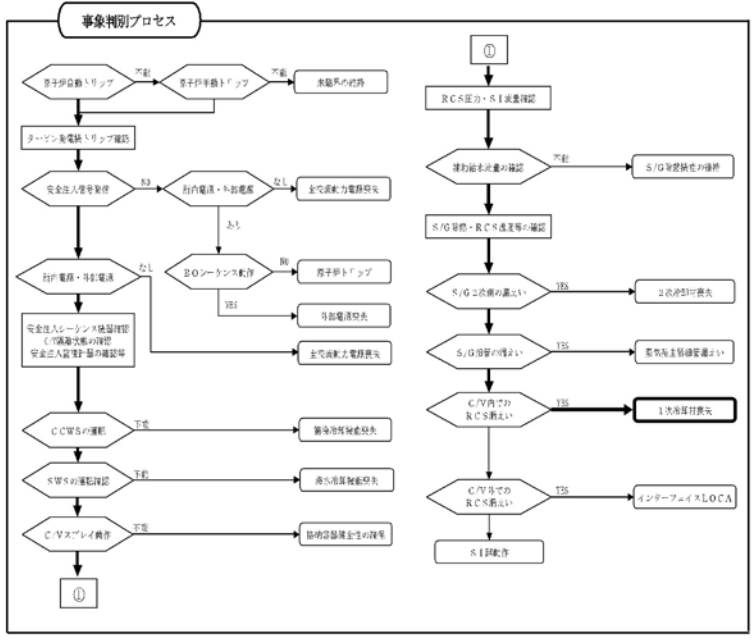
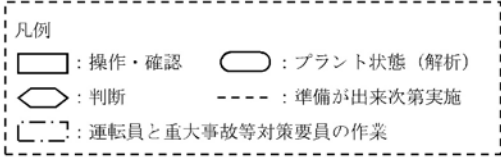
必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)		備考		
				3	6	9	12	15	18	21	24	27	30	33	3	4				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	手順の内容	事象発生 0秒 負荷喪失発生 約115秒 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)による補助給水ポンプ自動起動 約3時間以降原子炉安定 〓プラント状況判断															
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者																
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢																
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)	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)																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															
タービン停止操作	運転員 B	1	1	●タービン手動トリップ操作、 発電機トリップ確認 (中央制御室操作)	10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、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-25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1.15-26図 ECCS注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



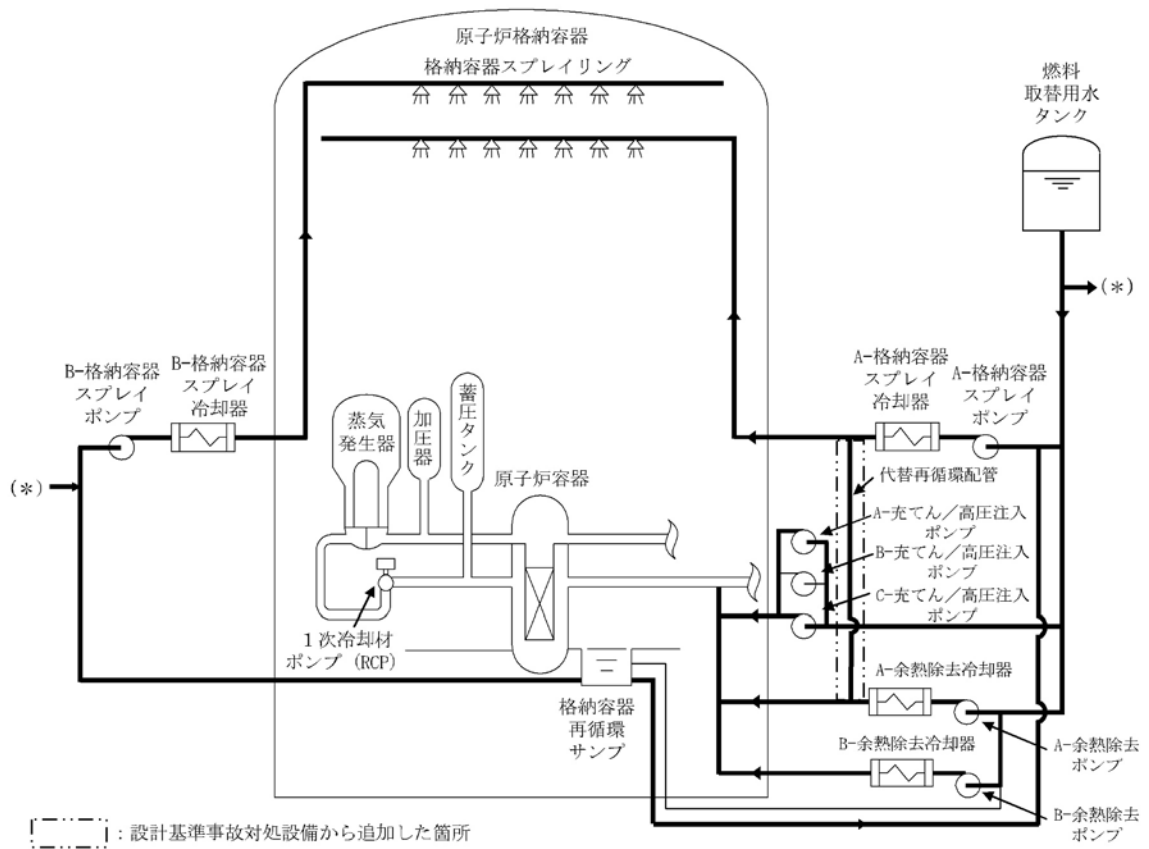
- *1: 漏えいは以下で判断
 - ・加圧器水位、1次系圧力の低下
 - ・原子炉格納容器内圧力・温度の上昇
 - ・格納容器再循環サンプ水位の上昇
 - ・原子炉格納容器内モニタの上昇
- *2: 燃料取替用水タンクへの補給は以下による。
 - ・1次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給
 - ・使用済燃料ピットからの補給
 - ・燃料取替用水補助タンクからの補給
- *3: 判断項目
 - ・充てん/高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又はほう酸注入ライン流量が確認できない。
 - ・すべての高圧注入系が作動しない場合は、2次系強制冷却を行う。
- *4: 1次冷却材圧力計指示0.6MPaにて実施
- *5: 確認項目
 - ・燃料取替用水タンク水位計指示: 16% (再循環切替水位)
 - ・格納容器再循環サンプ広域水位計指示: 67% (再循環可能水位)
- *6: 冷却前には以下を確認
 - ・低温停止ほう素濃度 (必要により濃縮)
- *7: 状態確認は以下で確認
 - ・1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示93°C以下
- *8: 注)
 - ・事象発生後約3.6時間後に低圧再循環運転に切り替え、炉心の長期冷却が可能となることから、この時点原子炉安定状態とする
- *9: 注)
 - ・格納容器スプレィ信号が発信すれば、格納容器スプレィにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-27図 事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (重要事故シナリオ「中破断LOCA+高圧注入失敗」の事象進展)

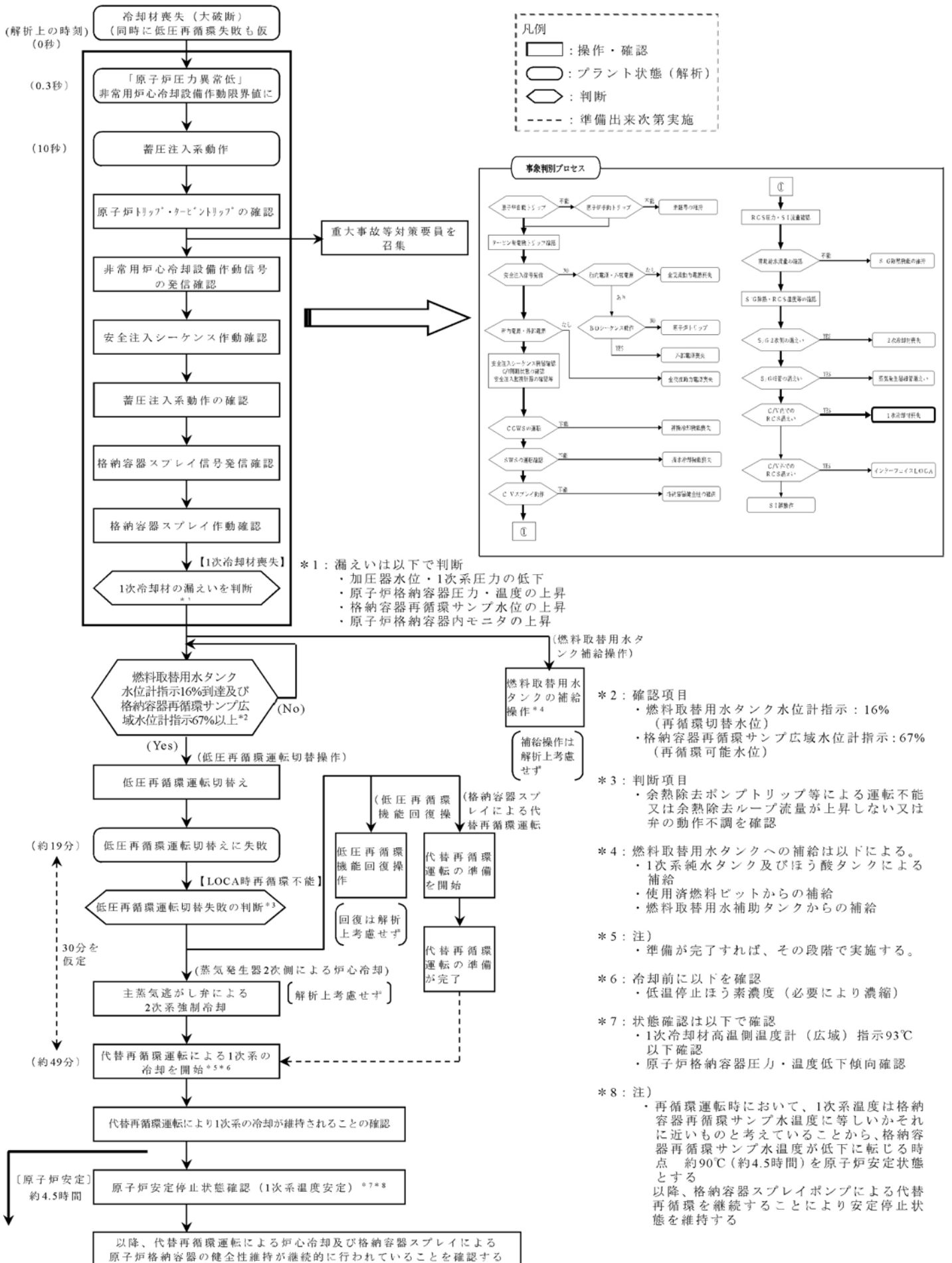
必要な要員と作業項目			経過時間(秒)										経過時間(分)					経過時間(時間)		備考											
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120										10 30 50 70 90 110 130					3 5												
手順の内容				事象発生 約18秒 「原子炉圧力異常低」非常用炉心冷却設備作動 約8.5分 炉心露出 約11分 2次系強制冷却 約11分 蓄圧注入開始 フラット状況判断 約17分 炉心冠水 約31分 低圧注入開始 約3.6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	号機ごと 運転操作指揮者																											
		1	1	号機間連絡・運転操作助勢																											
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 ●補助給水ポンプ起動確認 ●補助給水流量確立の確認 ●1次冷却材の漏えい確認 ●高圧注入機能喪失確認 (中央制御室操作)										10分																	
運転員A		1	1	●充てん/高圧注入ポンプ手動起動 (中央制御室操作)										適宜実施																	
運転員C,D		2	2	●現地移動/充てん/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査(現場操作)										適宜実施											回復は解析上考慮せず						
重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員F		1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成(現場操作)										10分																	
重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員G		1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成・起動(現場操作)										80分											解析上考慮せず						
重大事故等対策要員 (初動)保守対応要員		4		●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置準備・起動 (現場操作)										75分																	
運転員A		[1]	[1]	●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作)										35分																	
運転員A		[1]	[1]	●イグナイタ起動 ●イグナイタ動作状況確認 (中央制御室操作)										5分											起動は解析上考慮せず						
運転員B		1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)										1分												2次系強制冷却により1次系降温・降圧が、解析上、期待している約11分までに実施できる					
運転員A		[1]	[1]	●余熱除去ポンプによる低圧注入確認 (中央制御室操作)										適宜実施																	
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											補給操作は解析上考慮せず						
重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員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																	
運転員A		[1]	[1]	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)										5分																	
運転員A		[1]	[1]	●低圧注入から低圧再循環運転への切替操作 (中央制御室操作)																			20分		格納容器内循環サンプル広域水位計指示が67%以上確認後再循環切替を実施						

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

第1.15-28図 ECCS注水機能喪失時(中破断LOCA+高圧注入失敗)の作業と所要時間



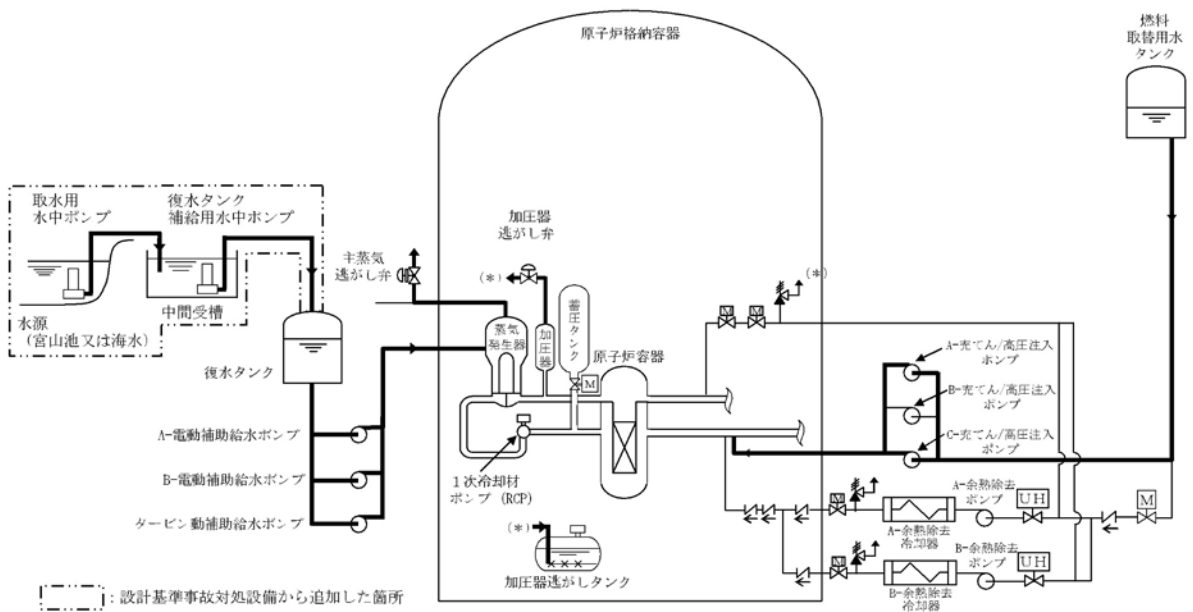
第1.15-29図 ECCS再循環機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



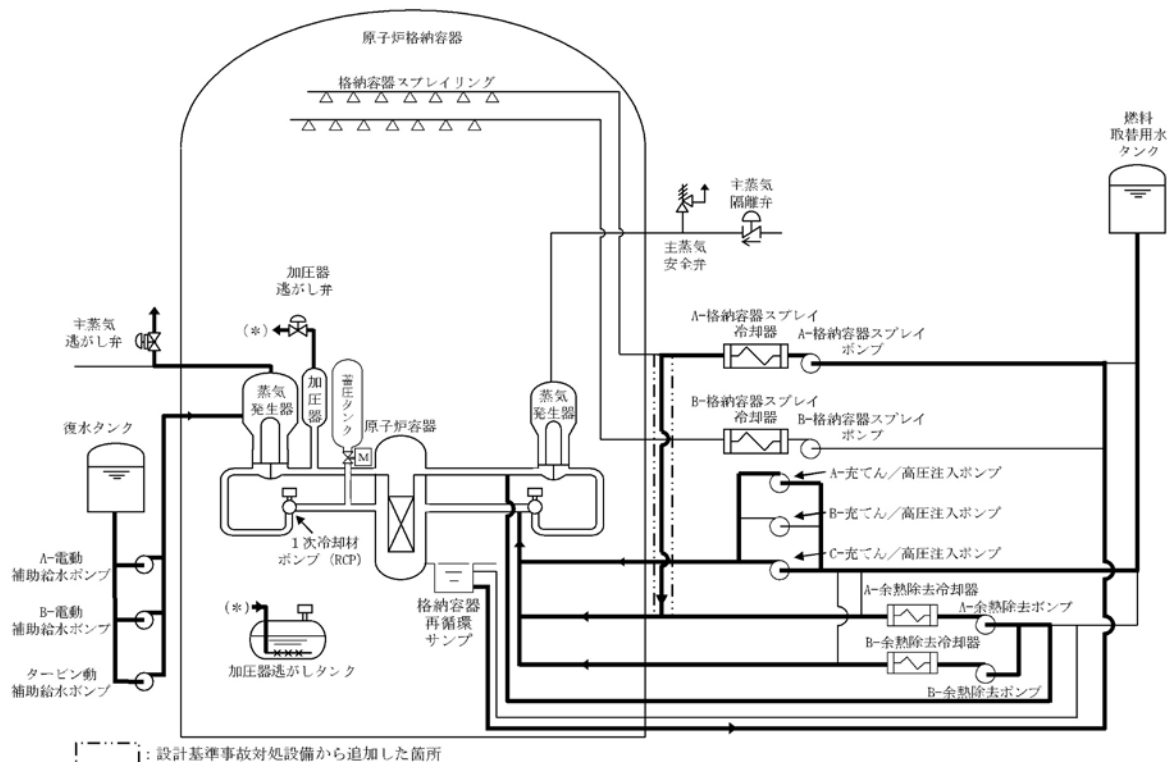
必要な要員と作業項目				経過時間(分)						経過時間(時間)						備考		
				10	20	30	40	50	60	2	6	10	14	18	22		26	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	手順の内容	事象発生 原子炉トリップ プラント状況判断 約19分 非常用炉心冷却設備再循環失敗 約49分 代替再循環による炉心への注入開始 約4.5時間 以降原子炉安定													
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号機ごと 運転操作指揮者														
		1	1	号機間連絡・運転操作助勢														
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確認 ●格納容器スプレイ作動状況確認 ●1次冷却材溜え確認 (中央制御室操作)	10分													
低圧再循環切替操作	運転員 A	1	1	●低圧再循環切替操作・切替成功失敗判断 (中央制御室操作)	10分 → 次操作へ													格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上及び燃料取替用水タンク水位指示16%到達にて実施
低圧再循環機能回復操作	運転員 A	[1]	[1]	●低圧再循環切替操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)	適宜実施													回復は解析上考慮せず
	運転員 D	1	1	●現地移動/低圧再循環切替操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施													
蒸気発生器2次側による冷却	運転員 B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	1分 → 次操作へ													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													補給操作は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員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 → 次操作へ													
格納容器スプレイによる代替再循環操作	運転員 A	[1]	[1]	●格納容器スプレイによる代替再循環操作 (中央制御室操作)	15分 → 継続監視*													代替再循環を解析上、期待している約49分までに実施できる(実際は約34分までに実施できる) 切替え操作訓練実績:7分 *代替再循環により1次系の冷却状態が維持していることを確認
	運転員 C	1	1	●現地移動/代替再循環ライン電動弁電源投入 (現場操作)	10分 →													

・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、全体指揮、通報連絡等を行う。

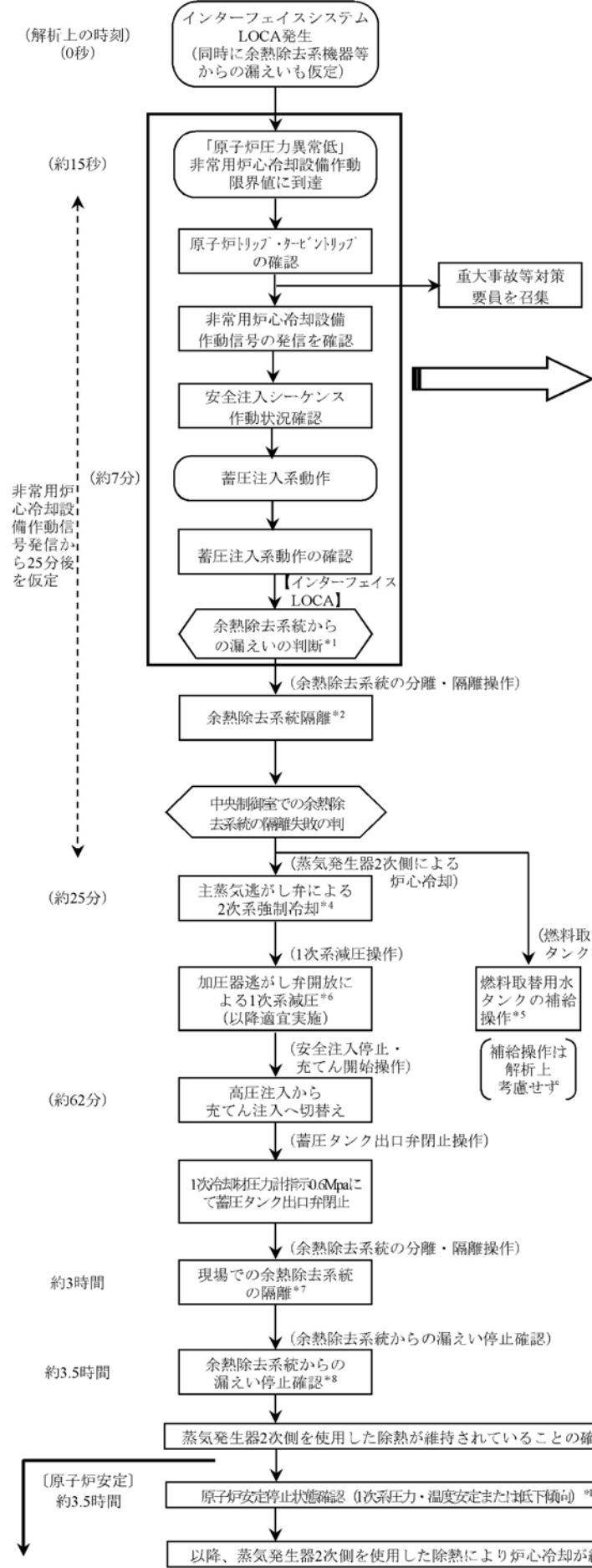
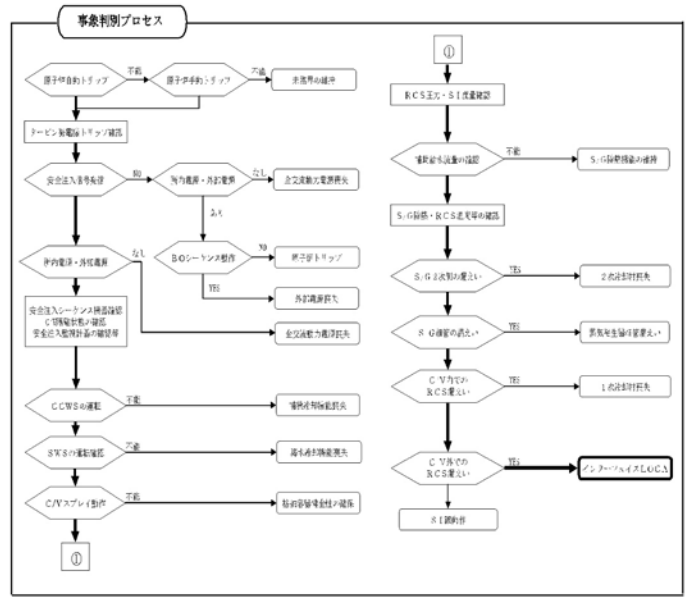
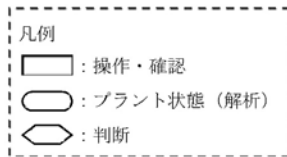
第1.15-31図 ECCS再循環機能喪失時(大破断LOCA+低圧再循環失敗)の作業と所要時間



第1.15-32図 格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
(インターフェイスシステムLOCA)



第1.15-33図 格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後を仮定

(約25分)

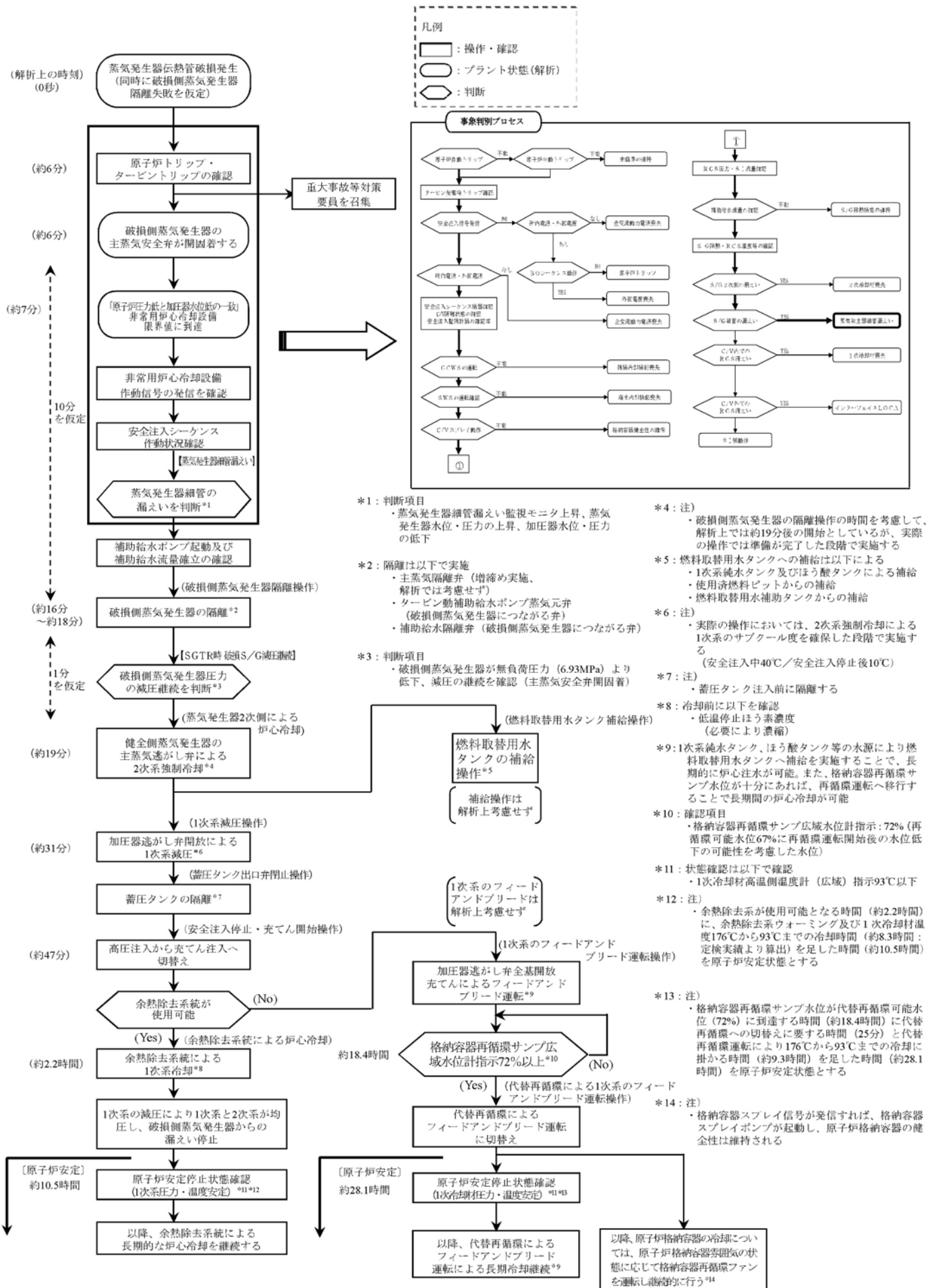
(約62分)

約3時間

約3.5時間

- *1: 漏えいは以下で判断
 - ・1次系圧力の低下
 - ・加圧器水位の低下
 - ・原子炉格納容器内及び補助建屋内の漏えい
 - ・補助建屋排気筒ガスモニタ等の指示上昇
 - ・放射線モニタ上昇
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力上昇を確認
 - ・蒸気発生器関連モニタ指示正常
- *2: 余熱除去系統の隔離は以下による
 - ・余熱除去ポンプの停止
 - ・燃料取替用水タンクから余熱除去系統を隔離
 - ・1次冷却材系統から余熱除去系統を隔離
- *3: 隔離失敗は以下で判断
 - ・1次系圧力の低下継続
- *4: 注)
 - ・漏えいしている余熱除去系統の隔離操作等の時間を考慮して、解析上では、約25分後の開始としているが、実際の操作では、準備が完了した段階で実施する
 - ・蒸気発生器への注水は、補助給水ポンプによる
- *5: 燃料取替用水タンクへの補給は以下による
 - ・1次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給
 - ・使用済燃料ピットからの補給
 - ・燃料取替用水補助タンクからの補給
- *6: 注)
 - ・実際の操作においては、2次系強制冷却による1次系のサブクール度を確保した段階で実施する (安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
- *7: 隔離は以下による
 - ・余熱除去ポンプ入口弁閉止。
 - ・評価上は約3時間で閉止するが、実際には可能な限り早急に閉止する
- *8: 漏えい停止確認は以下による
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力、1次系圧力、充てん流量、原子炉水位、燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の挙動から総合的に漏えい停止を確認。
- *9: 冷却前に以下を確認
 - ・低温停止ほう素濃度 (必要により濃縮)
- *10: 状態確認は以下で確認
 - ・漏えいが停止し、1次系温度・圧力が安定又は低下傾向
 - ・1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示93℃到達は事象発生後約400時間
- *11: 注)
 - ・余熱除去系の隔離に成功し、漏えい停止を確認、かつ1次系圧力・温度の安定又は低下傾向を確認した時点 (約3.5時間) を原子炉安定状態とする

第1.15-34図 事故シーケンスグループ「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 (重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)



第1.15-35図 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」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)							備考	
				10	20	30	40	50	60	70	3	4	5	6	7				
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 原子炉トリップ安全注入作動 ▽アラート状況判断 ▽約3時間 余熱除去系統隔離完了 ▽約3.5時間 以降原子炉安定 ▽25分 2次系強制冷却														
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者															
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢															
状況判断	運転員	-	-	●原子炉トリップ・タービントリップの確認 ●安全注入シーケンス作動状況の確認 ●余熱除去系統漏えい確認 (中央制御室操作)	10分														
余熱除去系統の分離・隔離操作	運転員A	1	1	●余熱除去系統を燃料取替用水タンクより隔離操作 ●余熱除去系統を1次系より隔離操作 ●余熱除去系統からの漏えい停止確認 (中央制御室操作)	5分 適宜実施 5分 適宜実施 30分														
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	1分 適宜調整														2次系強制冷却による1次系冷却・減圧が、解析上、期待している25分までに実施できる
1次系減圧操作	運転員A	【1】	【1】	●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)	適宜実施														1次系のサブクール度を確保した段階で実施する(安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
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														補給操作は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員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														
安全注入停止・充てん開始操作	運転員A	【1】	【1】	●安全注入停止操作 ●充てん水注入開始操作 (中央制御室操作)	5分 5分														
蓄圧タンク出口弁閉止操作	運転員A	【1】	【1】	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)	5分														1次冷却材圧力計指示0.6MPaにて実施
余熱除去系統の分離・隔離操作	運転員C, D + 重大事故等対策要員(初動)運転対応要員F	3	3	●現地移動/破断系列の余熱除去系統隔離操作 (現場操作)	適宜実施 30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

■ 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計等着用
 ■ 放射線防護具着用なし

第1.15-36図 格納容器バイパス時(インターフェイスシステムLOCA)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)						備考	
			10	20	30	40	50	60	70	2	3	4	5	6			
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 蒸気発生器伝熱管破損発生 △約6分 破損側蒸気発生器主蒸気安全弁閉鎖 △約16分 破損側蒸気発生器隔離操作開始 △約18分 破損側蒸気発生器隔離操作完了 △約19分 健全側蒸気発生器の主蒸気速がし弁開放 アラート 状況判断 △														
	当直課長 当直副長	1 1	号機ごと 運転操作指揮者														
	当直主任 運転員	1 1	号機間連絡・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確認 ●補助給水ポンプ起動確認 ●補助給水流量確立の確認 ●蒸気発生器細管漏えい確認 (中央制御室操作)														
破損側蒸気発生器隔離操作	運転員B	1 1	●破損側蒸気発生器隔離操作 (タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁、主蒸気隔離弁等) (中央制御室操作)														破損側蒸気発生器の隔離操作は、原子炉トリップ10分後に開始できる
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	1 1	●現地移動/破損側蒸気発生器隔離弁増締め操作(解析では考慮せず) (現場操作)														解析上、増締め操作は想定せず
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	[1] [1]	●健全側蒸気発生器の主蒸気速がし弁開放 (中央制御室操作)														健全側蒸気発生器の主蒸気速がし弁開放は、破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分で開始できる
1次系減圧操作	運転員A	1 1	●加圧器速がし弁開放 (中央制御室操作)														1次系のサブクール度を確保した段階で実施する(安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)
蓄圧タンク出口弁閉止操作	運転員A	[1] [1]	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)														
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)														補給操作は解析上考慮せず
	運転員D	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)														
安全注入停止・充てん開始操作	運転員A	[1] [1]	●安全注入停止操作 ●充てん水注入開始操作 (中央制御室操作)														
<余熱除去系が使用可能な場合> 余熱除去系による炉心冷却	運転員C	1 1	●現地移動/余熱除去系電動弁電源操作 (現場操作)														1次系の減圧により1次系と2次系が均圧し、破損側蒸気発生器からの漏えいが停止したことを確認
	運転員A	[1] [1]	●余熱除去系使用開始操作 (中央制御室操作)														
<余熱除去系が使用不能場合> 1次系のフィードアンドブリード運転操作	運転員A	[1] [1]	●加圧器速がし弁開放 (中央制御室操作)														解析上考慮せず

・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

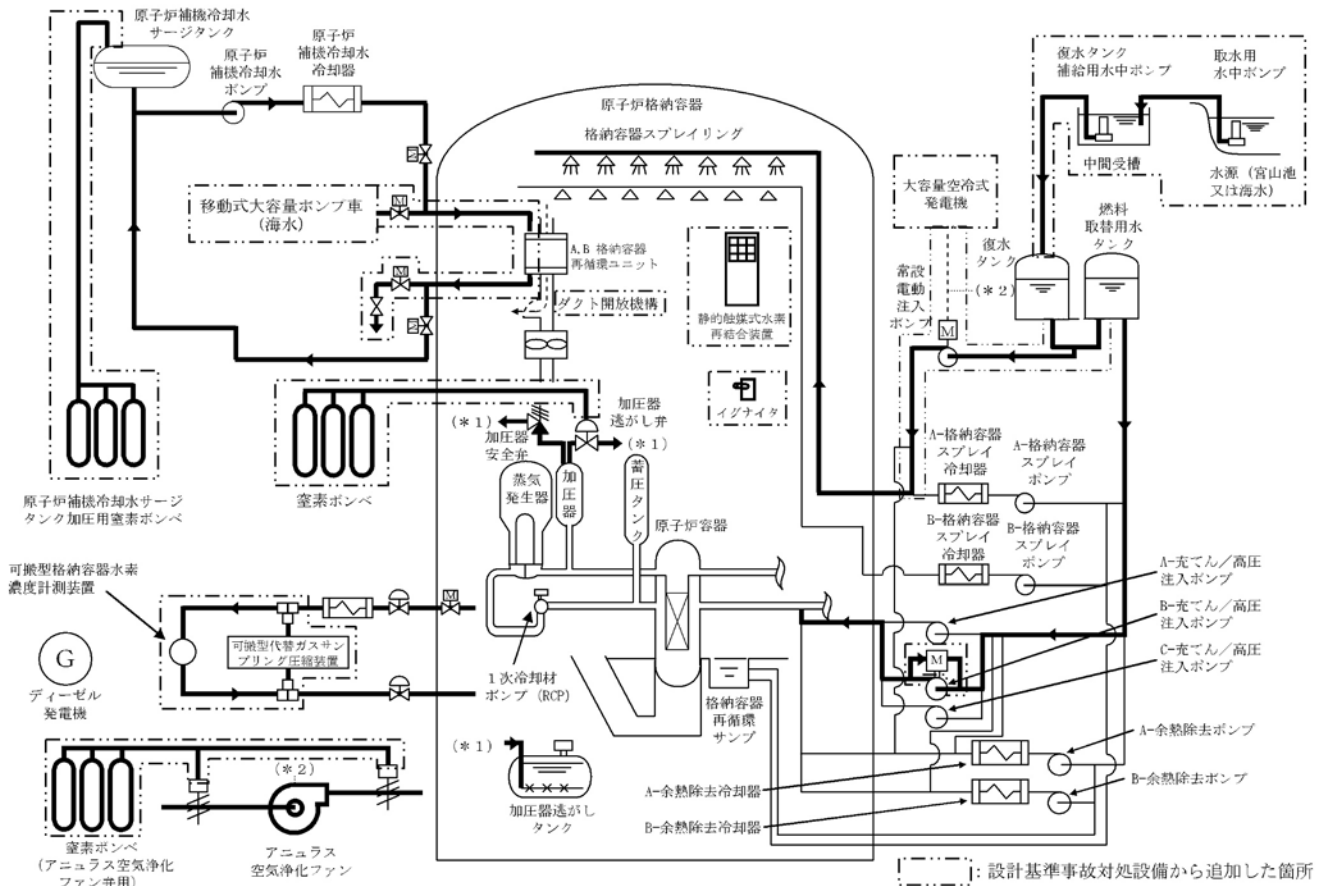
全面マスク、ポケット検量計着用
 放射線防護具着用なし

第1.15-37図 格納容器バイパス時(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)の作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)															備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員																		
		1号	2号	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30			
				<p style="text-align: center;"><余熱除去系が使用可能な場合> 約10.5時間 以降原子炉安定</p> <p style="text-align: center;"><余熱除去系が使用可能な場合> 約18.4時間 代替再循環による フィードアンドブリード運転へ切替え</p> <p style="text-align: center;"><余熱除去系が使用可能な場合> 約28.1時間 以降原子炉安定</p>															
燃料取替用水タンク補給操作	運転員A	【1】	【1】	適宜実施															解析上考慮せず
<余熱除去系が使用可能な場合> 余熱除去系統による炉心冷却	運転員A	【1】	【1】	継続監視															
<余熱除去系が使用可能な場合> 代替再循環による1次系のフィード アンドブリード運転	運転員A	【1】	【1】	継続操作															解析上考慮せず
<余熱除去系が使用可能な場合> 代替再循環による1次系のフィード アンドブリード運転	運転員C	【1】	【1】	10分															格納容器再循環サンプ広域水 位計指示が72%以上となれば 実施
	運転員A	【1】	【1】	15分															解析上考慮せず

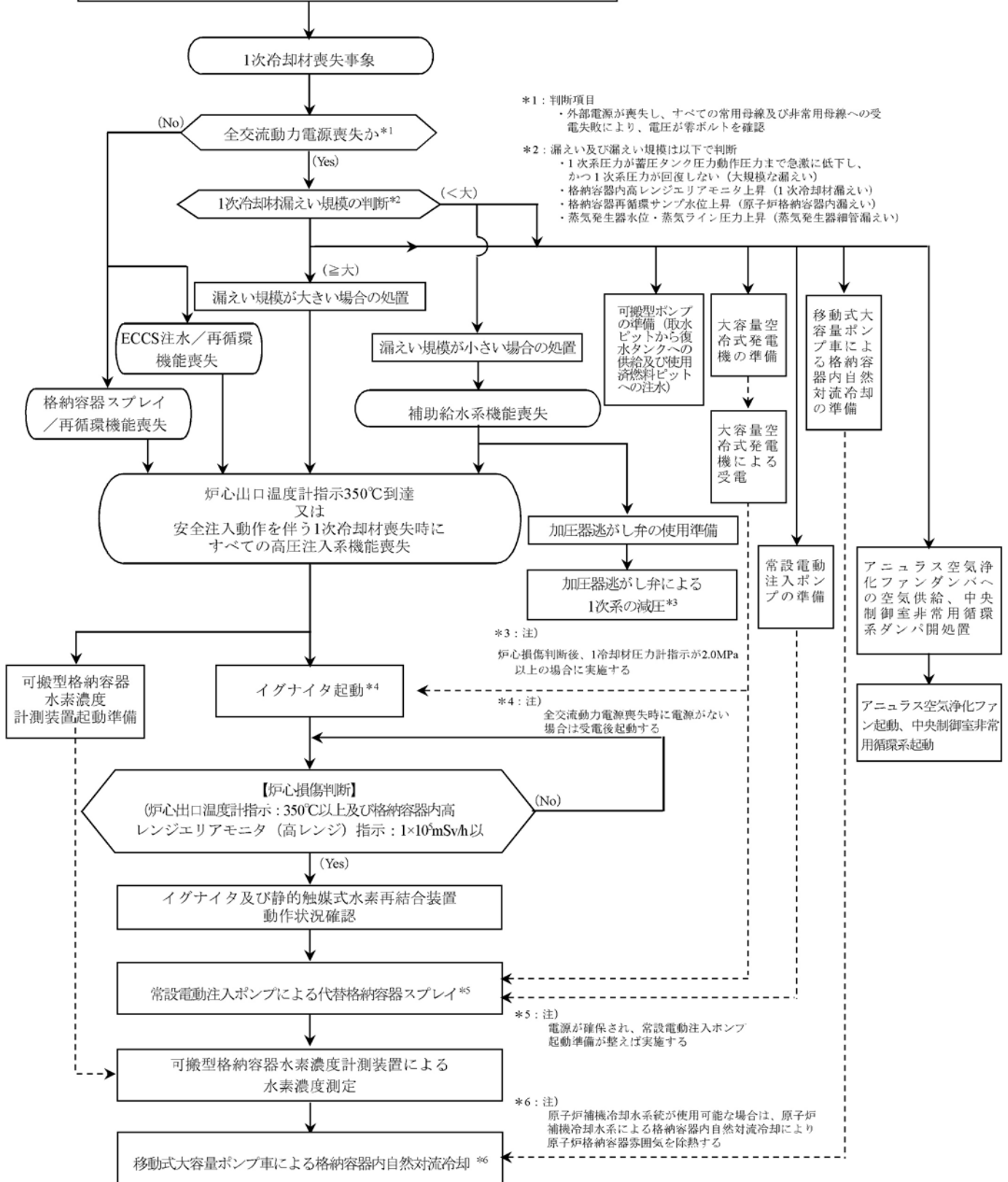
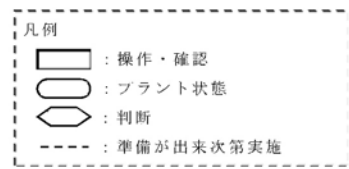
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-37図 格納容器バイパス時(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-38図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードでの
重大事故等対策の概略系統図

【事象の発生】
 ・過渡事象 ・1次冷却材喪失 ・全交流動力電源喪失
 【動作状況確認】
 ・原子炉自動停止 ・非常用炉心冷却設備作動 ・格納容器スプレイ作動
 【安全機能喪失】
 ・ECCS注水/再循環機能喪失 ・格納容器スプレイ/再循環機能喪失
 ・補助給水機能喪失 等



第1.15-39図 格納容器破損モードの対応手順の概要
 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))

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	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	1号 2号	手順の内容	事象発生 約19分 炉心溶融 原子炉トリップ プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 約49分 常設電動注入ポンプにて代替格納容器スプレイ開始 約60分 アニュラス空気浄化ファンによる被ばく低減操作開始 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	号機ごと 運転操作指揮者																
	1 1	1 1	号機間連絡・運転操作助勢																
状況判断	運転員	- -	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) 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) 保修対応要員	1 1	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/大容量空冷式発電機起動確認(現場確認) 	10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) 運転対応要員E.F.G.H	4 4	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成(格納容器スプレイ) (現場操作)	35分															
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	2 2	<ul style="list-style-type: none"> 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による代替格納容器スプレイ	運転員B	[1] [1]	<ul style="list-style-type: none"> 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)	3分															
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E.F.G.H	[4] [4]	<ul style="list-style-type: none"> 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)	40分															
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	3 3	<ul style="list-style-type: none"> 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)	60分															
アニュラス内水素濃度推定	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[2] [2]	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計取付け (現場操作)	60分															
充電器盤受電操作	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[2] [2]	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダンパ開処置 (現場操作)	40分															
被ばく低減操作	運転員C,D	2 2	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ空気供給操作 (現場操作)	30分															
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[8]	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)	40分															
水素濃度監視	運転員C	[1] [1]	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (現場操作)	10分															
	運転員D	[1] [1]	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)	95分															
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[4]	<ul style="list-style-type: none"> 現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置準備・起動 (現場操作)	90分															
中央制御室操作	運転員A	1 1	<ul style="list-style-type: none"> 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 イグナイタ起動*2 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状態の確認 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 アニュラス空気浄化ファン起動 中央制御室非常用循環系起動 可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成・運転*2 (中央制御室操作)	15分, 20分, 5分, 5分, 5分, 5分, 15分, 2分, 35分, 5分															
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[1] [1]	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型計測器取付け (現場操作)	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

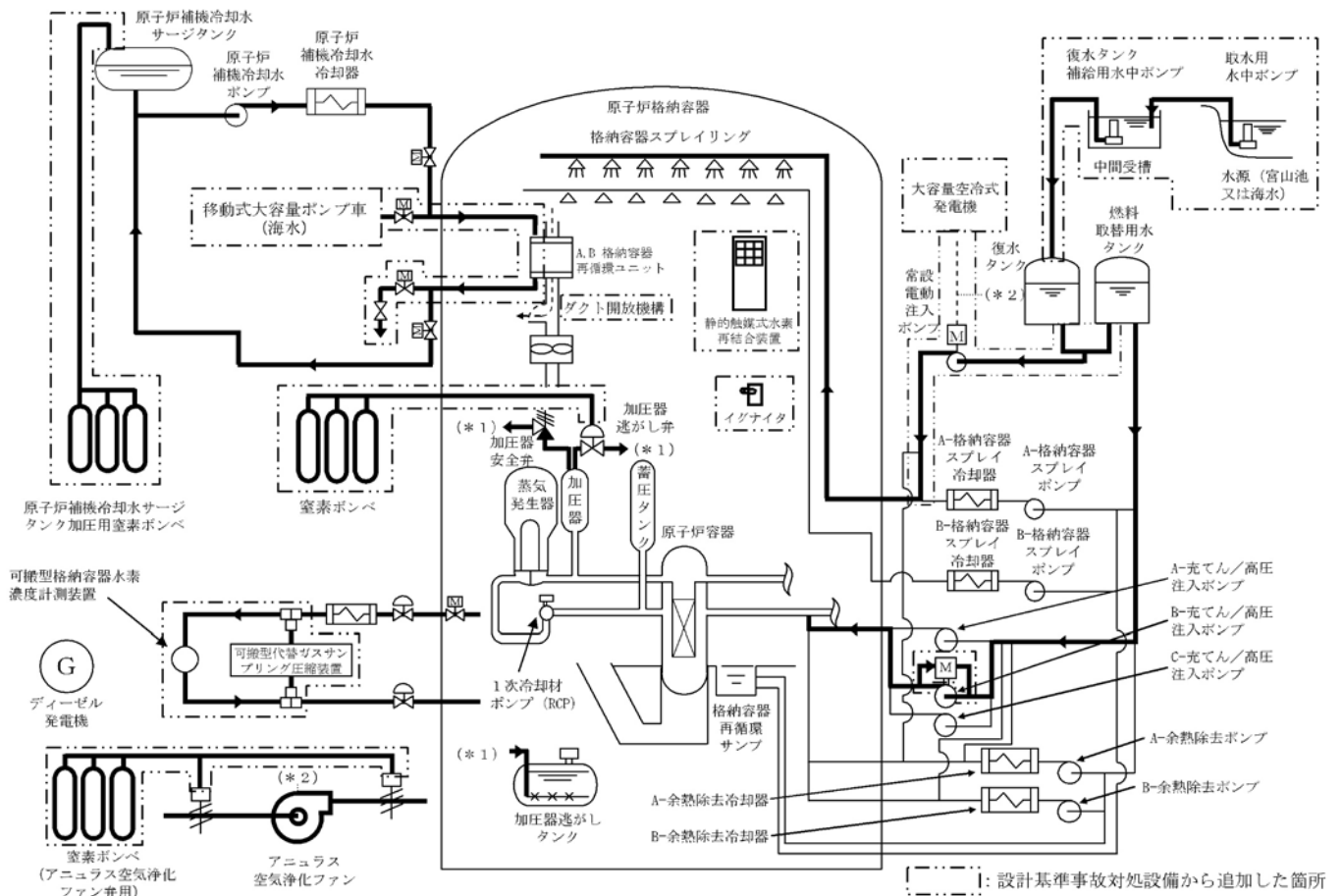
☑ 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用
 ☑ 全面マスク、ポケット線量計着用
 ☑ 放射線防護具着用なし

第1.15-40図 雰囲気圧力・温度による静的負荷
 (格納容器過圧破損)(大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)時の作業と所要時間(1/2)

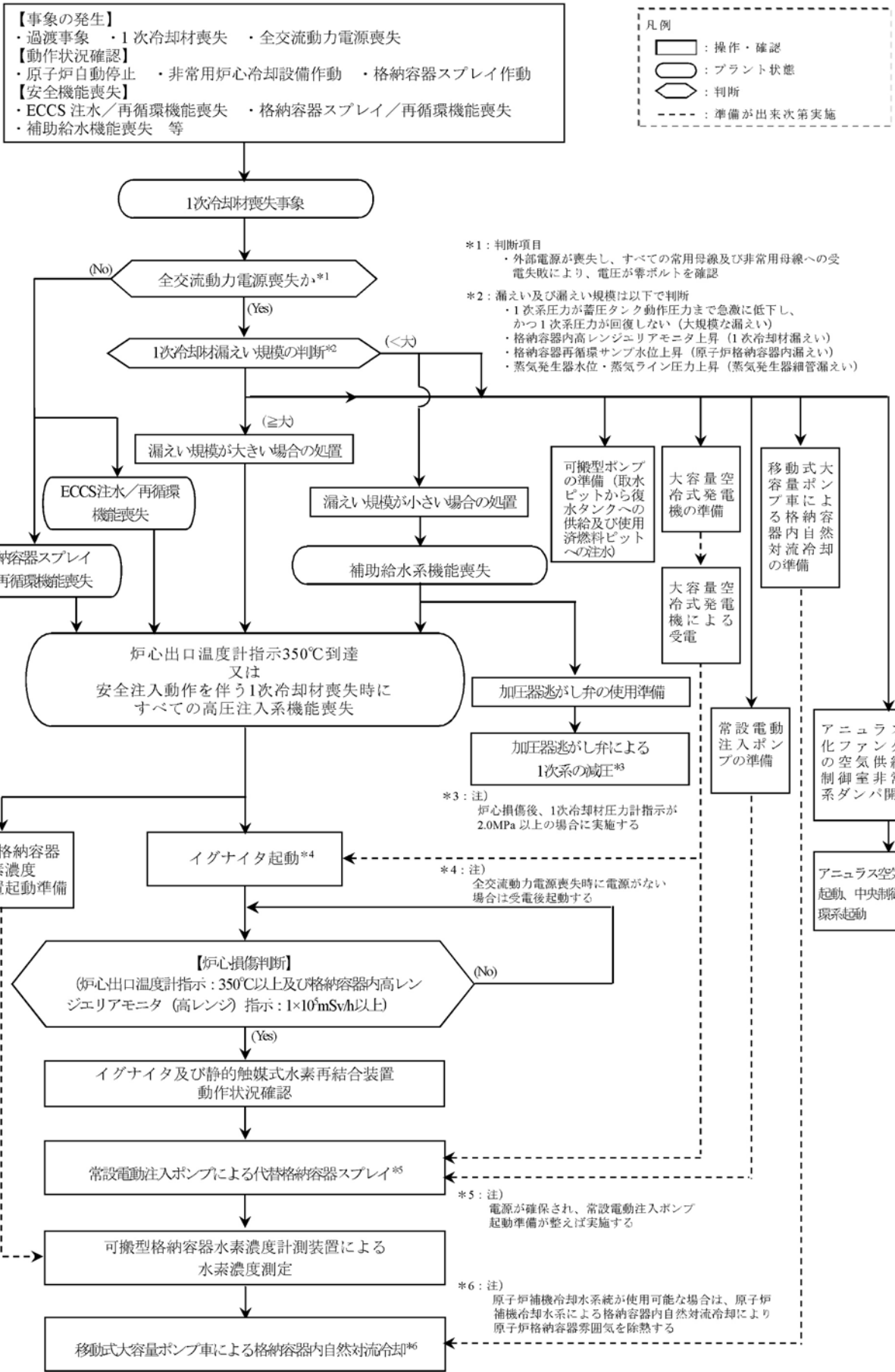
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員		手順の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	48		
	1号	2号																	
大容量空冷式発電機対応	6		●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油															事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される	
	[10]	+10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																
復水タンクへの供給	[5]	[5]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置															復水タンクへの供給は、復水タンクの水が枯渇する時間(約10時間)までに対応が可能である	
	[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油																
	[5]	[5]	●復水タンク補給用水中ポンプ、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、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油																
	[7]	[7]	●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・運転監視																
移動式大容量ポンプ車準備	[6]		●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)															移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却は、解析で仮定している時間(約24時間)までに対応可能である *1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する	
	[4]	[4]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置																
	[7]	[7]	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続																
	[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接続																
	[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																
	[4]		●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																
	[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 ¹⁾																
燃料取替用水タンク補給操作	運転員	[2]	[2]	●燃料取替用水タンク補給操作															
水素濃度監視	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	[4]	●ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続、可搬型ガスサンプリング冷却器冷却ポンプ停止																

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展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は含まれることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、電源確保対応者：4名(重大事故等対策要員(初動後)係修対応要員のうち4名が対応)
 ☒ 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ホケット線量計着用

第1.15-40図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)
 (大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)時の作業と所要時間(2/2)



第1.15-41図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)モードでの重大事故等対策の概略系統図



第1.15-42図 格納容器破損モードの対応手順の概要
 (雰囲気気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損))

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	10分	20	40	60	80	100	120	140	3	4	5	8	9			
		1	1																	
				事象発生 原子トリップ ▽プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断														約3.0時間 炉心溶融 約3.1時間 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧 約3.5時間 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ開始 約5時間 中央制御室非常用再循環系による徐々に低減開始		
号機ごと	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号機ごと 運転員担任指揮者																
号機間連絡	運転員	1	1	号機間連絡・運転員補助																
状況判断	運転員	-	-	●原子トリップ・タービントリップ確認 ●タービン動機給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室操作)	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 (遮断器操作) (現場操作) ●現地移動/不要直流電源原負荷リセット (現場操作)	10分	10分														大容量空冷式発電機からの給電を常設電動注入ポンプによる格納容器への注水開始 (3.5時間) まで開始できる *1 大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	運転員C,D	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)																
蒸気発生器2水側による炉心冷却	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準備 (現場操作)														大容量空冷式発電機から受電後、補助給水ポンプ起動不能にて1名待機し2名は他の作業へ移動する		
補助給水ポンプ回復操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員H	1	1	●現地移動/電動補助給水ポンプ起動操作・失敗原因調査 (現場操作) ●現地移動/タービン動機補助給水ポンプ起動操作・失敗原因調査 (現場操作)														回復は解析上考慮せず		
常設電動注入ポンプ 起動準備	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/常設電動注入ポンプ系統構成 (格納容器スプレイ) (現場操作)																
重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	運転員B	2	2	●現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスヒース取替え) (現場操作)														常設電動注入ポンプの注水準備を解析上、スプレイを期待している約3.5時間まで開始できる		
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員B	【1】	【1】	●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)																
充電池受電操作	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【2】	【2】	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口ダンパ閉鎖 (現場操作)														運転員による充電池室の受電操作は、事象発生約1時間後まで実施する		
加圧器逃がし弁開放準備	運転員B + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G	【3】	【3】	●現地移動/加圧器逃がし弁空気供給操作 (現場操作)																
液まき低減操作	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員C,D + 重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【2】	【2】	●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)																
重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【8】			●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ閉鎖 (現場操作)																
水素濃度監視	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F + 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) 保修対応要員	【1】	【1】	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系線構成 (現場操作)														可搬型格納容器水素計測装置運転操作は、炉心出口温度300℃到達にて開始する		
重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【4】			●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置準備・起動 (現場操作)																
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C,D + 重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【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)														起動は解析上考慮せず		
重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	3	3		●現地移動/B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)準備 (ディスタンスヒース取替え) (現場操作)																
アンユラス内水素濃度推定	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【2】	【2】	●現地移動/アンユラス水素濃度推定用可搬型線量計取付 (現場操作)																
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 ●イグナイタ起動 ●給排気筒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認 ●1次冷却ポンプファンシールド戻り確認等閉止 ●アンユラス空気浄化ファン起動 ●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 ●加圧器逃がし弁開放 ●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・運転 (中央制御室操作)														加圧器逃がし弁開放による1次系減圧が約3.1時間まで実施できる *2 起動は解析上考慮せず		
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	【1】	【1】	●可搬型計測器取付け (現場操作)																

・各操作・作業の必要手順はマニュアルで、実際の現場手順書と対応関係を確認した上で発行している（一部、特殊な機器については取扱説明書により発行）
 ・緊急対応要員は常駐しているため、全付録（通報等）を参照

汚染処理機 (タイプック・コム等)、全面マスク、ポケット検測計用
 全面マスク、ポケット検測計用
 汚染処理機用

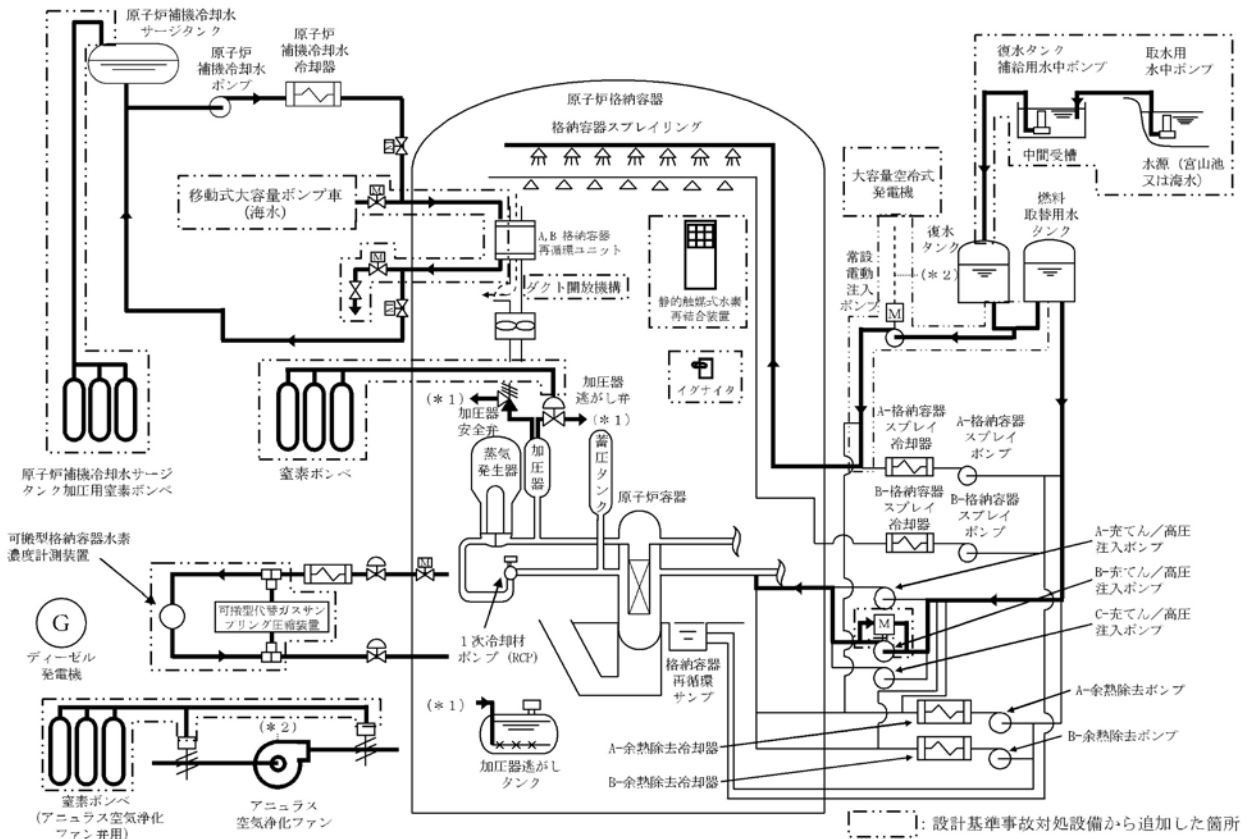
第1.15-43図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)(全交流動力電源喪失+補助給水失敗)時の作業と所要時間(1/2)

必要な要員と作業項目			経路時間(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																									
大容量空冷式発電機対応	6																										事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される
復水タンクへの供給	【10】+10																										
	[5]	[5]																									
	[1]	[1]																									
	[5]	[5]																									
使用済燃料ピットへの注水確保	[2]	[2]																									2.4日以内に実施
	[7]	[7]																									
移動式大容量ポンプ車準備	[6]	[6]																									移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却は、解析で仮定している時間(約24時間)までに対応可能である *1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する
	[4]	[4]																									
	[7]	[7]																									
	[2]	[2]																									
	[2]	[2]																									
	[4]	[4]																									
燃料取替用水タンク補給操作	[3]	[3]																									
	[2]	[2]																									
水素濃度監視	[1]	[1]																									移動式大容量ポンプ車による海水通水が可能と仮定すれば、ガスサンプリング冷却器の海水通水準備を開始する
	[4]	[4]																									

・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
 ・炉心損傷が起きた場合は、作業員は一時退避する
 ・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戻回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフレンジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
 ・上記対応の他、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)

☒汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用

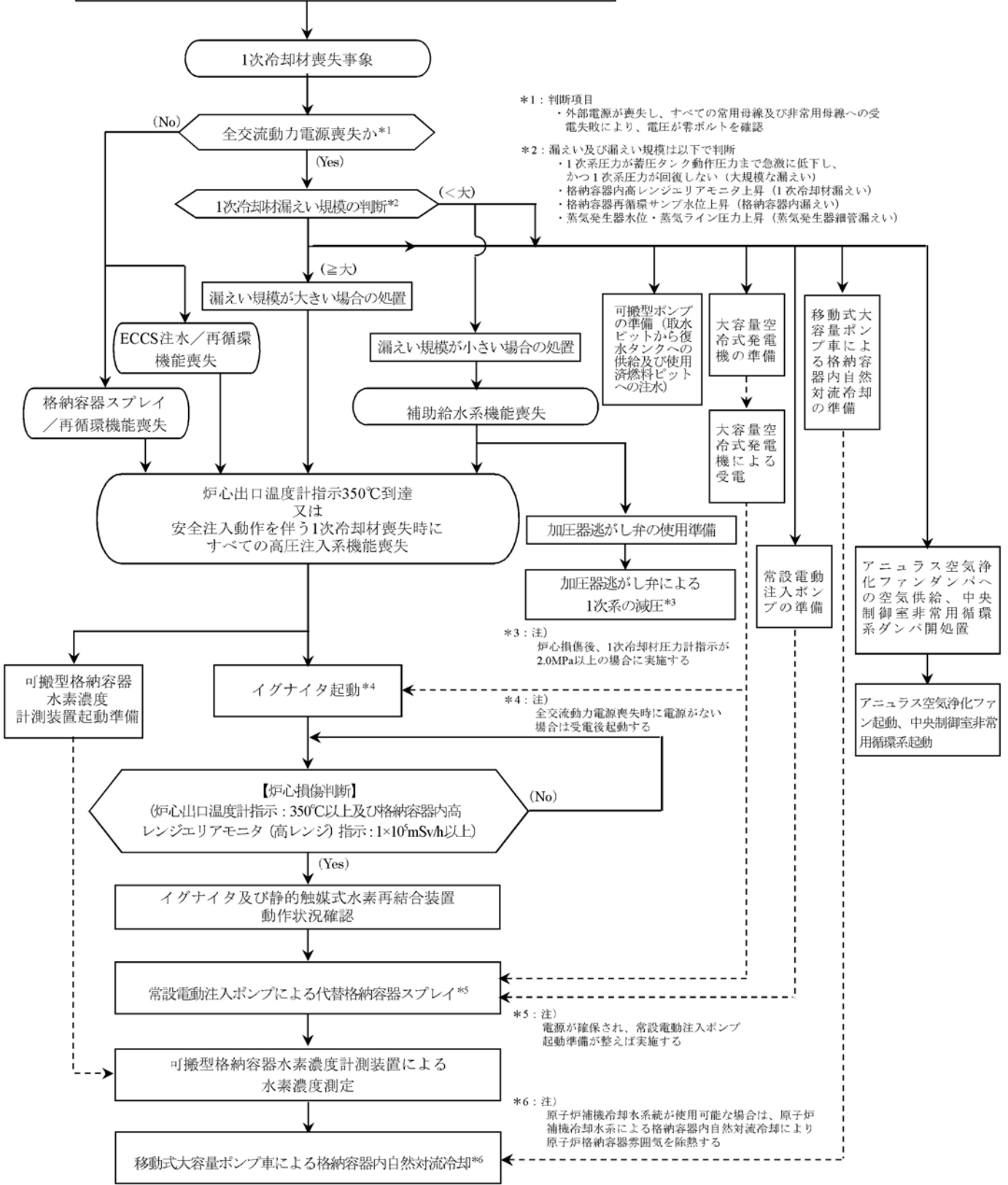
第1.15-43図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)(全交流動力電源喪失+補助給水失敗)時の作業と所要時間(2/2)



第1.15-44図 水素燃焼モードでの重大事故等対策の概略系統図

【事象の発生】
 ・ 過渡事象 ・ 1次冷却材喪失 ・ 全交流動力電源喪失
 【動作状況確認】
 ・ 原子炉自動停止 ・ 非常用炉心冷却設備作動 ・ 格納容器スプレイ作動
 【安全機能喪失】
 ・ ECCS注水/再循環機能喪失 ・ 格納容器スプレイ/再循環機能喪失
 ・ 補助給水機能喪失 等

凡例
 □ : 操作・確認
 ○ : プラント状態
 ◇ : 判断
 - - - : 準備が出来次第実施



第1.15-45図 格納容器破損モードの対応手順の概要 (水素燃焼)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)				備考			
				10	20	30	40	60	80	100	2	3	4	27	28						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】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 プラント 状況判断 約24分 炉心冷却	約35分 格納容器スプレイ再循環切替え	約1.3時間 原子炉容器破損	約4時間 以降原子炉 格納容器安定	約27時間 以降原子炉 格納容器安定*											*格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞し、自然対流冷却に切替えた場合。	
状況判断	運転員	1	1	●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確認 ●蓄圧注入系動作状況の確認 ●格納容器スプレイ動作状況確認 ●水冷却材漏えい確認 (中央制御室操作)	10分																
蒸気発生器2次側による炉心冷却	運転員B	1	1	●主蒸気速がし弁開放 (中央制御室操作)	1分															解析上は考慮せず	
高圧注入系回復操作	運転員A	1	1	●充てん/高圧注入ポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施															回復は解析上考慮せず	
	運転員E 運転員F	1	1	●現地移動/充てん/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施																
	運転員C	1	1	●現地移動/充てん/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	10分																
低圧注入系回復操作	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去ポンプ手動起動 (中央制御室操作)	適宜実施															回復は解析上考慮せず	
	運転員D	1	1	●現地移動/余熱除去ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施																
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/余熱除去ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)	5分																
水素濃度低減	運転員A	【1】	【1】	●イグナイタ起動 ●静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認 (中央制御室操作)	5分															起動は解析上考慮せず	
格納容器スプレイ再循環切替操作	運転員A	【1】	【1】	●格納容器スプレイ再循環切替操作 (中央制御室操作)	10分															・格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上確認後再循環切替えを実施 ・格納容器破損・圧力が低下することを確認	
燃料取扱用水タンク補給操作	運転員A	【1】	【1】	●燃料取扱用水タンク補給操作 (中央制御室操作)	適宜実施															補給中は燃料取扱用水タンク水位を適宜監視する 補給操作は解析上考慮せず	
	運転員F	1	1	●現地移動/燃料取扱用水タンク補給系統構成 (現場操作)	25分																
水素濃度監視	運転員G	1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成 (現場操作)	10分															設備運転後、サンプリングを実施し、水素濃度が徐々に低下していることを確認	
	運転員H	1	1	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 系統構成・起動 (現場操作)	80分																
	運転員A	【1】	【1】	●可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作)	35分																
	運転員I	4	4	●現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置 準備・起動 (現場操作)	75分																
アニュラス内水素濃度推定	運転員J	2	2	●現地移動/アニュラス水素濃度推定用可搬型 線量率計取付け (現場操作)	60分																
格納容器内自然対流冷却準備	運転員A	【1】	【1】	●原子炉補機冷却水系加圧操作準備 (中央制御室操作)	10分															*1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する	
	運転員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																
	運転員F	【2】	【2】	●現地移動/可搬型温度計測装置(格納容器再循環 ユニット入口温度/出口温度(SA)用) (現場操作)	60分																
格納容器内自然対流冷却	運転員A	【1】	【1】	●A、B格納容器再循環ユニットによる冷却操作*1 (中央制御室操作)	10分															格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合実施する	
	運転員C	【1】	【1】	●現地移動/A、B格納容器再循環ユニット冷却水漏り電源操作*1 (現場操作)	10分																

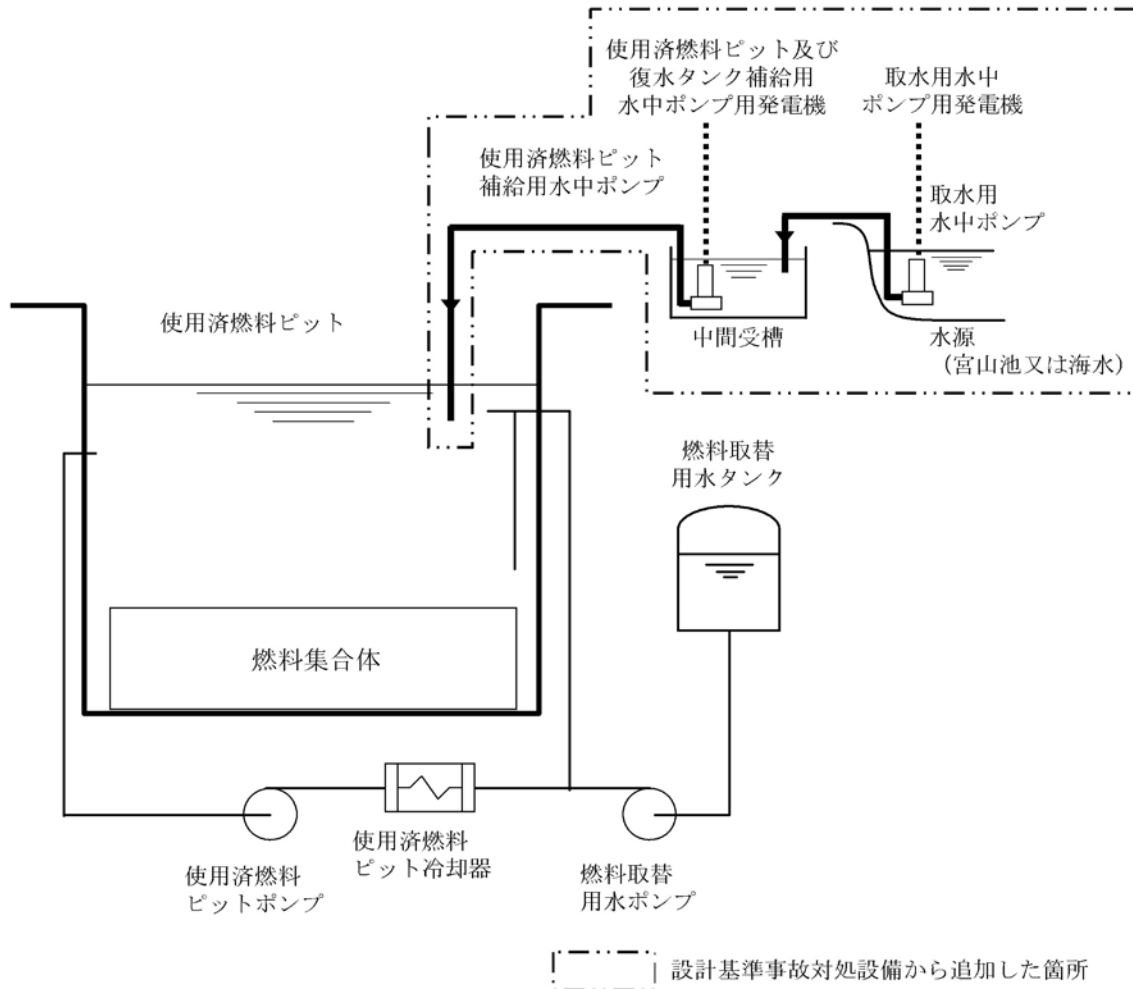
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している
(一部、未配備の検器については想定時間により算出)

・緊急時対応策本要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

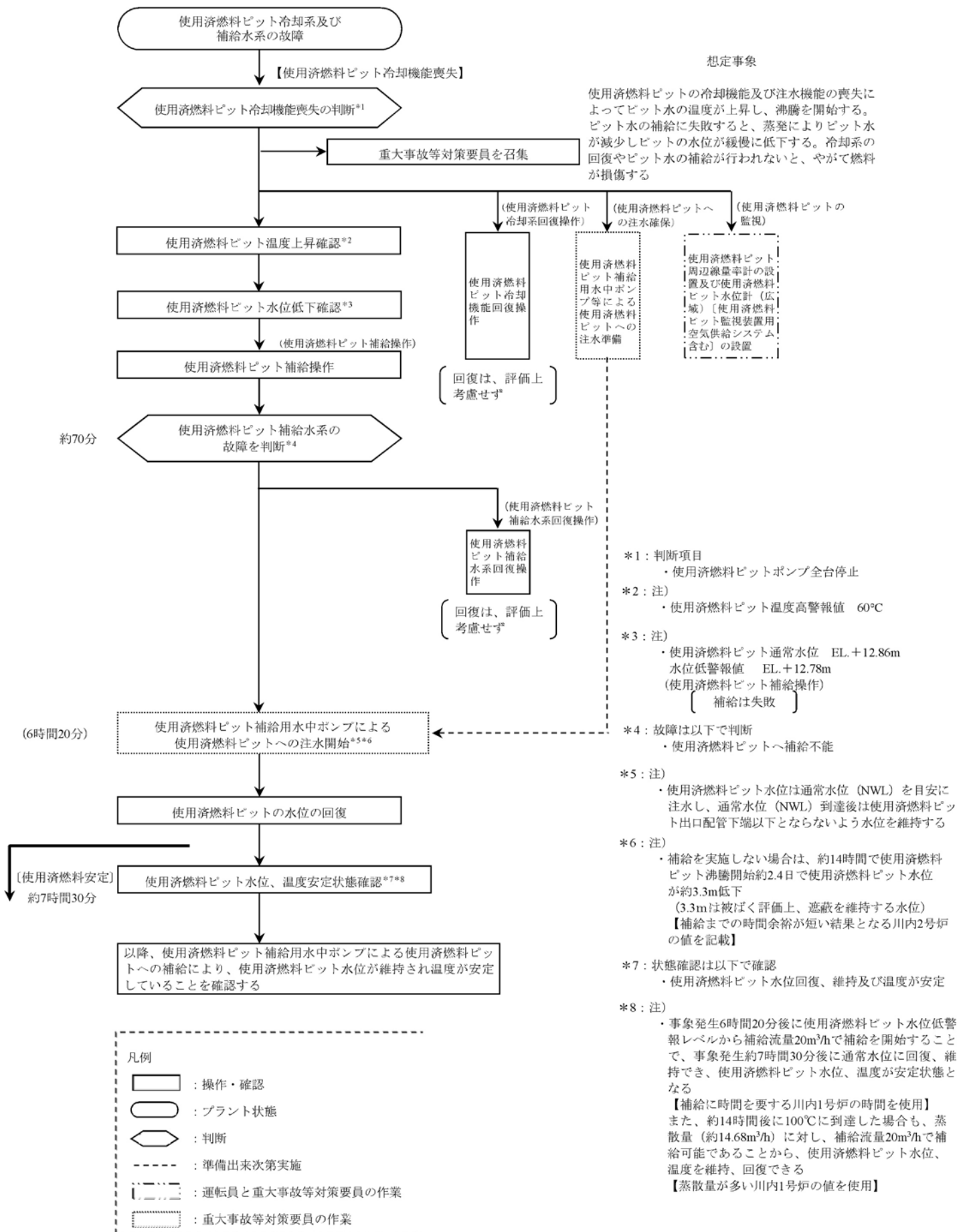
■ 全面マスク、ポケット線量計着用

■ 放射線防護具着用なし

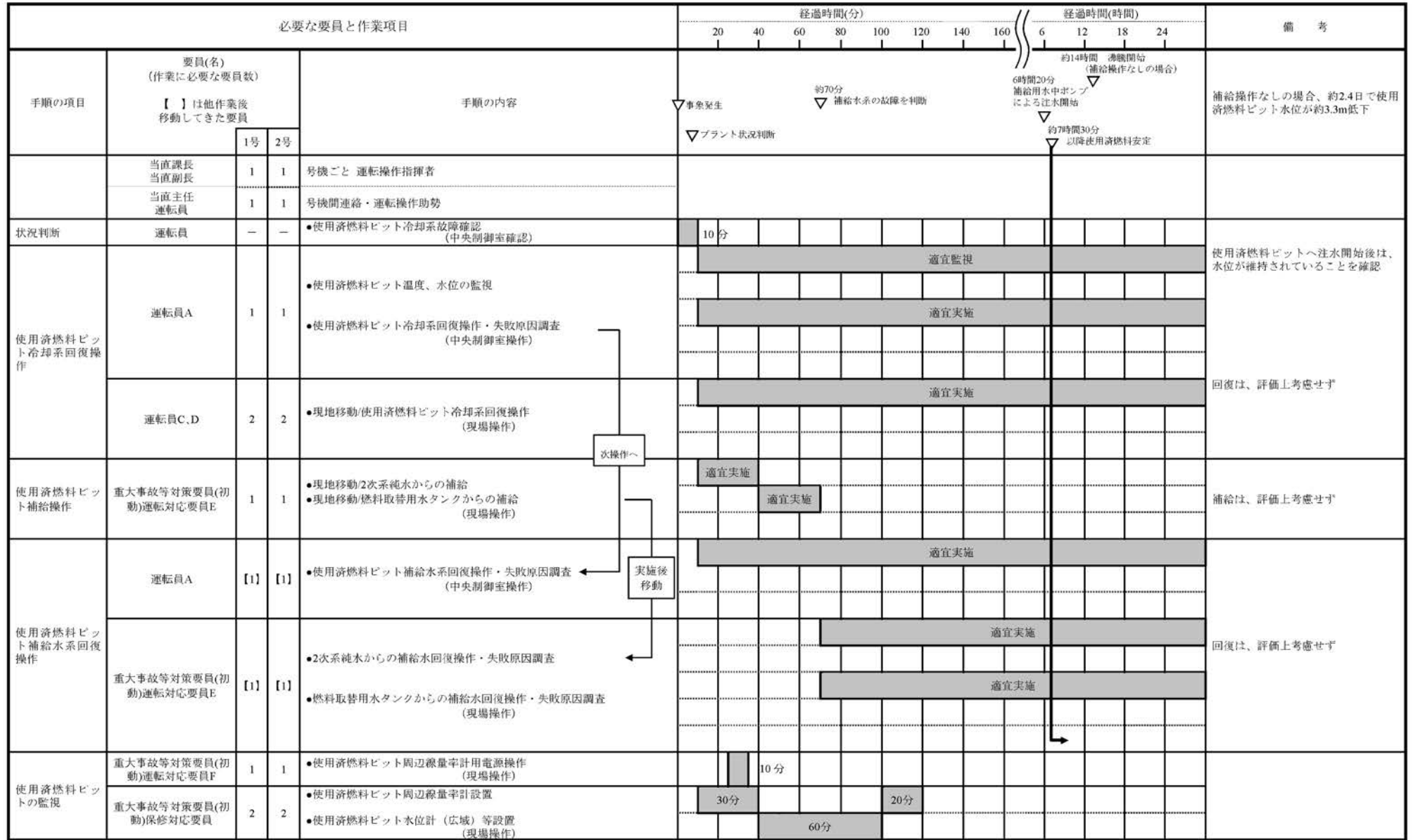
第1.15-46図 水素燃焼(大破断LOCA+ECCS注入失敗)における作業と所要時間



第1.15-47図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-48図 想定事故1「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の対応手順の概要 (想定事故1の事象進展)



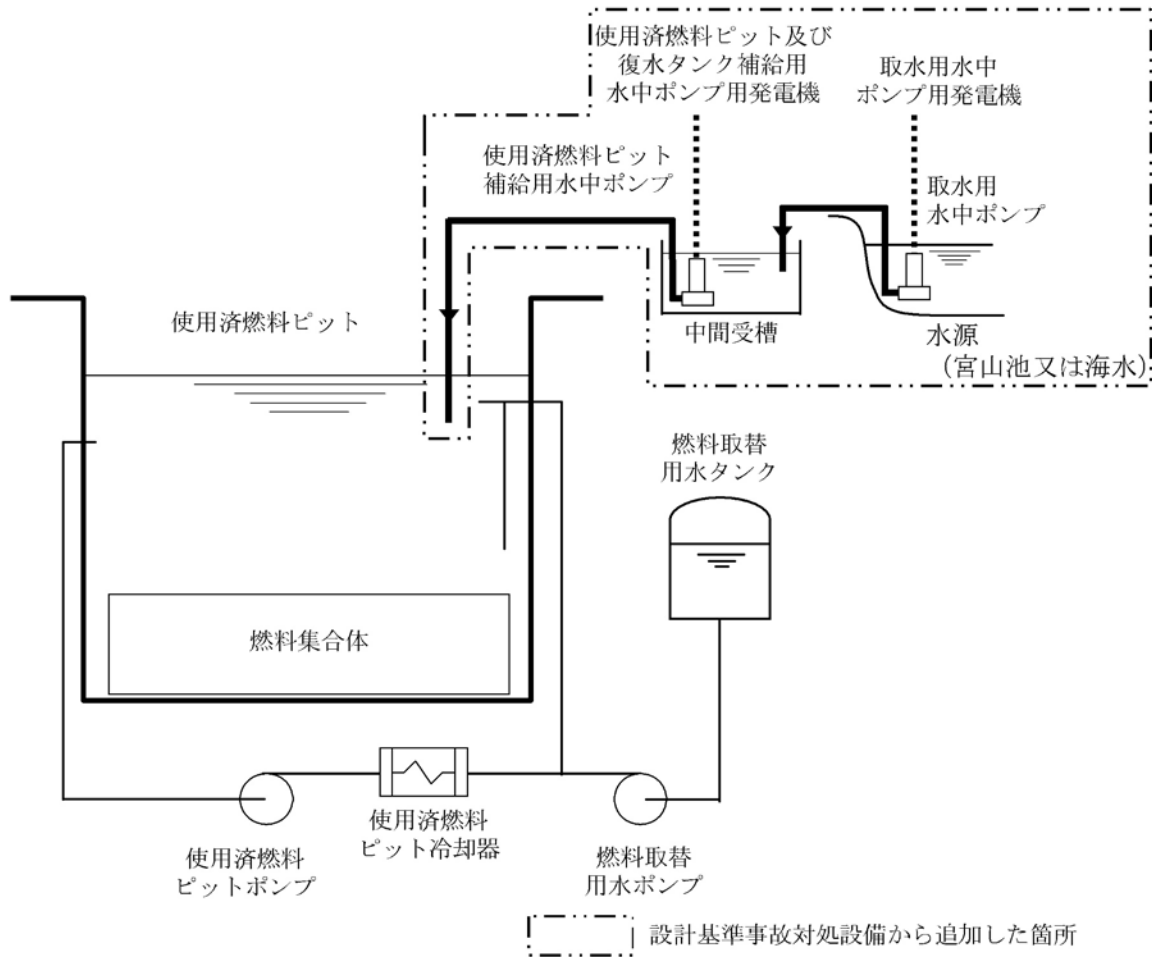
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-49図 想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)の作業と所要時間(1/2)

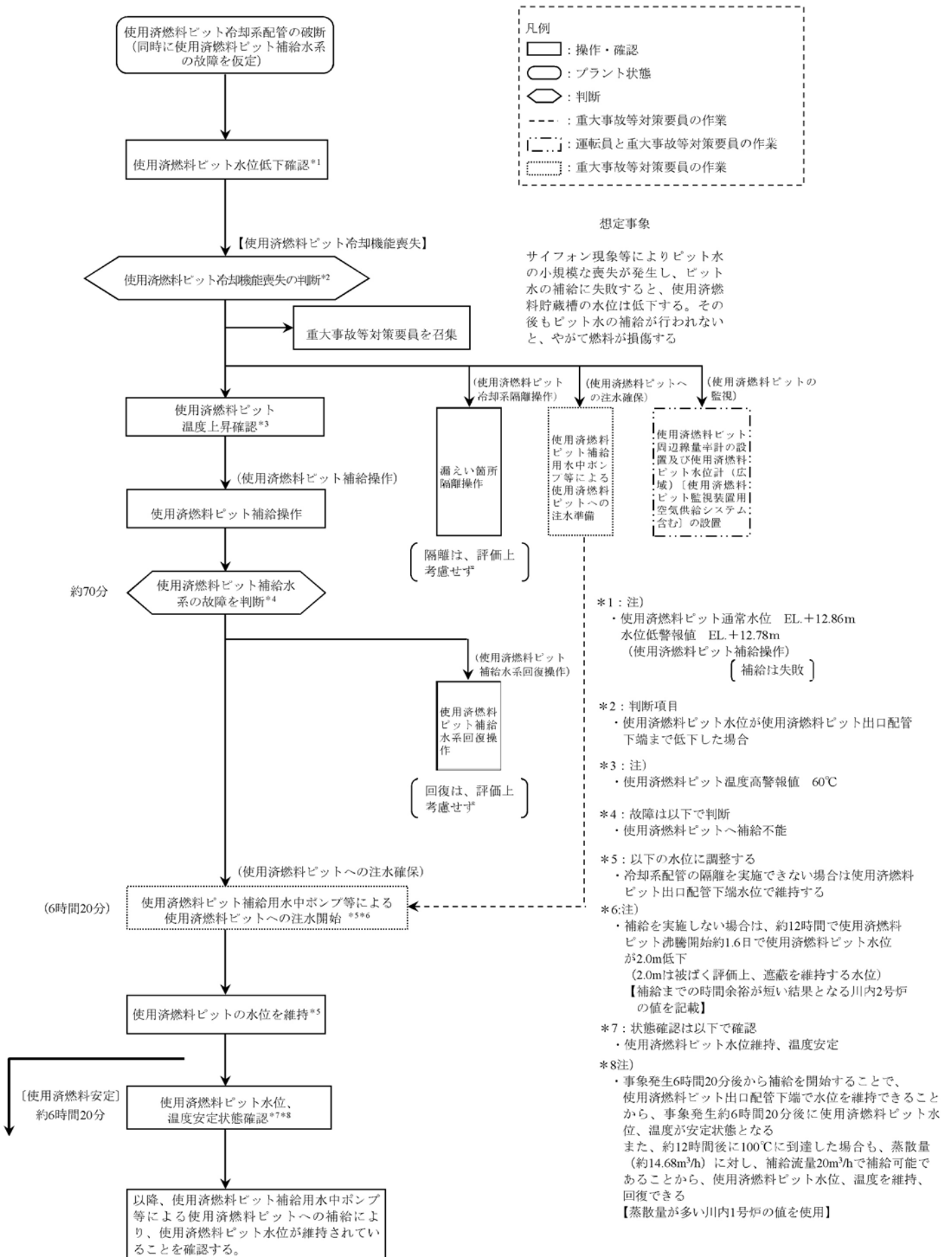
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考				
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	約14時間 沸騰開始 ▽ (補給操作なしの場合)												補給操作なしの場合、約2.4日で使用済燃料ピット水位が約3.3m低下				
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員 (初動)保修対応要員 8名 + 重大事故等対策要員 (初動後)保修対応要員 12名	8+12 ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間																アクセスルート復旧を考慮すると、1時間14分増加となるが、使用済燃料ピット水位が約3.3m低下する約2.4日までに対応可能である
		[5] [5] ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分 (水中ポンプ用発電機設置)																
		[1] [1] ●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	4時間 (ポンプ、ホース等設置)	20分 (中間受槽へ水張り)															
		[5] [5] ●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間 (中間受槽設置)	30分 (水中ポンプ用発電機設置)	2時間 (ポンプ、ホース等設置)														
		[1] [1] ●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油																	
		[2] [2] ●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油																	
使用済燃料ピットの監視																			

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第1.15-49図 想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-50図 想定事故2の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-51図 想定事故2「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の対応手順の概要 (想定事故2の事象進展)

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	20	40	60	80	100	120	140	160	6	12	18	24	
		手順の項目 〻 事象発生 〻 約70分 補給水系の故障を判断 〻 グラント状況判断 〻 約12時間 沸騰開始 (補給なしの場合) 6時間20分 補給用水中ポンプによる注水開始 〻 約6時間20分 以降使用済燃料安定	1号 2号		60 120 180 240	6 12 18 24	備考 補給操作なしの場合、約1.6日で使用済燃料ビット水位が約2.0m低下										
当直課長 当直副長	1	1	1	号機ごと 運転操作指揮者													
当直主任 運転員	1	1	1	号機間連絡・運転操作助勢													
運転員	-	-	-	●使用済燃料ビット水位低下確認 (中央制御室確認)	10分												
使用済燃料ビット冷却系統隔離操作	運転員 A	1	1	●使用済燃料ビット温度、水位の監視 (中央制御室監視)													使用済燃料ビットへ注水開始後は、水位が維持されていることを確認
	運転員 C、D	2	2	●使用済燃料ビット冷却系統の隔離 (現場操作)													隔離は評価上考慮せず
使用済燃料ビット補給操作	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E	1	1	●現地移動／燃料取替用水タンクからの補給 ●現地移動／燃料取替用水補助タンクからの補給 (現場操作)													補給は評価上考慮せず
使用済燃料ビット補給水系回復操作	運転員 A	【1】	【1】	●使用済燃料ビット補給水系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)													回復は評価上考慮せず
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E	【1】	【1】	●燃料取替用水タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査 ●燃料取替用水補助タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査 (現場操作)													
使用済燃料ビットの監視	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 F	1	1	●使用済燃料ビット周辺線量率計用電源操作 (現場操作)													
	重大事故等対策要員 (初動) 保修対応要員	2	2	●使用済燃料ビット周辺線量率計設置 ●使用済燃料ビット水位計 (広域) 等設置 (現場操作)		30分				20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

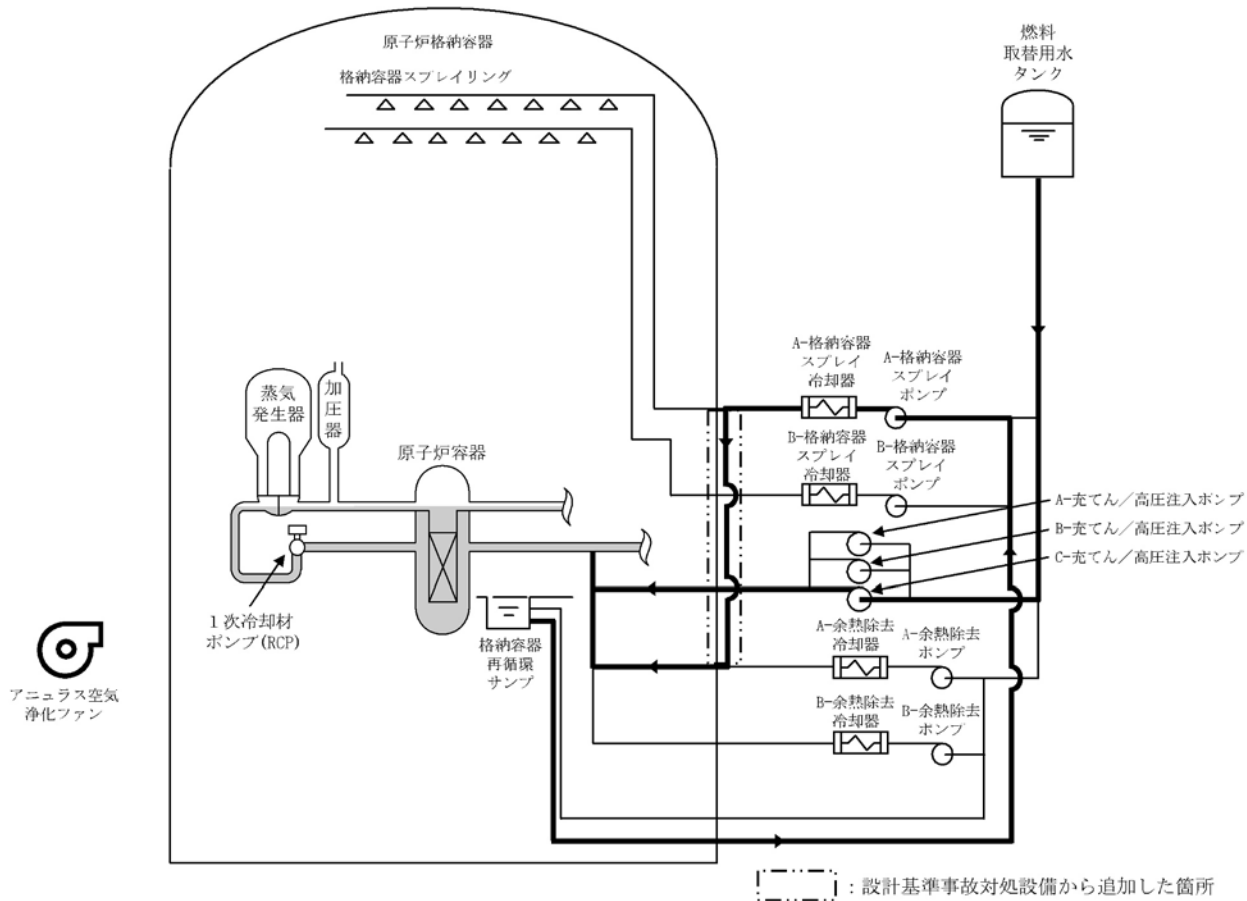
第1.15-52図 想定事故2(使用済燃料ビット冷却系配管の破断)における作業と所要時間(1/2)

1.15-1054

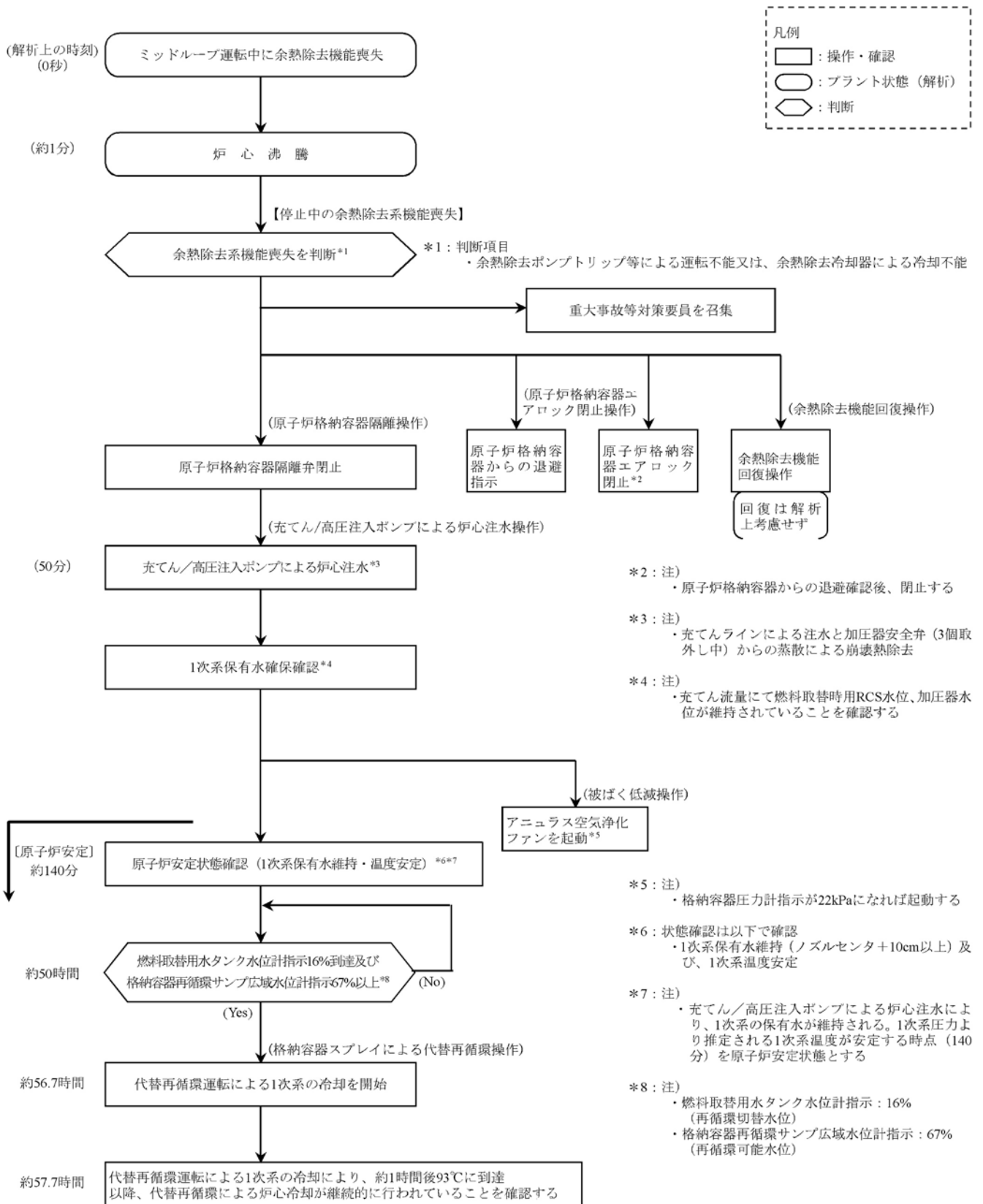
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考			
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24		26		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	▽約12時間 沸騰開始 (補給操作なしの場合)												補給操作なしの場合、約1.6日で使用済燃料ピット水位が約2.0m低下			
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員(初動)保守対応要員8名 + 重大事故等対策要員(初動後)保守対応要員12名	8+12 ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間															事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される アクセスルート復旧を考慮すると、1時間14分増加となるが、使用済燃料ピット水位が約2.0m低下する約1.6日までに対応可能である
		[5] [5] ●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分 (水中ポンプ用発電機設置)	4時間 (ポンプ、ホース等設置)														
		[1] [1] ●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	20分 (中間受槽へ水張り)	起動、監視、給油	約6.6時間ごとに給油													
		[5] [5] ●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間 (中間受槽設置)	30分 (水中ポンプ用発電機設置)	2時間 (ポンプ、ホース等設置)													
		[1] [1] ●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油	⇒SFPへの注水可能 (6時間20分)	起動、監視、給油	約6.6時間ごとに給油													
		[2] [2] ●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油	80分	起動、監視、給油	約6.6時間ごとに給油													

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第1.15-52図 想定事故2(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)における作業と所要時間(2/2)



第1.15-53図 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)時の重大事故等対策の概略系統図

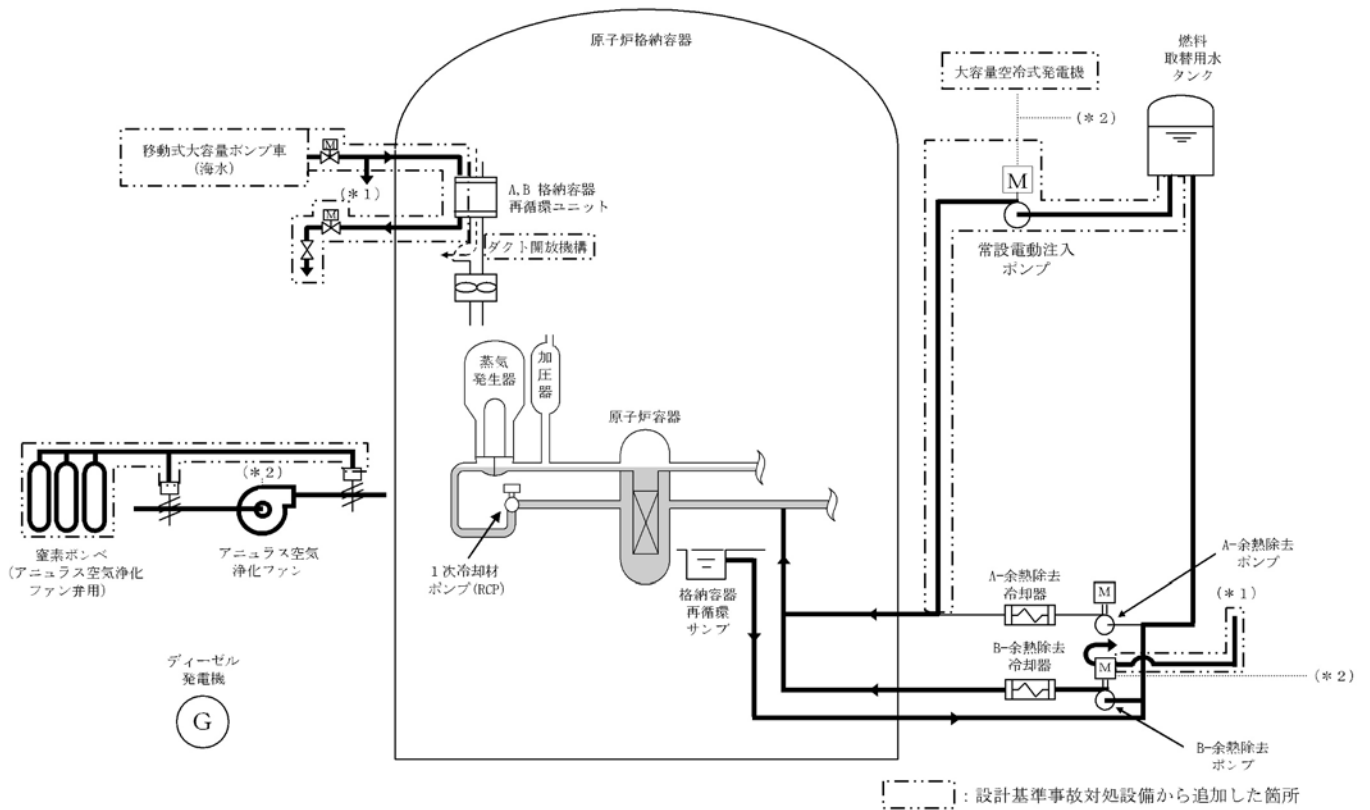


第1.15-54図 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

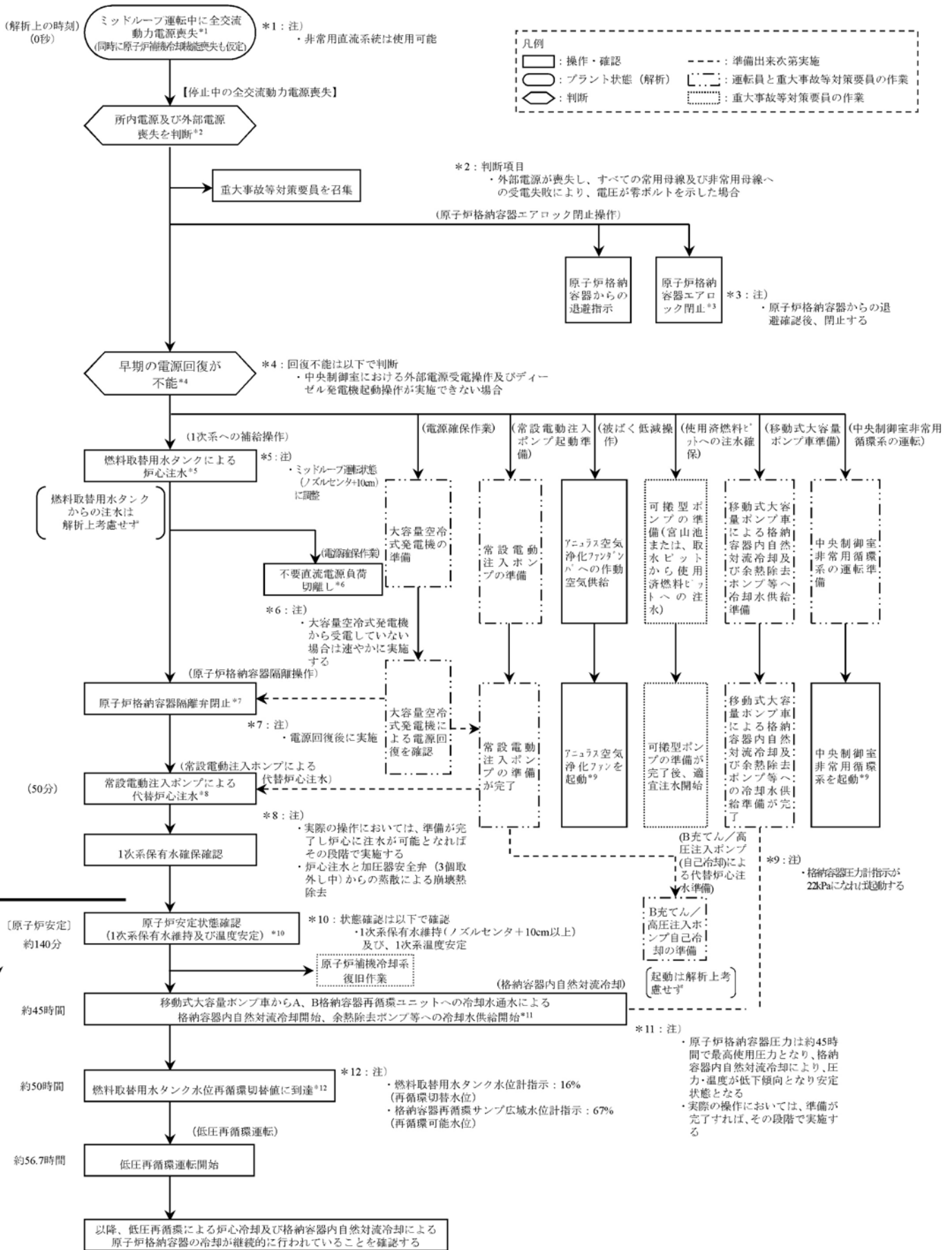
必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)			備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	10	20	30	40	50	60	100	120	140	160	40	50	60					
		【 】は他作業後移動してきた要員			事象発生 50分経過までに充てん/高圧注入ポンプによる炉心への注水 約140分以降炉心安定 △アラート状況判断																
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者	原子炉格納容器からの退避指示																エバネーションアーム又はベント装置により退避を指示
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・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閉止操作 (中央制御室操作)	5分																
原子炉格納容器エアロック閉止操作	運転員D + 重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	2	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示及び退避確認、原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)	30分																原子炉格納容器からの退避確認後、閉止する
充てん/高圧注入ポンプによる炉心注入操作	運転員A	[1]	[1]	●充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)	適宜実施																1次系の水位を一定範囲に保持
余熱除去機能回復操作	運転員C	1	1	●現地移動/余熱除去系統回復操作 (現場操作)	適宜実施																回復は解析上考慮せず*
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員F	1	1	●現地移動/余熱除去系統回復操作 (現場操作)	適宜実施																
格納容器スプレイによる代替再循環操作	運転員C	[1]	[1]	●現地移動/代替再循環ライン電動弁電源投入 (現場操作)	10分																燃料取替用水タンク水位計指示16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示67%以上にて実施
	運転員A	[1]	[1]	●格納容器スプレイによる代替再循環操作 (中央制御室操作)	15分																
被ばく低減操作	運転員A	[1]	[1]	●アニュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作)	適宜実施																格納容器圧力計指示が22kPaになれば起動する

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

第1.15-55図 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)時(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)の作業と所要時間



第1.15-56図 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-57図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

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	1号 2号		手順の内容	経過時間(分)															備考
		1号	2号		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140	150	
					事象発生															
					▽ 炉状況判断 全交流動力電源喪失判断															
					▽ 50分 常設電動注入ポンプにて代替炉心注水開始															
					約140分 以降原子炉安定															
					▽ 原子炉格納容器からの退避指示															
					エボリューションアーム又はベージング装置により退避を指示															
状況判断	運転員	-	-	●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室確認)	10分															
原子炉格納容器エアロック閉止操作	運転員C、D	2	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示及び退避確認、 原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)		30分														
原子炉格納容器隔離操作	運転員A	[1]	[1]	●原子炉格納容器隔離弁閉止操作 (中央制御室操作)						5分										
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(遮断器操作) (現場操作) ●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) 保修対応要員	1	1	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)																
1次系への補給操作	重大事故等対策要員(初動) 運転員対応要員H	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンクによる炉心注水 (現場操作)																
常設電動注入ポンプ起動準備	重大事故等対策要員(初動) 運転員対応要員E、F、G	3	3	●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)																
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	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)																
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	運転員B	[1]	[1]	●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)																
被ばく低減操作	運転員C、D	[2]	[2]	●現地移動/アニュラス空気浄化ファンダンパ 空気供給操作 (現場操作)																
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[8]		●現地移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (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) 運転員対応要員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)																
	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	3	3	●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)																
充電器整流受電操作	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[2]	[2]	●現地移動/蓄電池室給排気ファン出入口 ダンパ開処置 (現場操作)																
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 ●アニュラス空気浄化ファン起動*2 ●中央制御室非常用循環系起動*2 ●B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)系統構成*3 (中央制御室操作)	15分															
可搬型計測器取付け	重大事故等対策要員(初動) 保修対応要員	[1]	[1]	●可搬型計測器取付け																

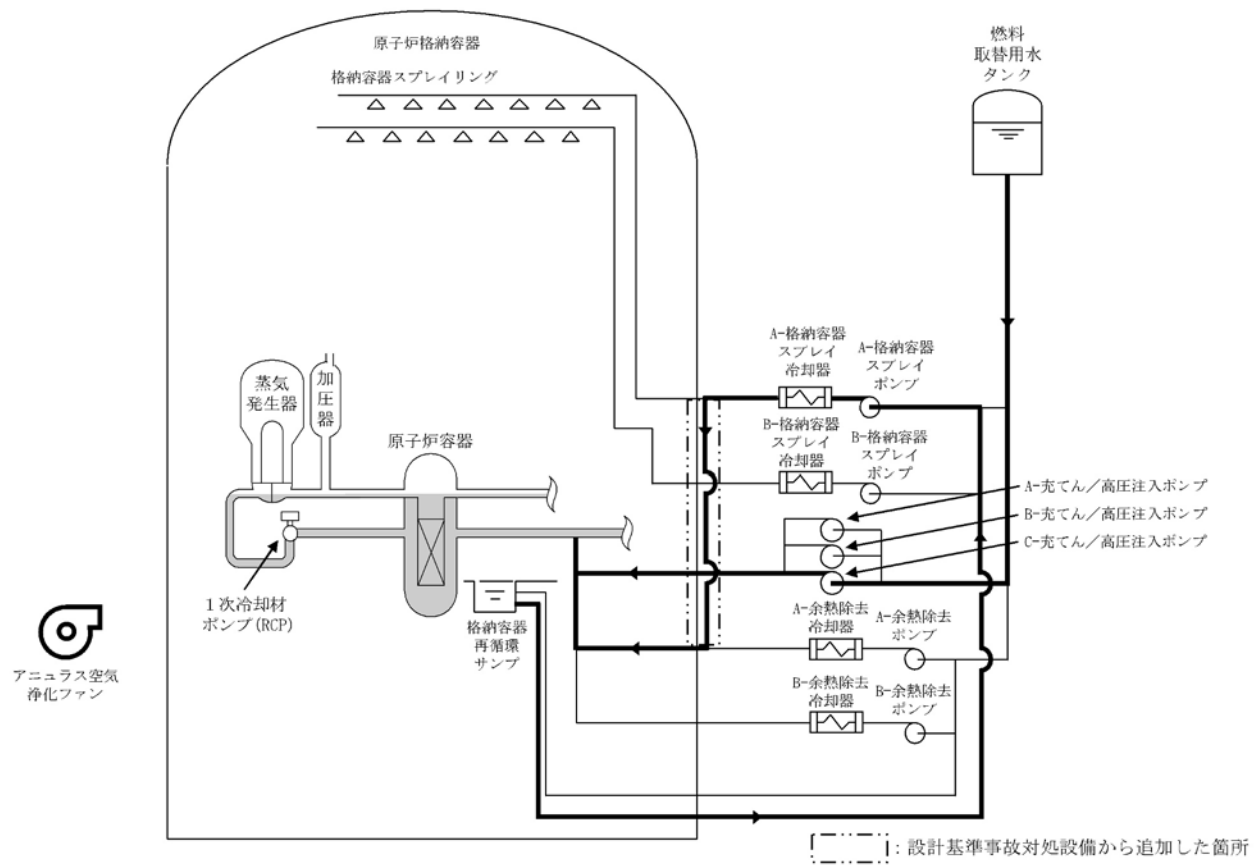
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-58図 全交流動力電源喪失時(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)の作業と所要時間(1/2)

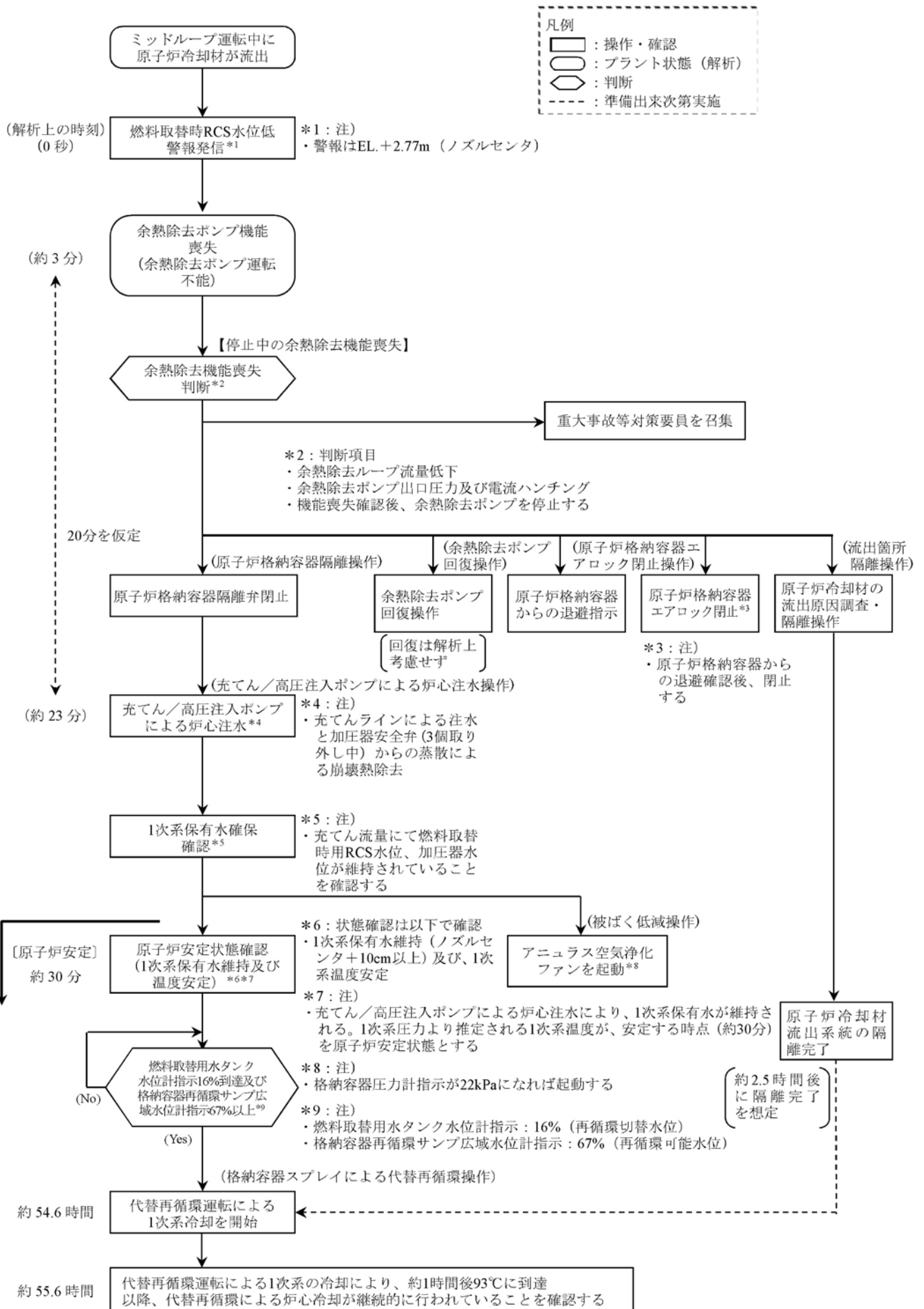
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容													24時間 格納容器内自然対流冷却開始
大容量空冷式発電機対応	6	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油	115分	(ホース連搬・設置) 給油 → 約8時間ごとに給油											事象発生後2時間14分でアクセスルートを復旧される
使用済燃料ピットへの注水確保	[10] +10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の連搬	1時間												2.4日以内実施 (最短時間で配備した場合の作業時間、要員を記載)
	[5] [5]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分	(水中ポンプ用発電機設置) 4時間 (ポンプ、ホース等設置)											
	[11] [1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への給油	20分	(中間受槽へ水張り) 起動、監視、給油 → 約6.6時間ごとに給油											
	[5] [5]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機 中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間	(中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 2時間 (ポンプ、ホース等設置)											
	[2] [2]	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用 発電機への給油	2時間	⇒SFPへの注水可能 (7時間10分) 起動、監視、給油 → 約6.6時間ごとに給油											
	移動式大容量ポンプ車準備	[6]	●移動式大容量ポンプ車の設置 (水中ポンプの設置含む)	2時間											
[4] [4]		●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の連搬、設置	3時間												
[7] [7]		●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続	8時間												
[2] [2]		●海水系統 ～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続	1時間												
[2] [2]		●可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度 (SA) 用) 取付け	1時間												
[4]		●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油	⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能 (20時間00分) 起動、監視、給油 → 約3.1時間ごとに給油												
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 ^{*1} (現場操作)	50分	80分	30分	10分								
低圧再循環運転	[1] [1]	●低圧再循環運転確認 (中央制御室)													燃料取替用水タンク水位が再循環切替値に到達後実施
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

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
 ・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、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
 ・上記対応の他、電源確保対応者：4名（重大事故等対策要員（初動後） 係修対応要員のうち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1.15-58図 全交流動力電源喪失時(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-59図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図

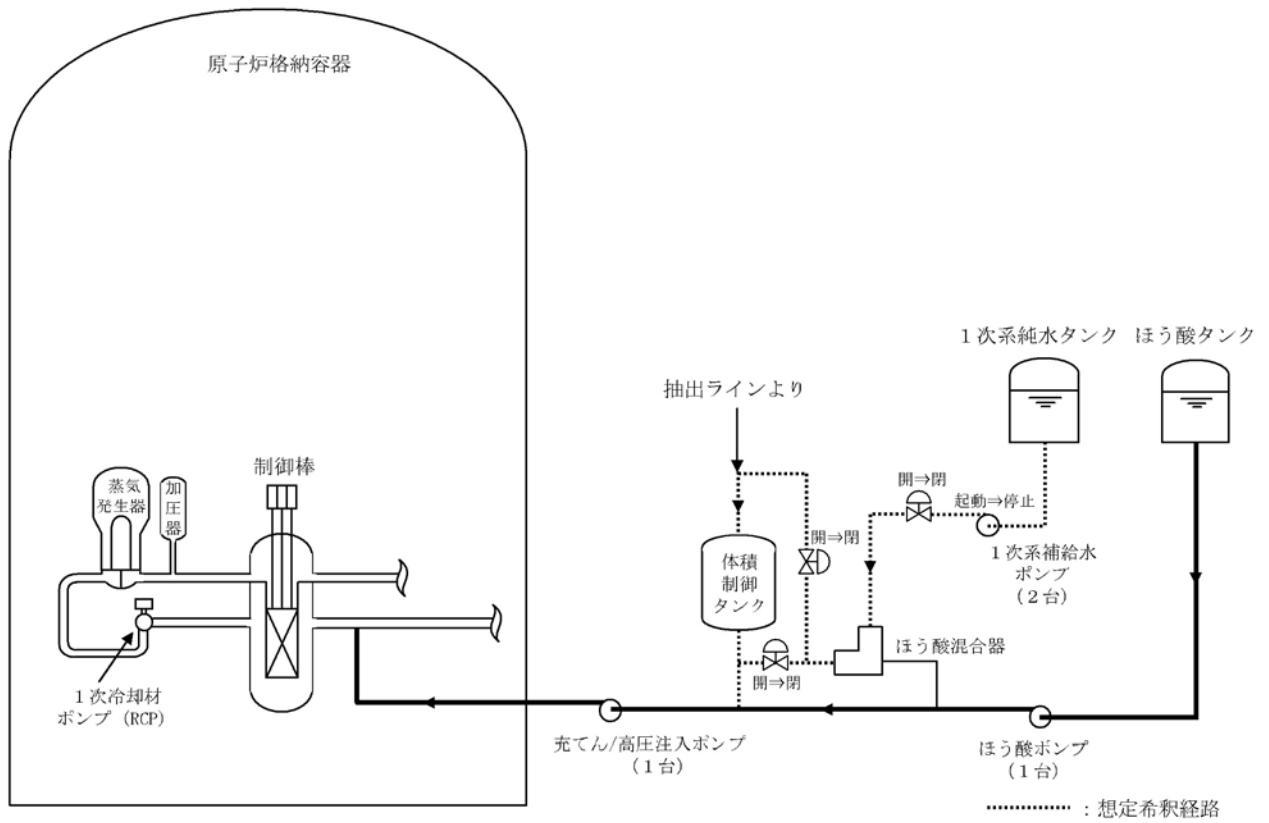


第 1.15-60 図 事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)

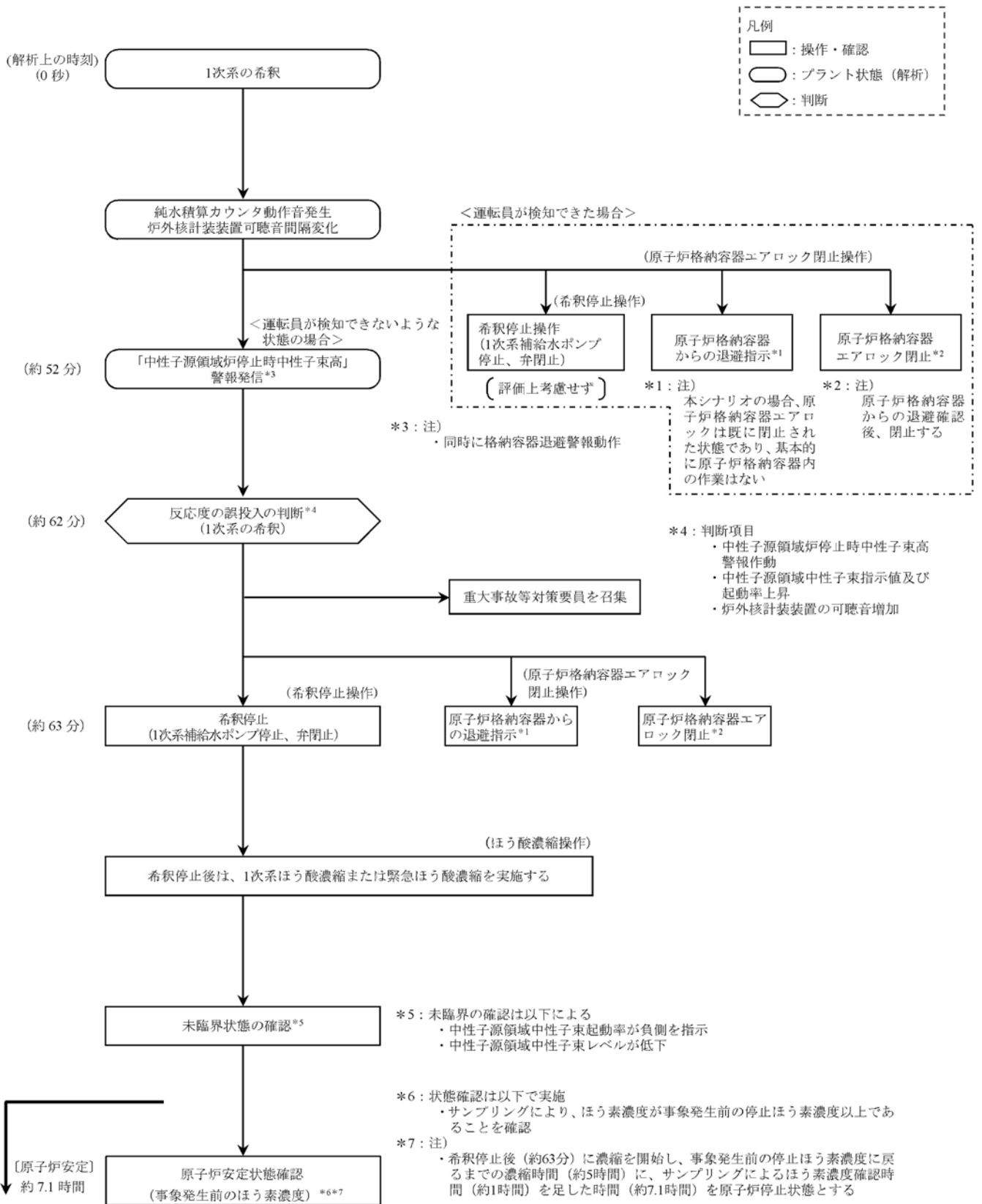
必要な要員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)						備考		
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	30	40	50	60						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	1号	2号	手順の内容	事象発生 ▼約3分 余熱除去ポンプ機能喪失 プラント状況判断 ▼約23分 充てん/高圧注入ポンプによる炉心への注水 ▼約30分 以降原子炉安定 原子炉格納容器からの退避指示																	
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者																	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

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

第1.15-61図 原子炉冷却材の流出時(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)の作業と所要時間



第1.15-62図 反応度の誤投入時の重大事故等対策の概略系統図

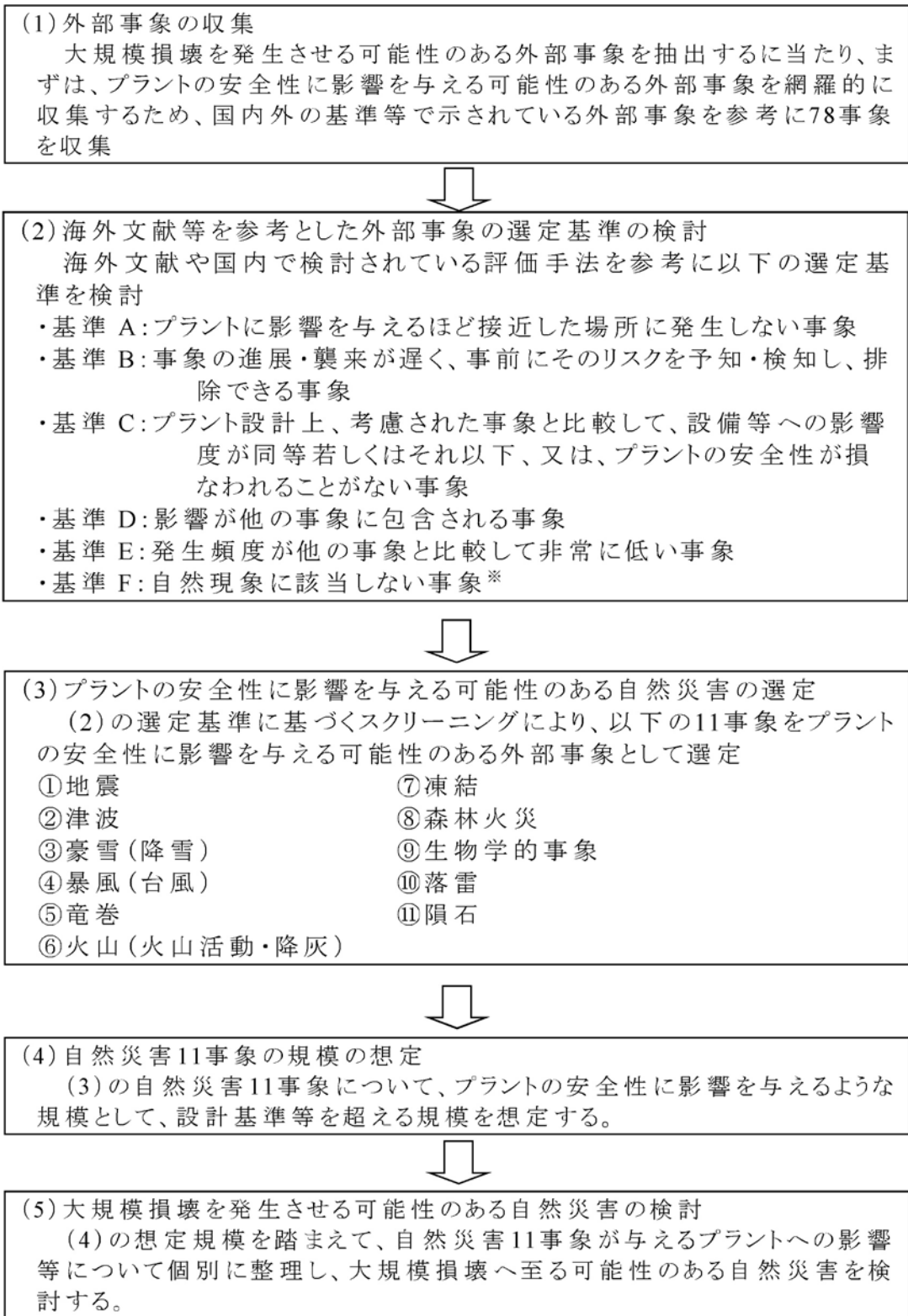


第1.15-63図 事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)			経過時間(時間)				備考	
				30	60	90	3	4	5	6		7
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								
	当直課長 当直副長	1	1	号機ごと 運転操作指揮者								
	当直主任 運転員	1	1	号機間連絡・運転操作助勢								エバ ¹ キョーシヨンアテム又はベ ¹ ジツク ¹ により退避を指示
状況判断	運転員	-	-	●中性子源領域指示値確認 (中央制御室確認)								
原子炉格納容器エアロック閉止操作	運転員 C,D	2	2	●現地移動/原子炉格納容器からの退避指示および退避確認、原子炉格納容器エアロック閉止操作 (現場操作)								原子炉格納容器からの退避確認後、閉止する
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)								評価上考慮せず
ほう酸濃縮操作	運転員 A	【1】	【1】	●ほう酸濃縮操作 (中央制御室操作)	適宜実施							サンプリング結果確認
未臨界状態の確認	運転員 A	【1】	【1】	●未臨界の確認 (中央制御室確認)								1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1.15-64図 反応度の誤投入時(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)の作業と所要時間

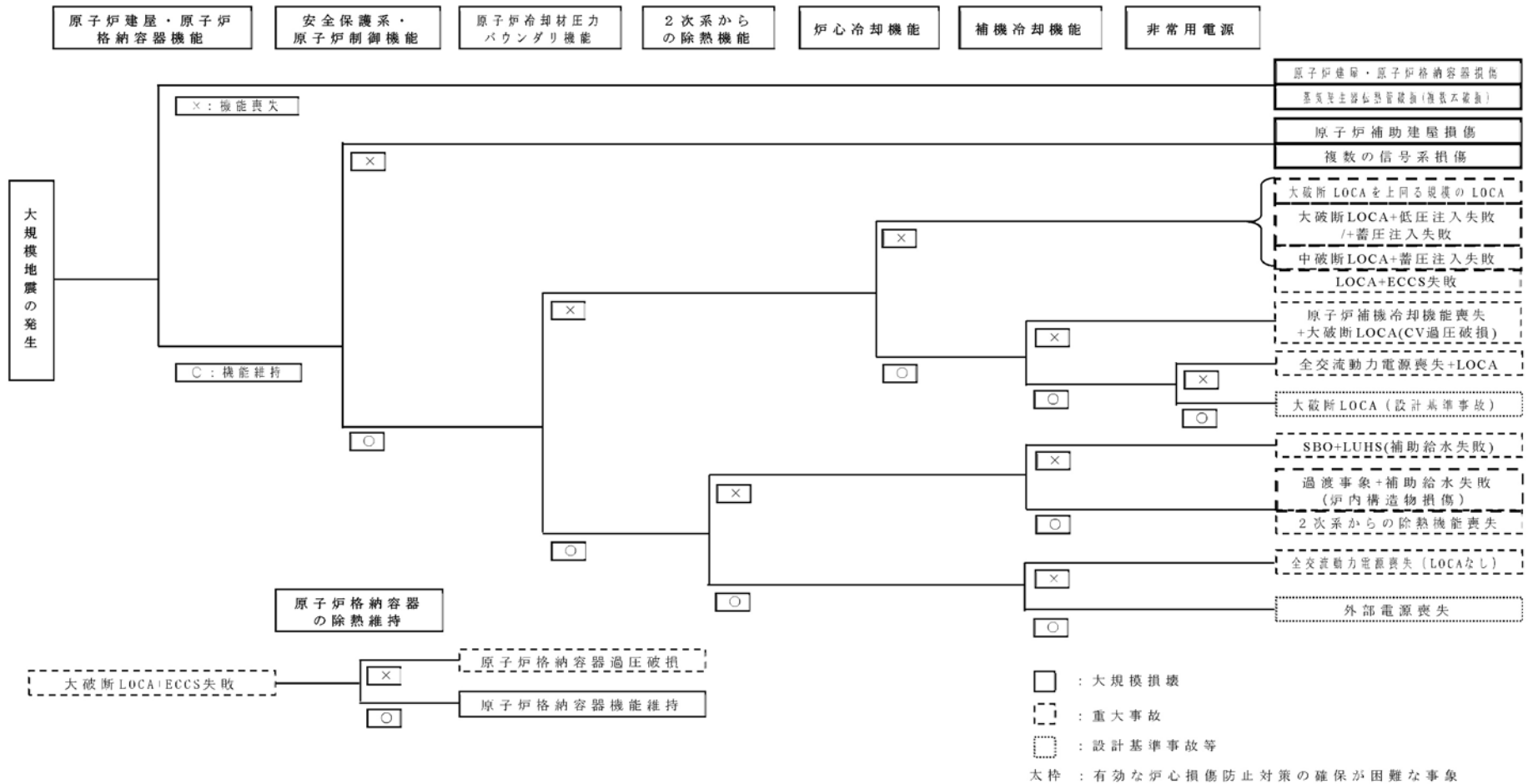


※ 23事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に含まれる又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

第1.15-65図 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要

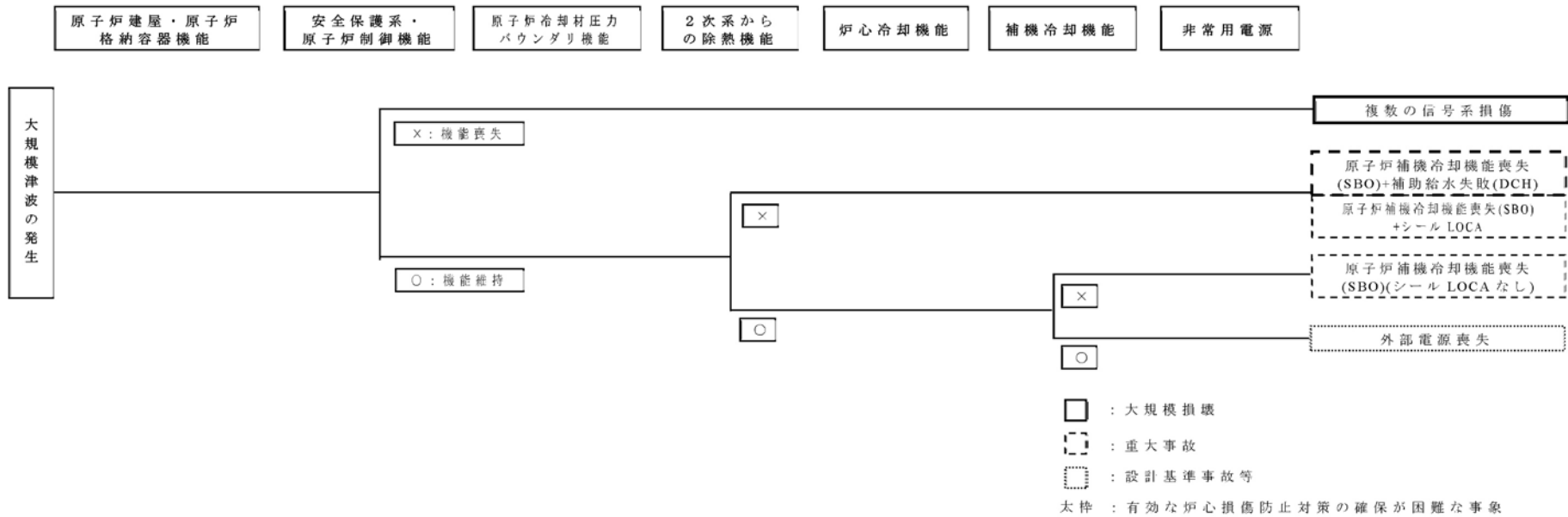
地震

1.15-1069



第1.15-66図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況(1/7)

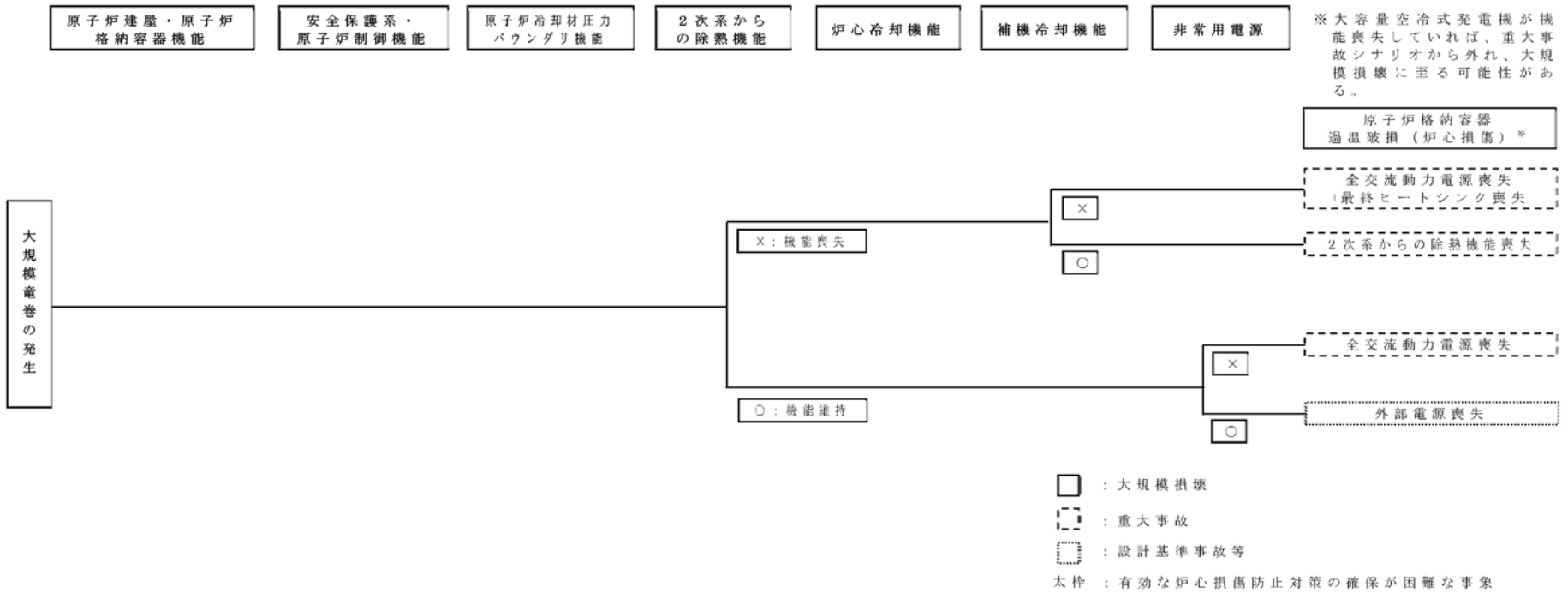
津 波



1.15-1070

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じるプラントの状況(2/7)

竜巻



1.15-1071

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況 (3/7)

豪雪(降雪)

原子炉建屋・原子炉格納容器機能

安全保護系・原子炉制御機能

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

2次系からの除熱機能

炉心冷却機能

補機冷却機能

非常用電源

豪雪(降雪)の発生

外部電源喪失

火山(降灰)

原子炉建屋・原子炉格納容器機能

安全保護系・原子炉制御機能

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

2次系からの除熱機能

炉心冷却機能

補機冷却機能

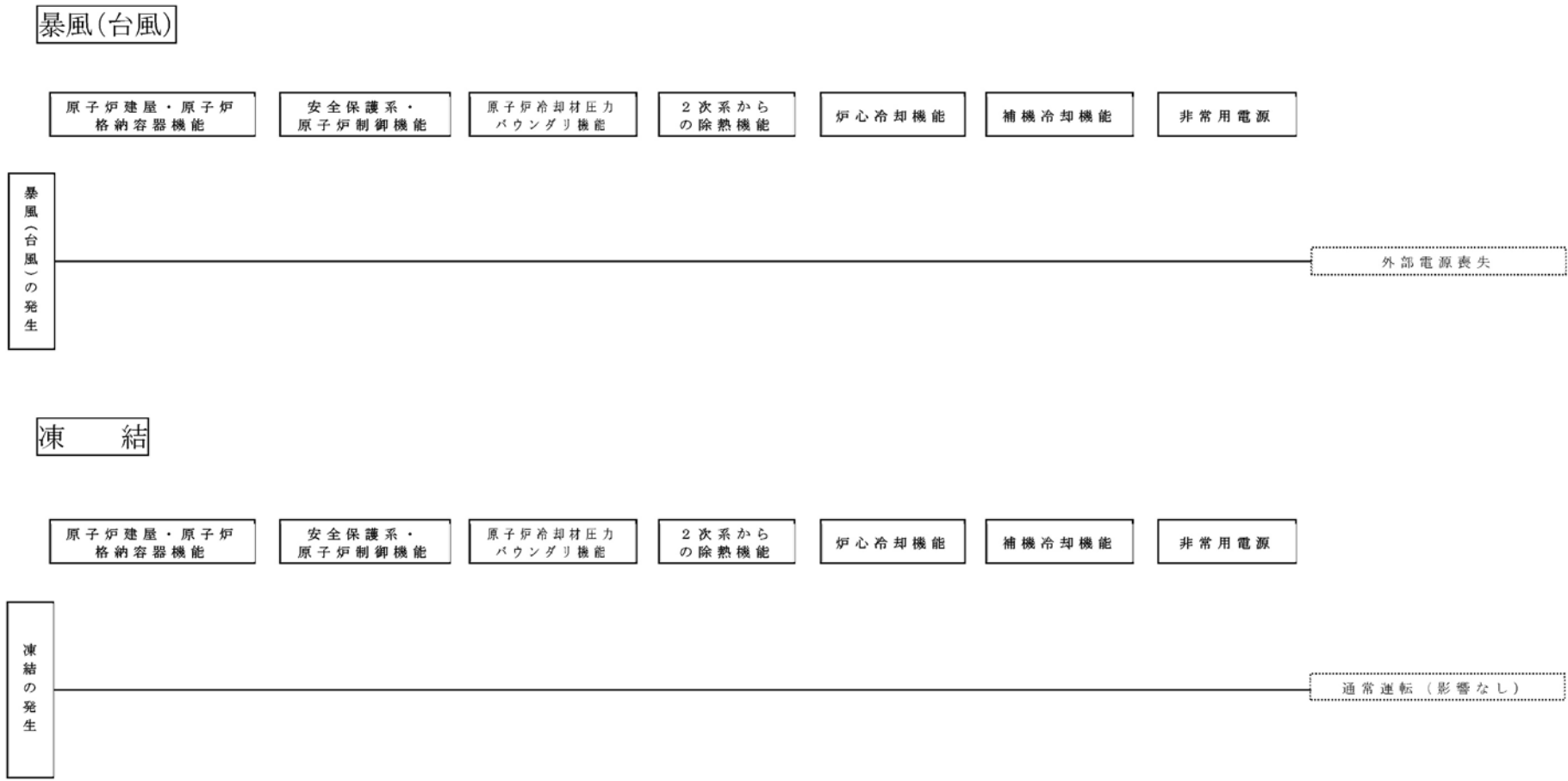
非常用電源

火山(降灰)の発生

外部電源喪失

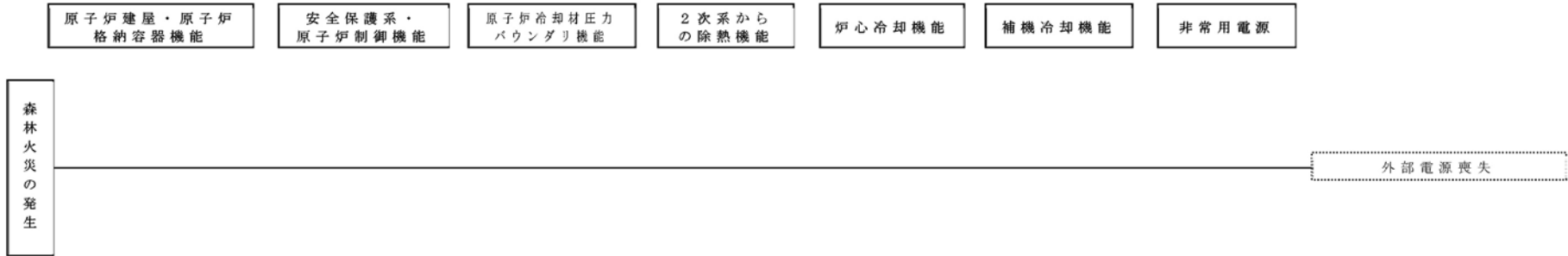
1.15-1072

第1.15-66図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況(4/7)

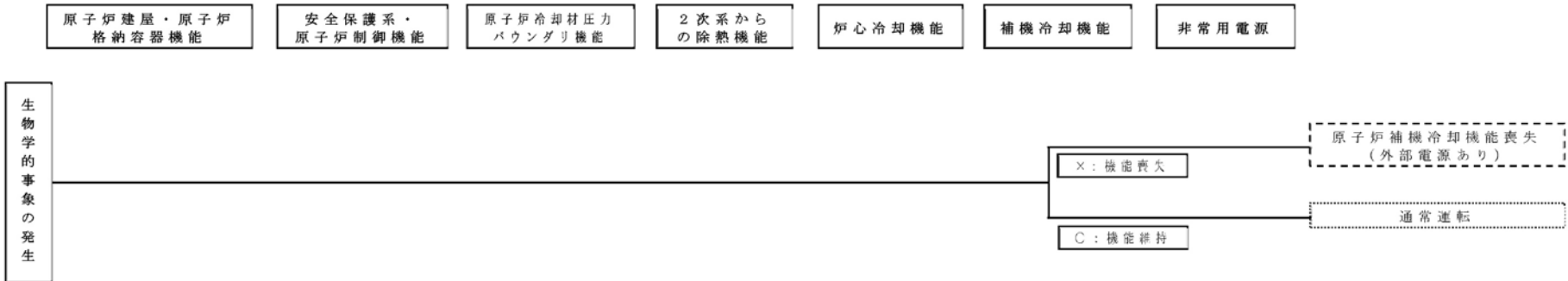


第1.15-66図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況(5/7)

森林火災



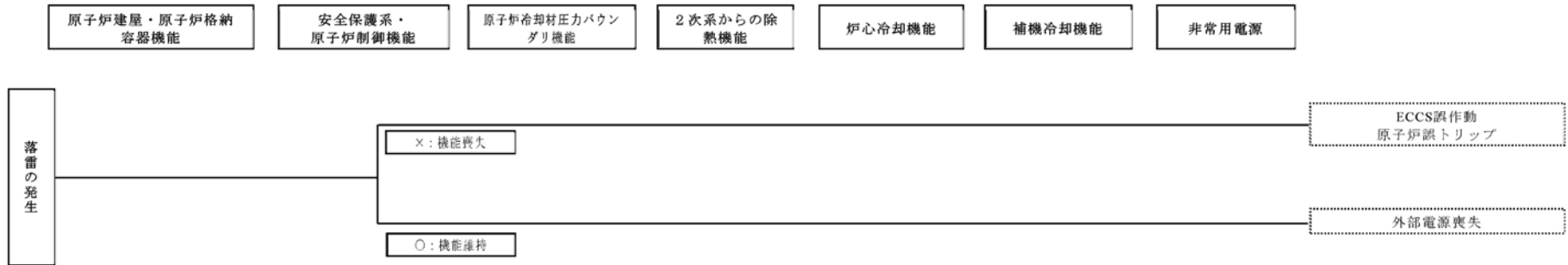
生物学的事象



1.15-1074

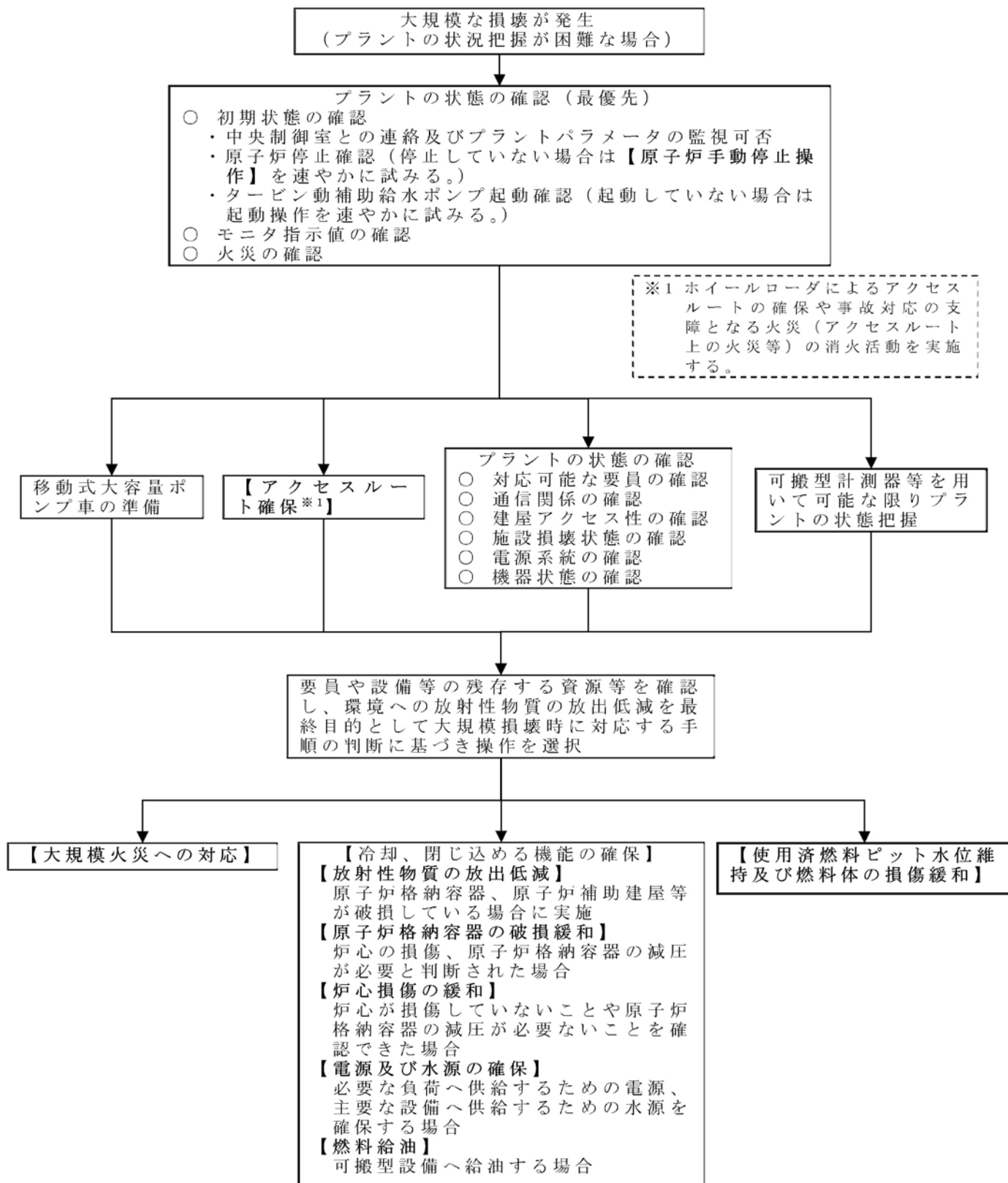
第1.15-66図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況(6/7)

落 雷

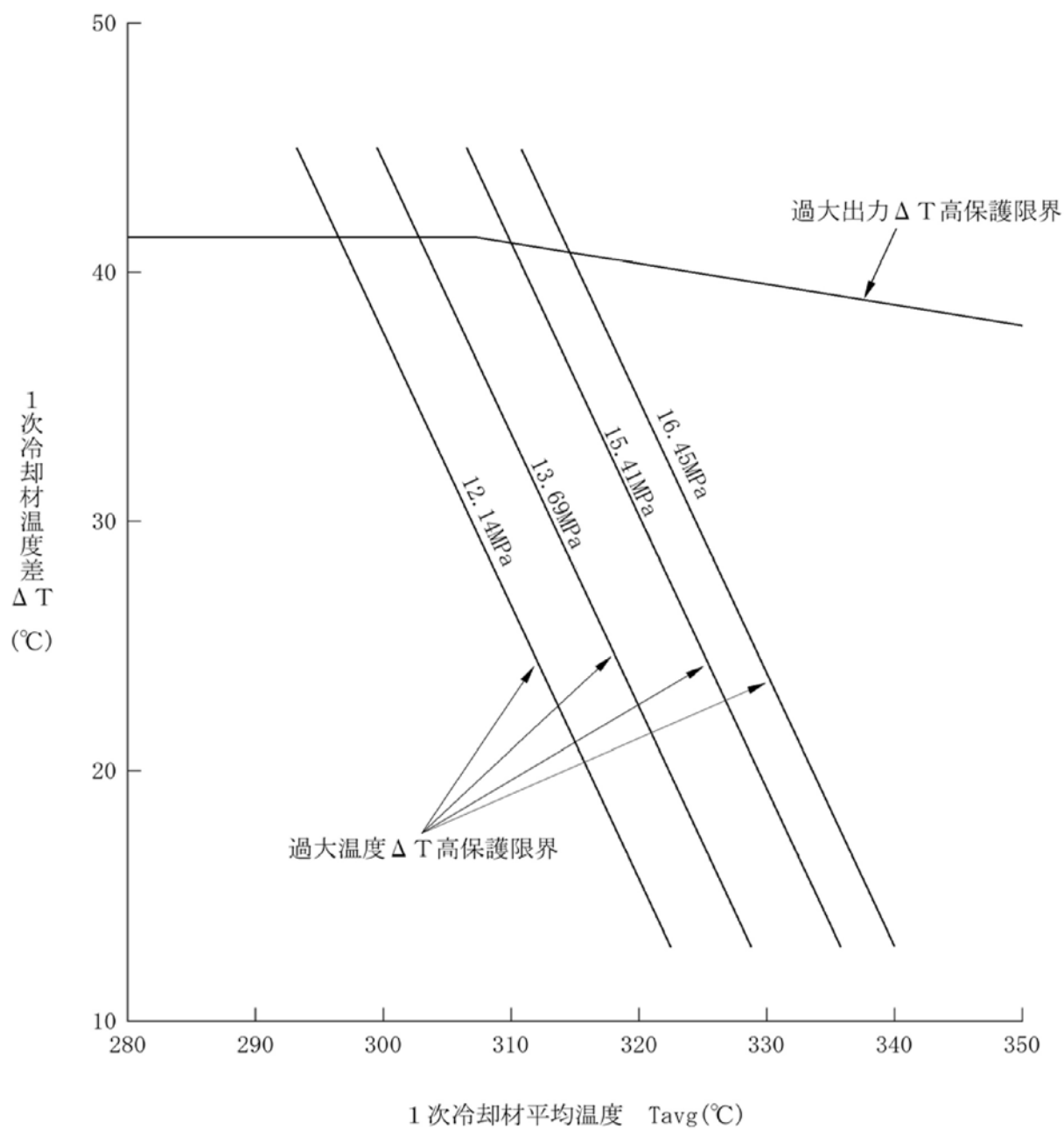


1.15-1075

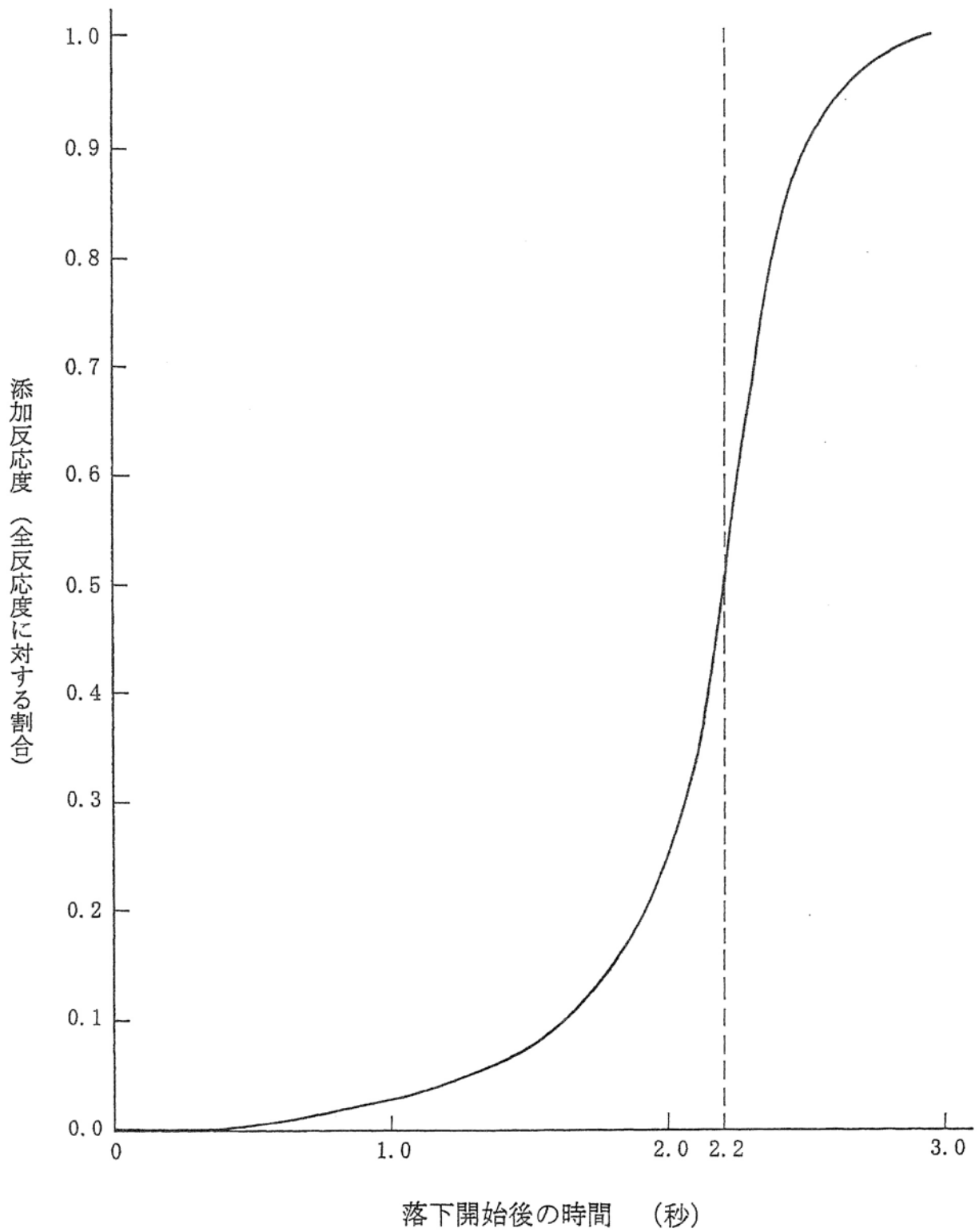
第1.15-66図 大規模な自然災害により生じるプラントの状況(7/7)



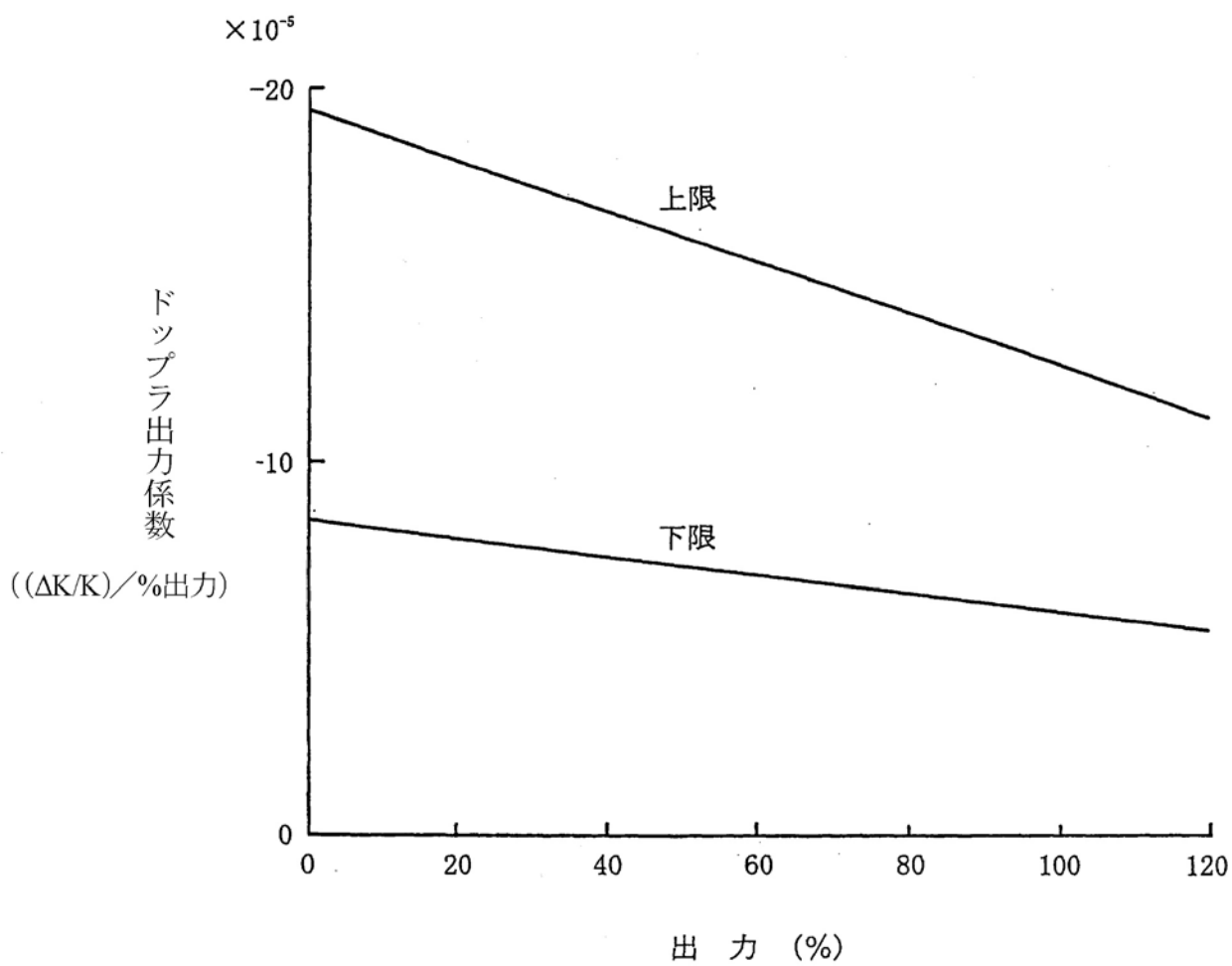
第1.15-67図 大規模損壊発生時の対応全体フロー
(状況把握が困難な場合)



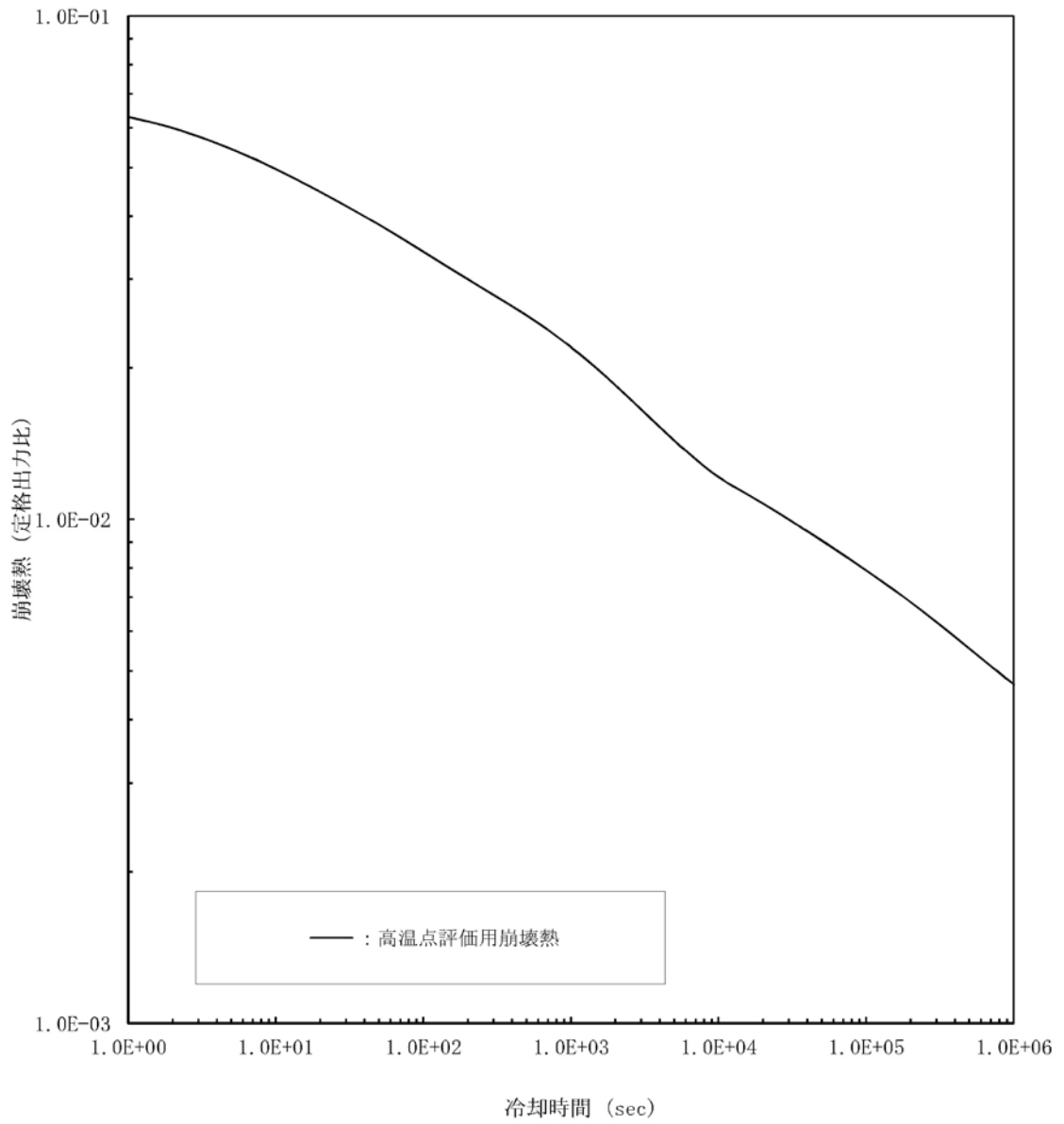
第1.15-68図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図(代表例)



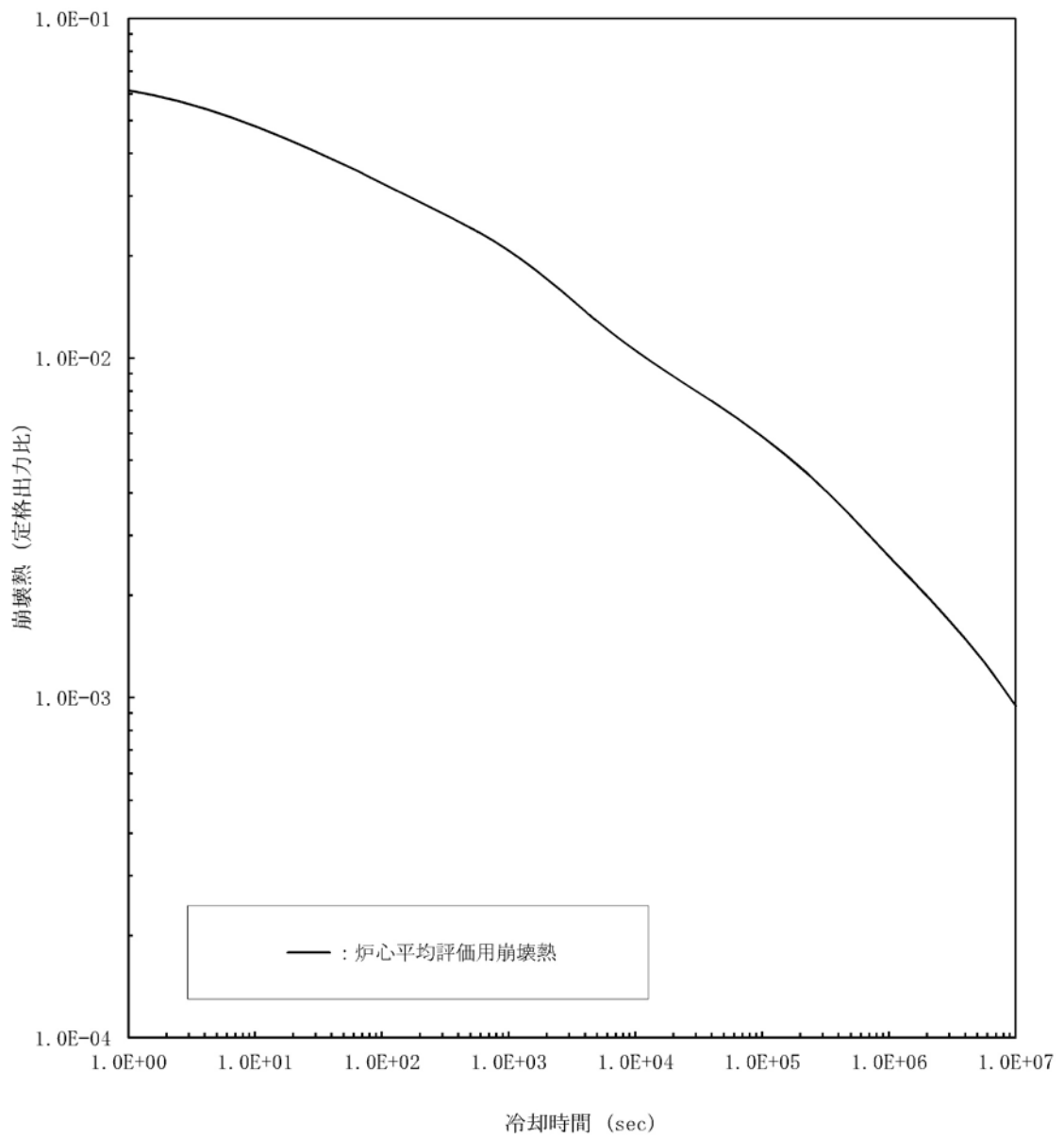
第1.15-69図 トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



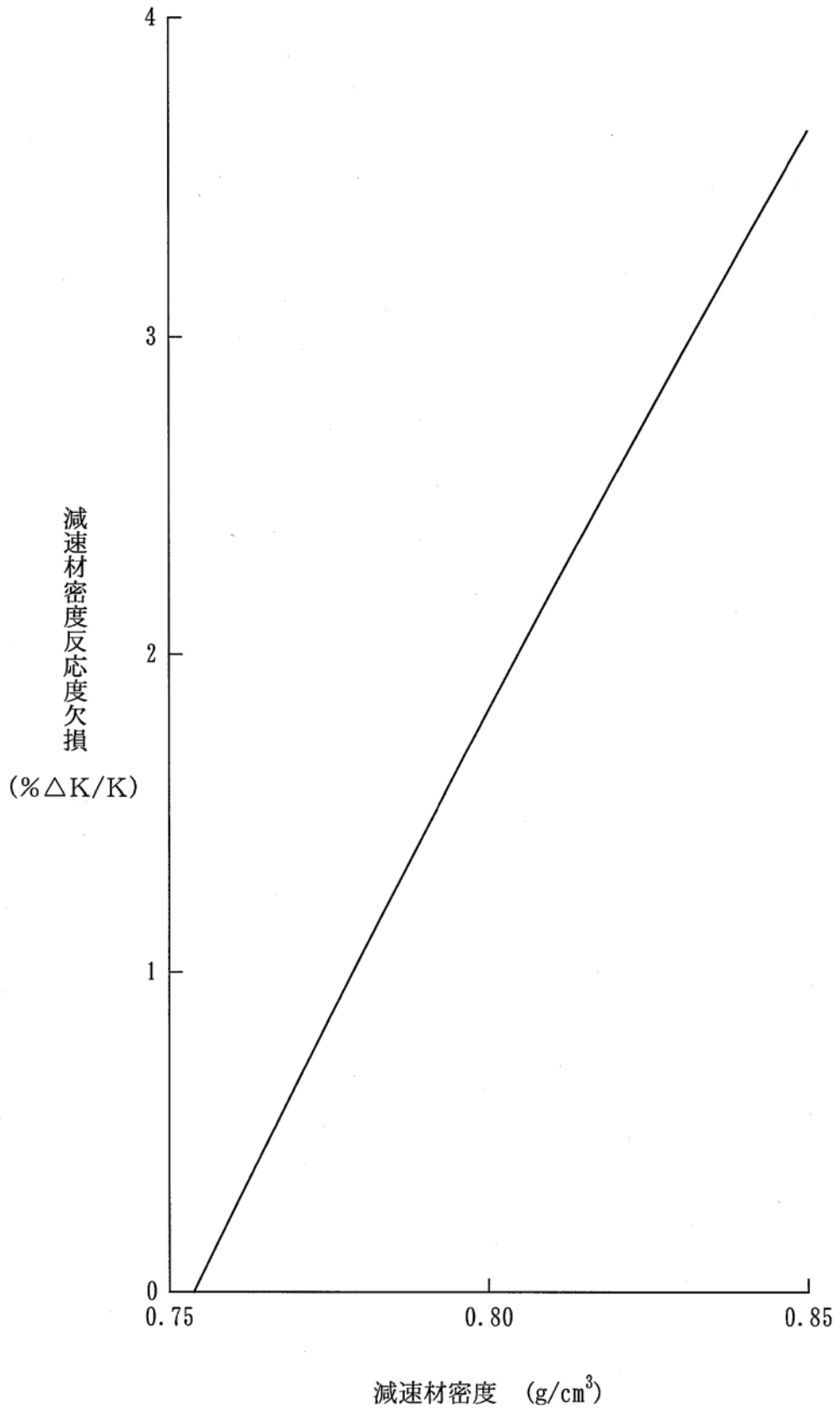
第1.15-70図 解析に使用したドップラ出力係数



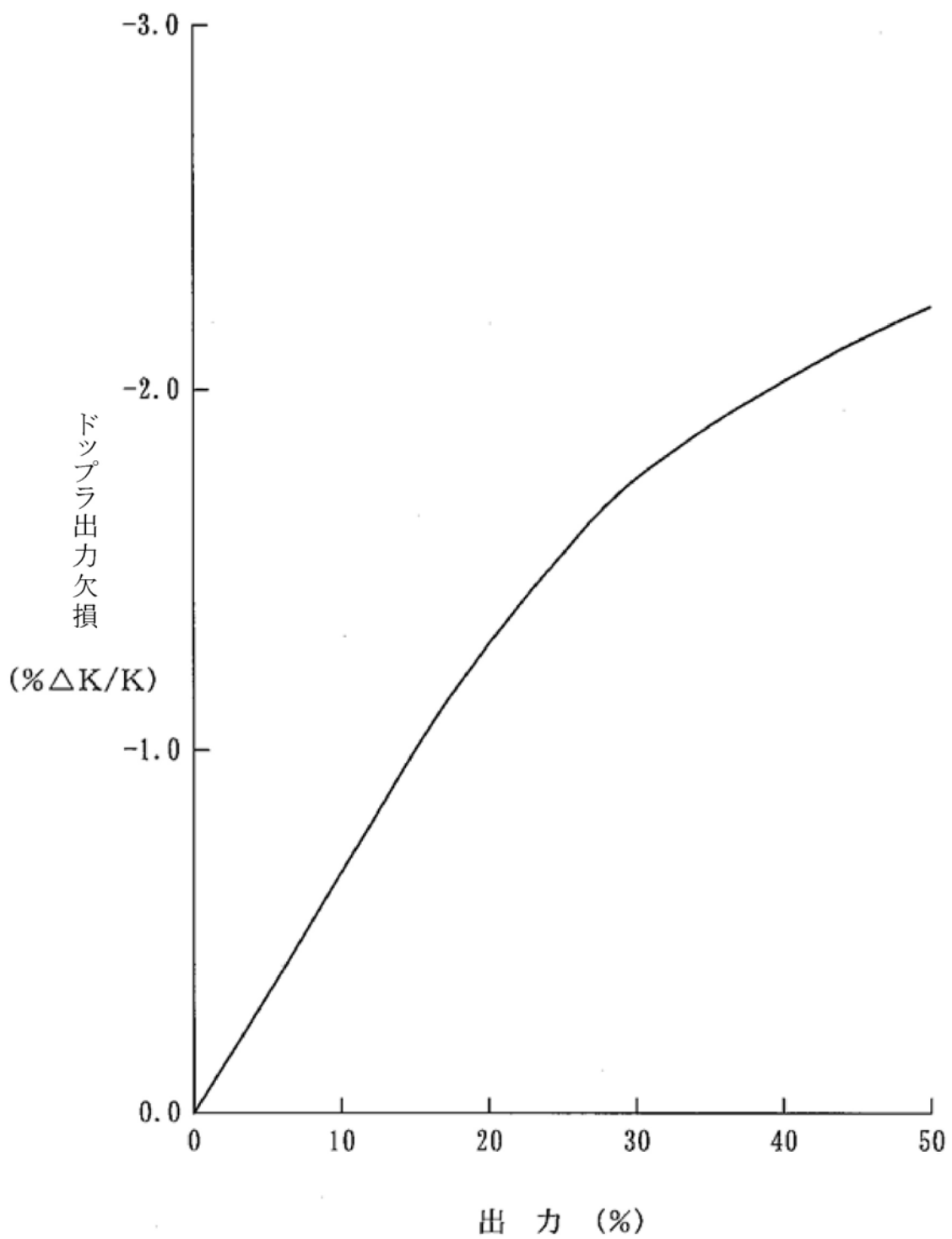
第1.15-71図 高温点評価用崩壊熱



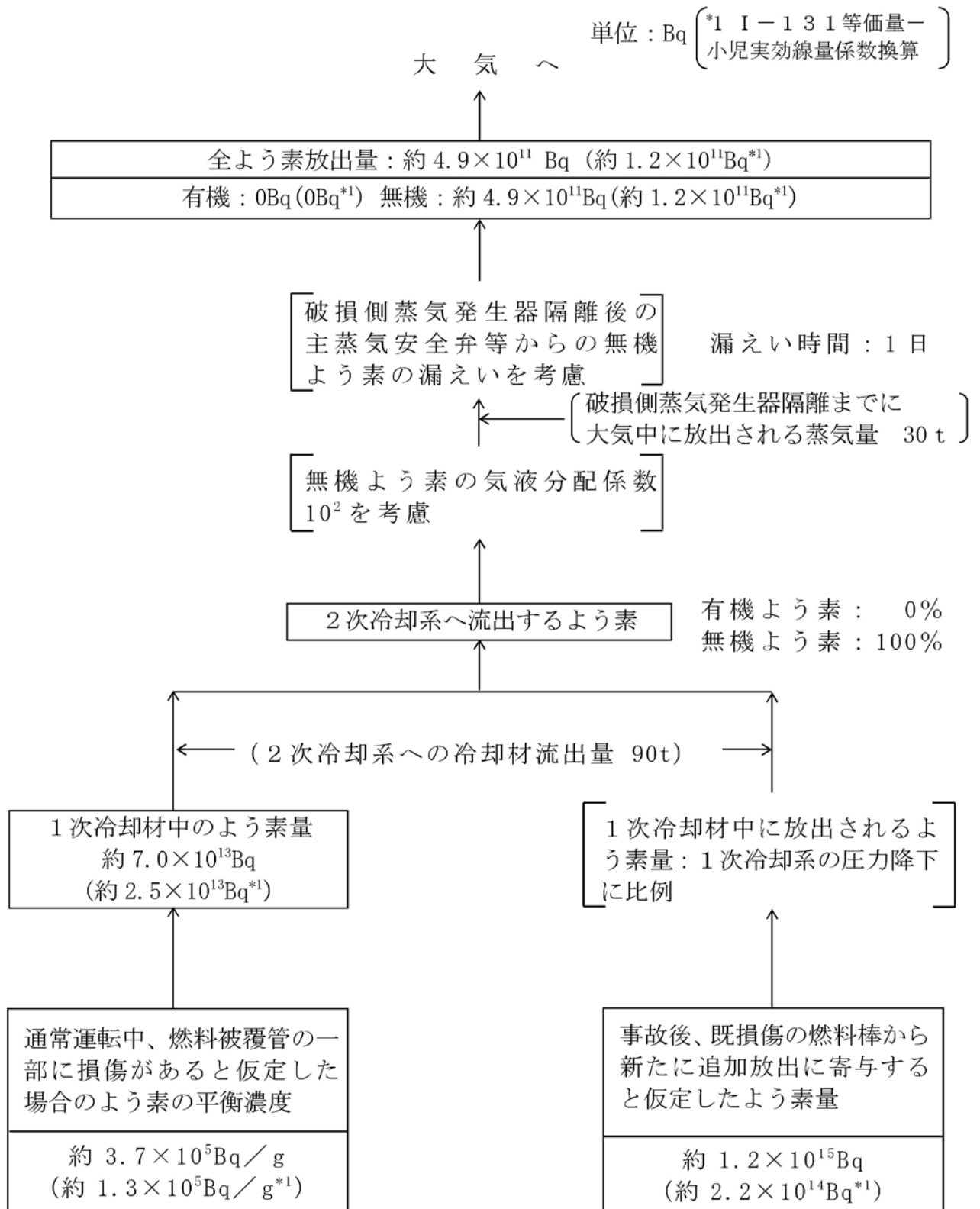
第1.15-72図 炉心平均評価用崩壊熱



第1.15-73図 解析に使用した減速材密度反応度欠損

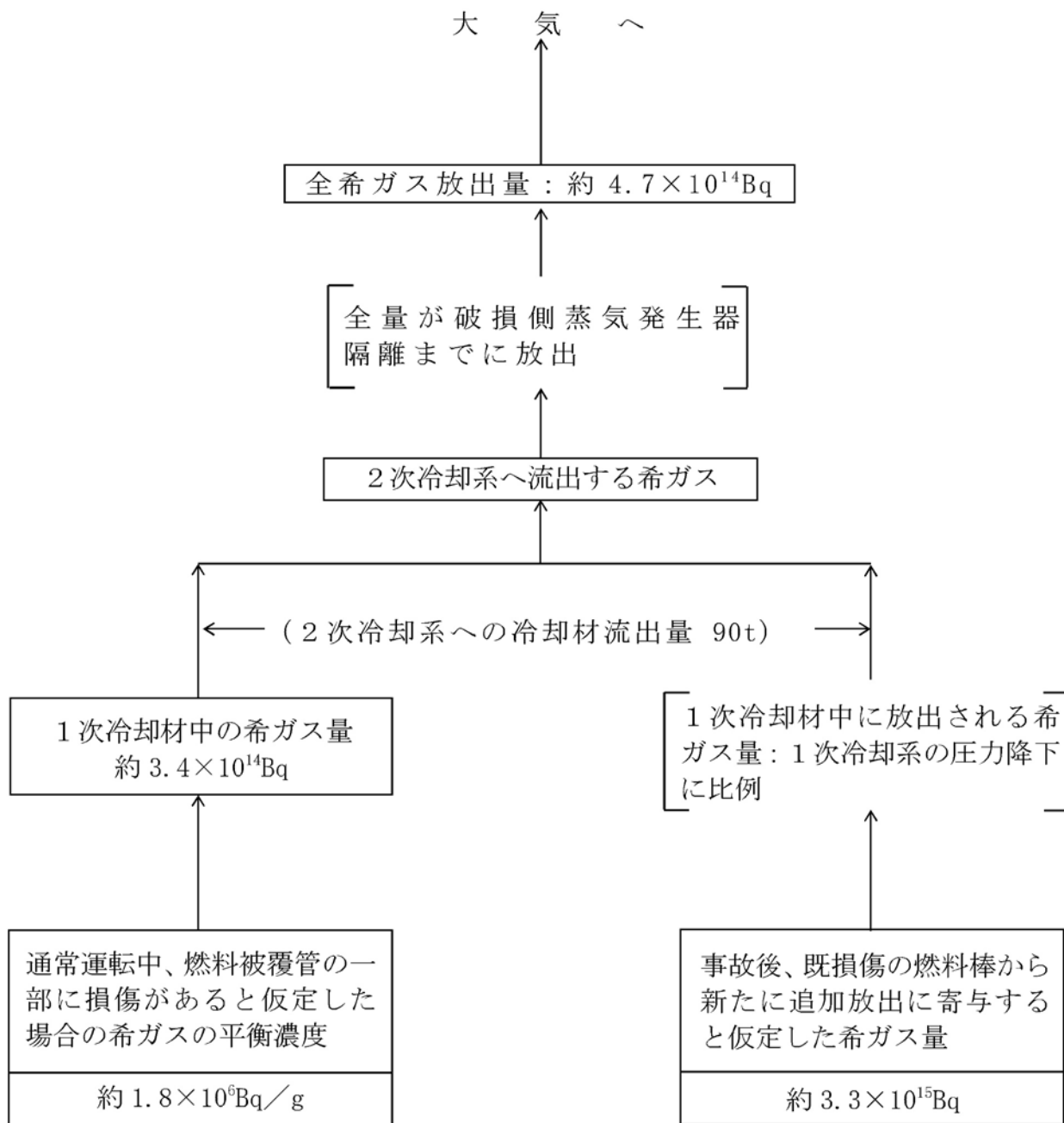


第1.15-74図 解析に使用したドップラ出力欠損

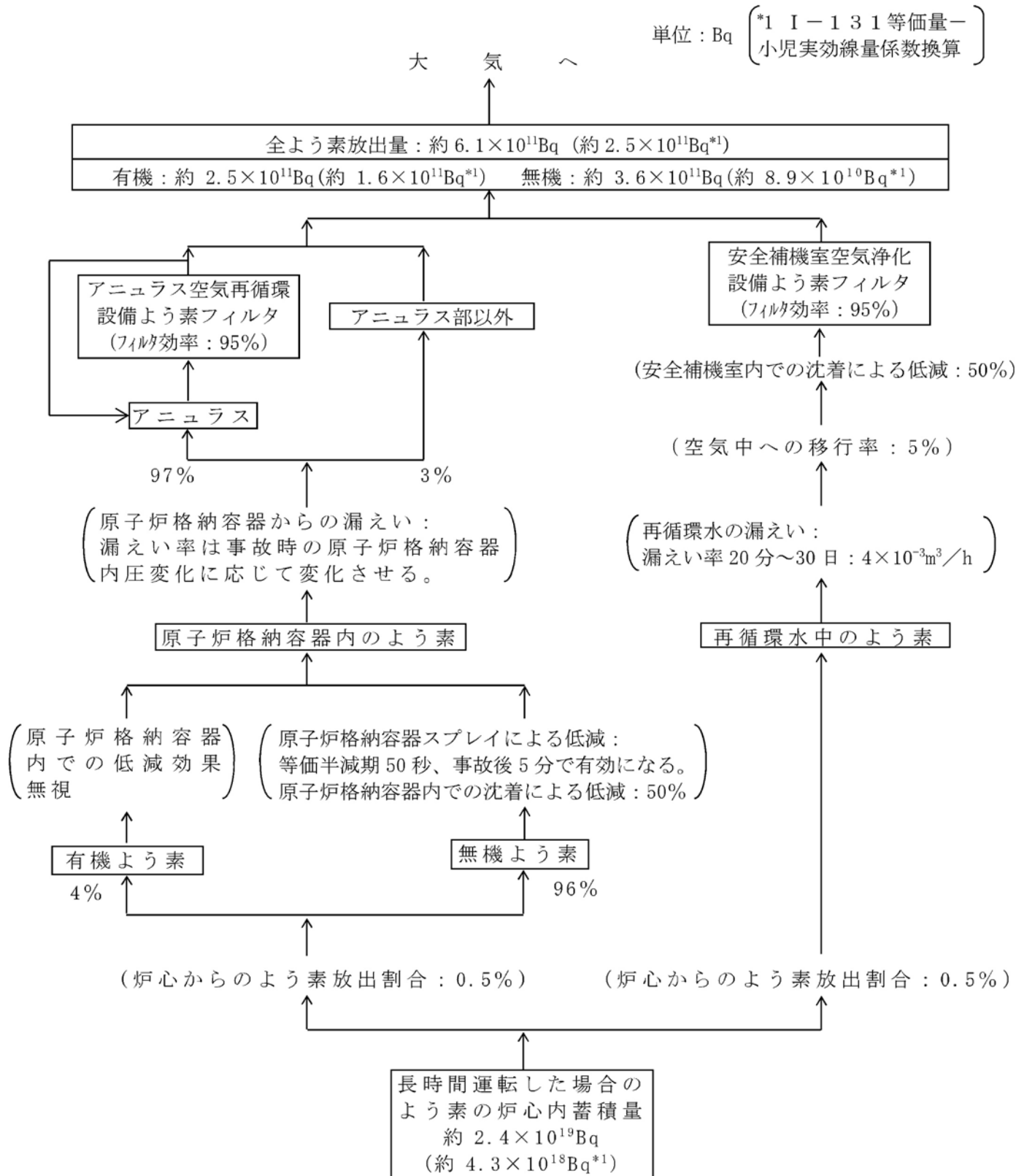


第1.15-75図 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程

単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算

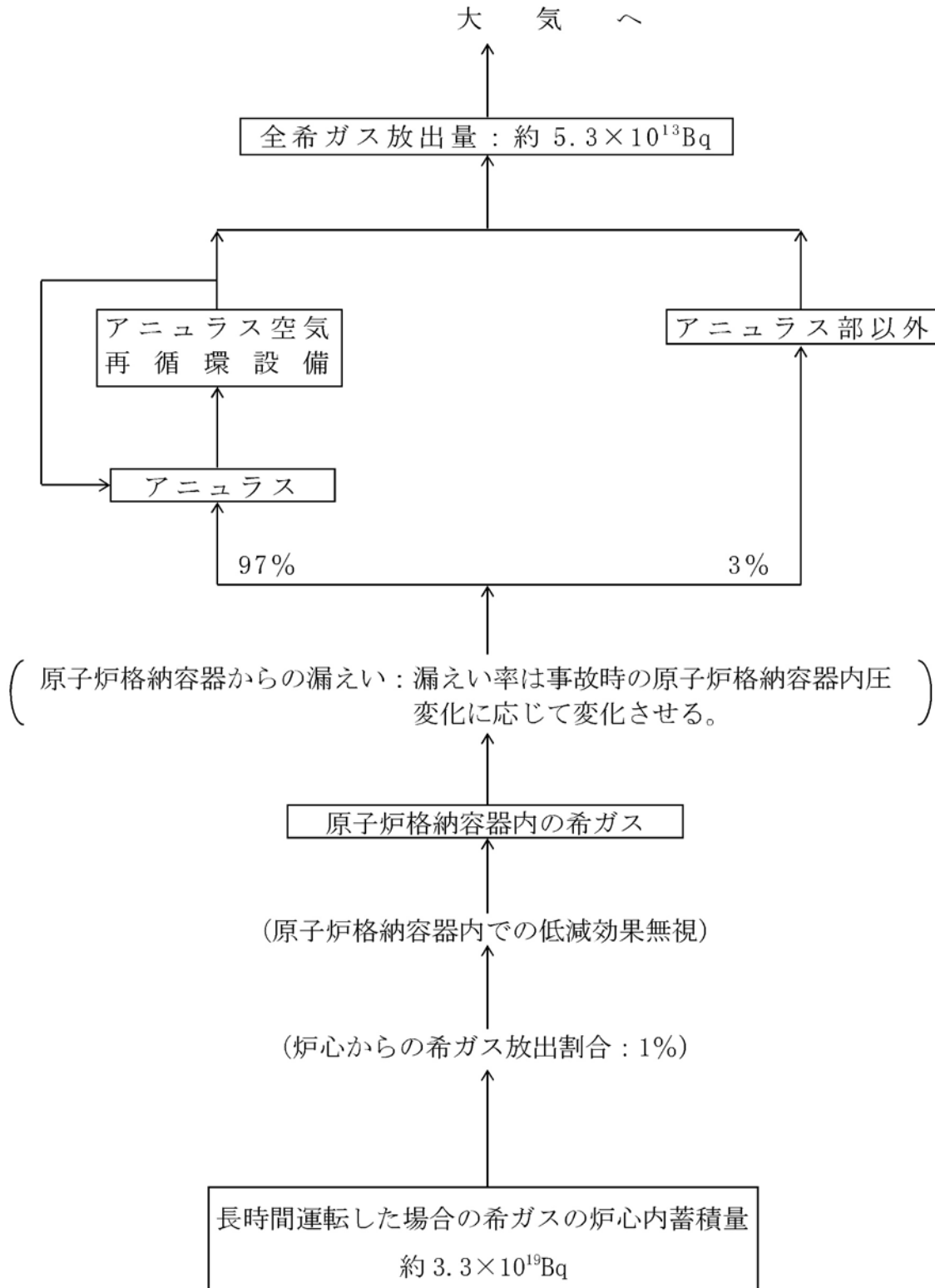


第1.15-76図 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程

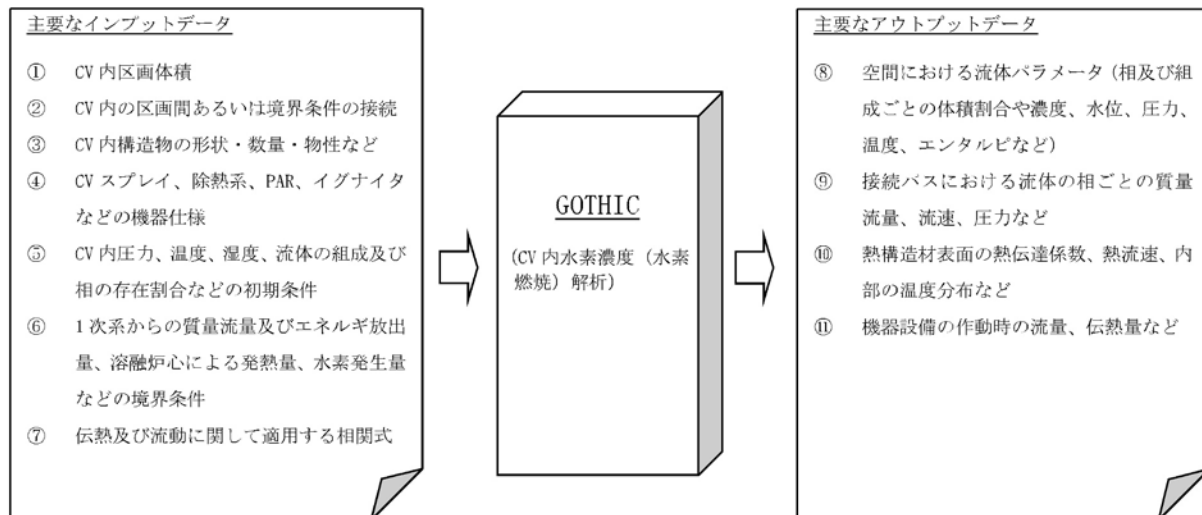
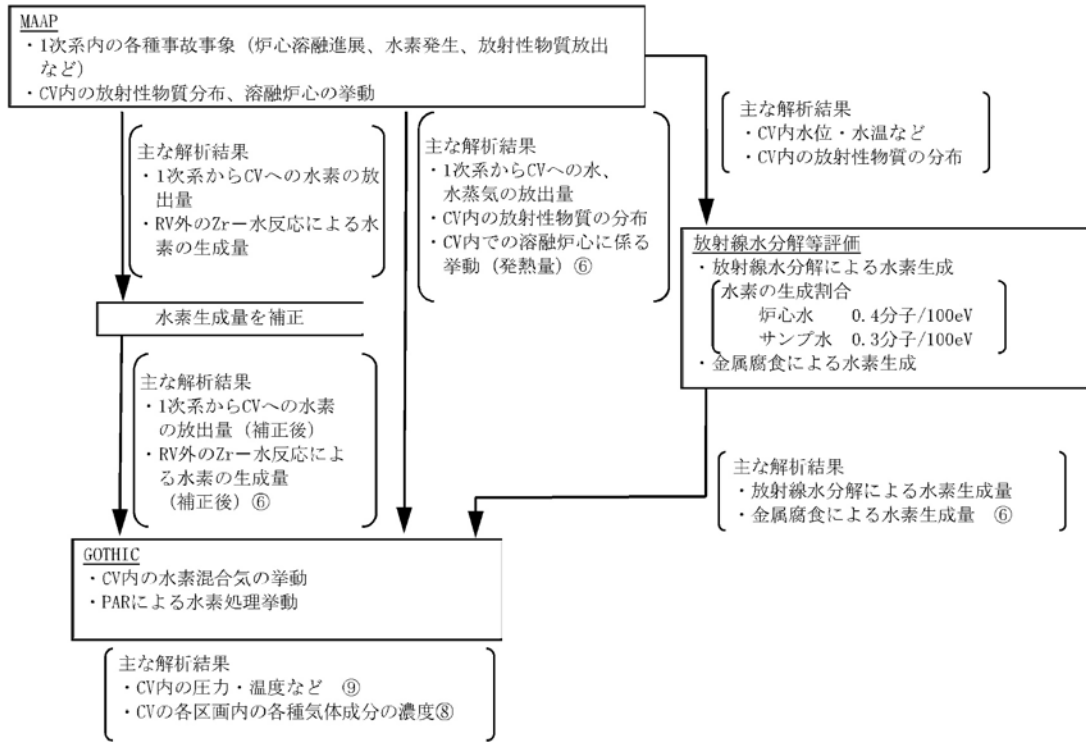


第1.15-77図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程

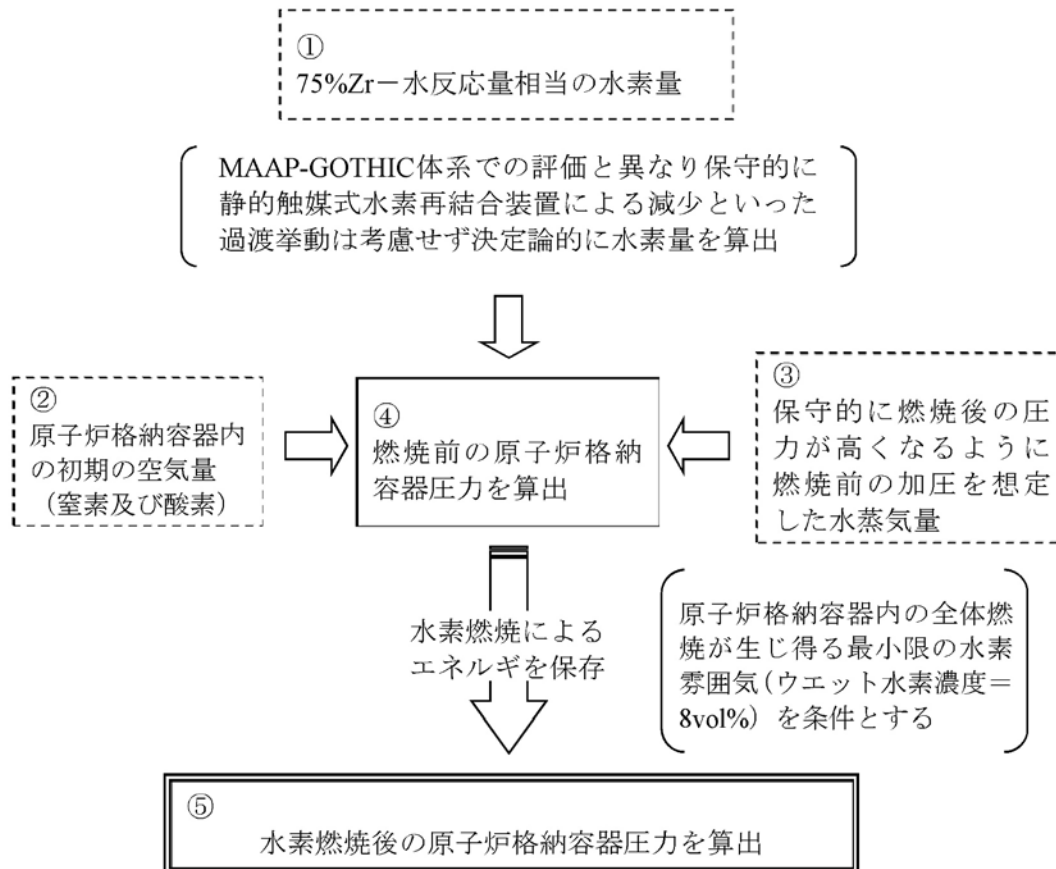
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



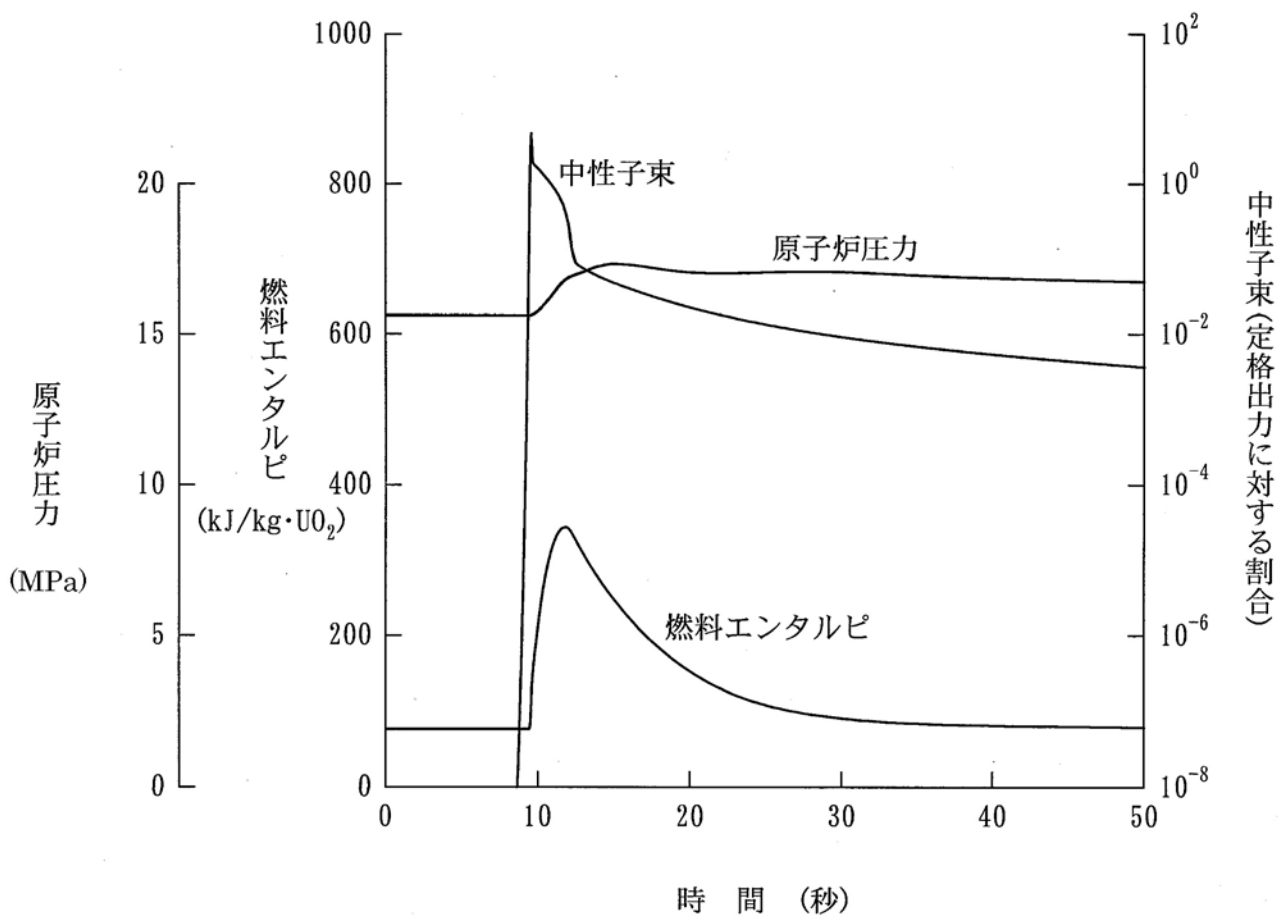
第1.15-78図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程



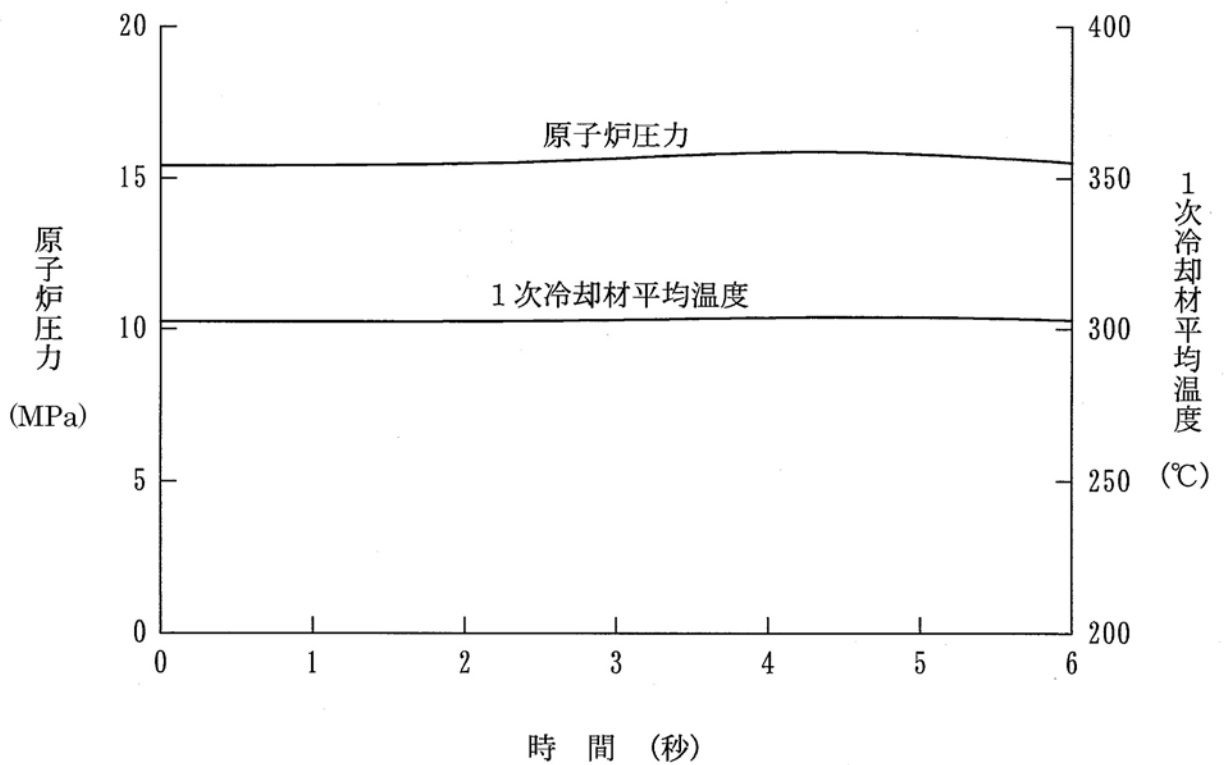
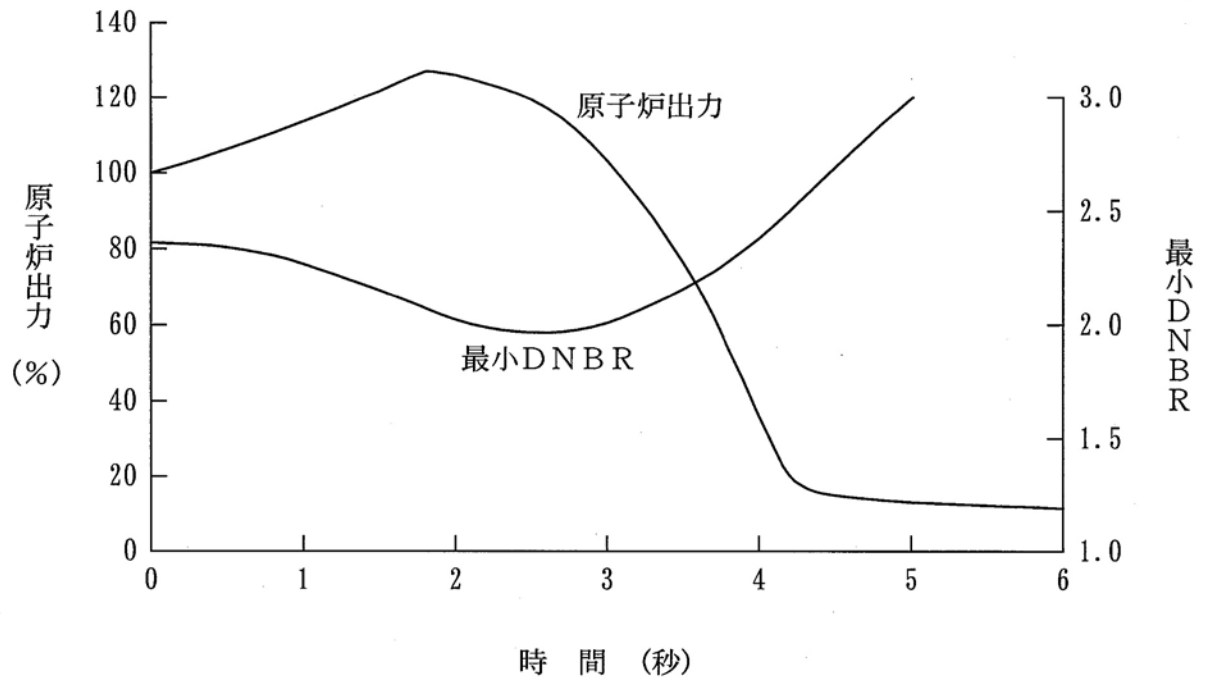
第1.15-79図 水素濃度評価の概要



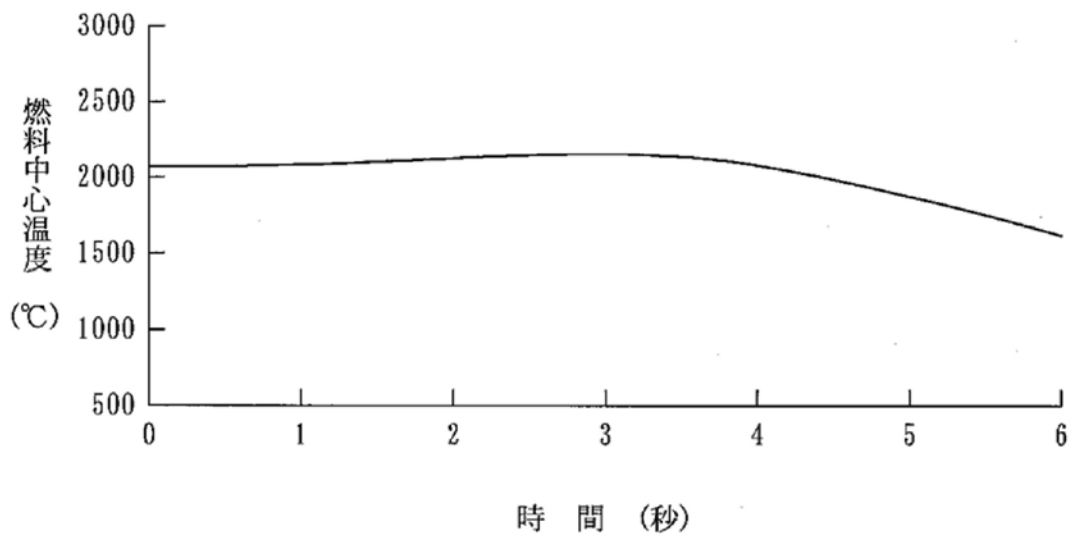
第1.15-80図 水素燃烧後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



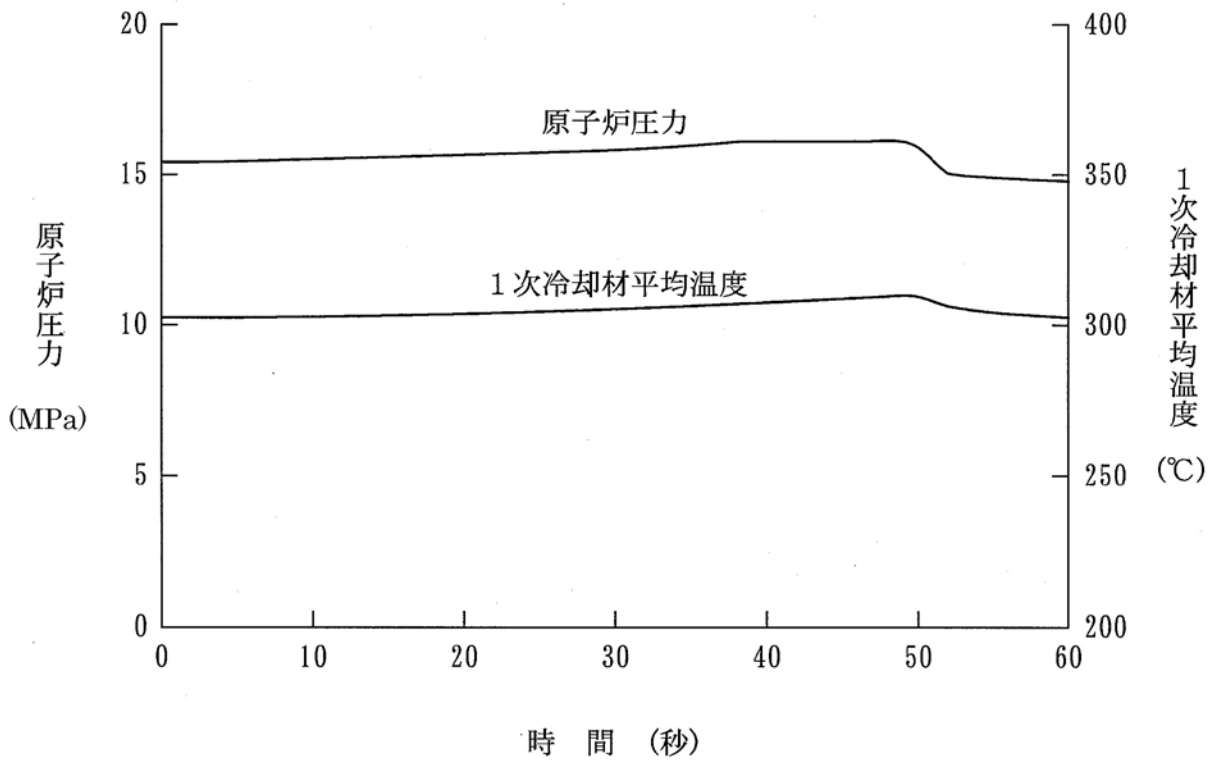
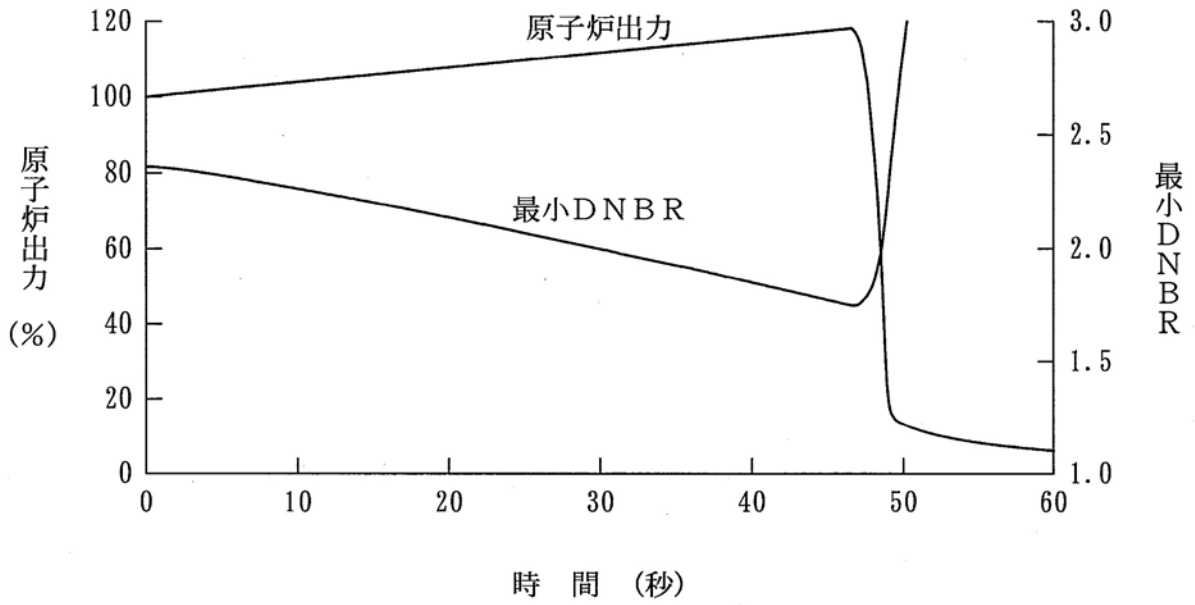
第1.15-81図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



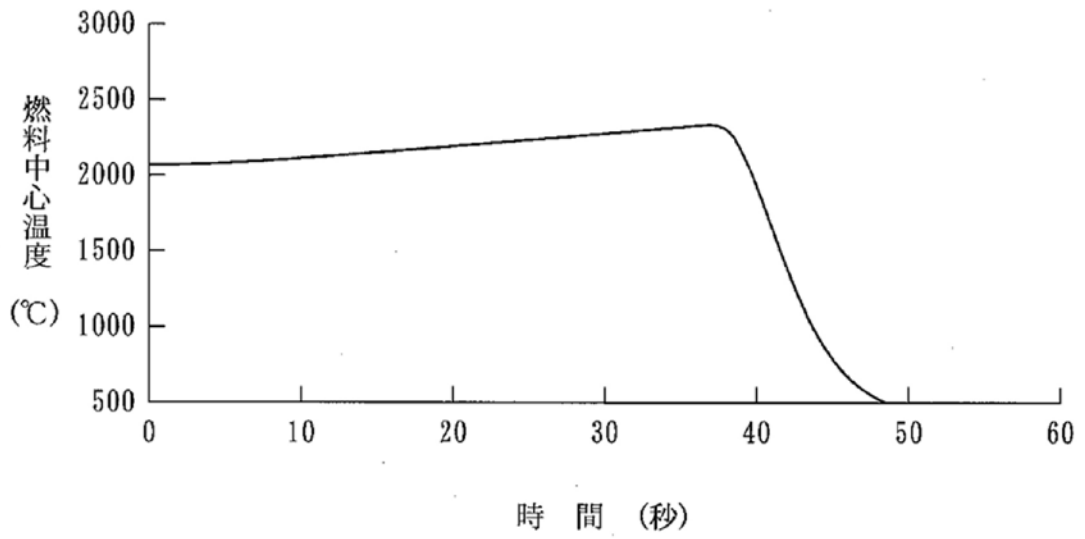
第1.15-82図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一速い引き抜きの場合(1)



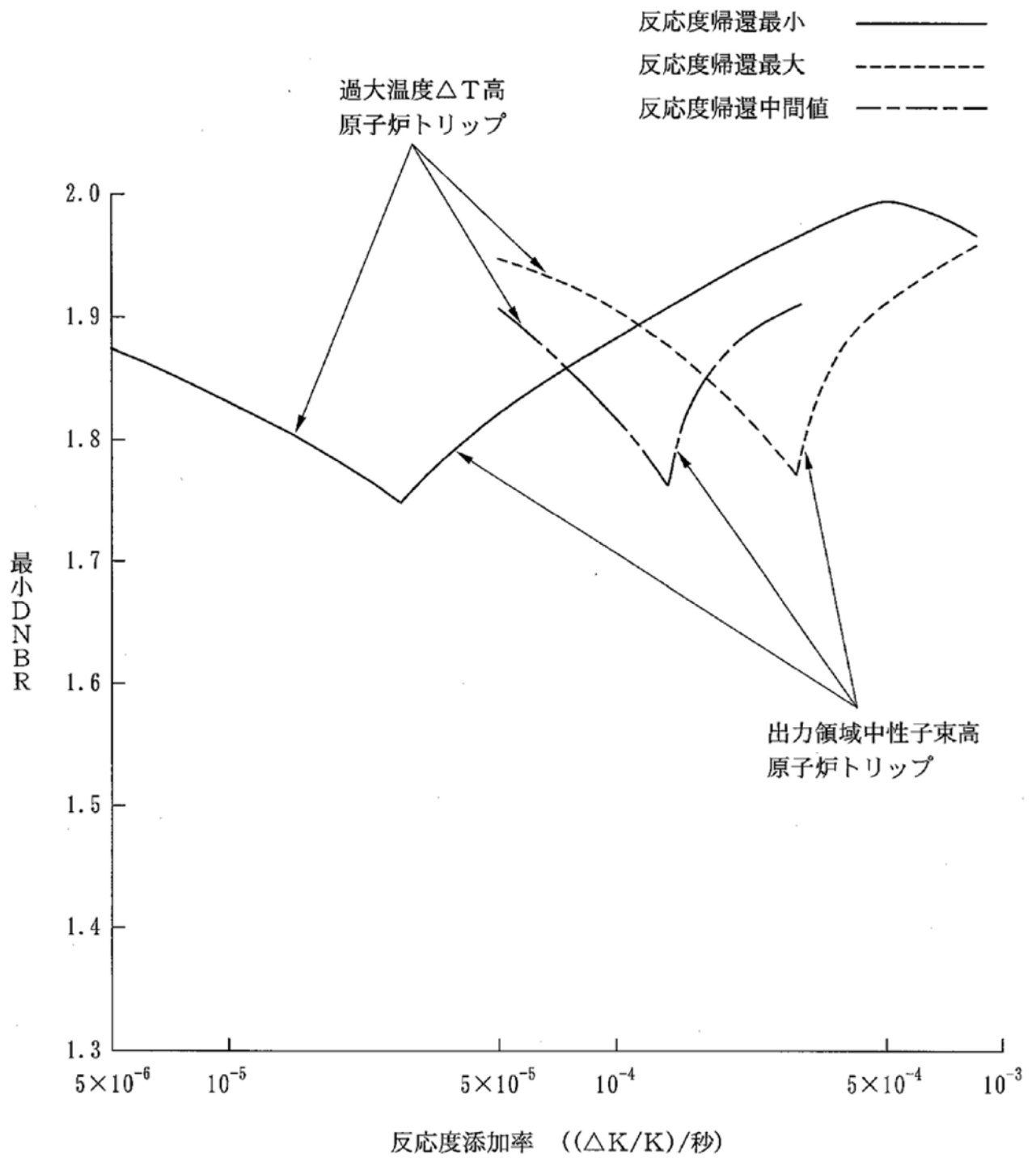
第 1.15-83 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一速い引き抜きの場合 (2)



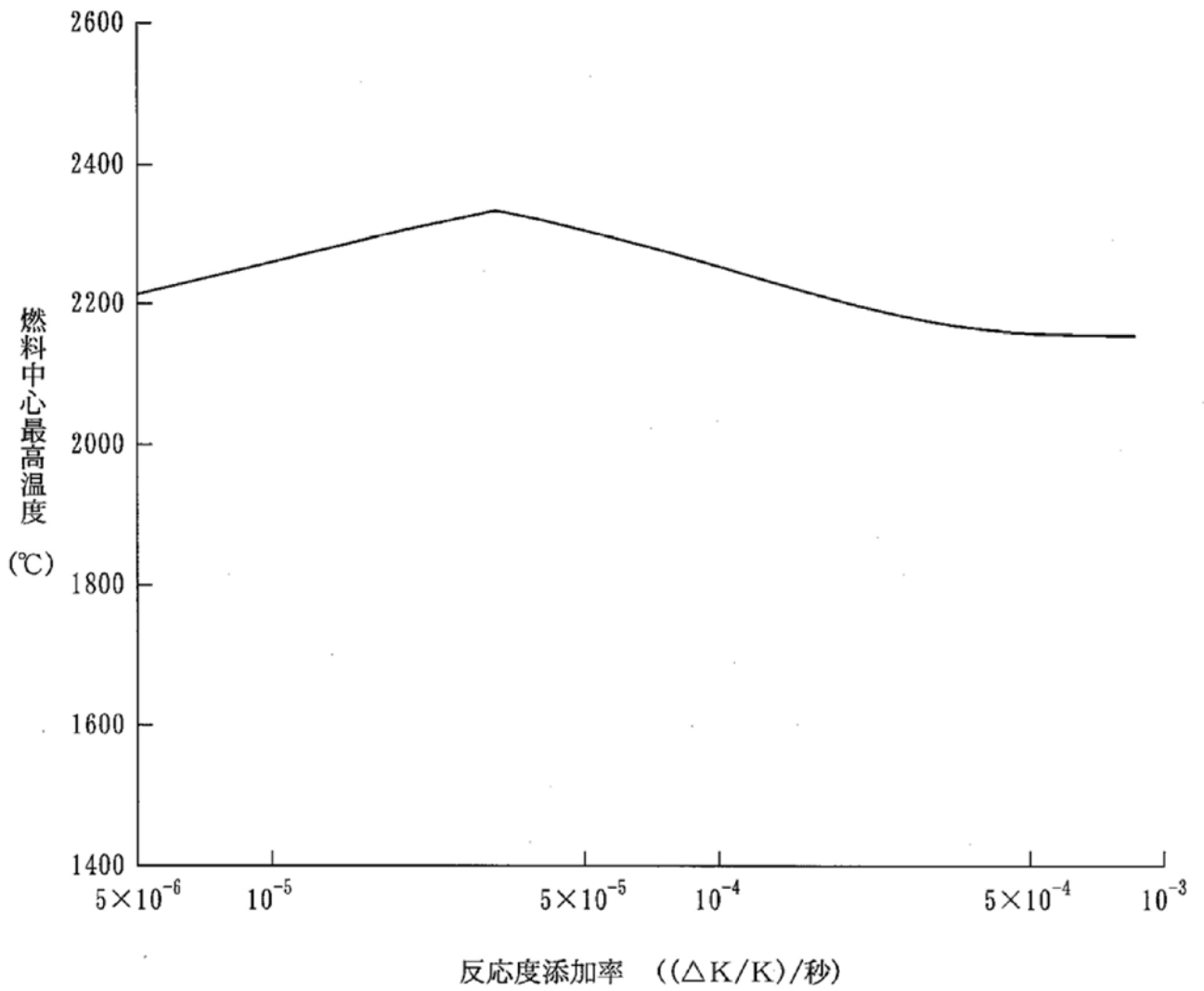
第1.15-84図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一遅い引き抜きの場合(1)



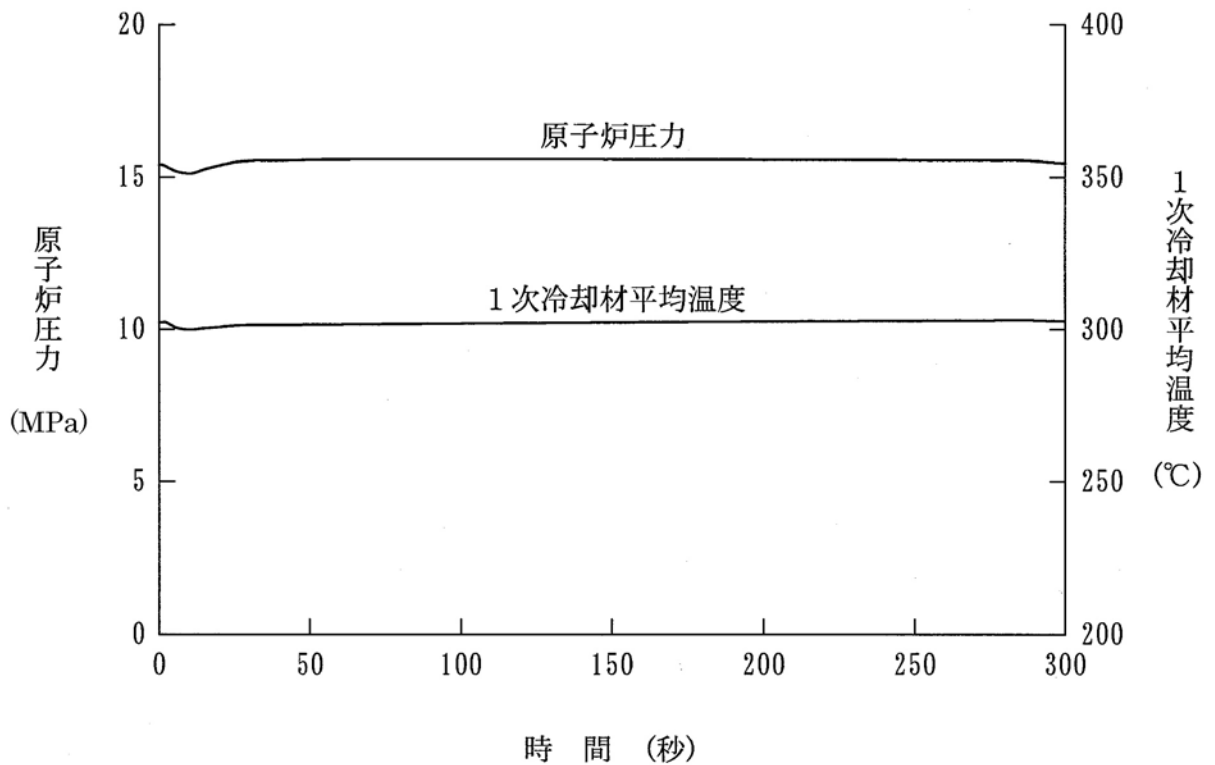
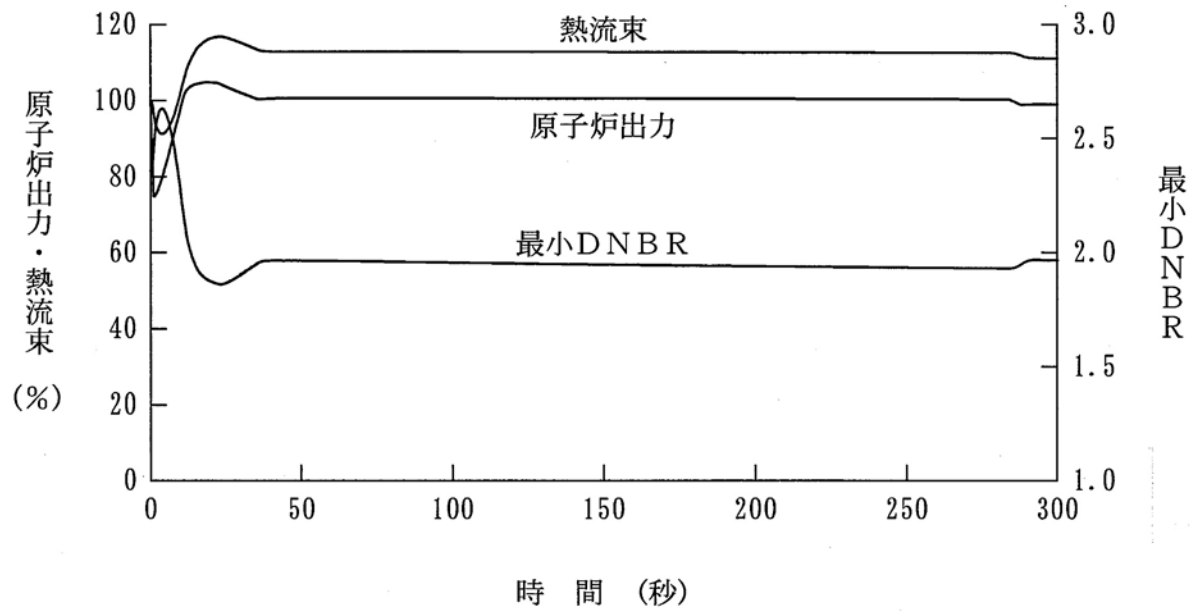
第1.15-85図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合(2)



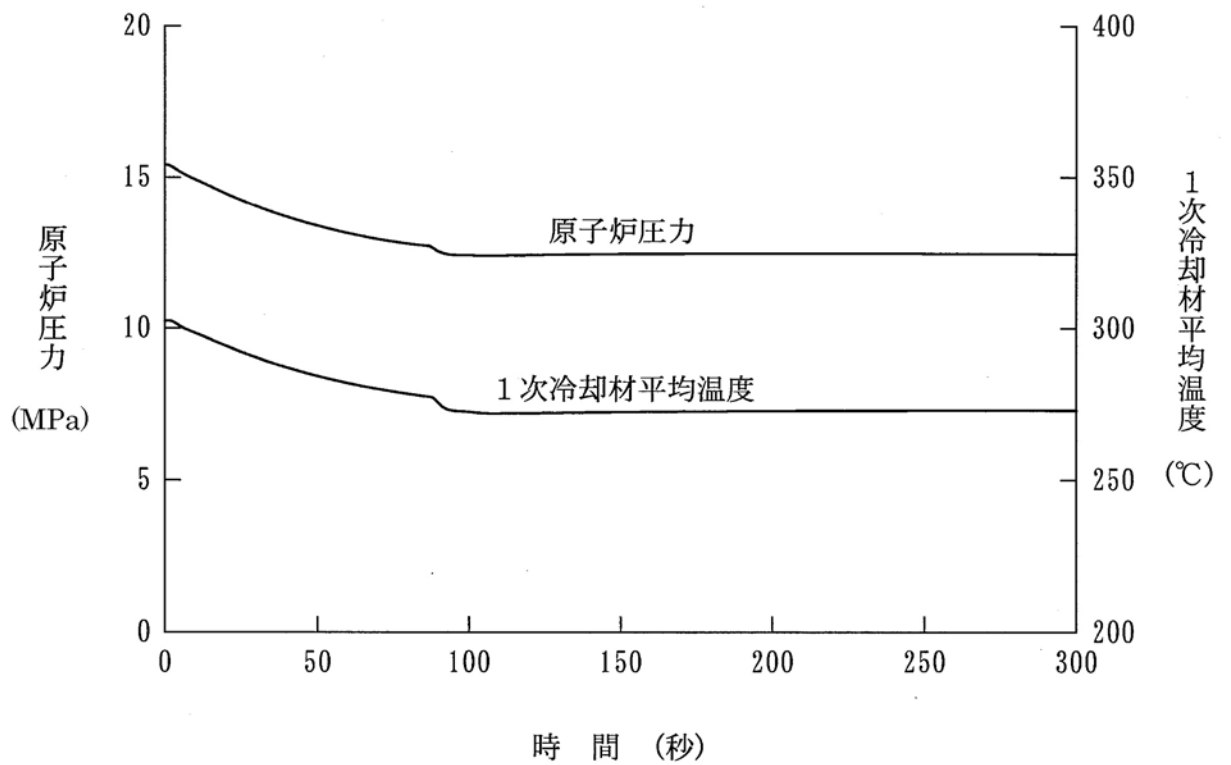
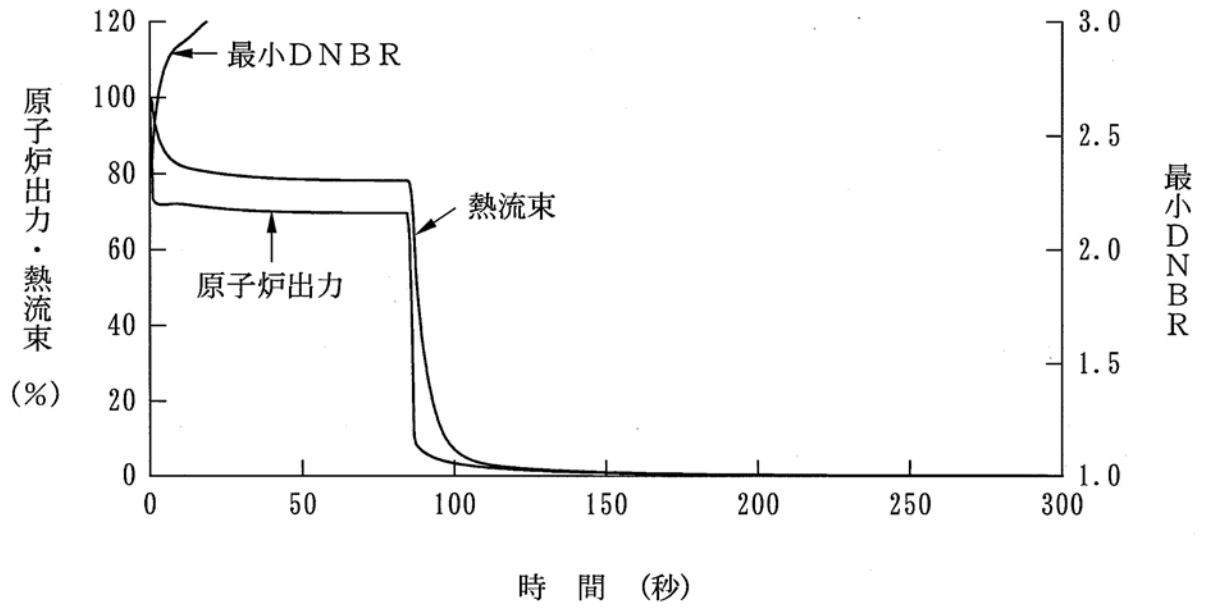
第1.15-86図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



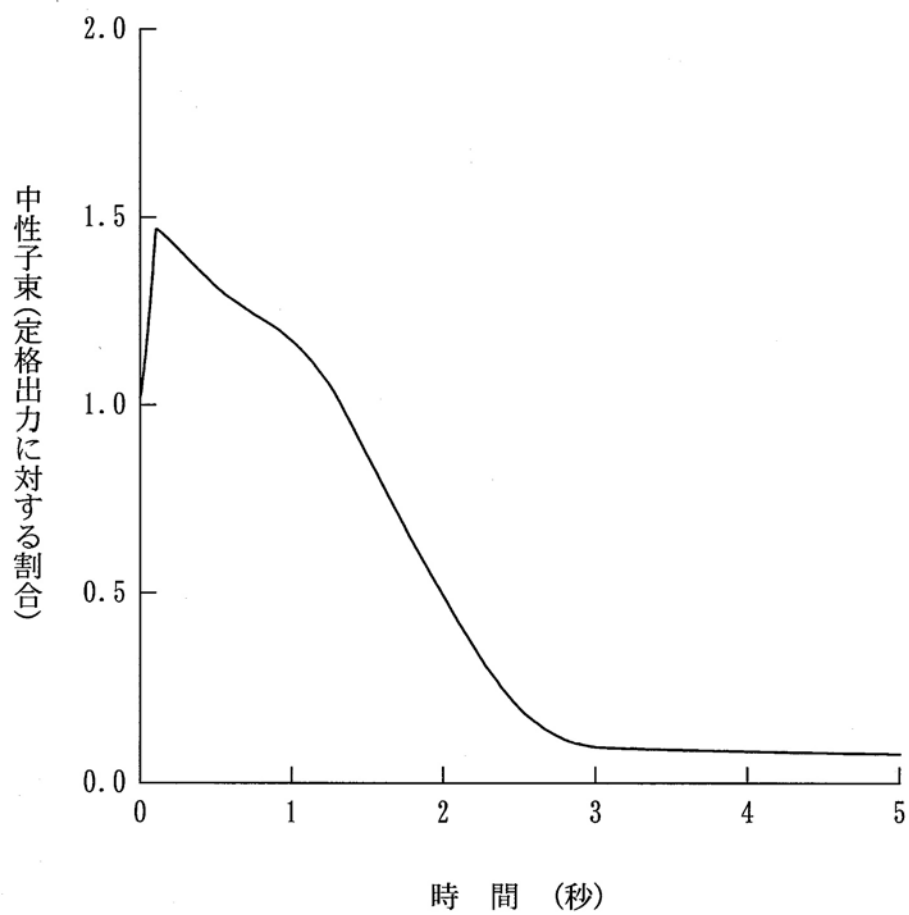
第1.15-87図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き



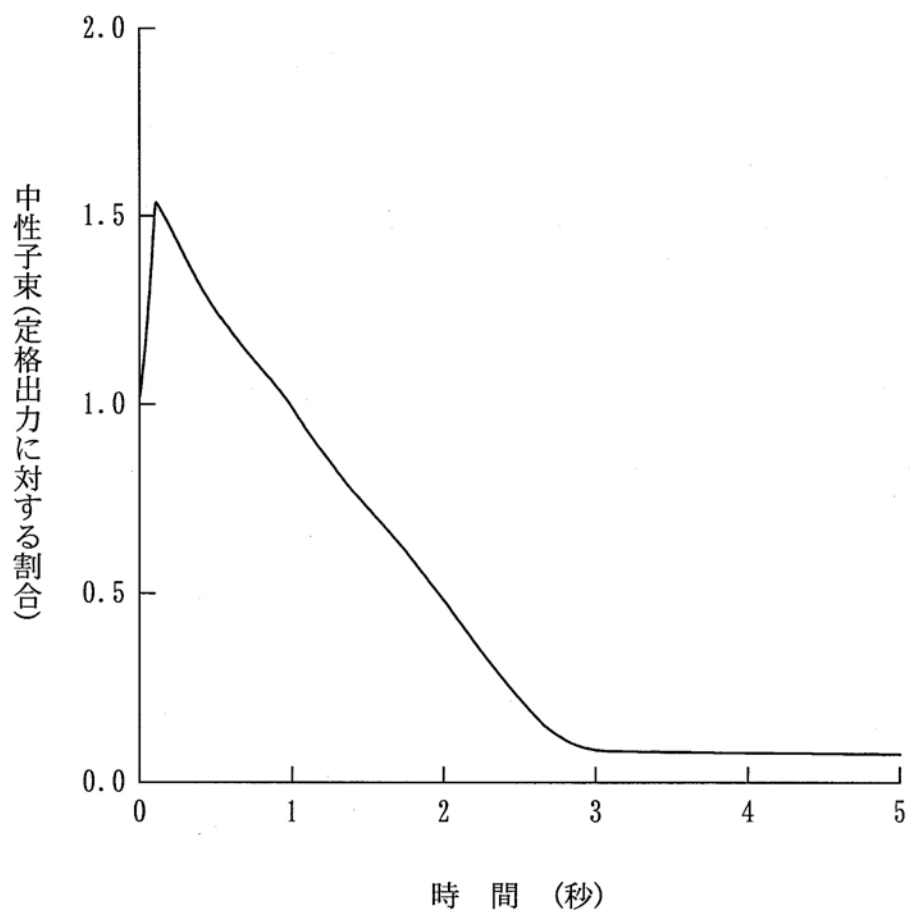
第1.15-88図 制御棒の落下—制御棒クラスタ自動制御運転



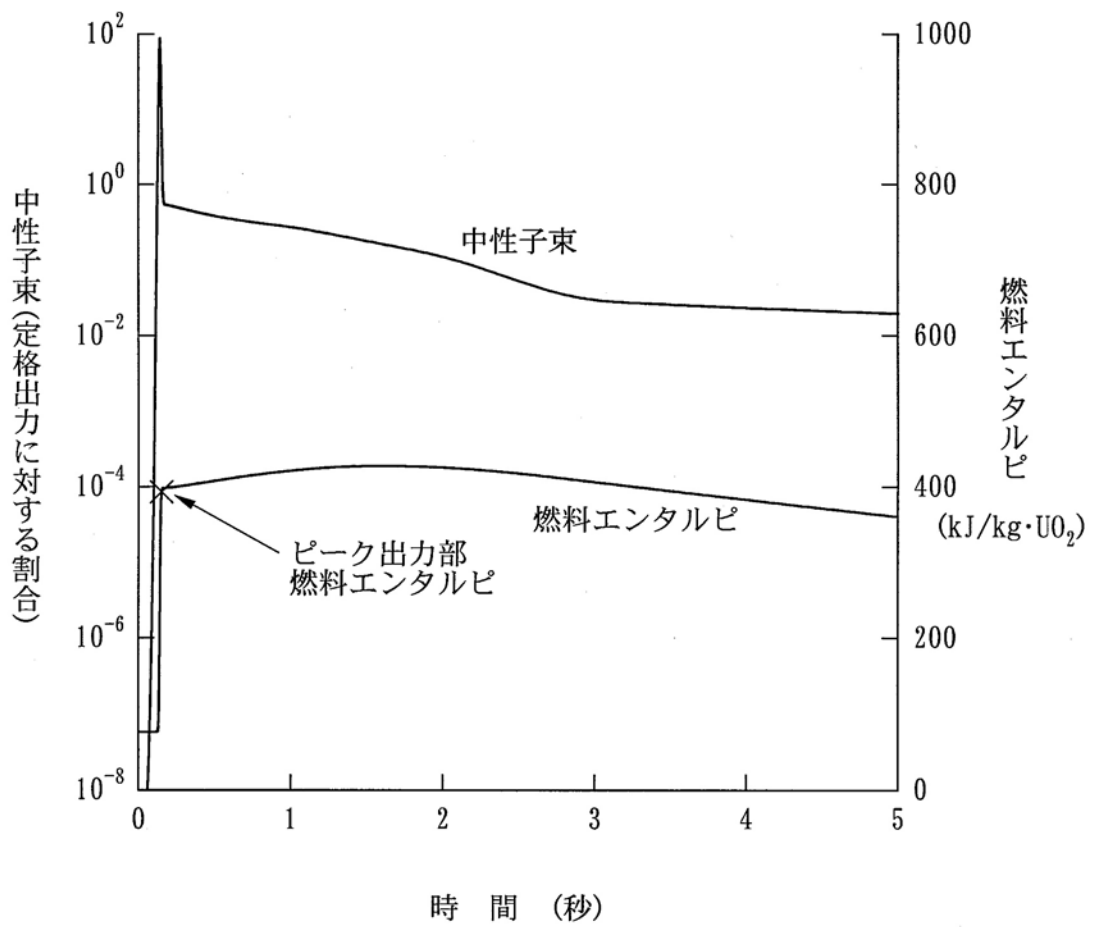
第1.15-89図 制御棒の落下—制御棒クラスタ手動制御運転



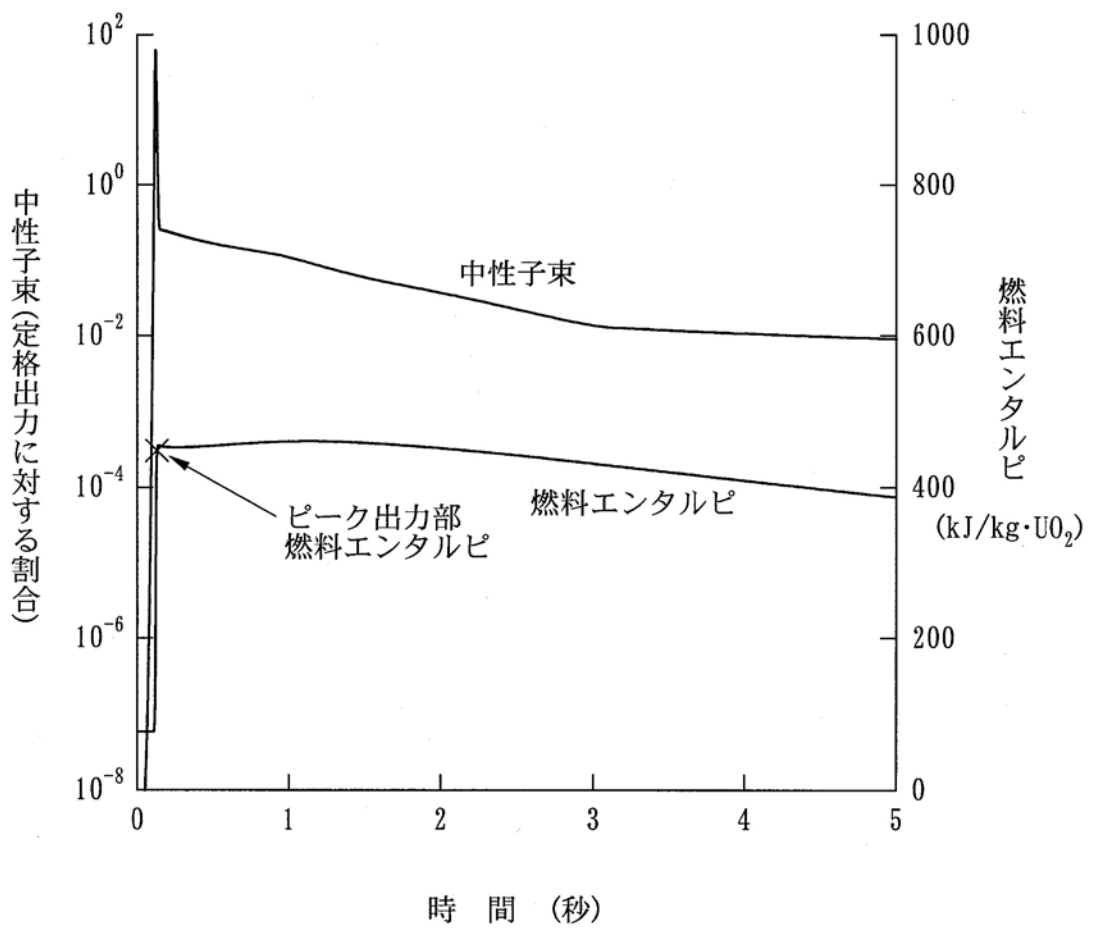
第1.15-90図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



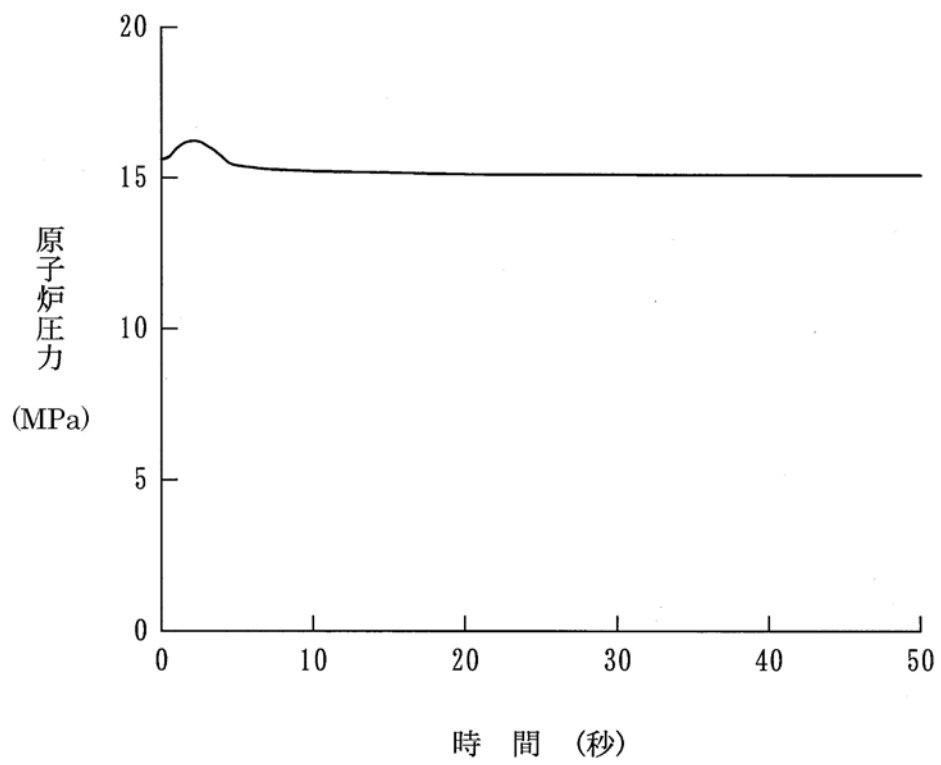
第1.15-91図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力



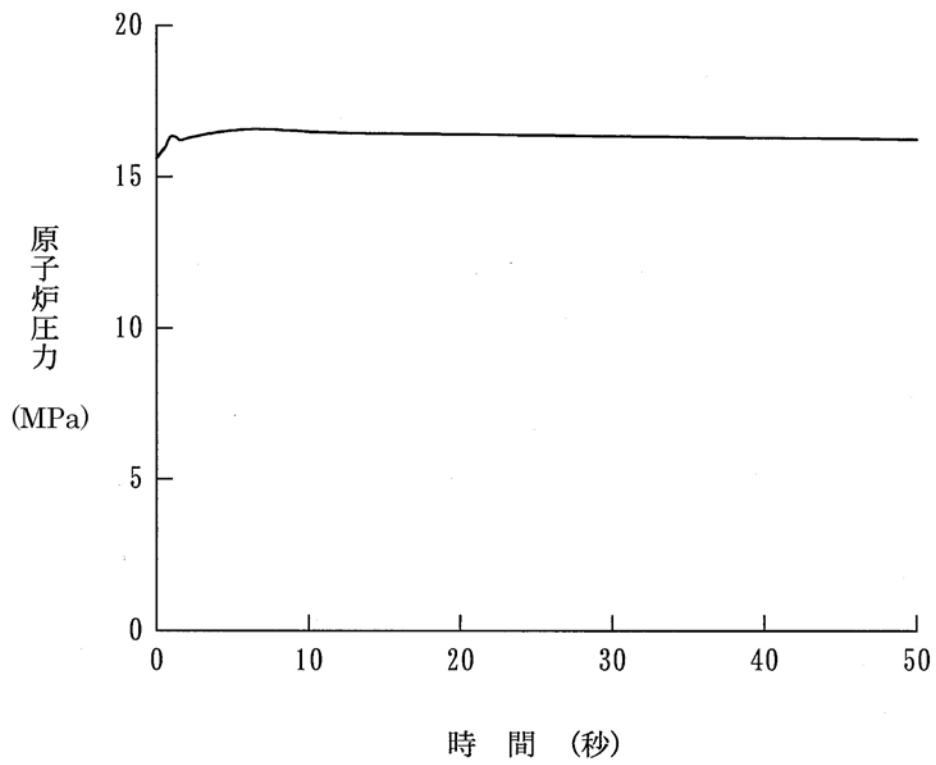
第1.15-92図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



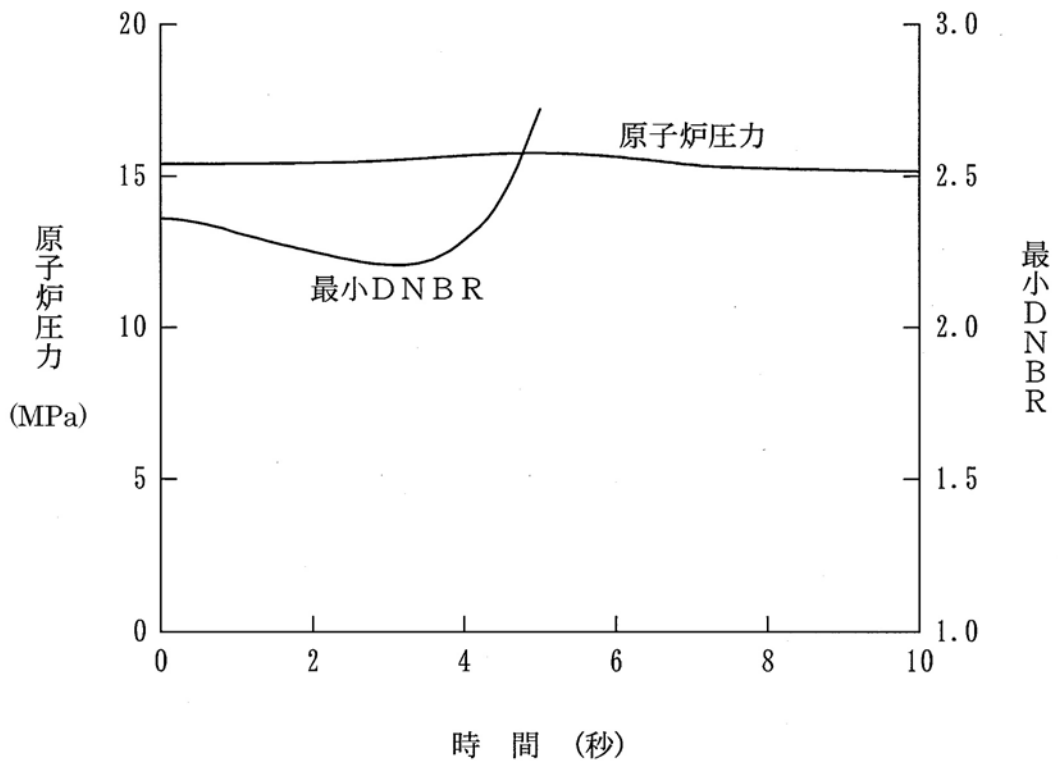
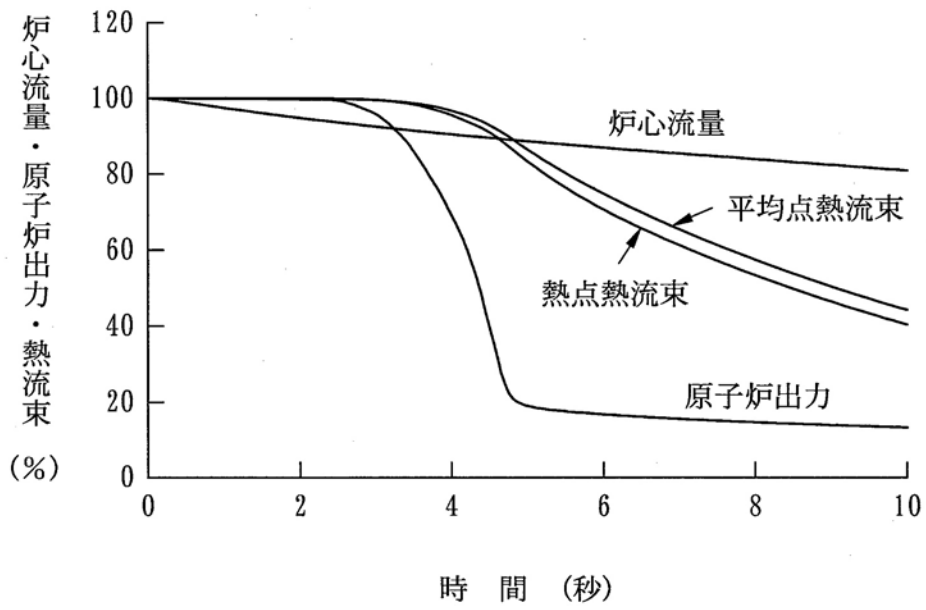
第1.15-93図 制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力



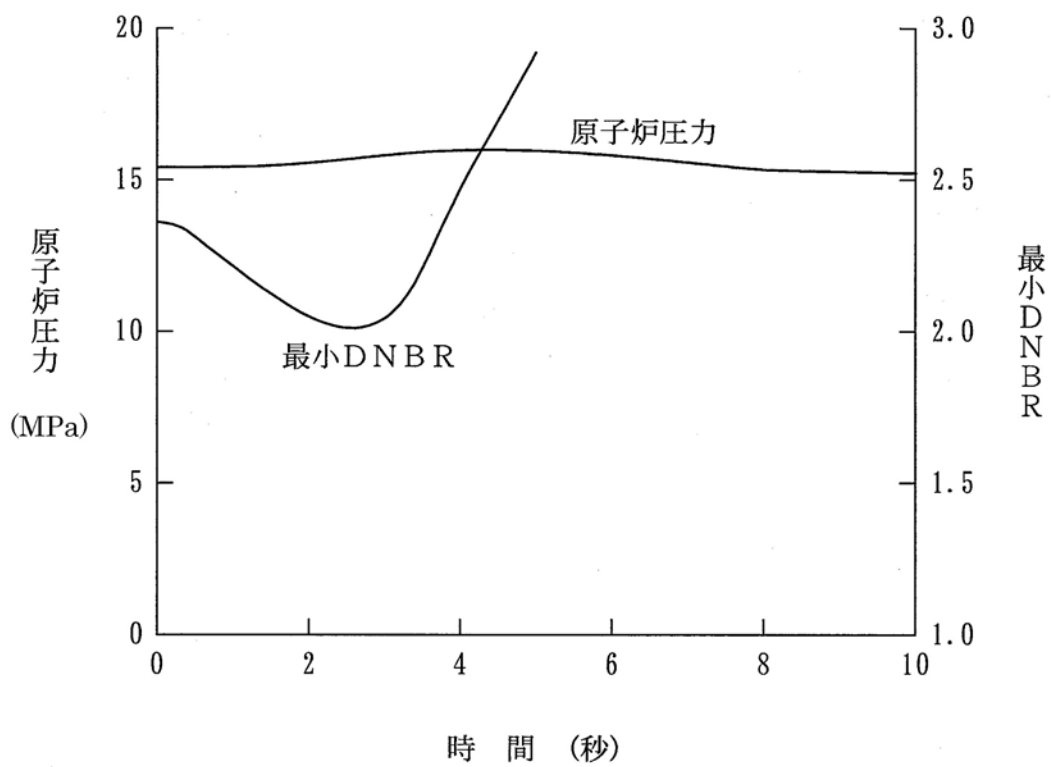
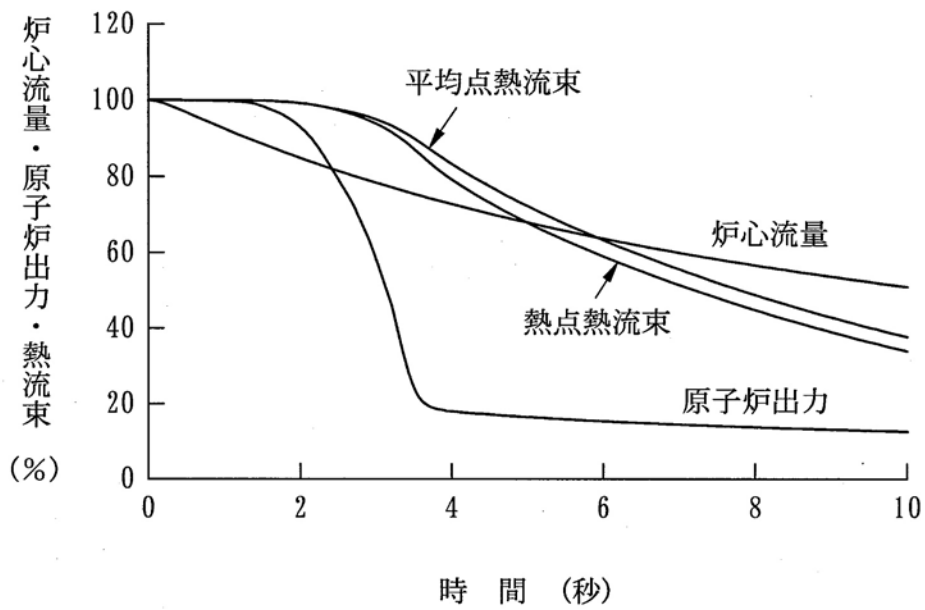
第1.15-94図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力ー圧力解析



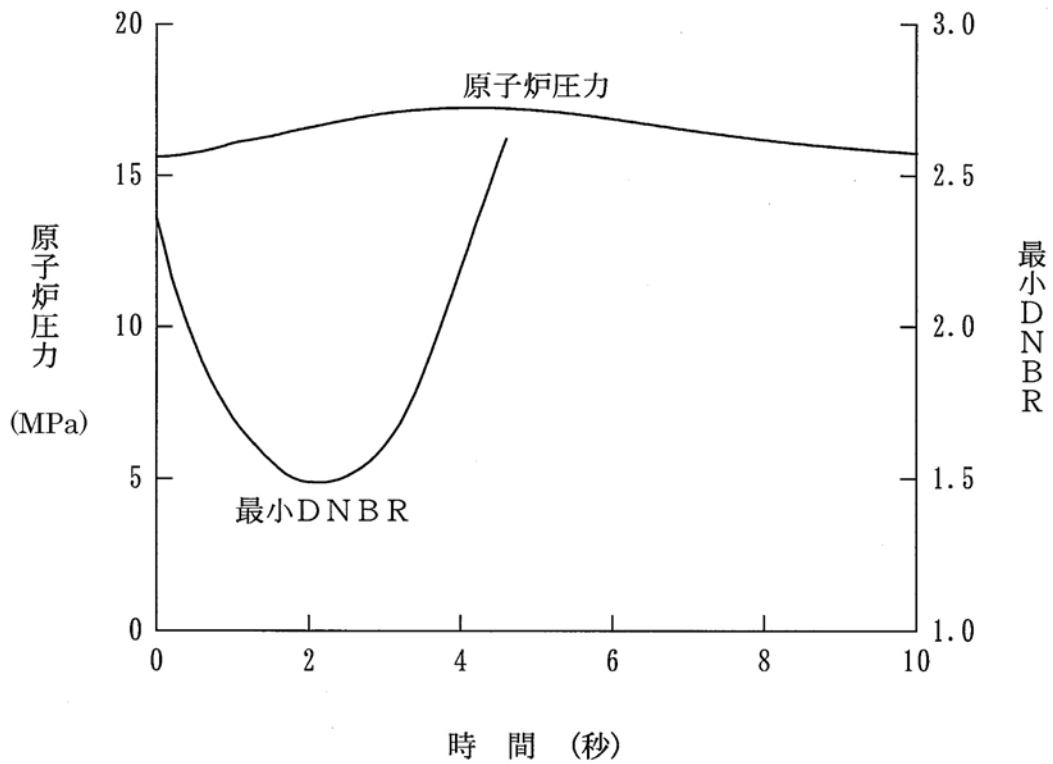
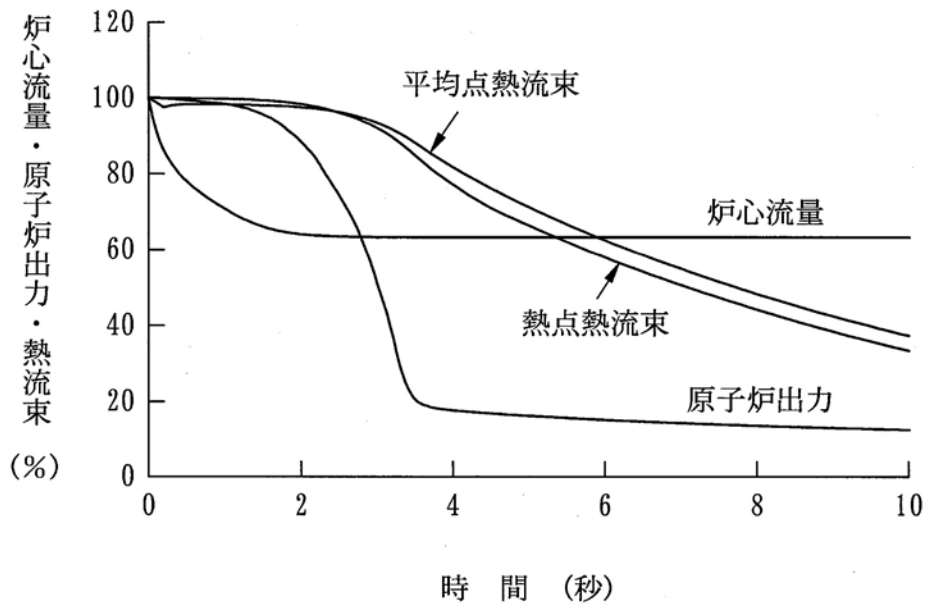
第1.15-95図 制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力ー圧力解析



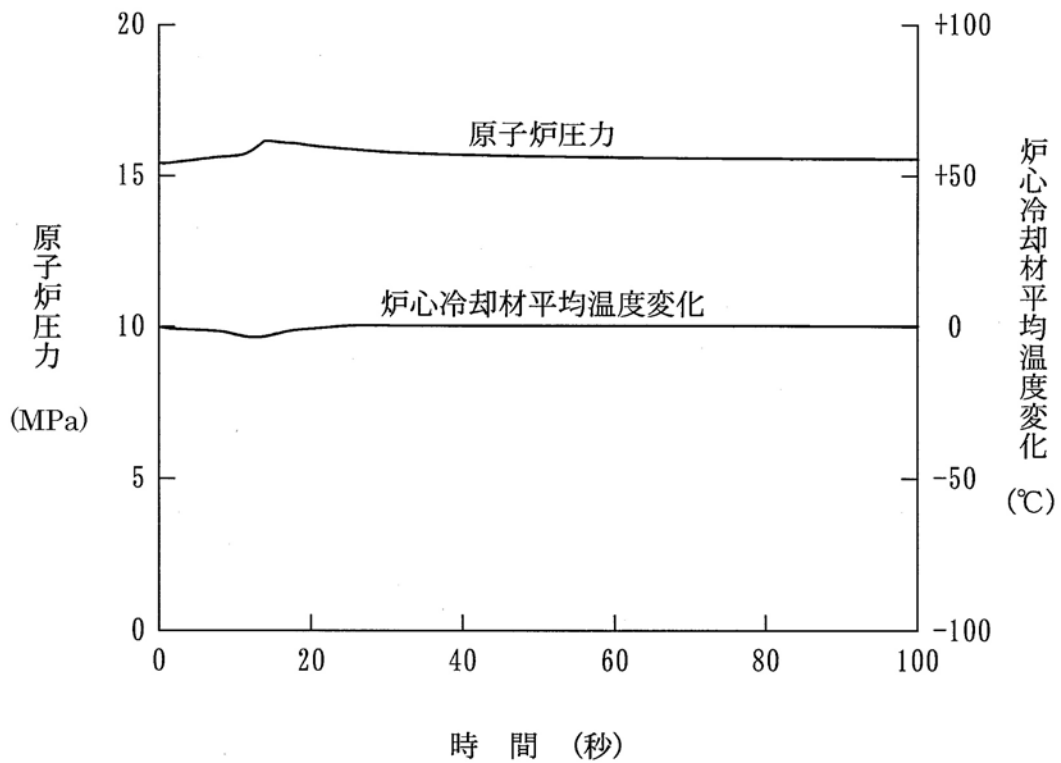
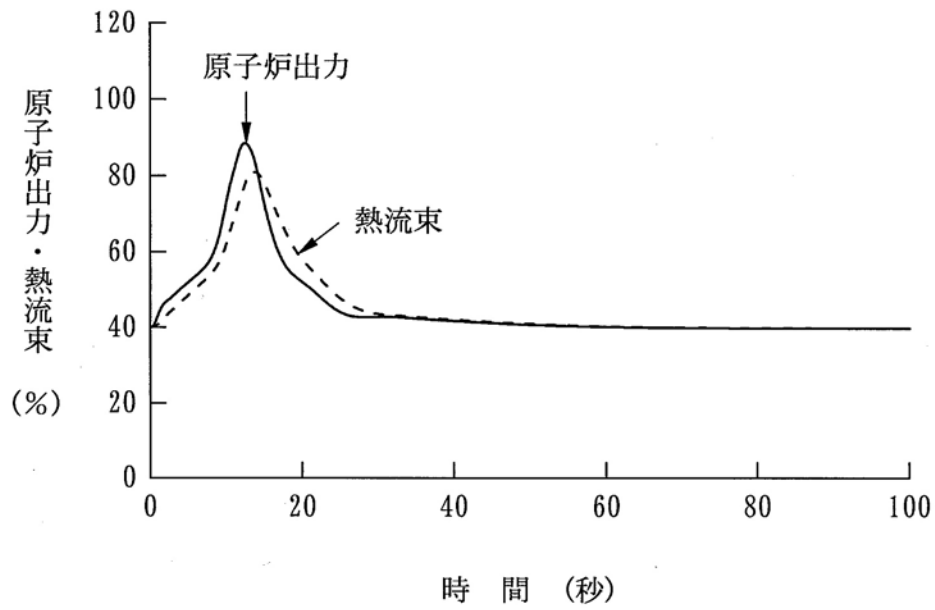
第1.15-96図 原子炉冷却材流量の部分喪失



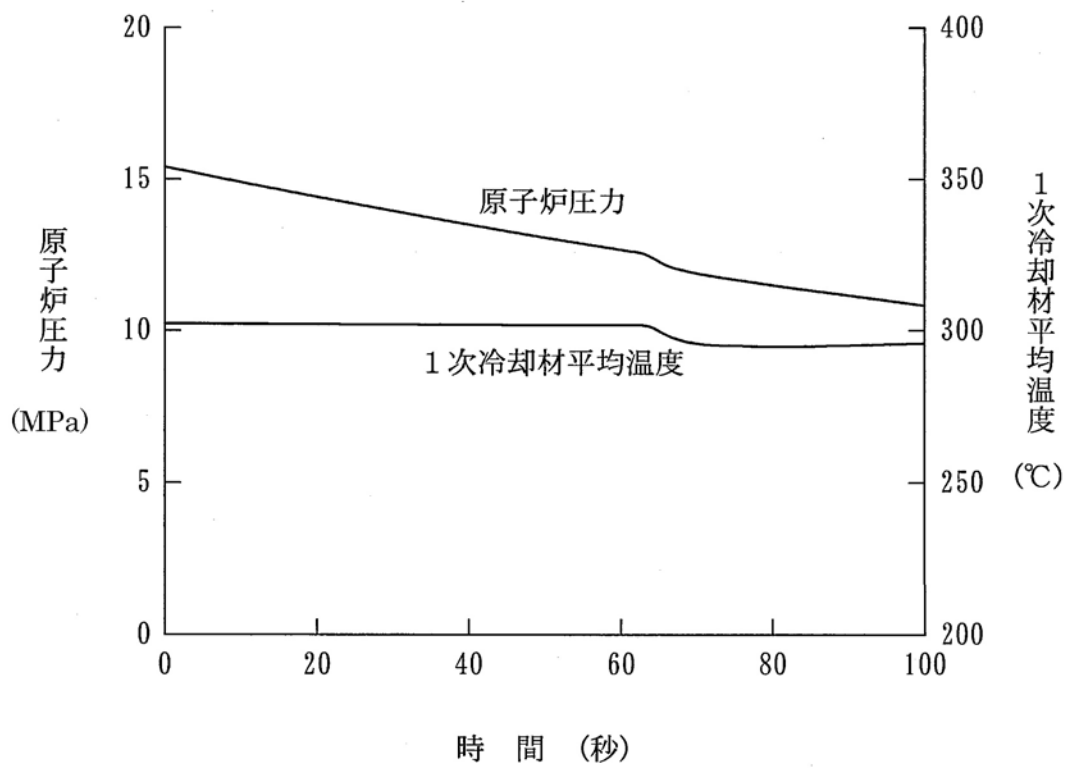
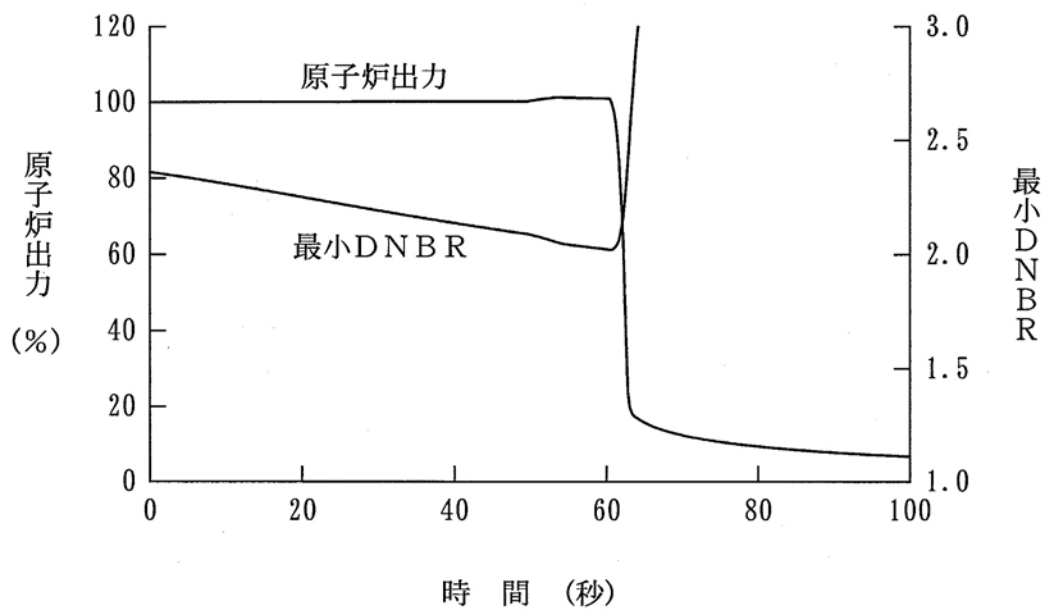
第1.15-97図 原子炉冷却材流量の喪失



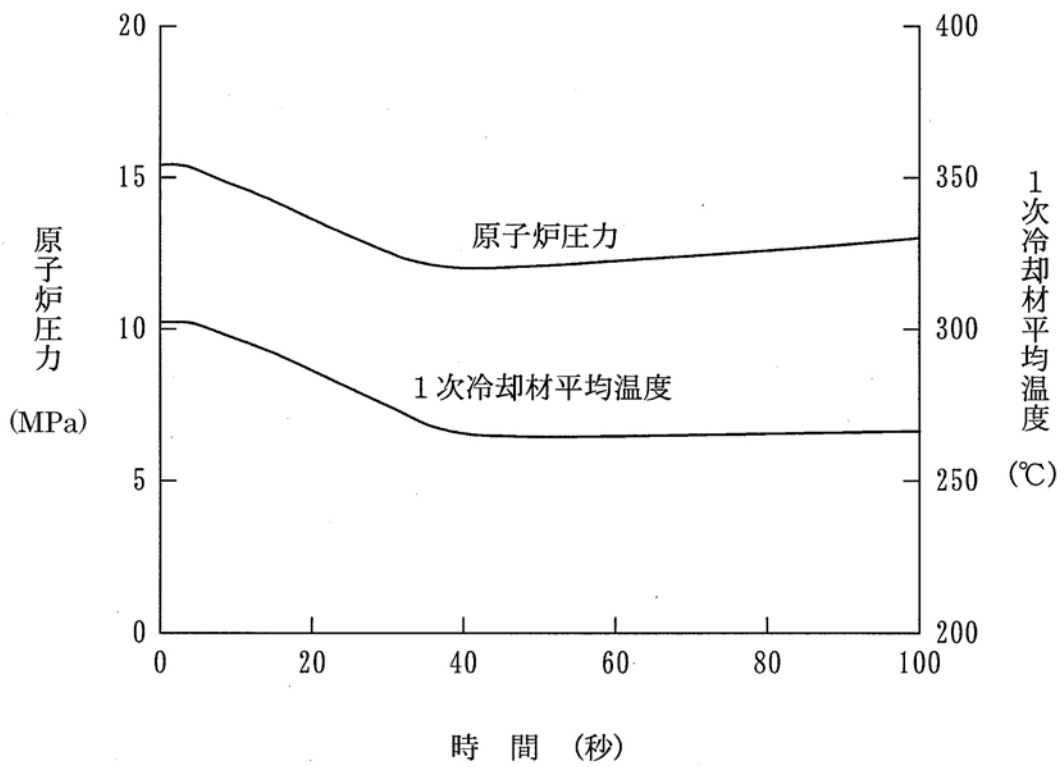
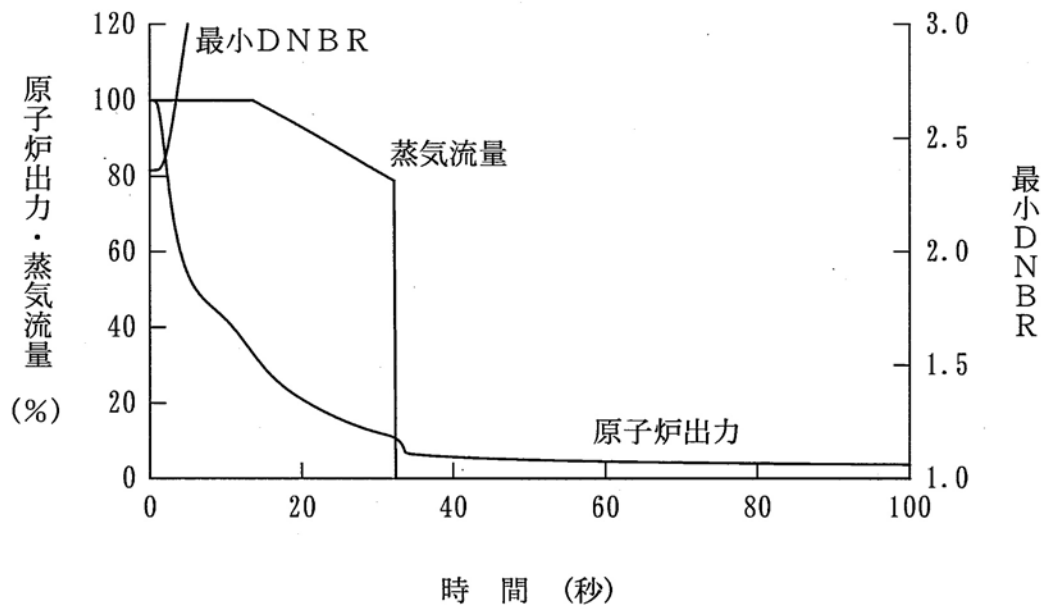
第1.15-98図 原子炉冷却材ポンプの軸固着



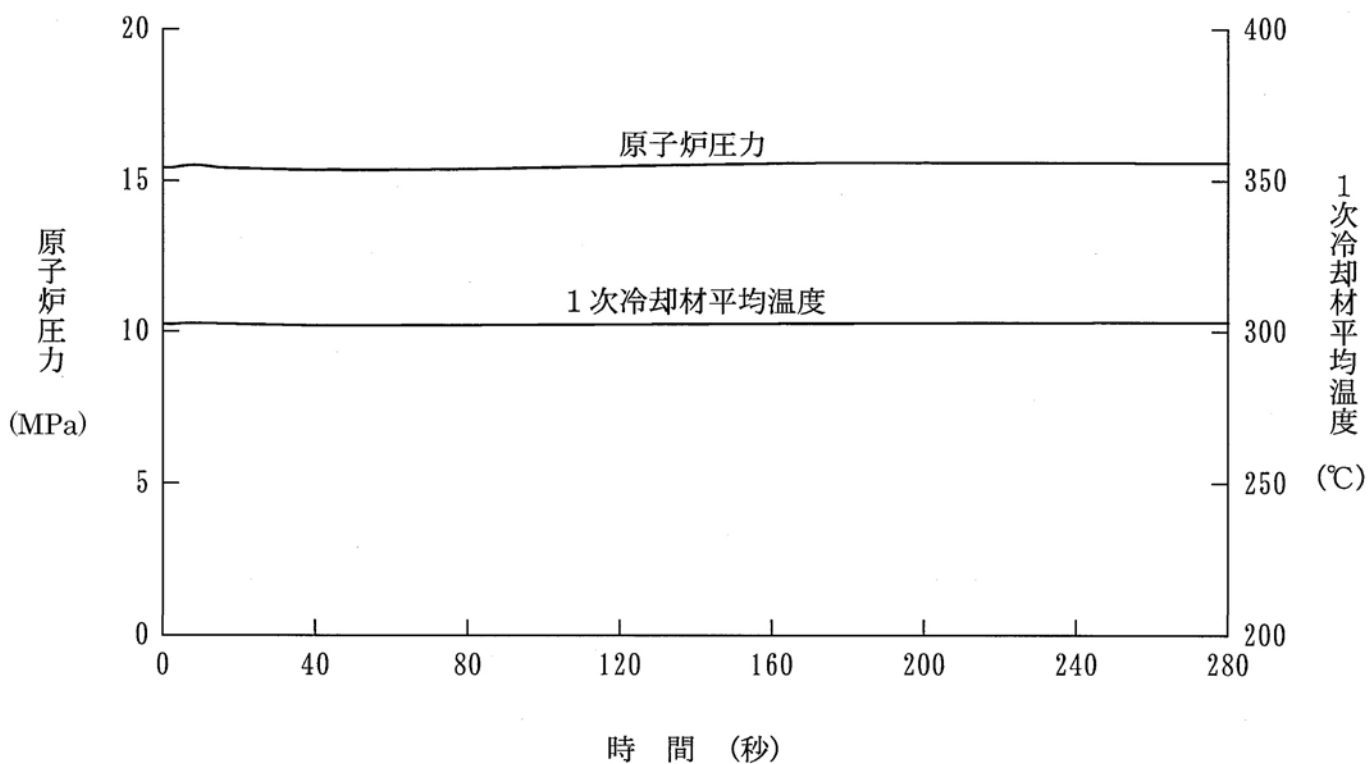
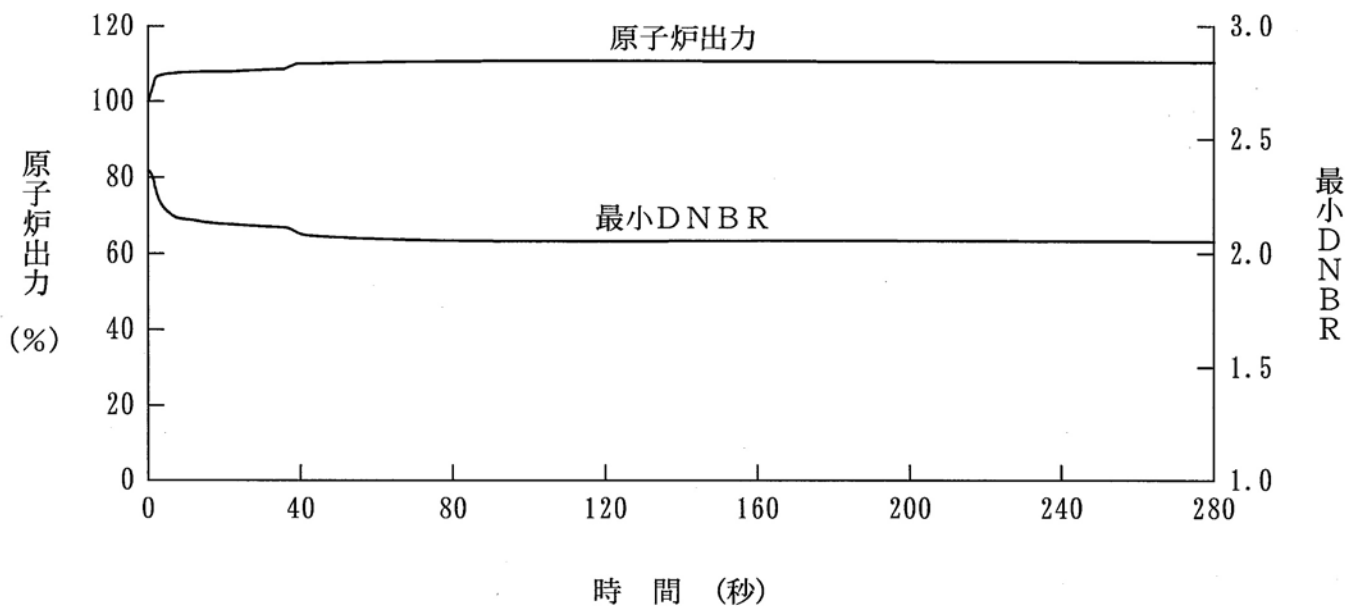
第1.15-99図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



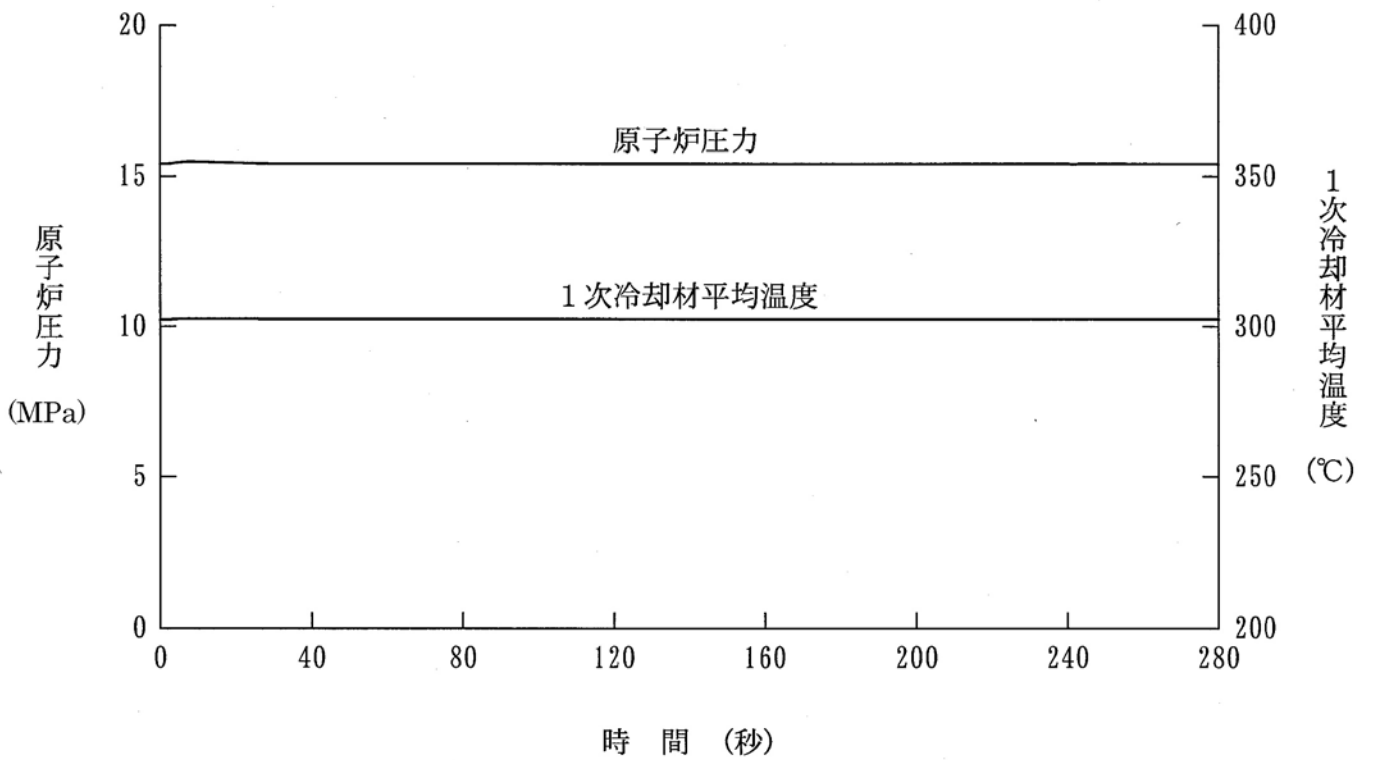
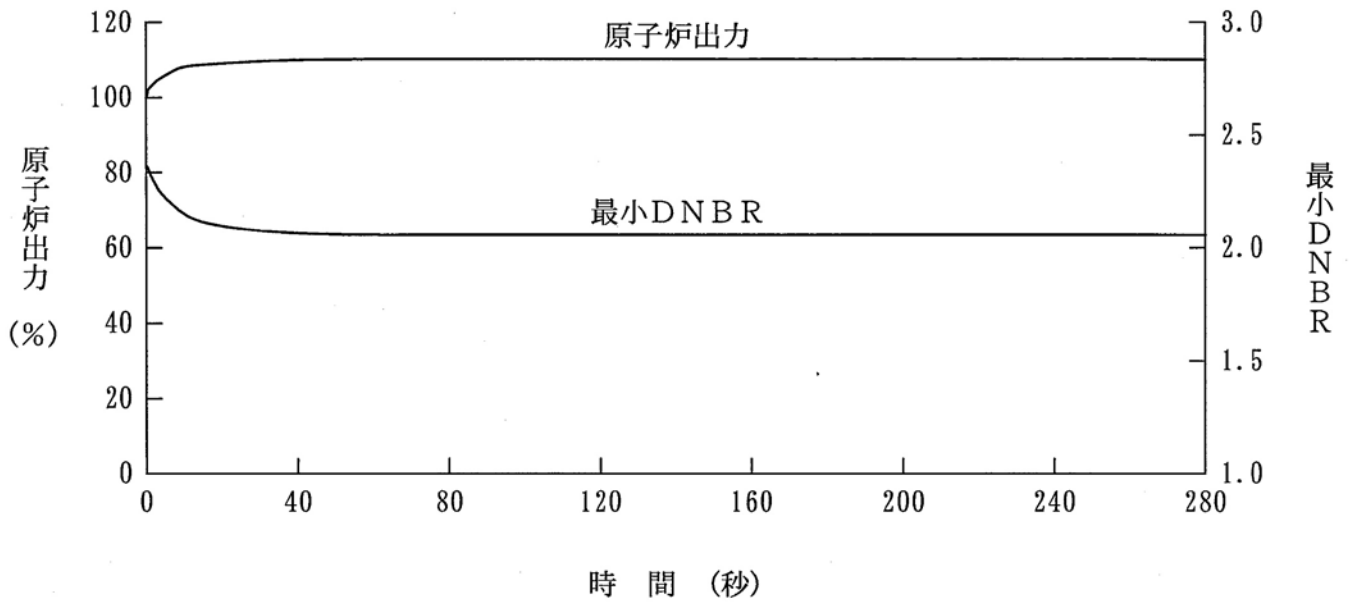
第1.15-100図 原子炉冷却材系の異常な減圧



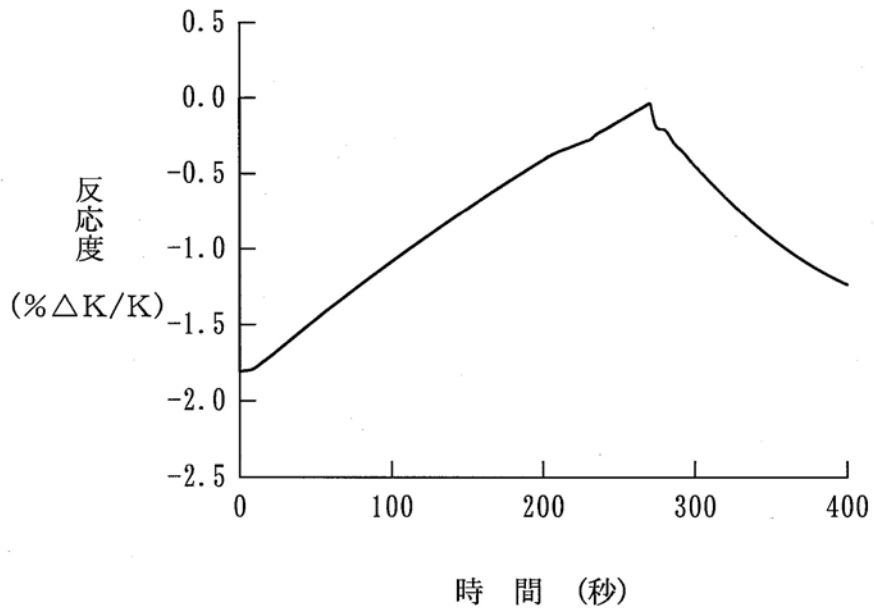
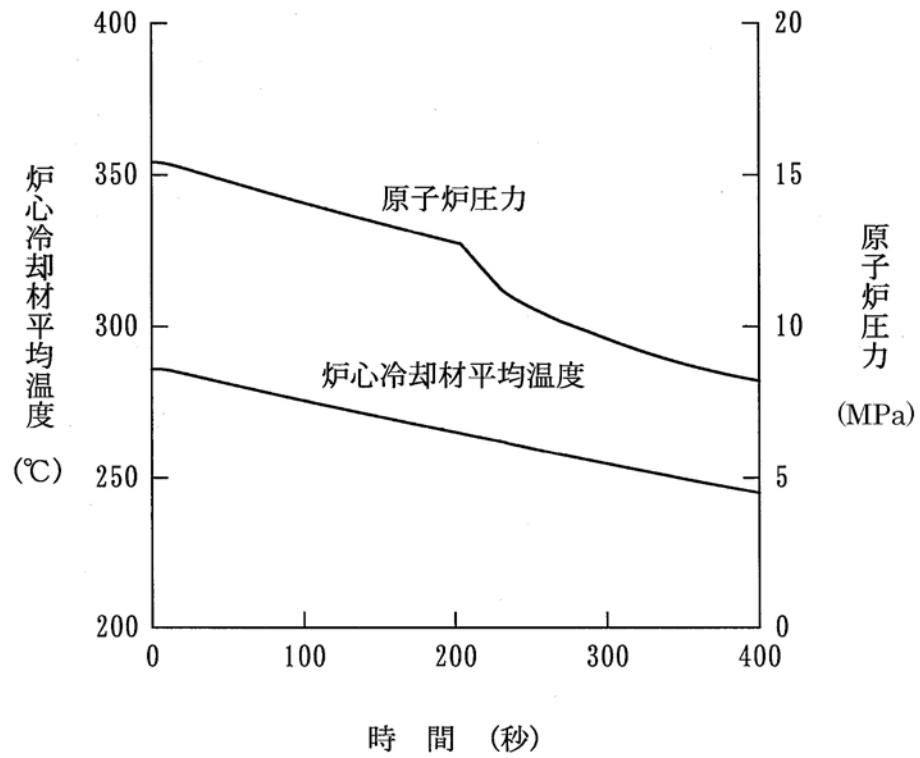
第1.15-101図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動



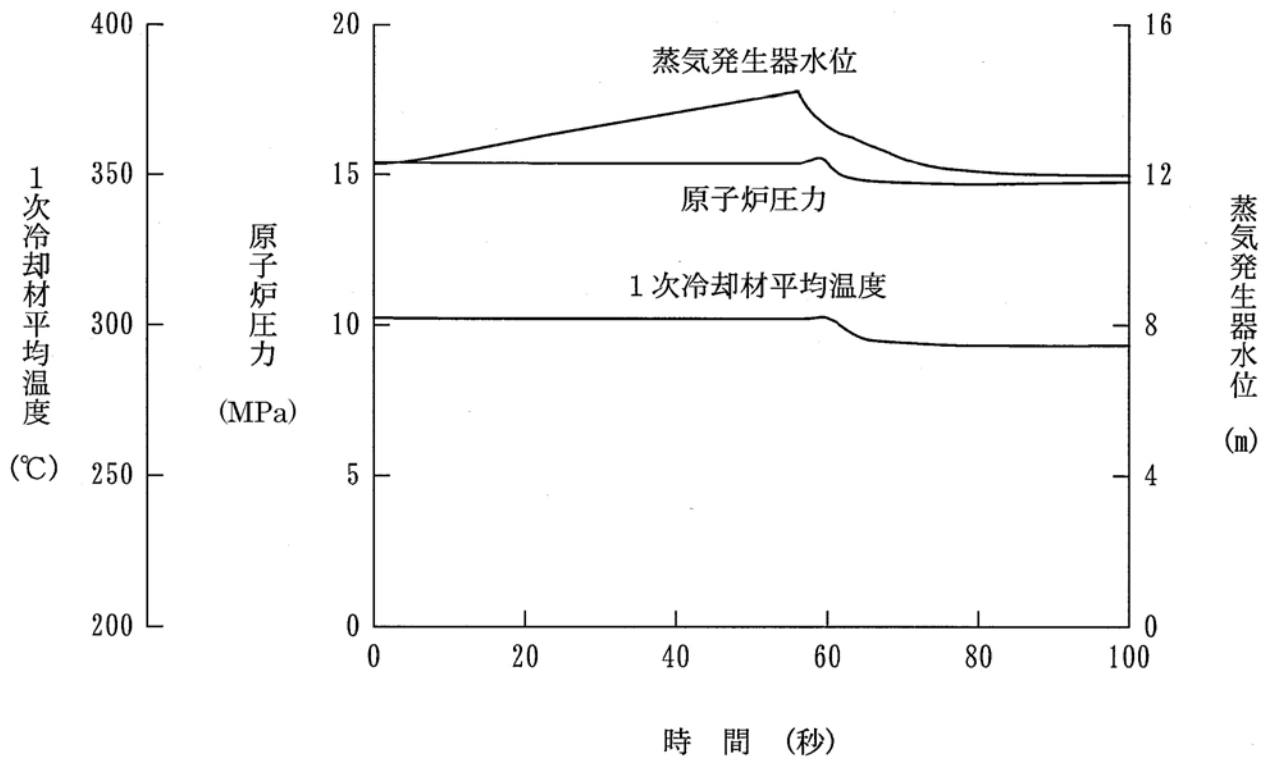
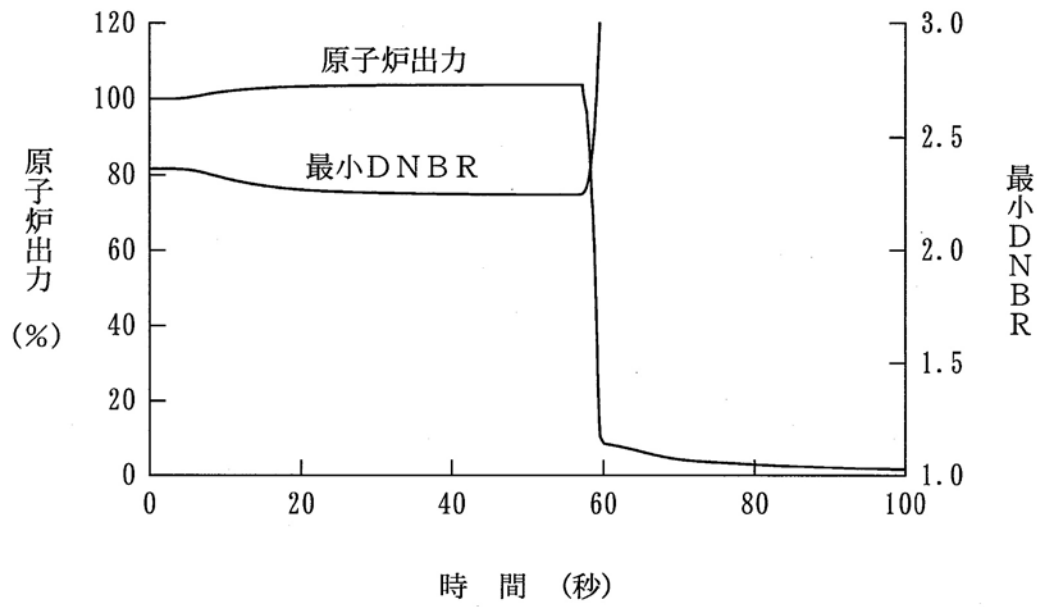
第1.15-102図 蒸気負荷の異常な増加ーケースC
(自動運転・サイクル初期)



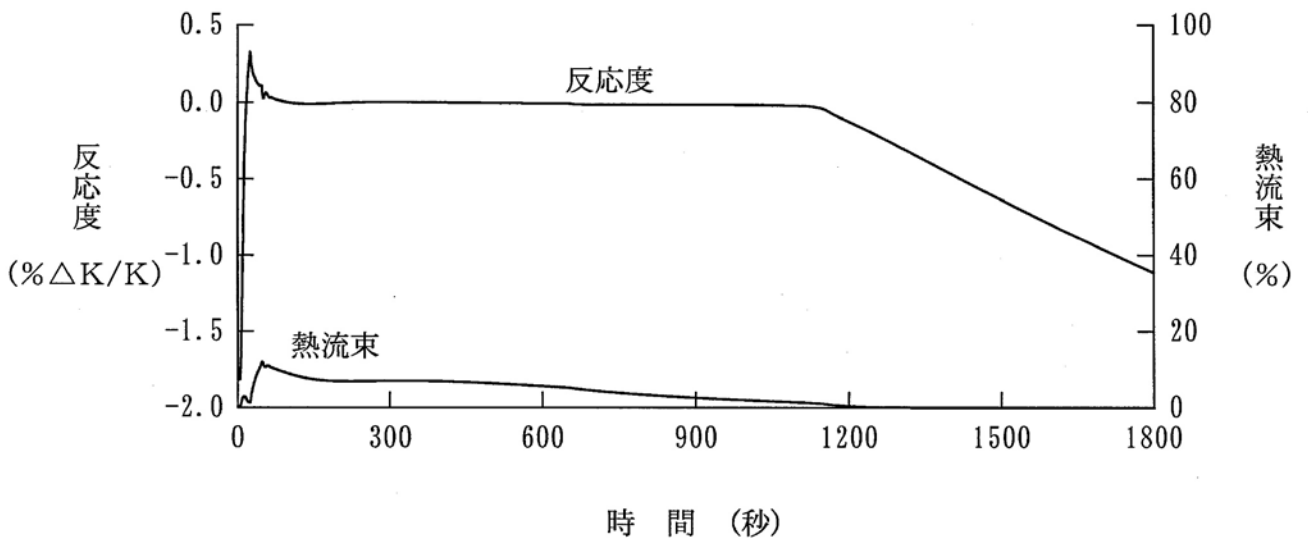
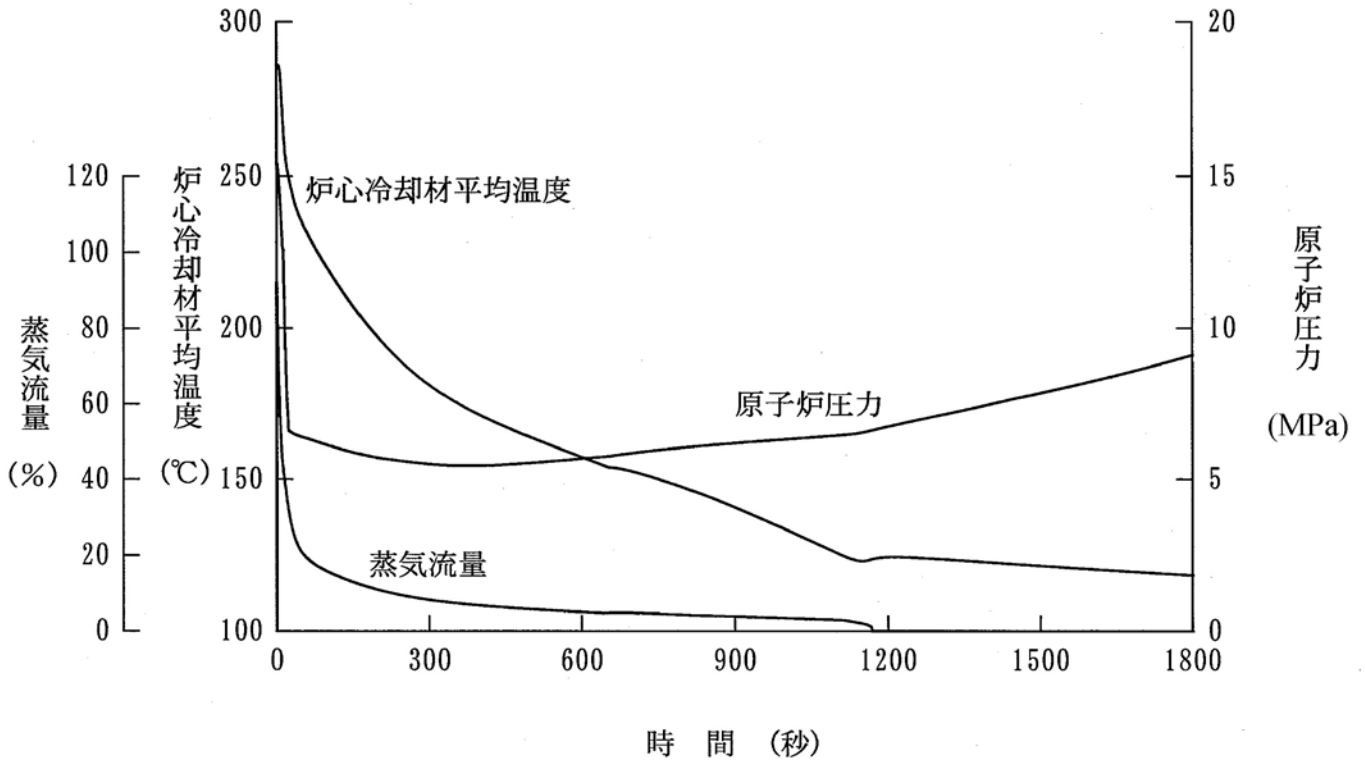
第1.15-103図 蒸気負荷の異常な増加ーケースD
(自動運転・サイクル末期)



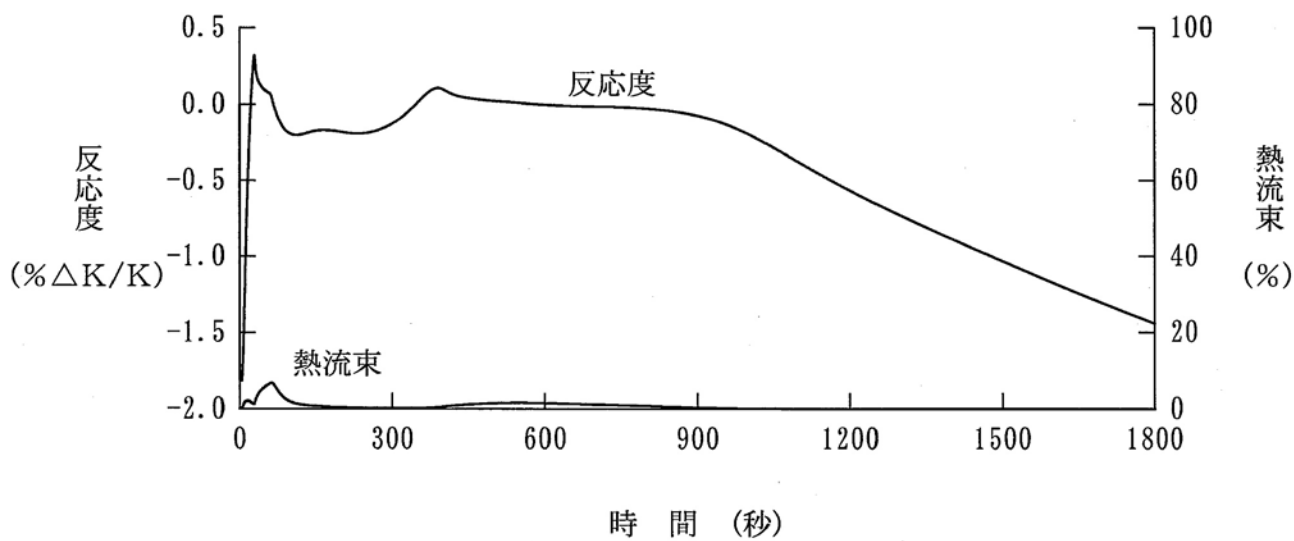
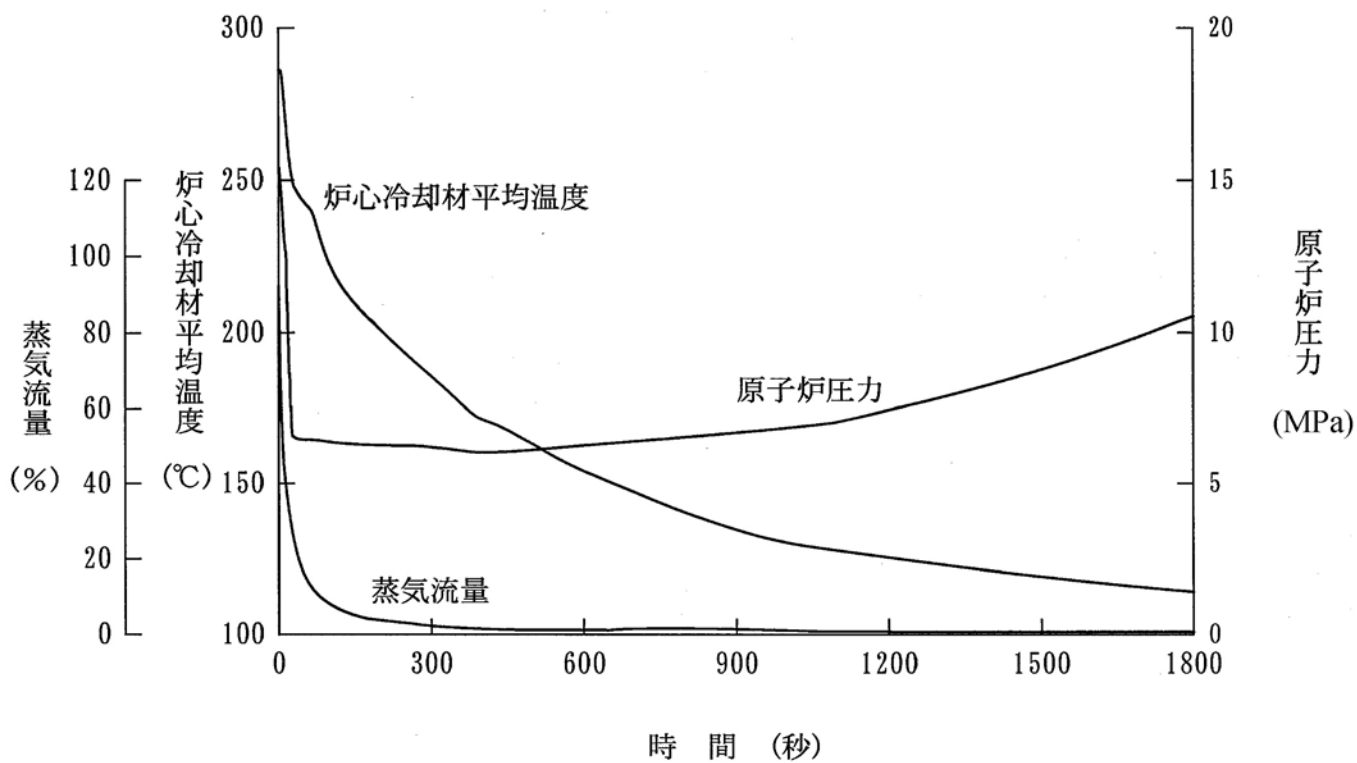
第1.15-104図 2次冷却系の異常な減圧



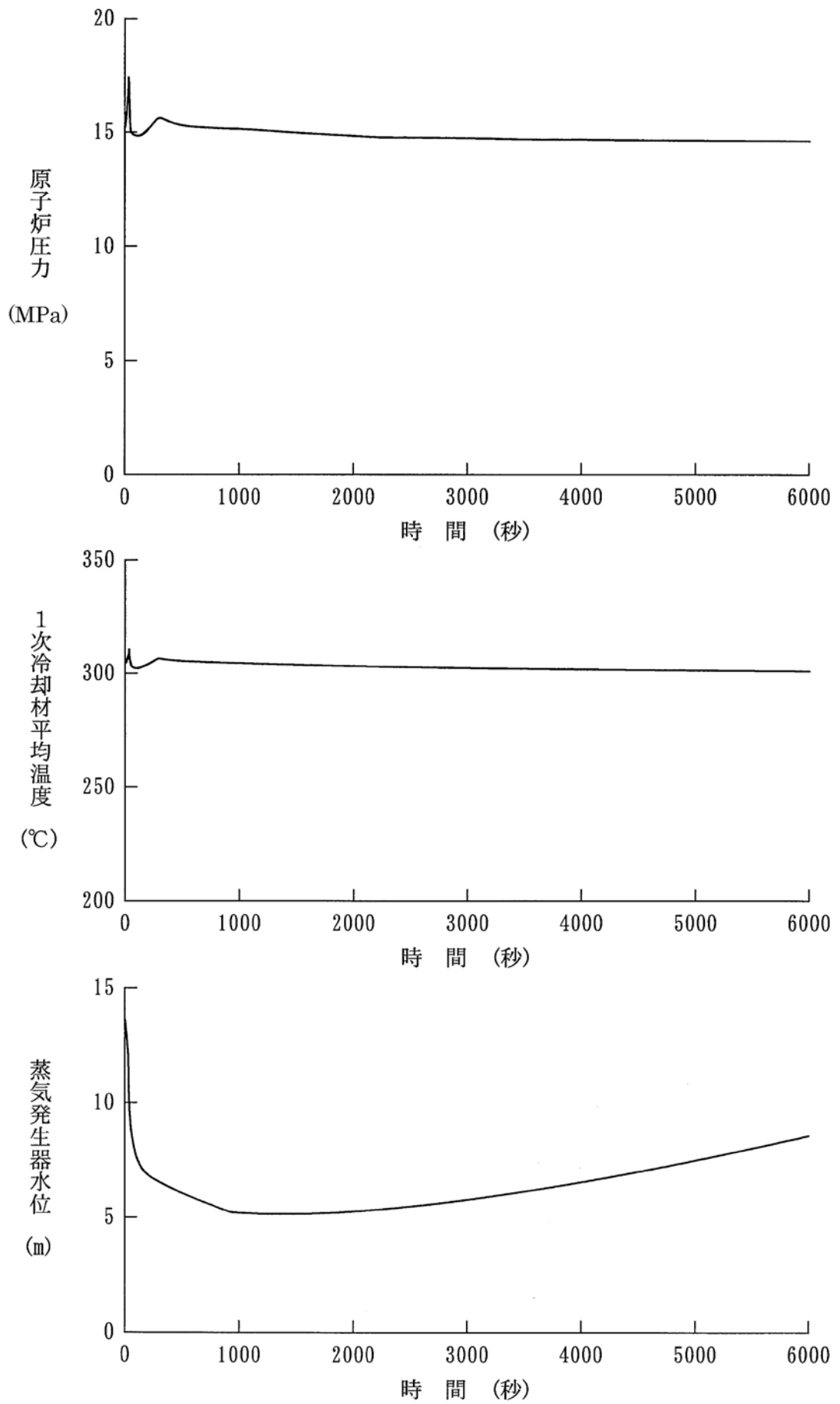
第1.15-105図 蒸気発生器への過剰給水



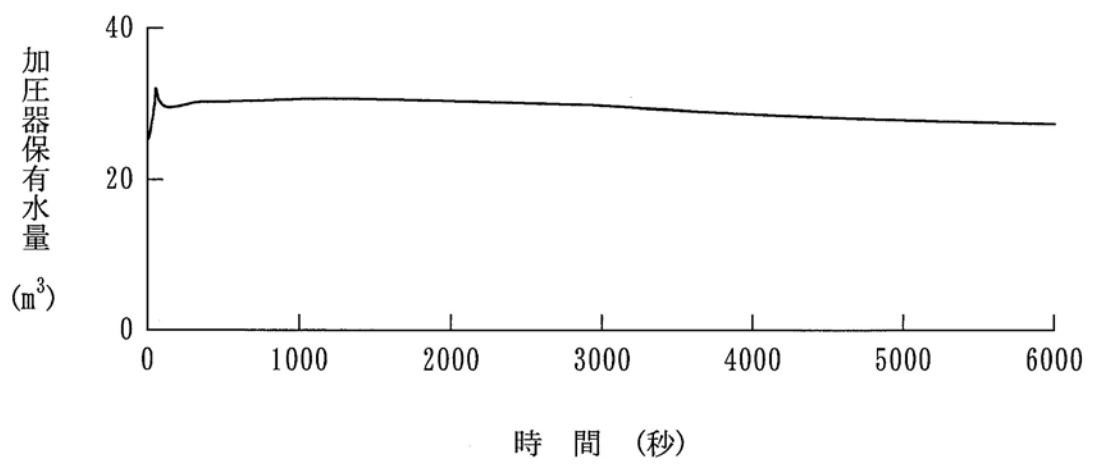
第1.15-106図 主蒸気管破断一ケースA (外部電源あり)



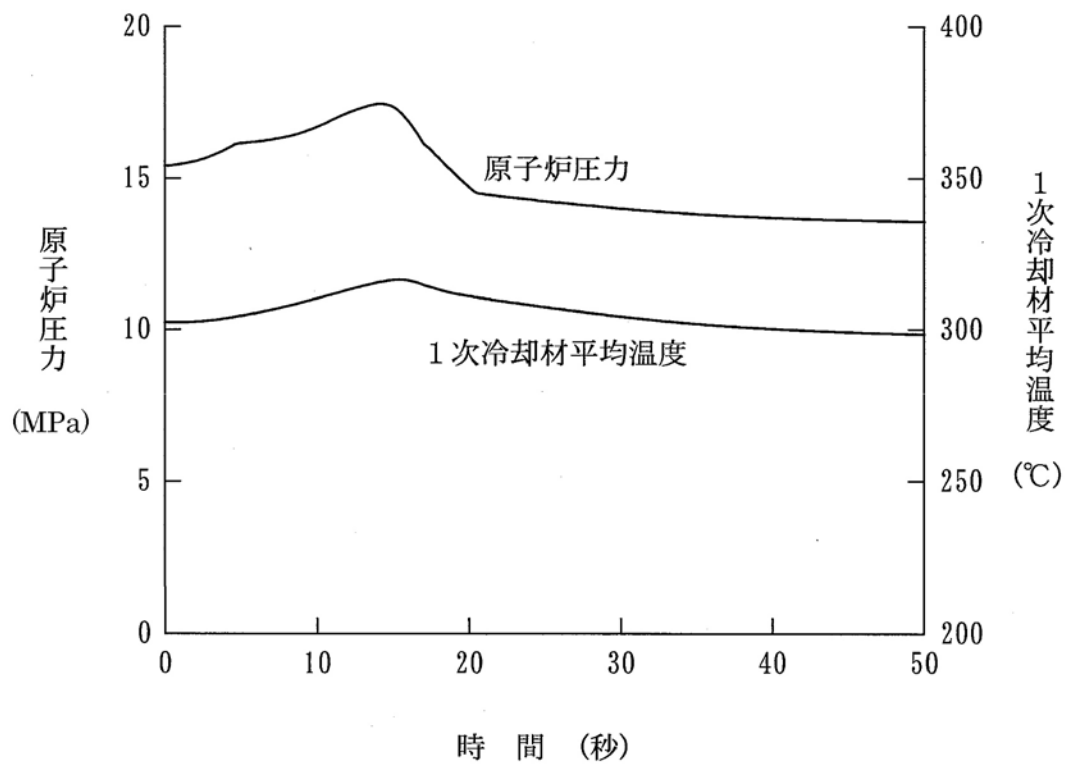
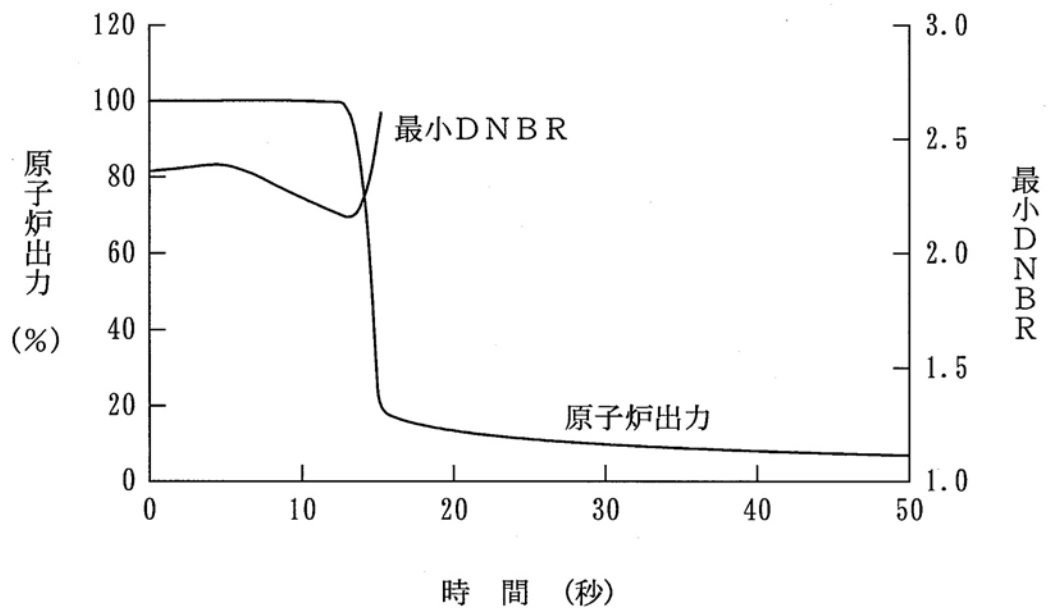
第1.15-107図 主蒸気管破断一ケースB(外部電源なし)



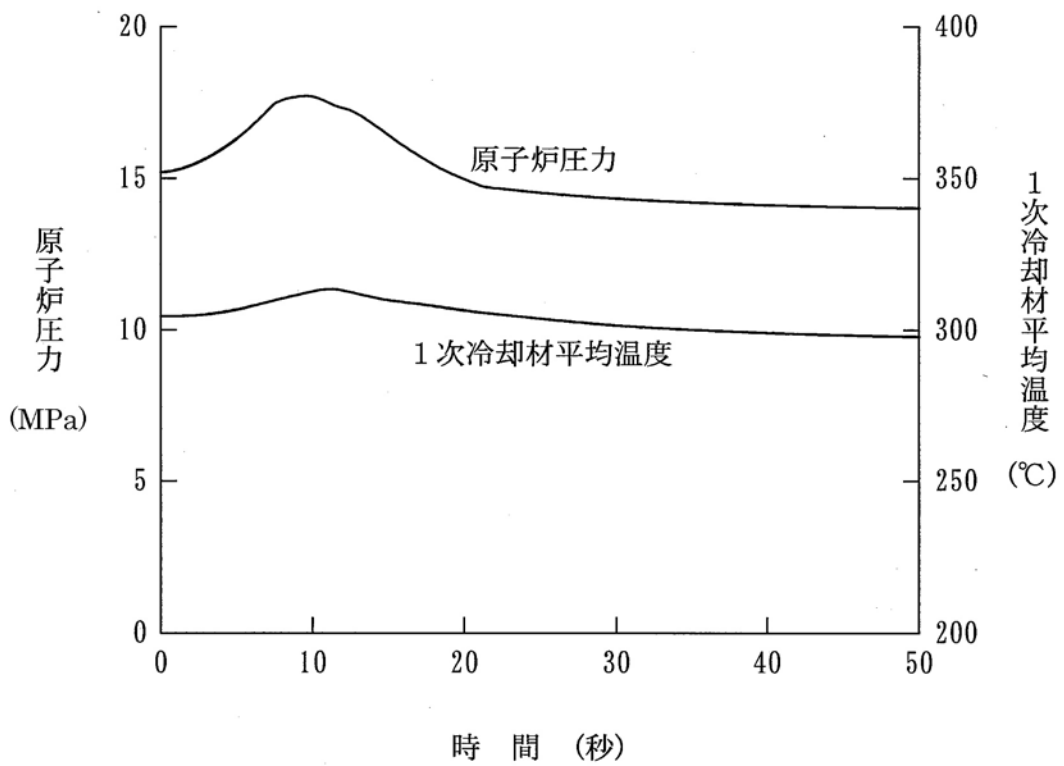
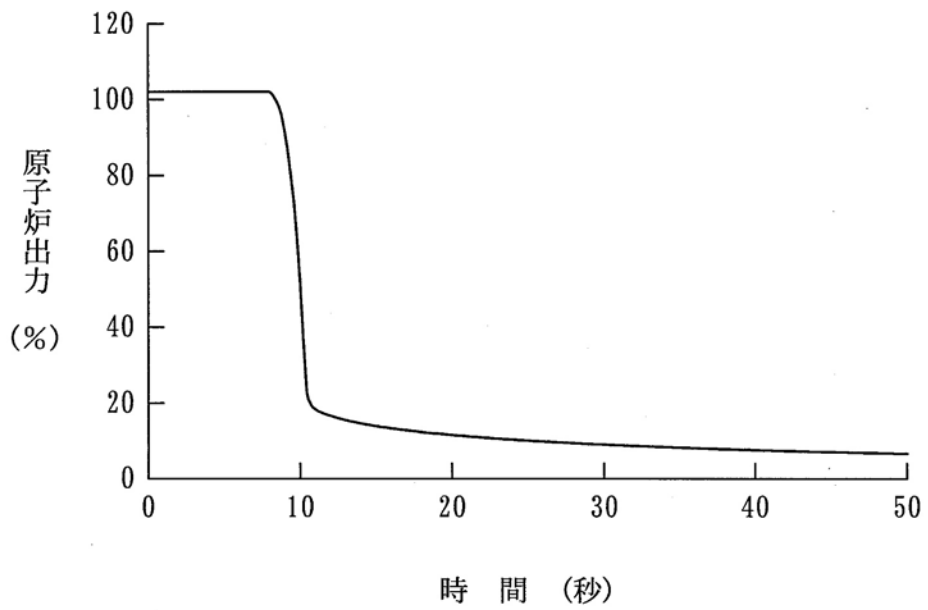
第1.15-108図 主給水流量喪失(1)



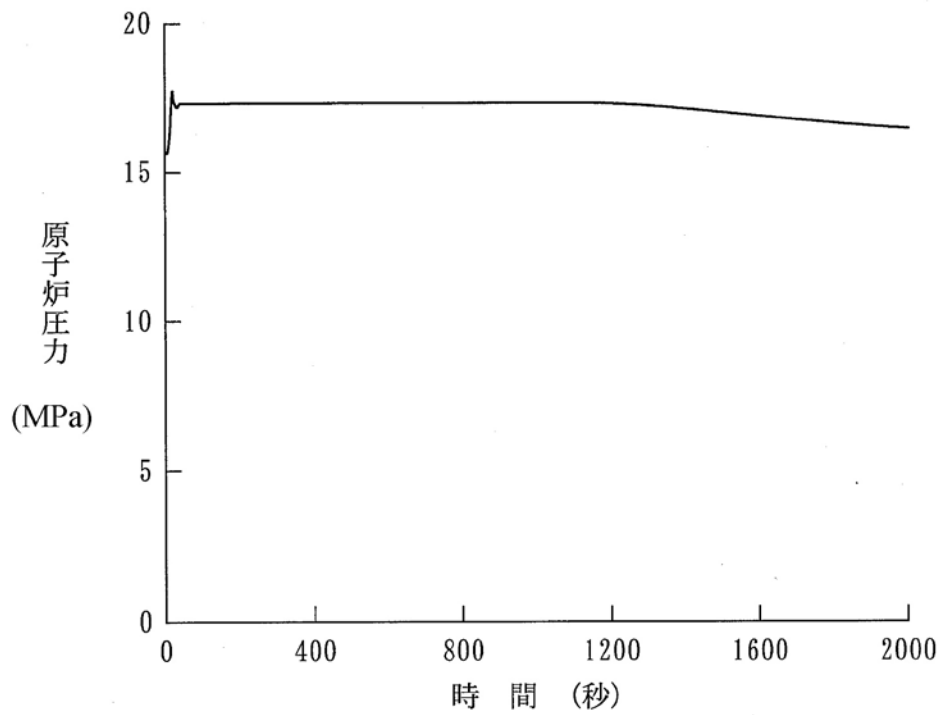
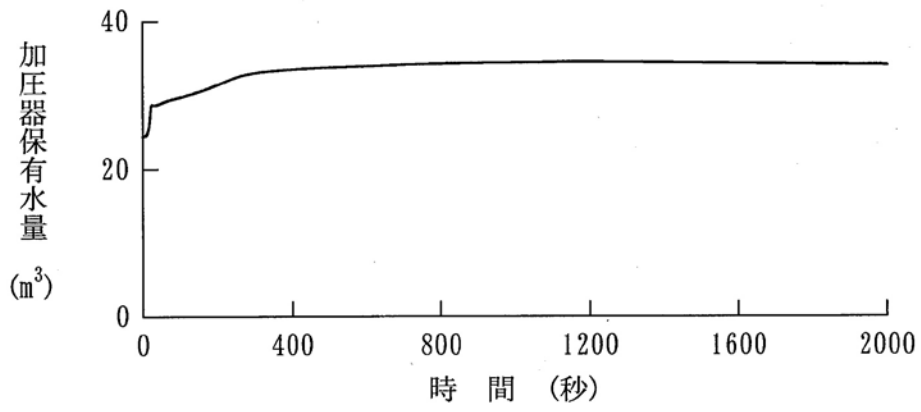
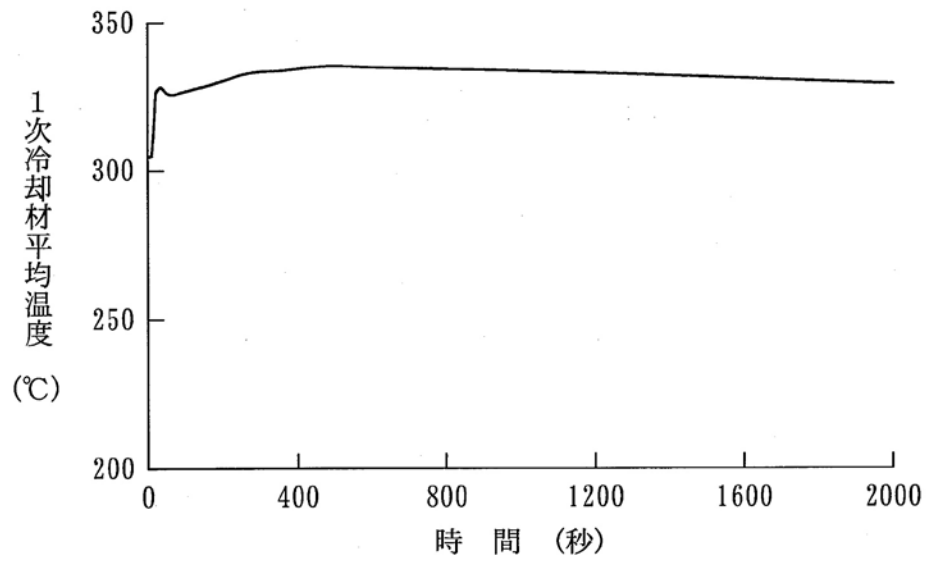
第1.15-109図 主給水流量喪失(2)



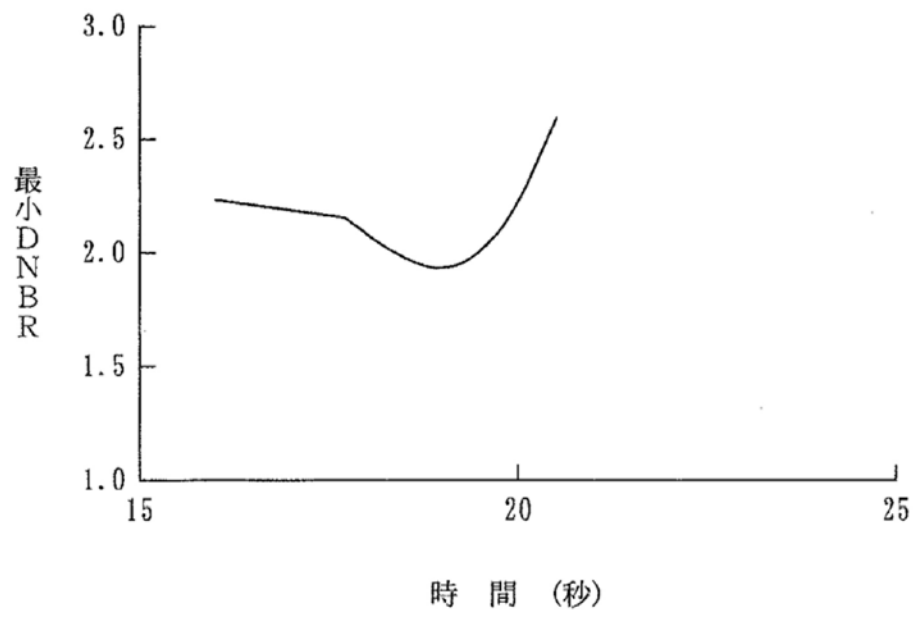
第1.15-110図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系作動



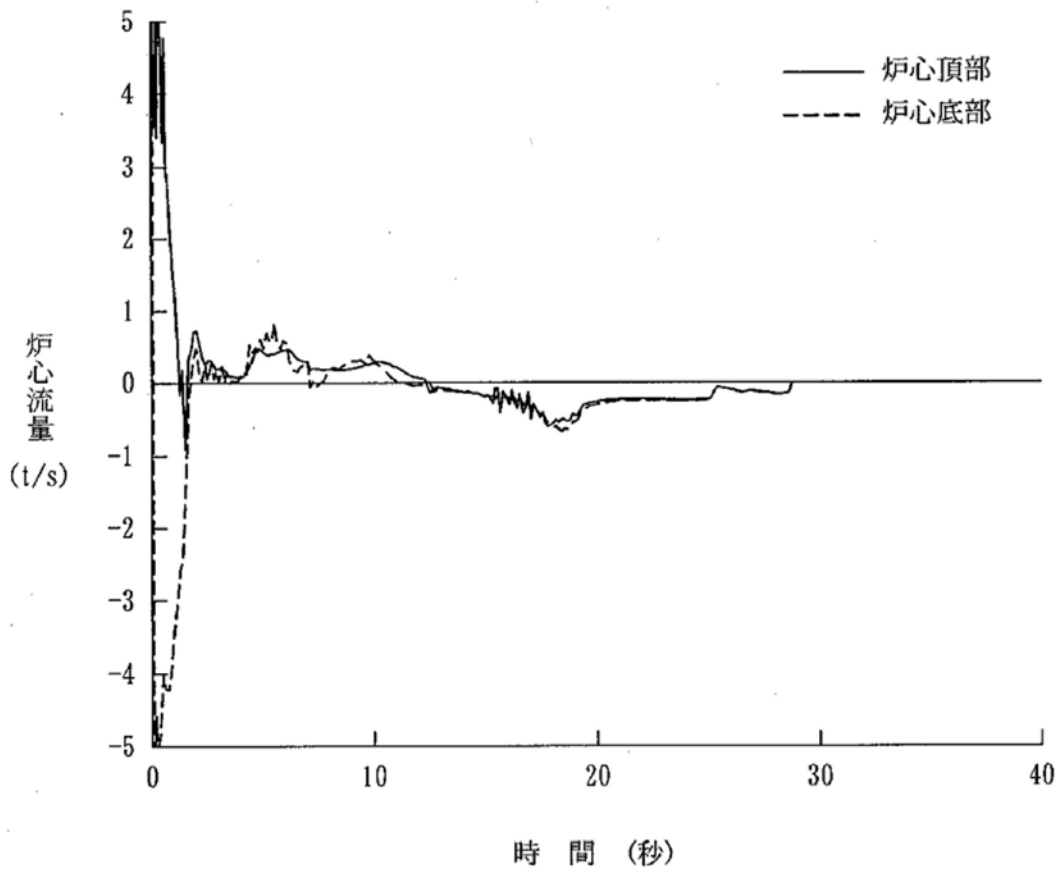
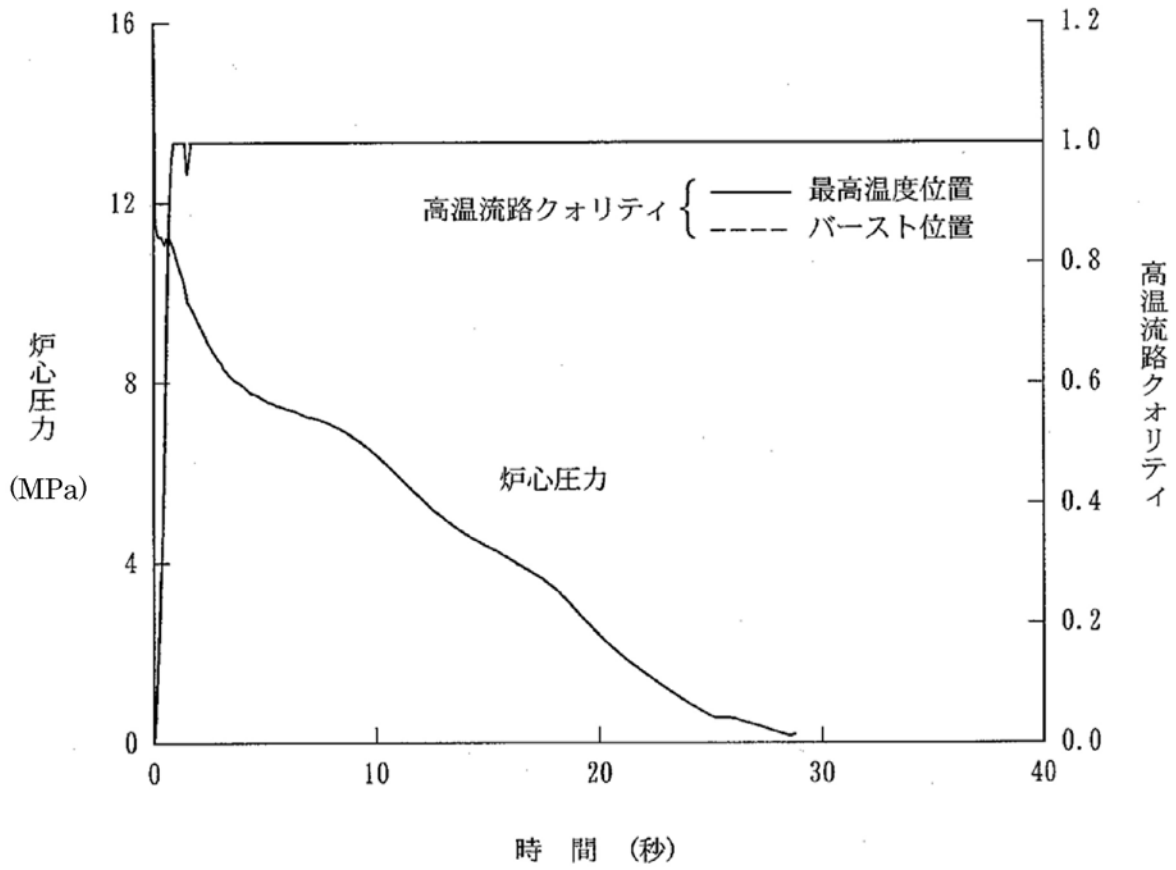
第1.15-111図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動



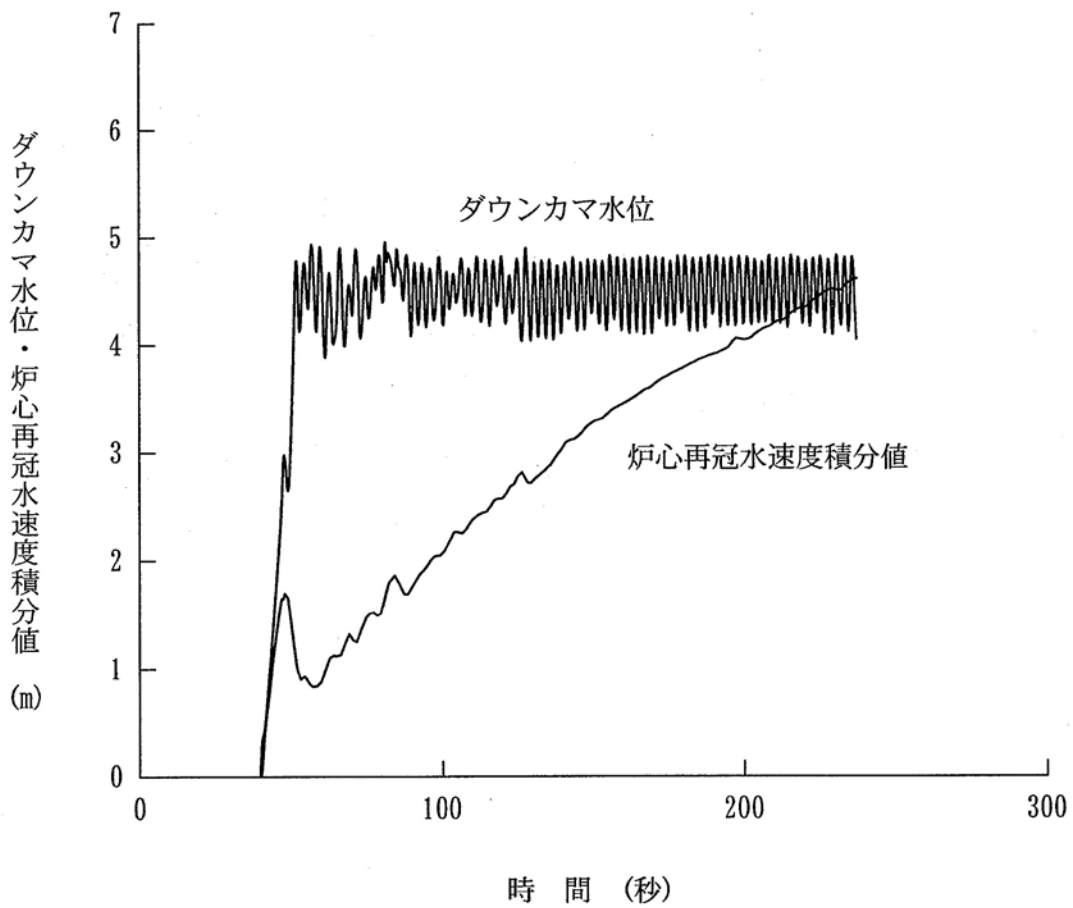
第1.15-112図 主給水管破断(1)



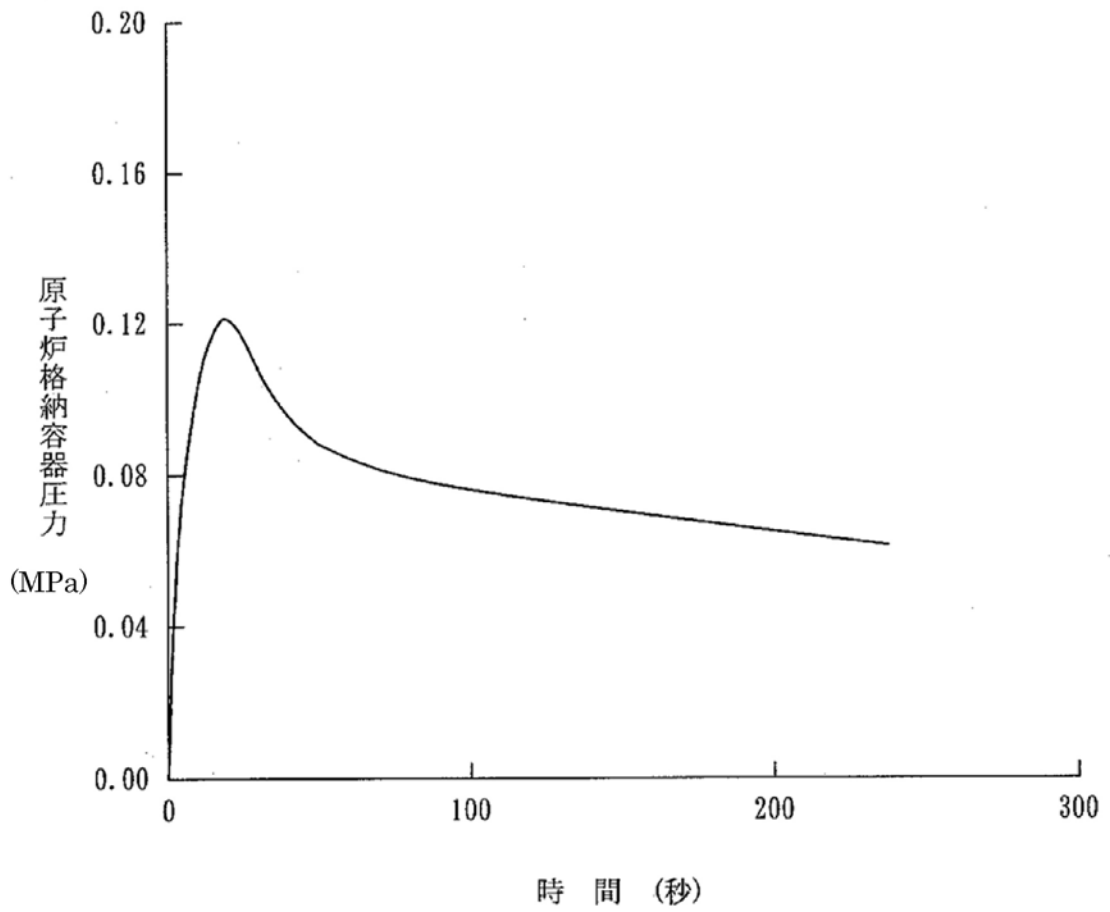
第1.15-113図 主給水管破断(2)



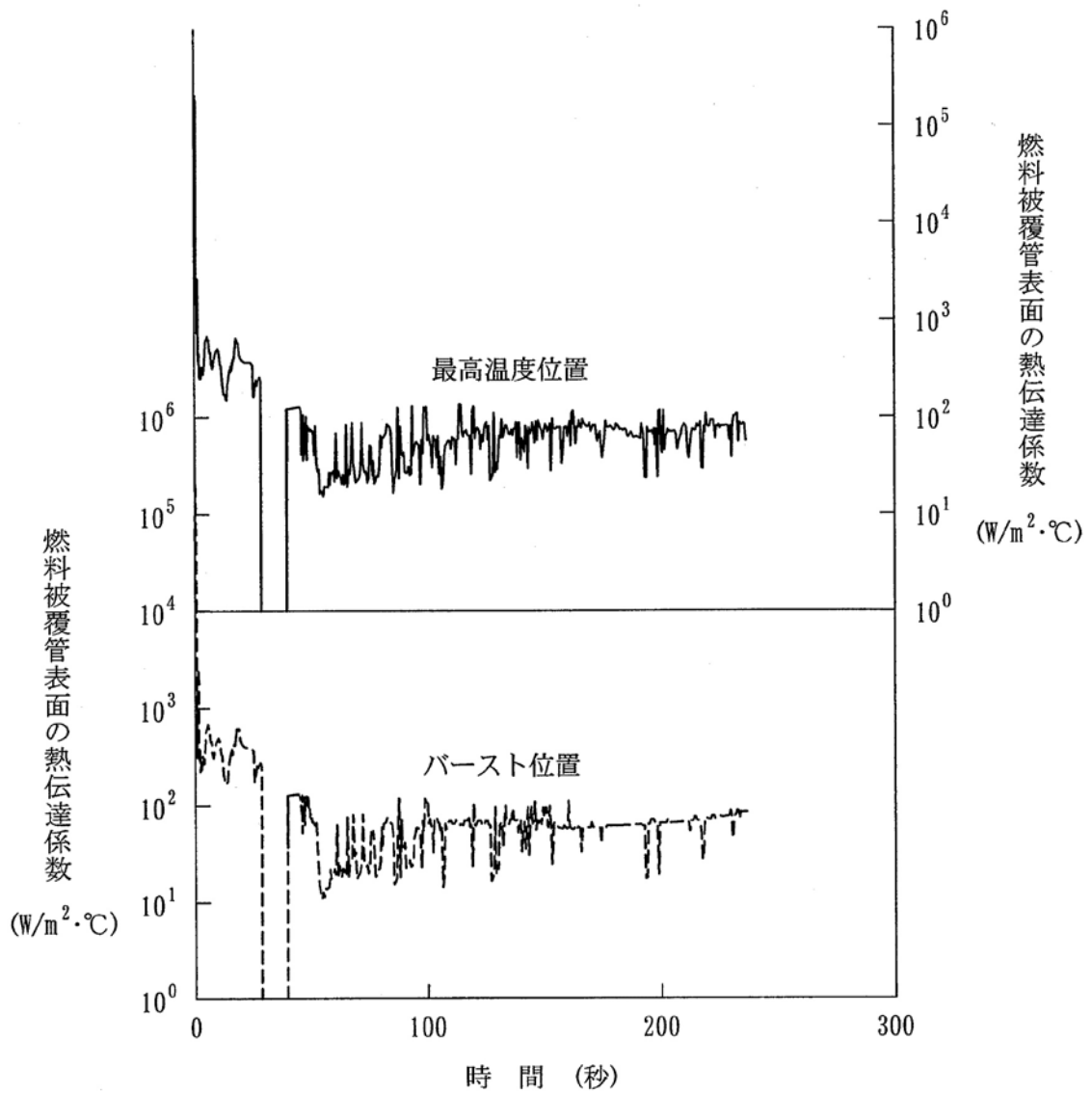
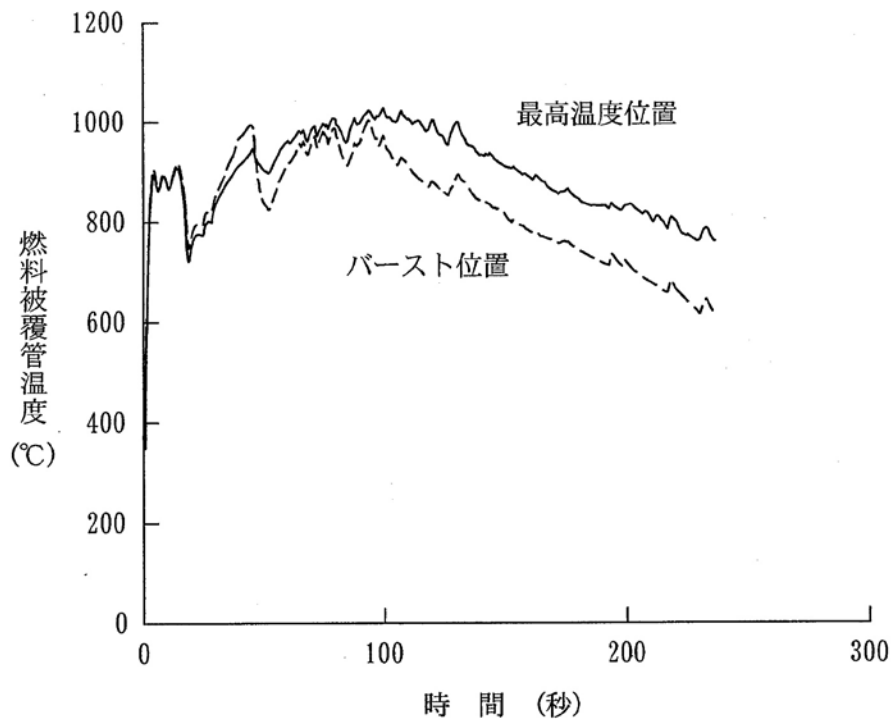
第1.15-114図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(1)



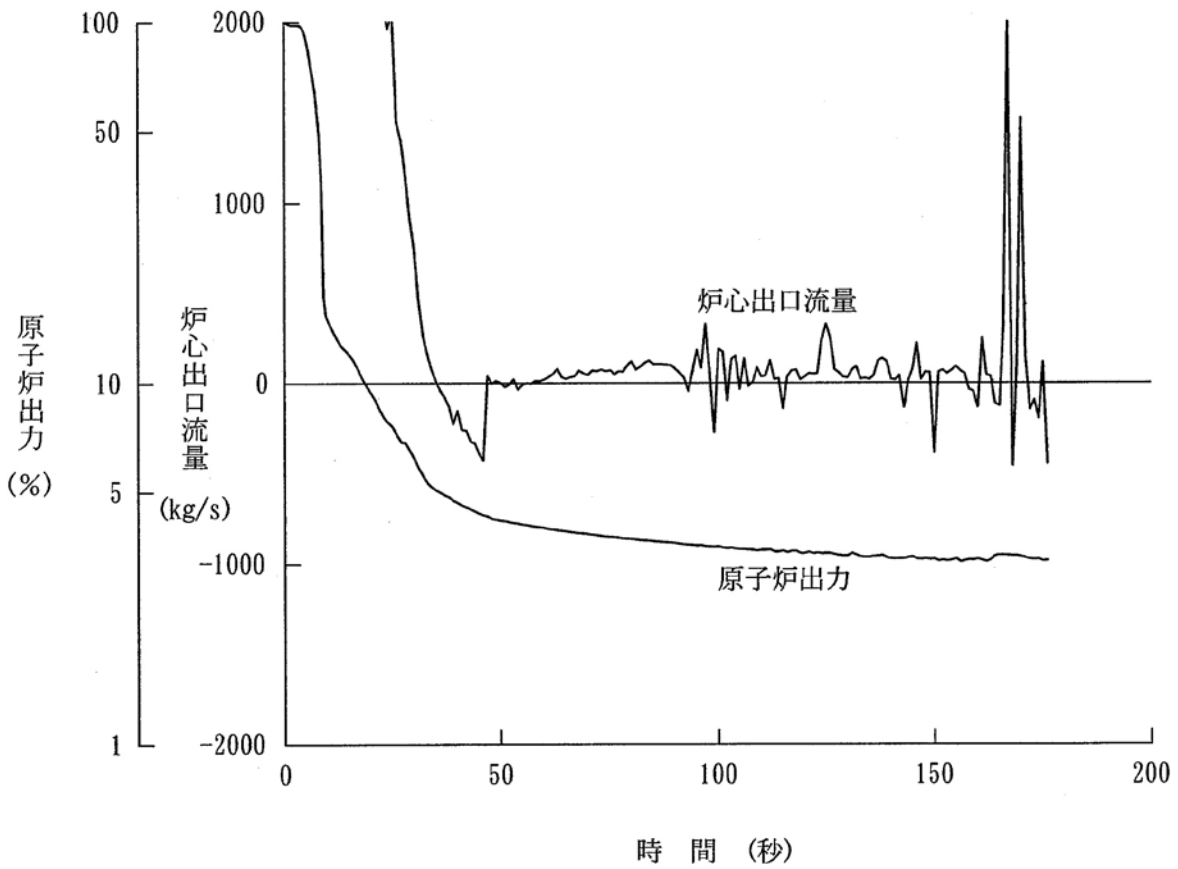
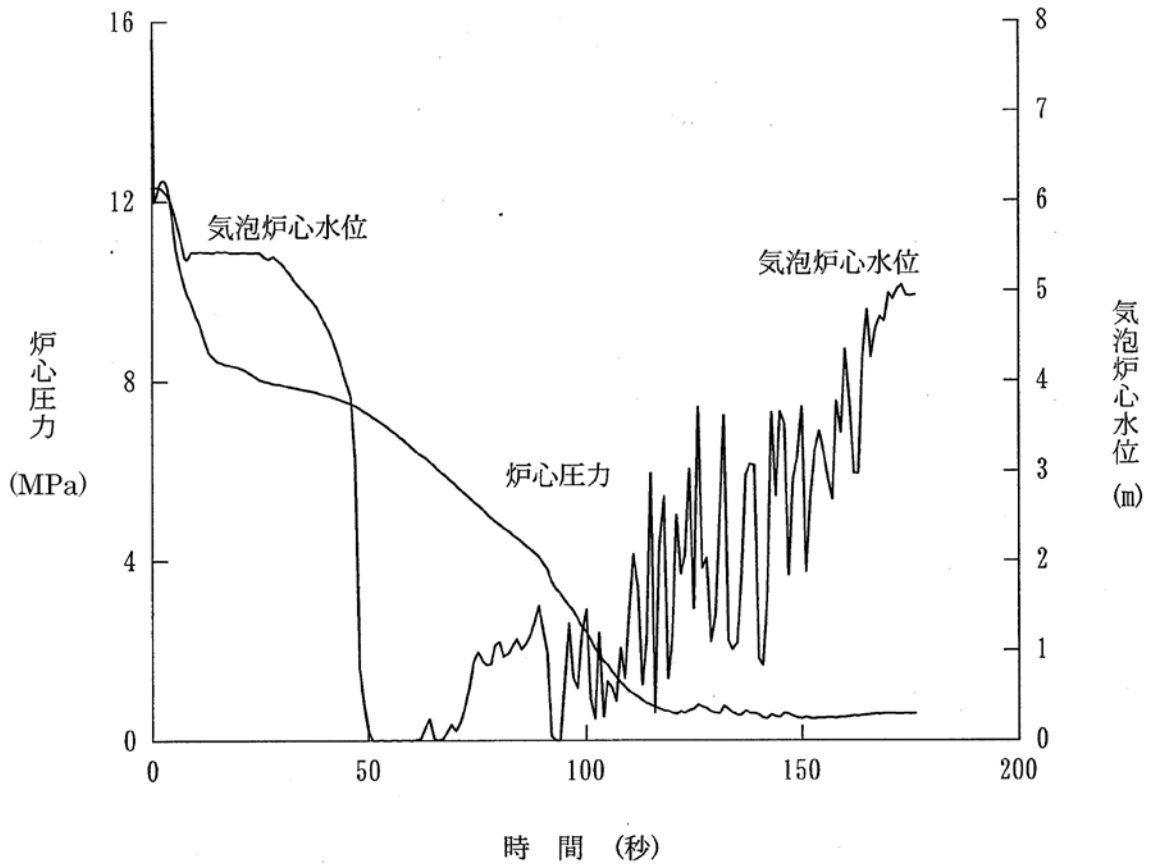
第 1.15-115 図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(2)



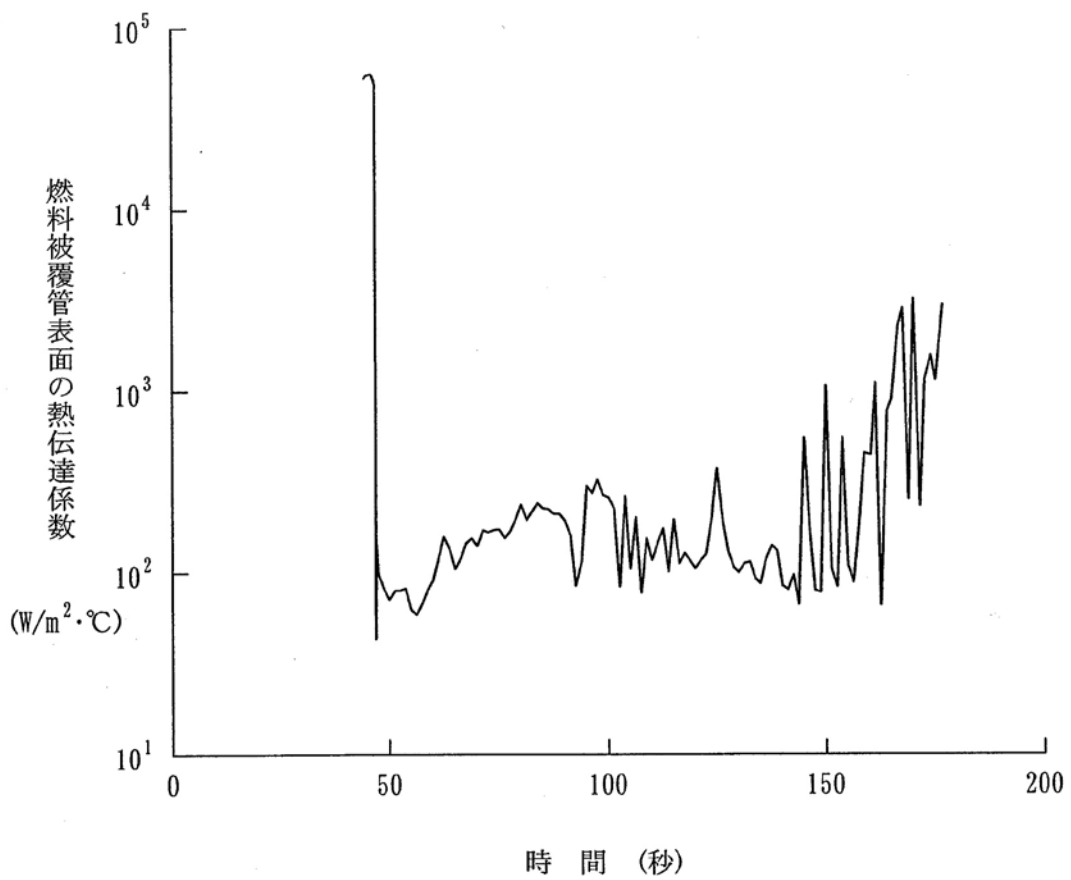
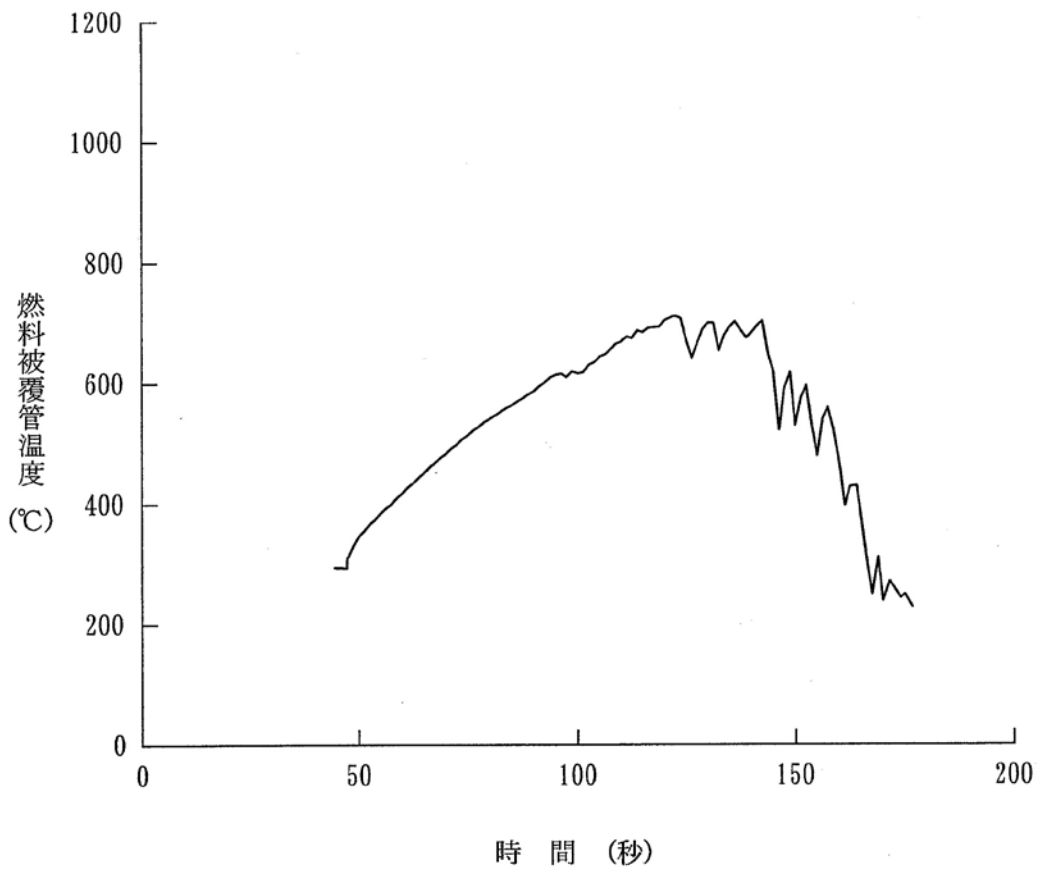
第1.15-116図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(3)



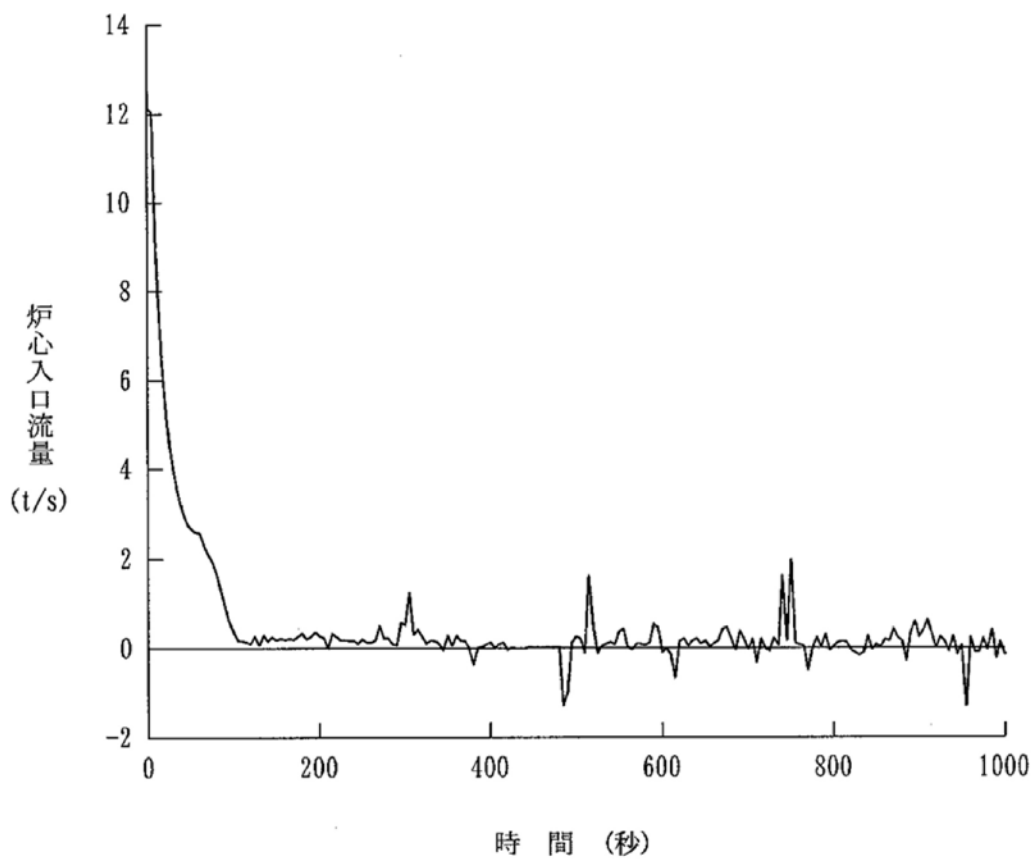
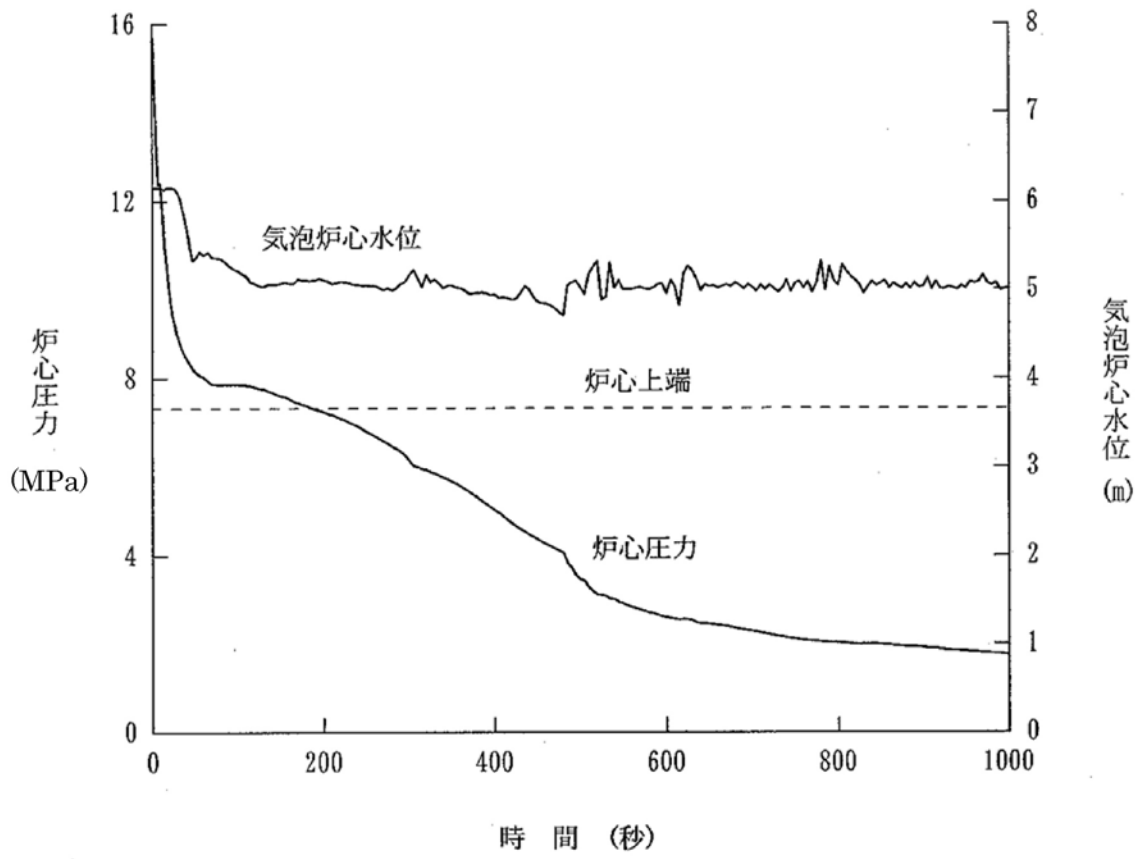
第1.15-117図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断(4)



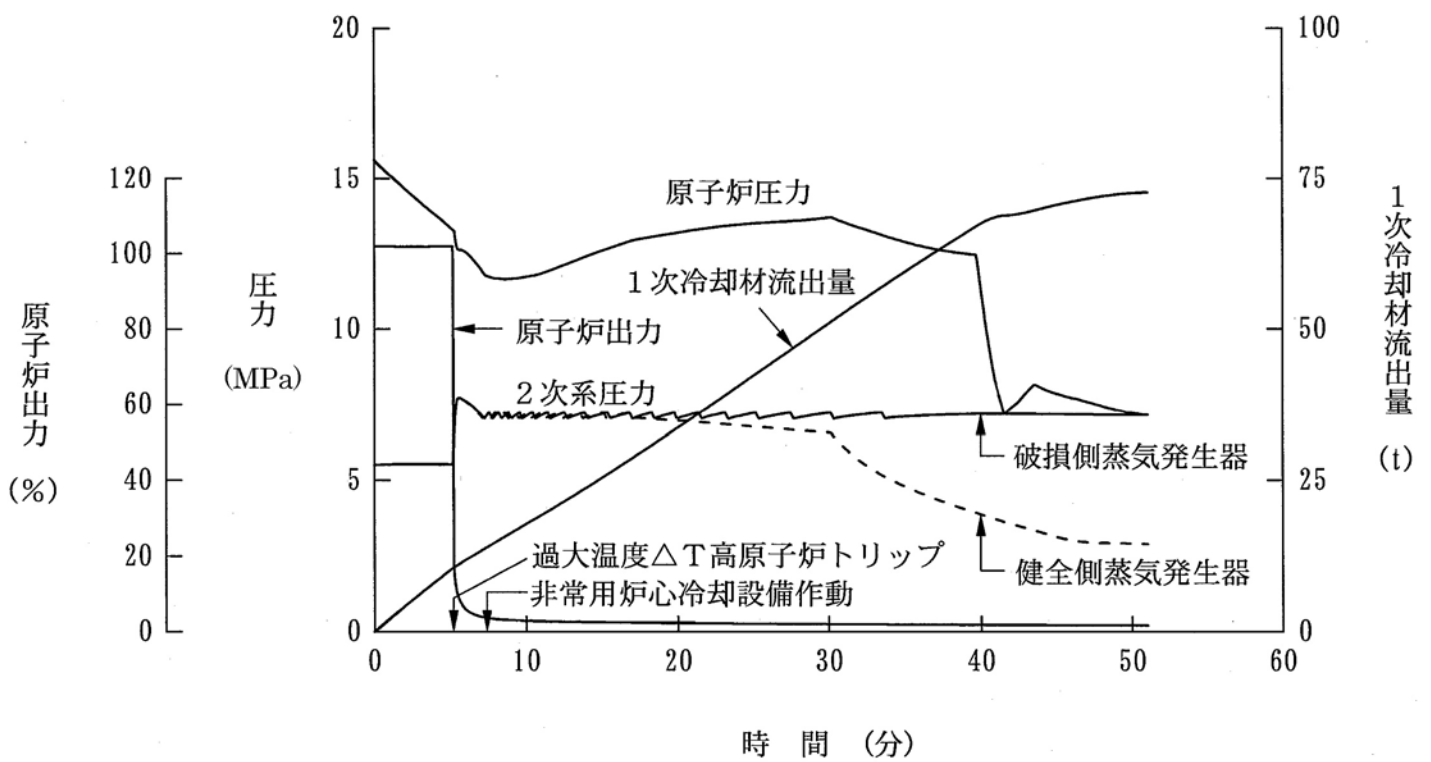
第1.15-118図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析—小破断(1)—液相部破断



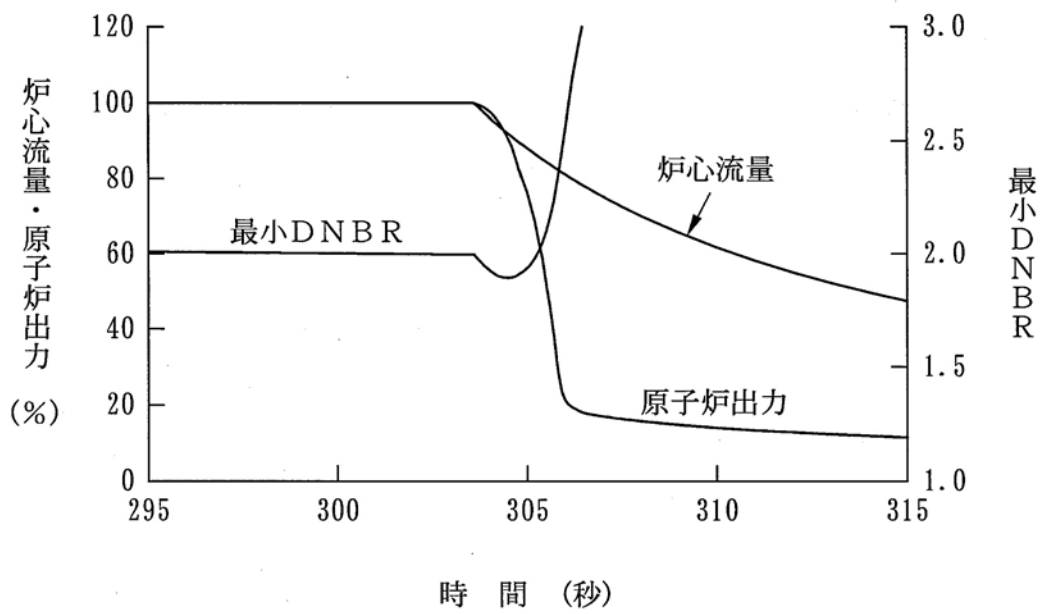
第1.15-119図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析
—小破断(2)—液相部破断



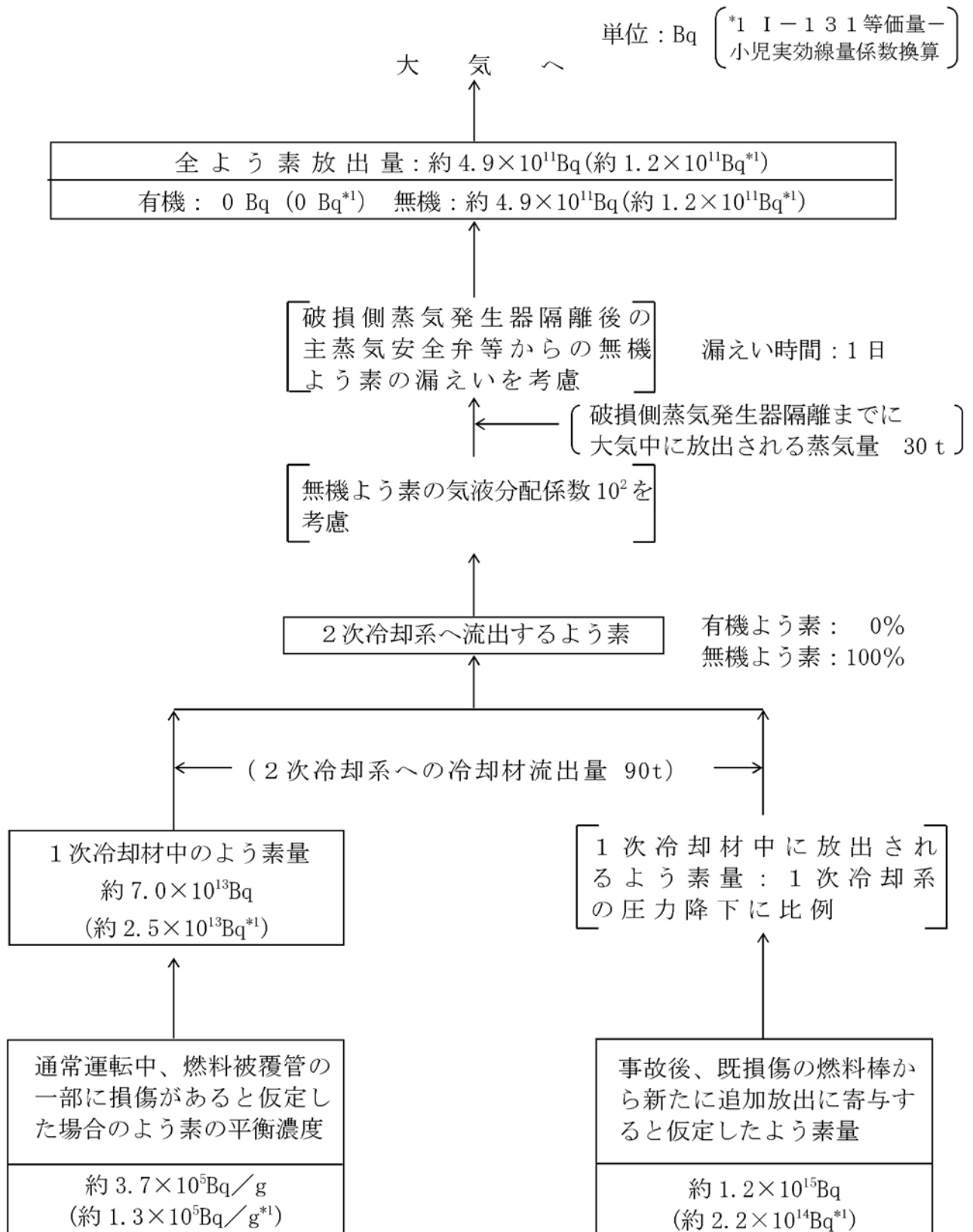
第1.15-120図 原子炉冷却材喪失—非常用炉心冷却設備性能評価解析
—小破断(3)—気相部破断



第1.15-121図 蒸気発生器伝熱管破損(1)

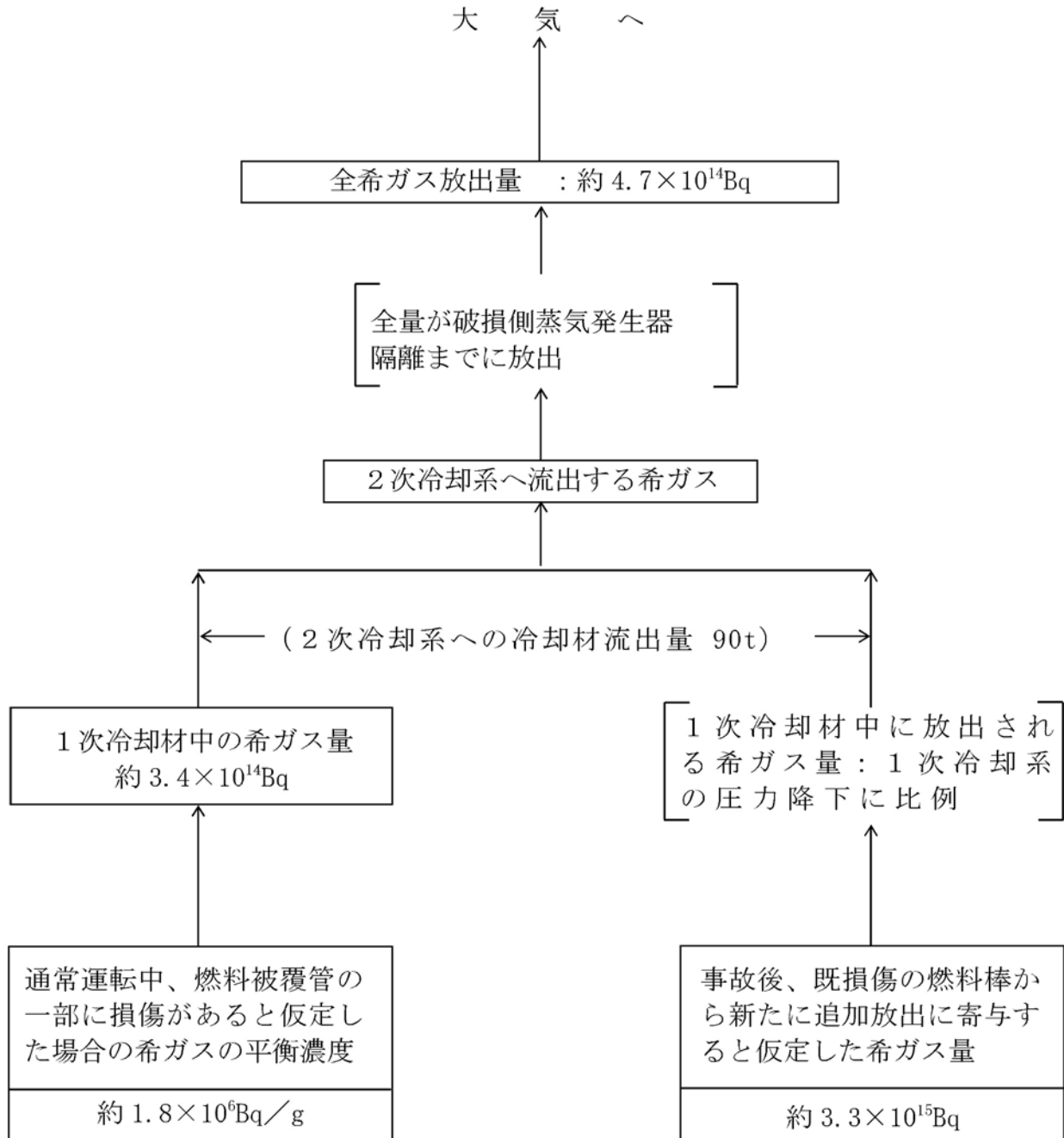


第1.15-122図 蒸気発生器伝熱管破損(2)

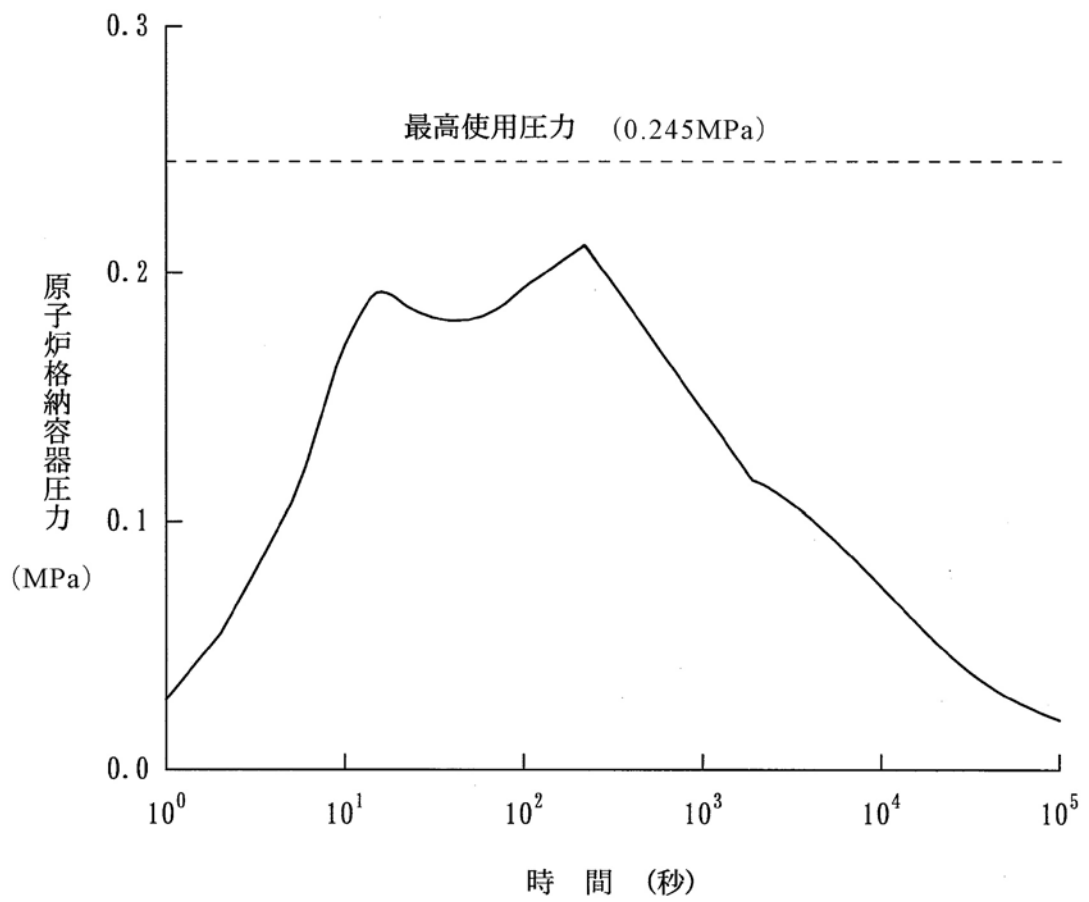


第1.15-123図 蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程

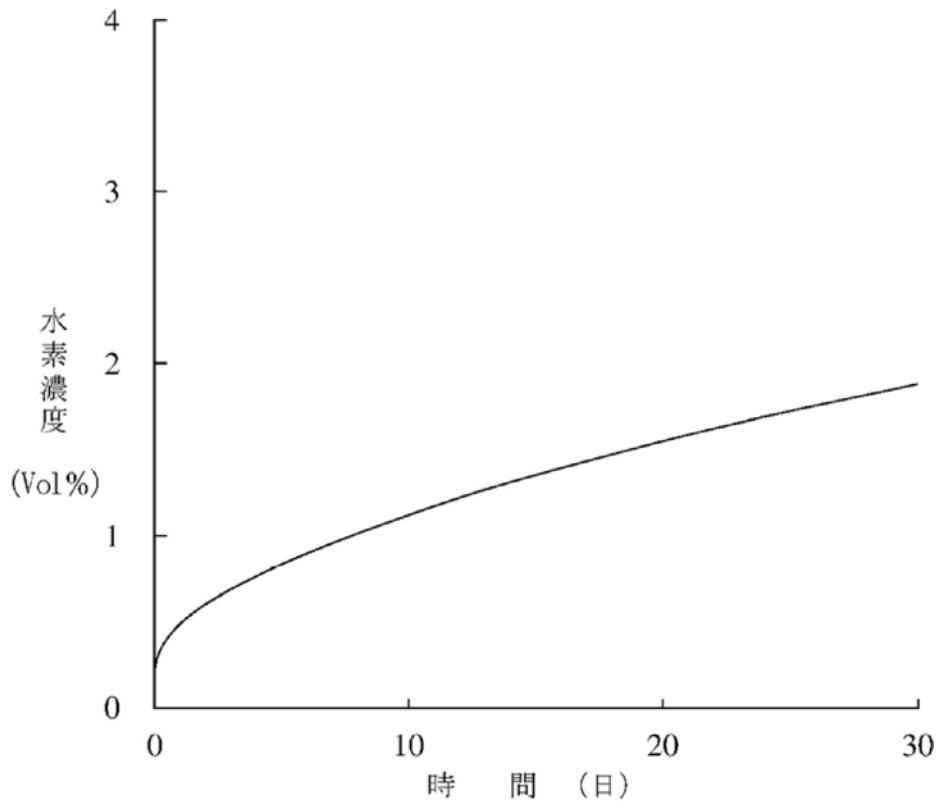
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算



第1.15-124図 蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程

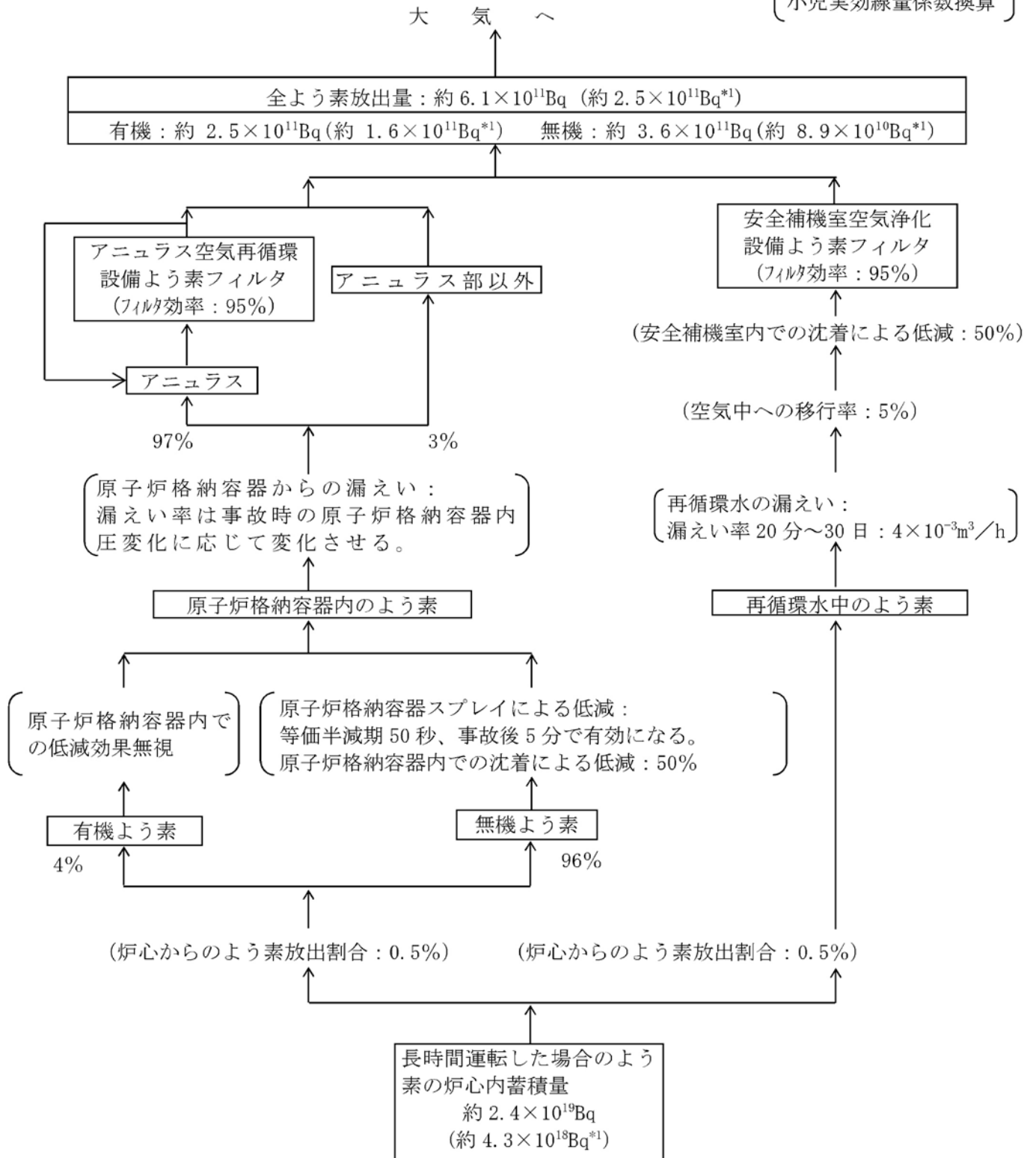


第1.15-125図 原子炉冷却材喪失—原子炉格納容器健全性評価用内圧解析



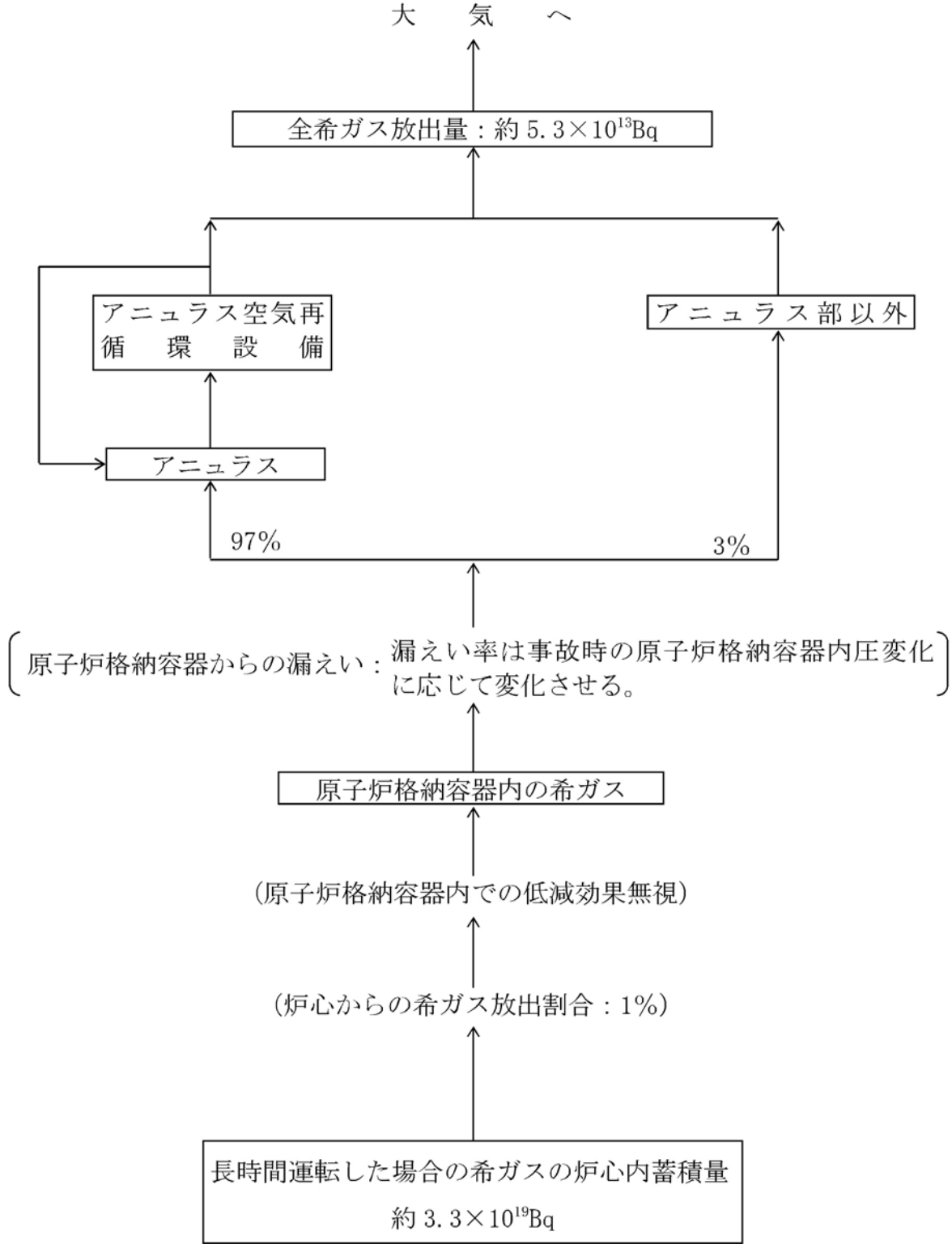
第1.15-126図 可燃性ガスの発生—原子炉格納容器内の水素濃度評価

単位：Bq *1 I-131 等価量
小児実効線量係数換算



第1.15-127図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程

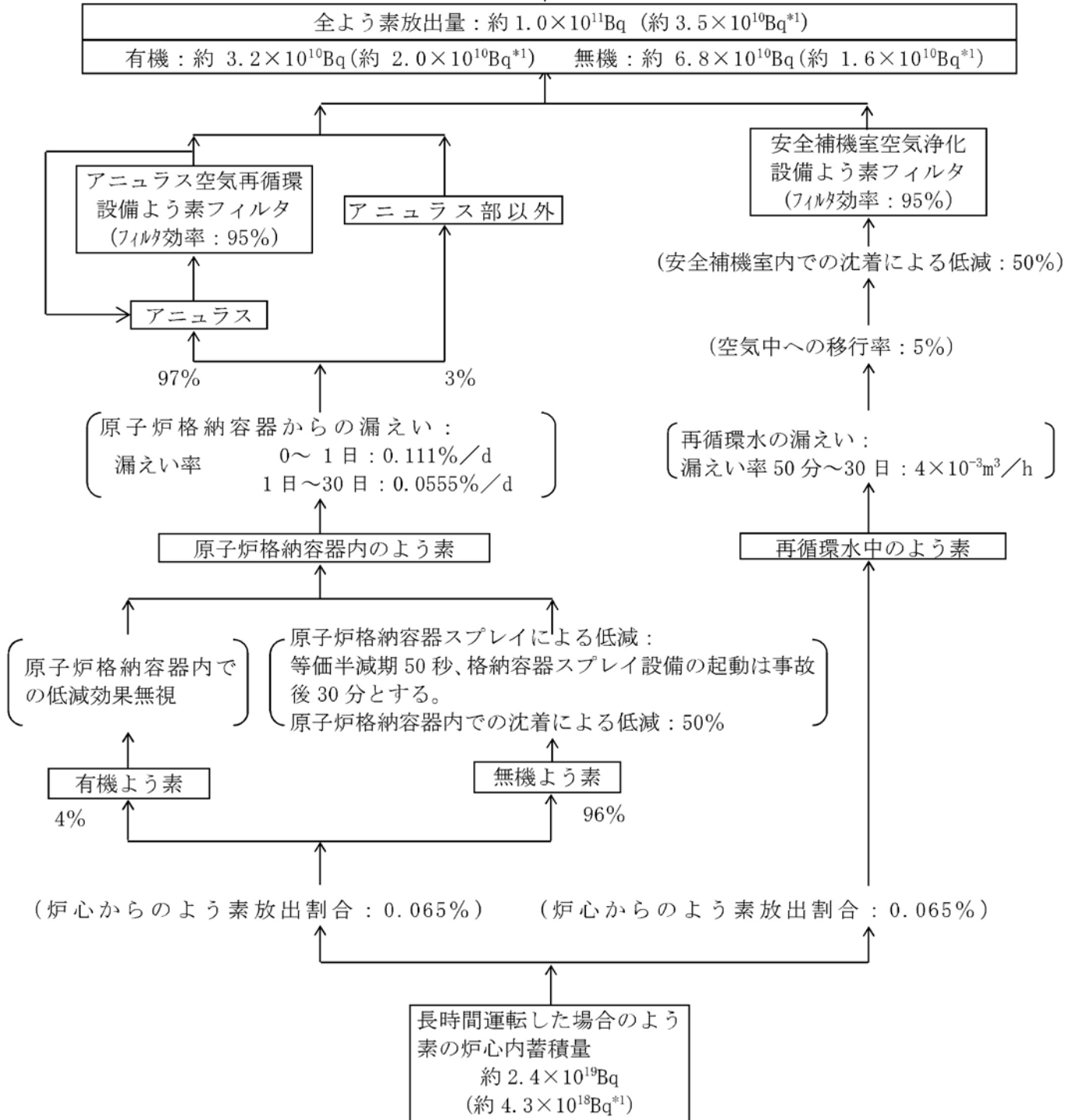
単位：Bq (γ線エネルギー
0.5MeV換算)



第1.15-128図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程

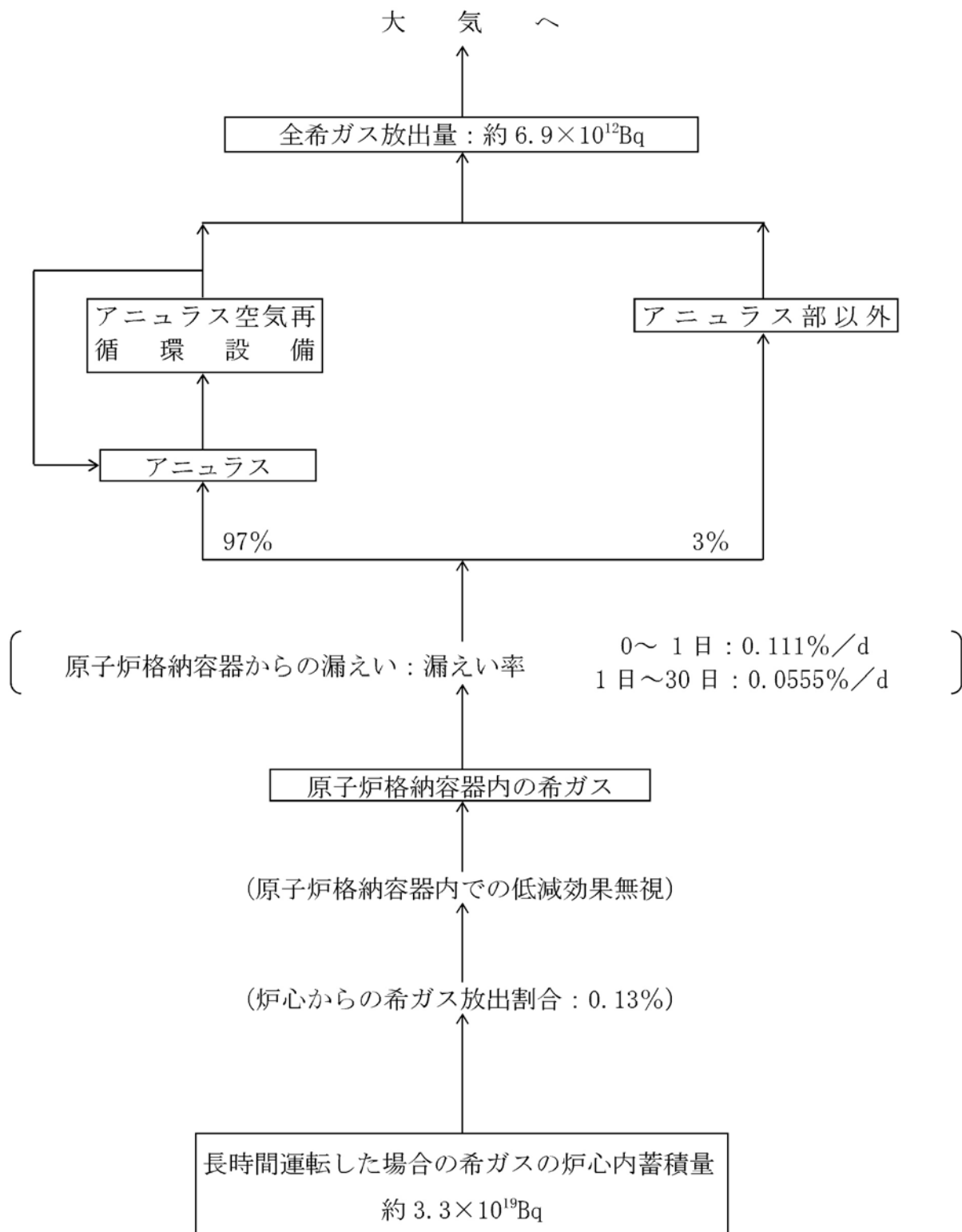
単位：Bq 〔*1 I-131等価量〕
小児実効線量係数換算

大 気 へ

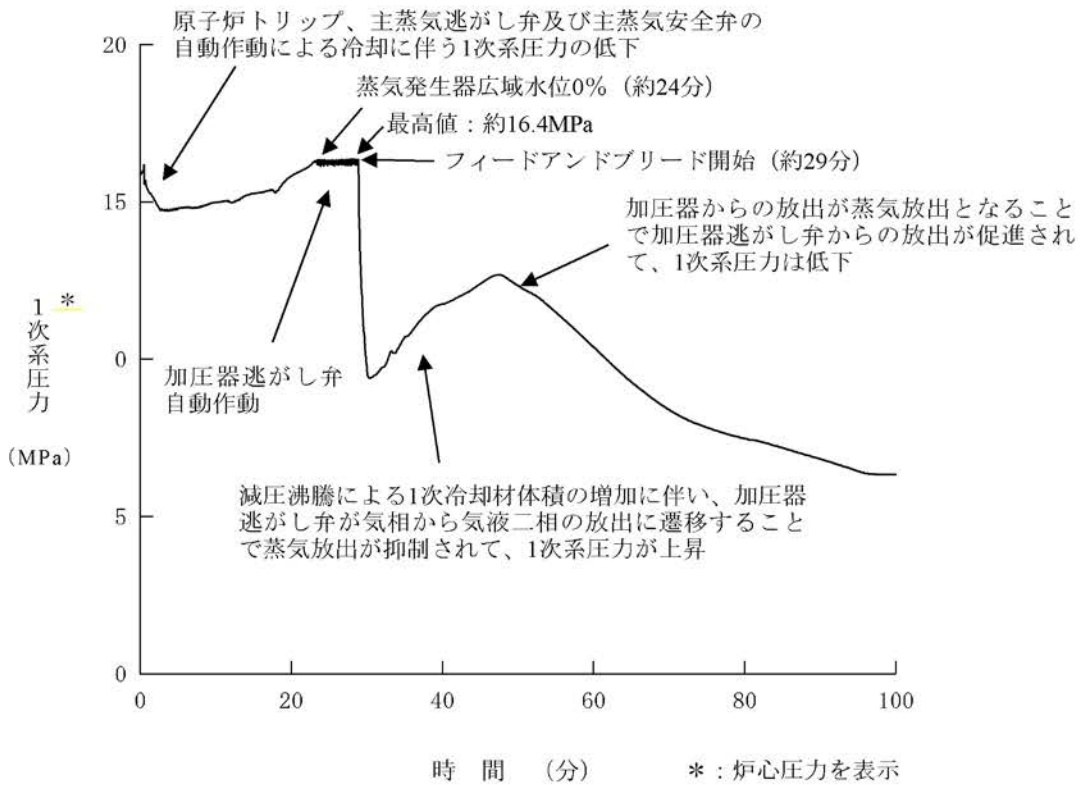


第1.15-129図 制御棒飛び出し時のよう素の大气放出過程

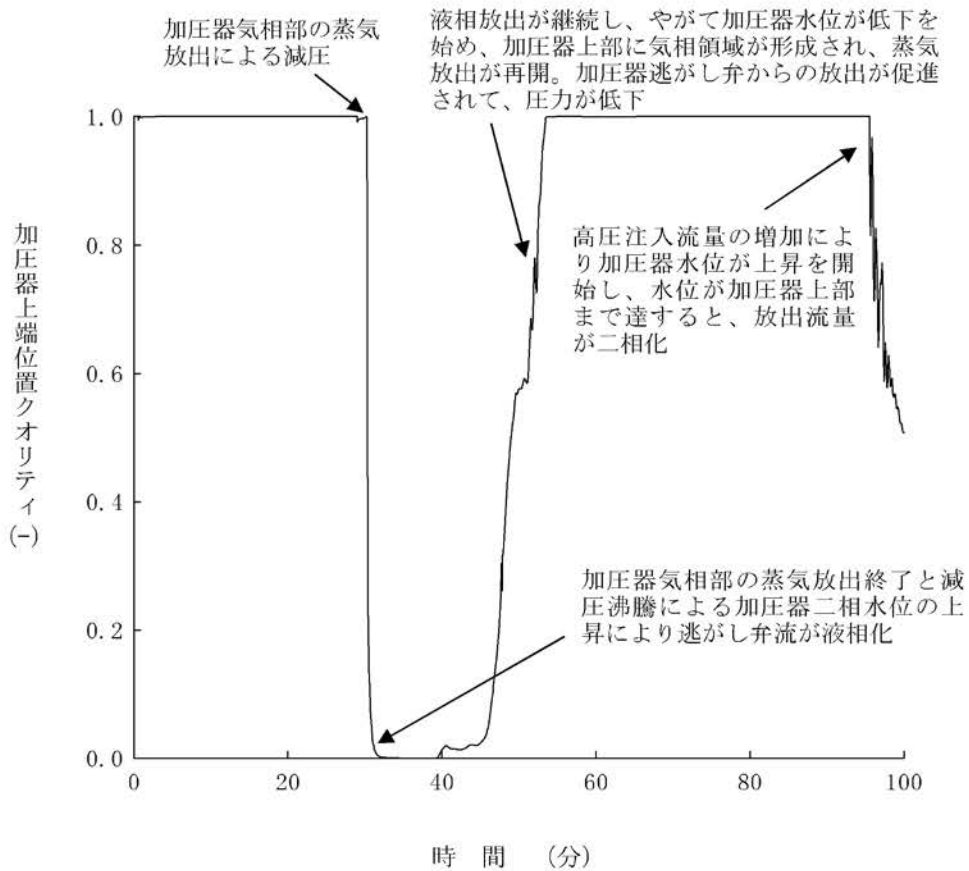
単位：Bq (γ線エネルギー)
0.5MeV換算)



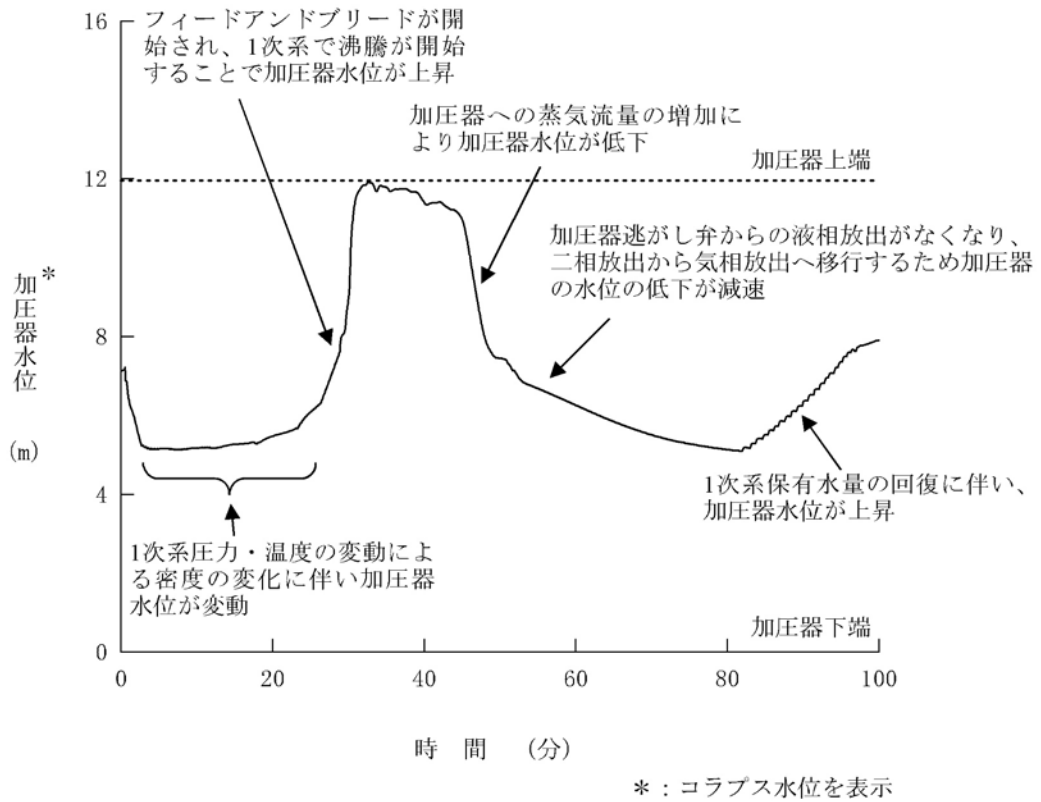
第1.15-130図 制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



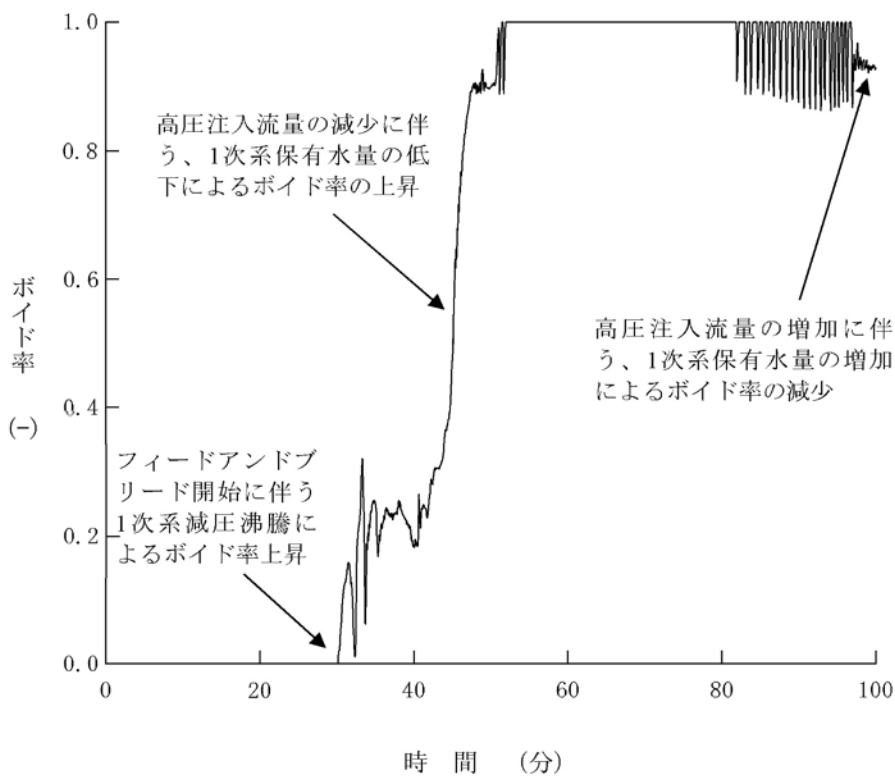
第 1.15-131 図 1 次系圧力の推移



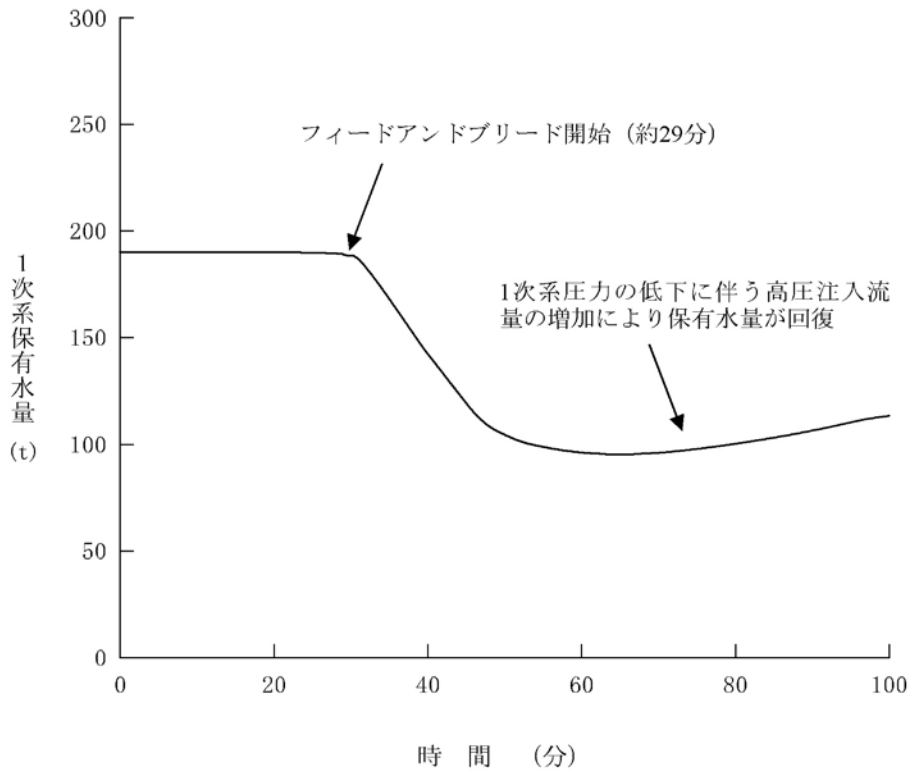
第1.15-132図 加圧器上端部クオリティの推移



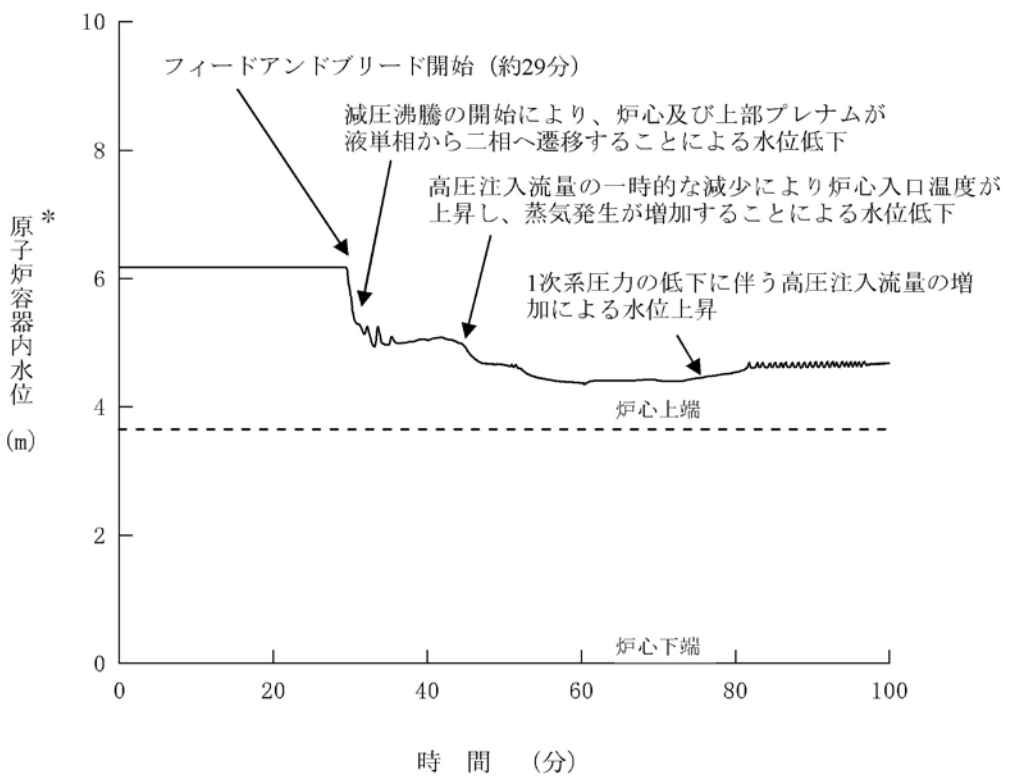
第 1.15-133 図 加圧器水位の推移



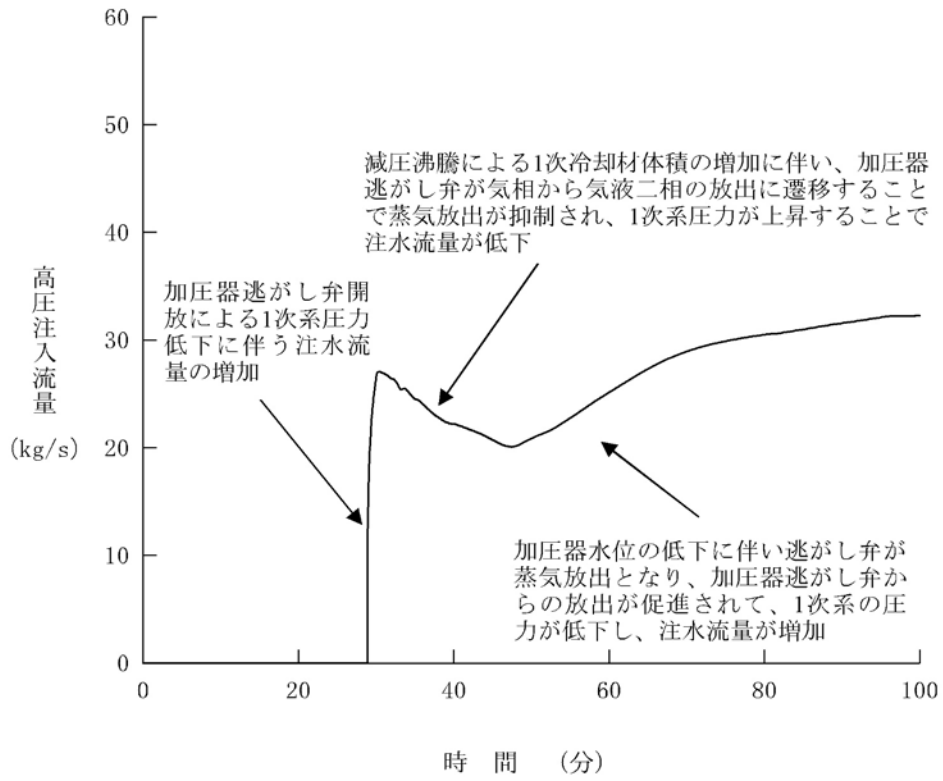
第1.15-134図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移



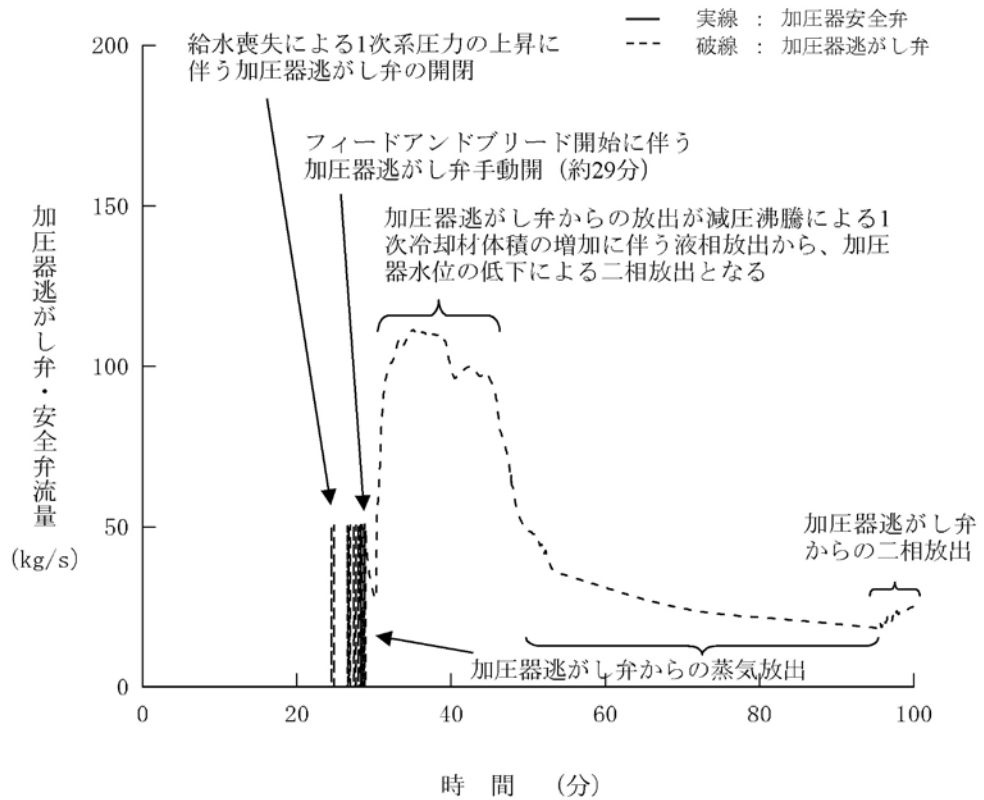
第1.15-135図 1次系保有水量の推移



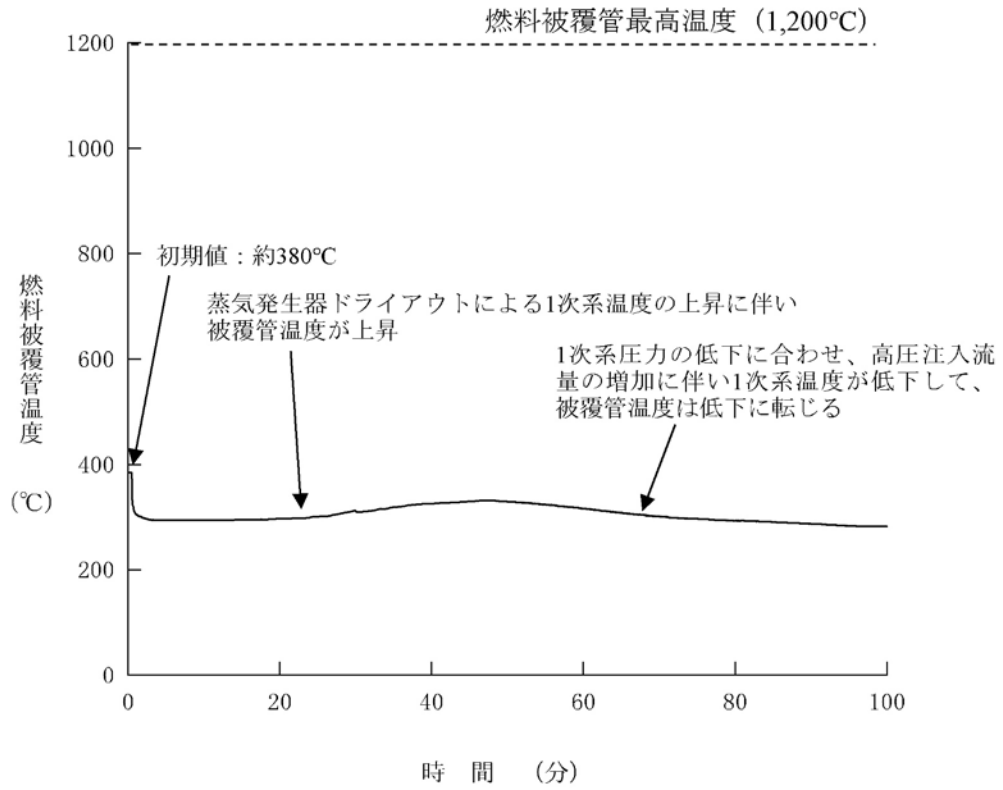
第1.15-136図 原子炉容器内水位の推移



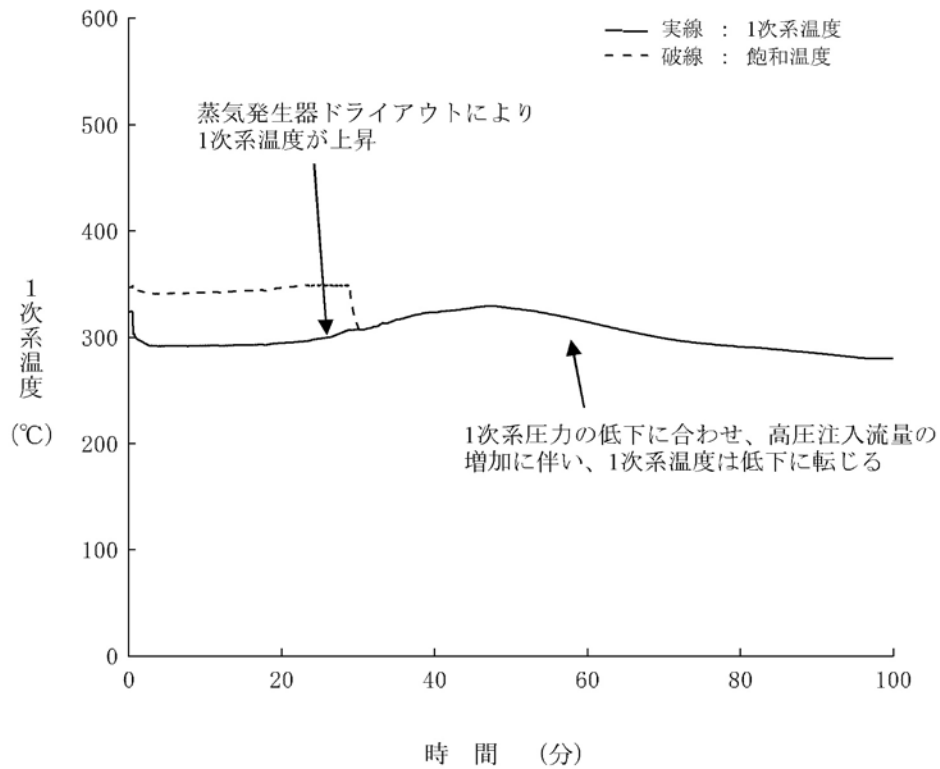
第1.15-137図 高圧注入流量の推移



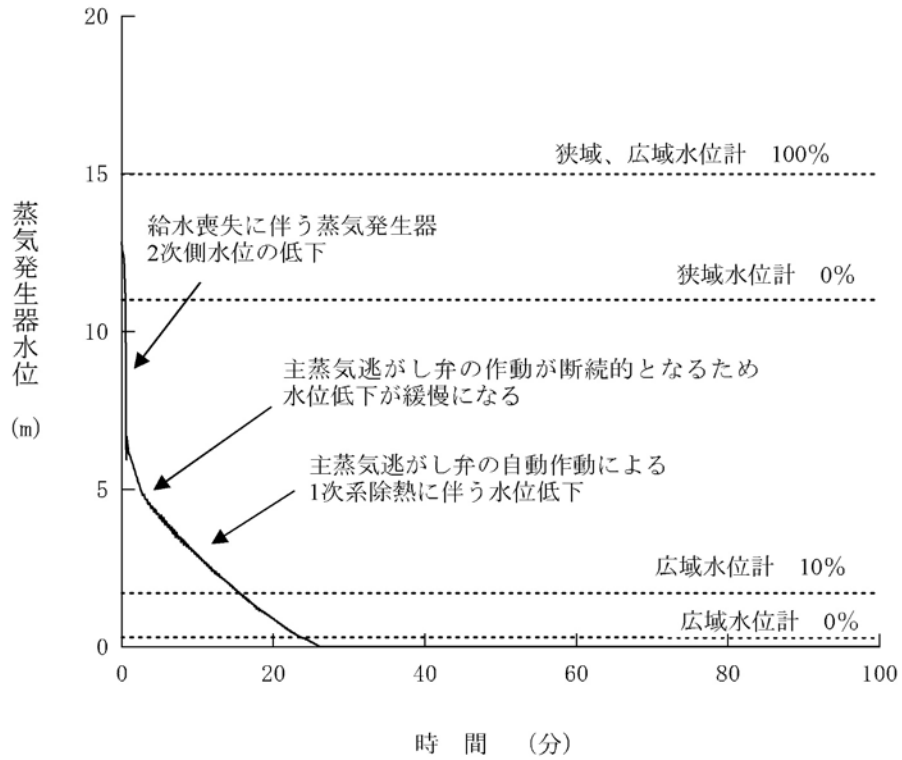
第1.15-138図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



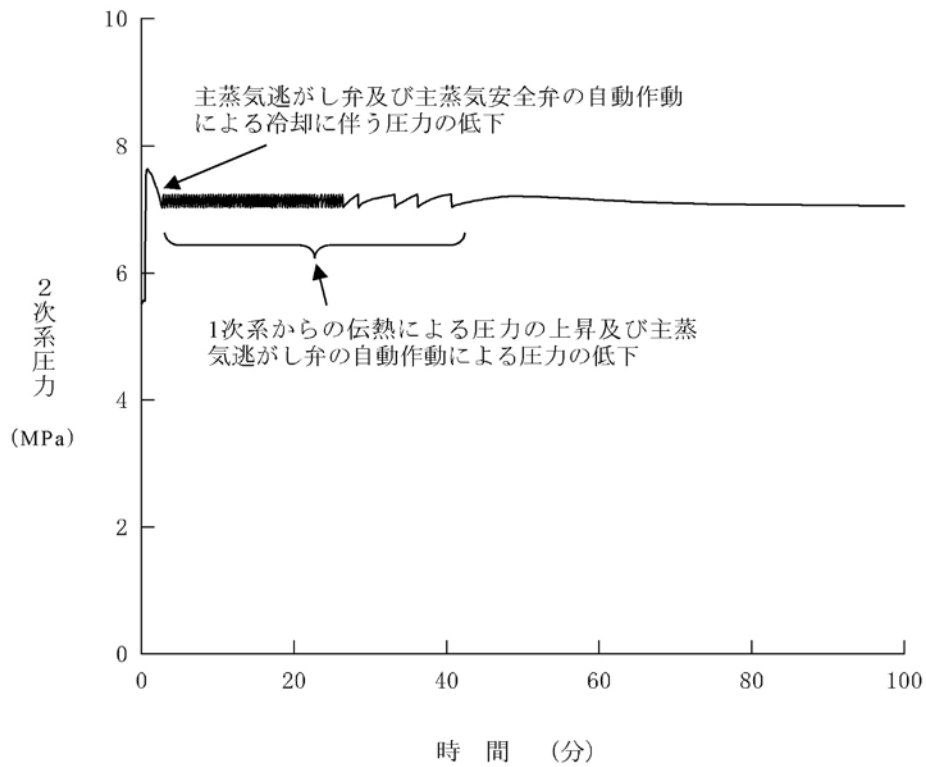
第1.15-139図 燃料被覆管温度の推移



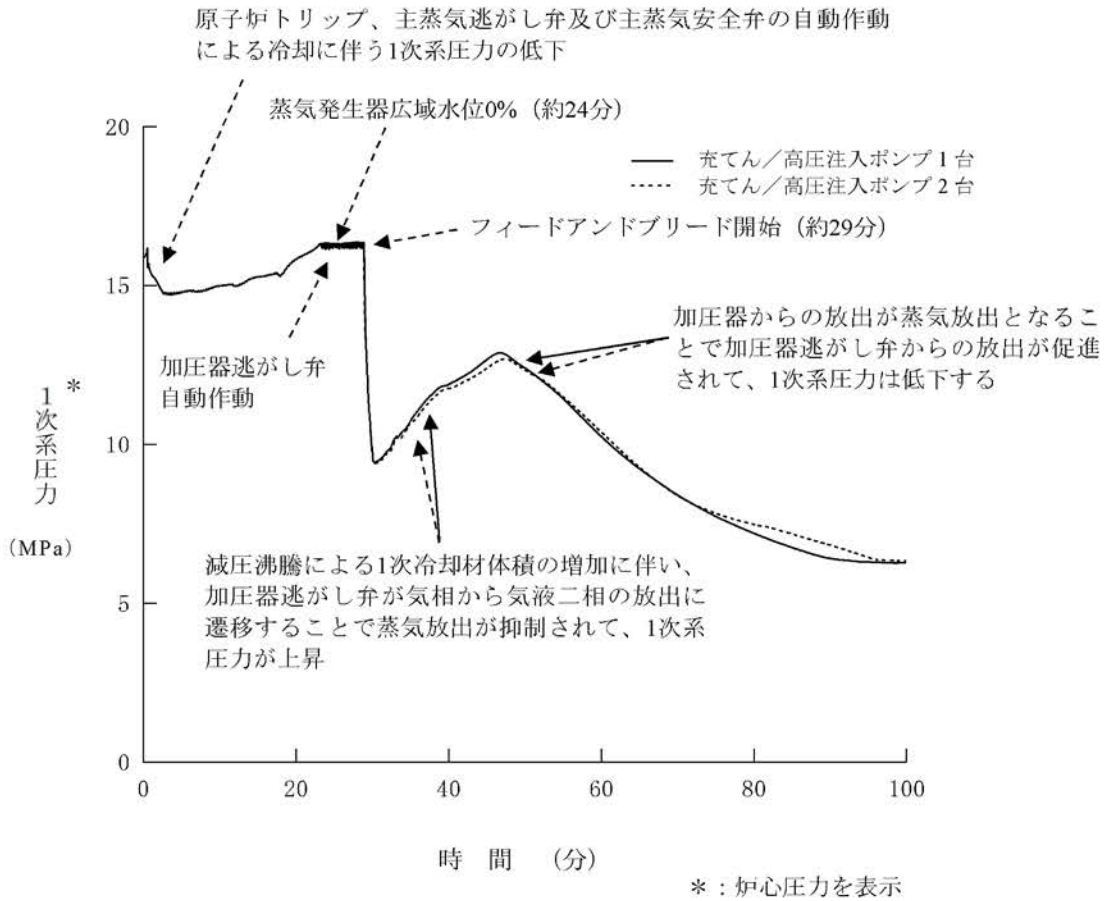
第1.15-140図 1次系温度の推移



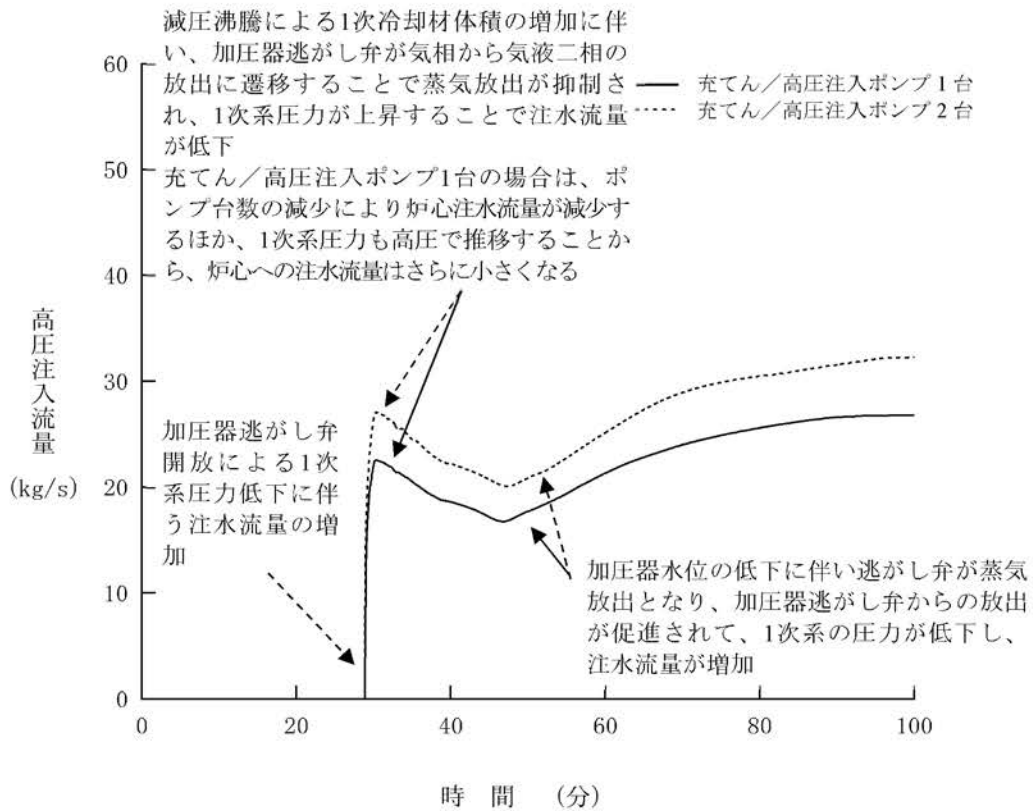
第1.15-141図 蒸気発生器水位の推移



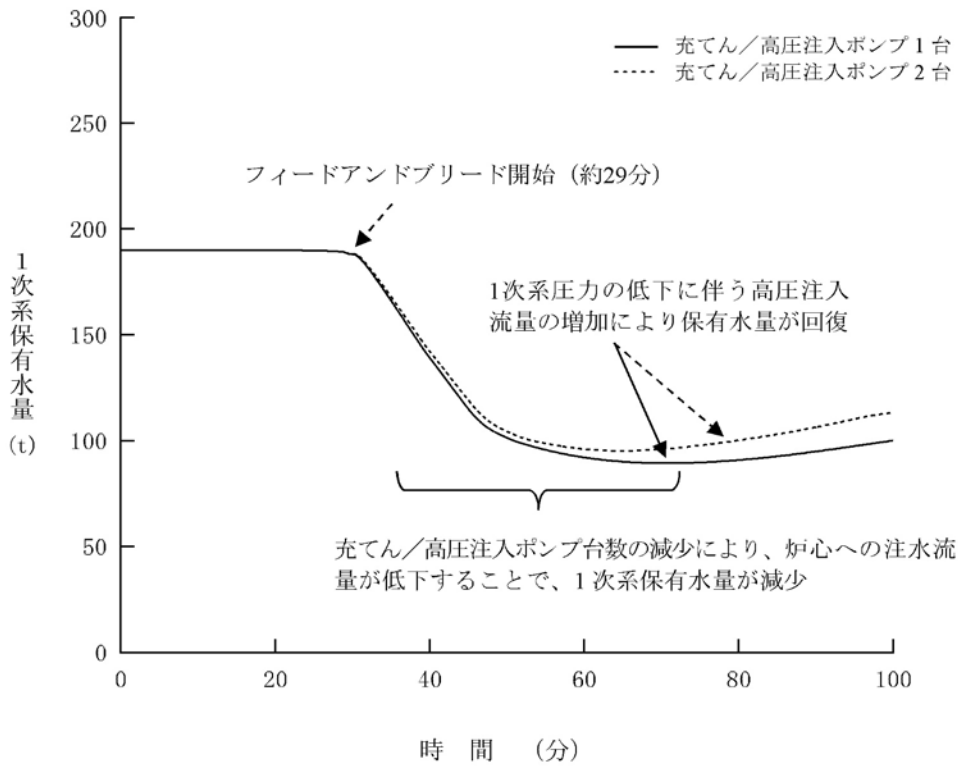
第1.15-142図 2次系圧力の推移



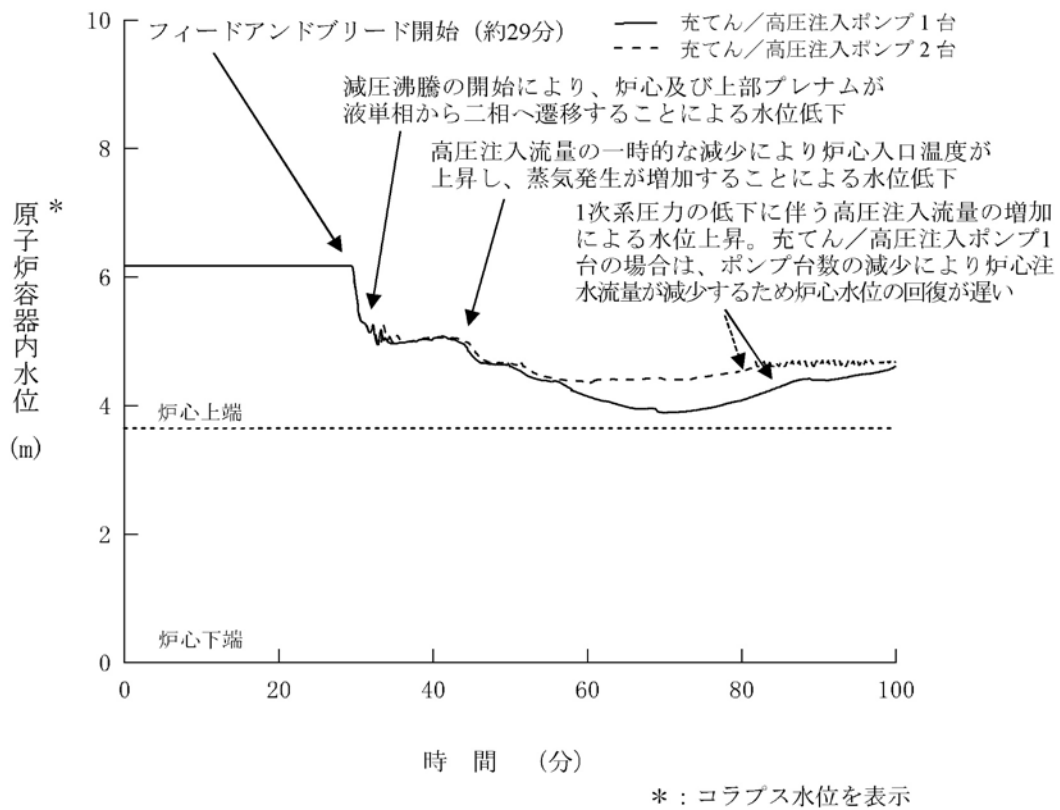
第1.15-143図 1次系圧力の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



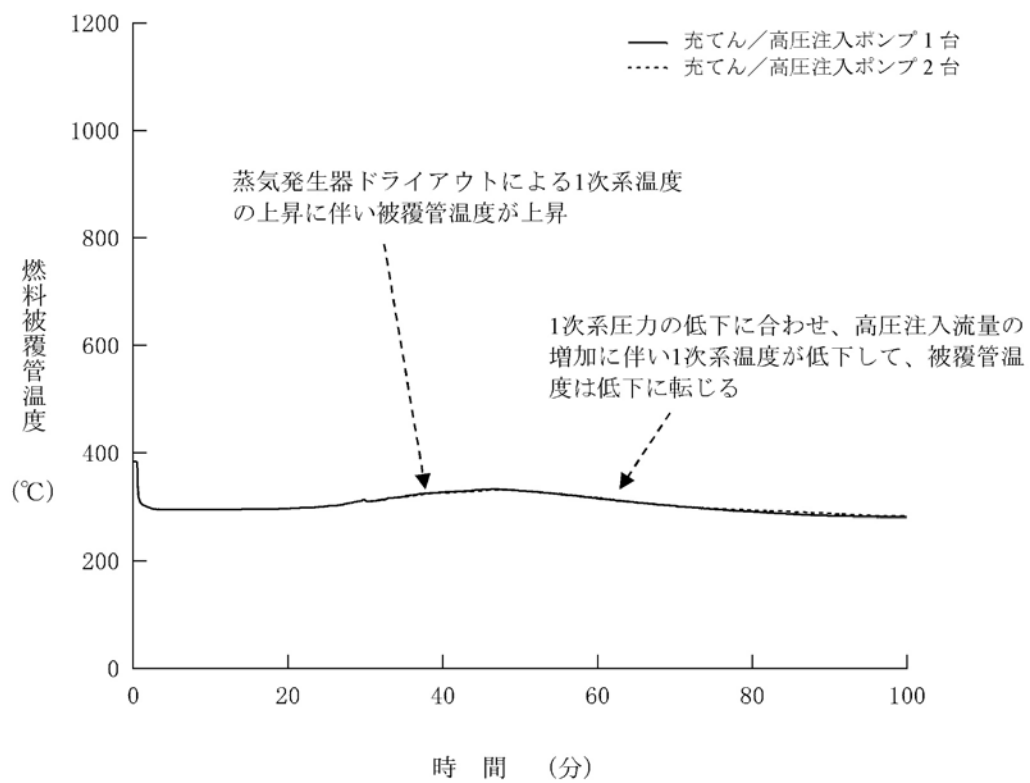
第1.15-144図 高圧注入流量の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



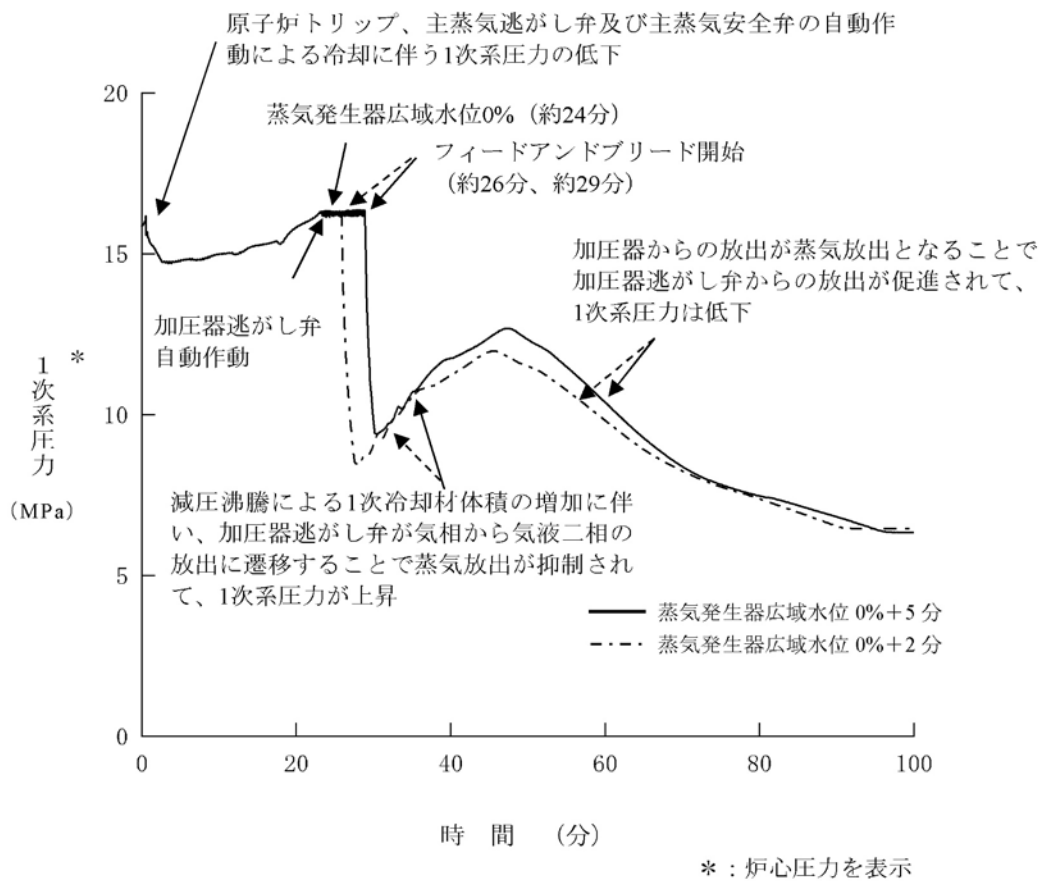
第1.15-145図 1次系保有水量の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



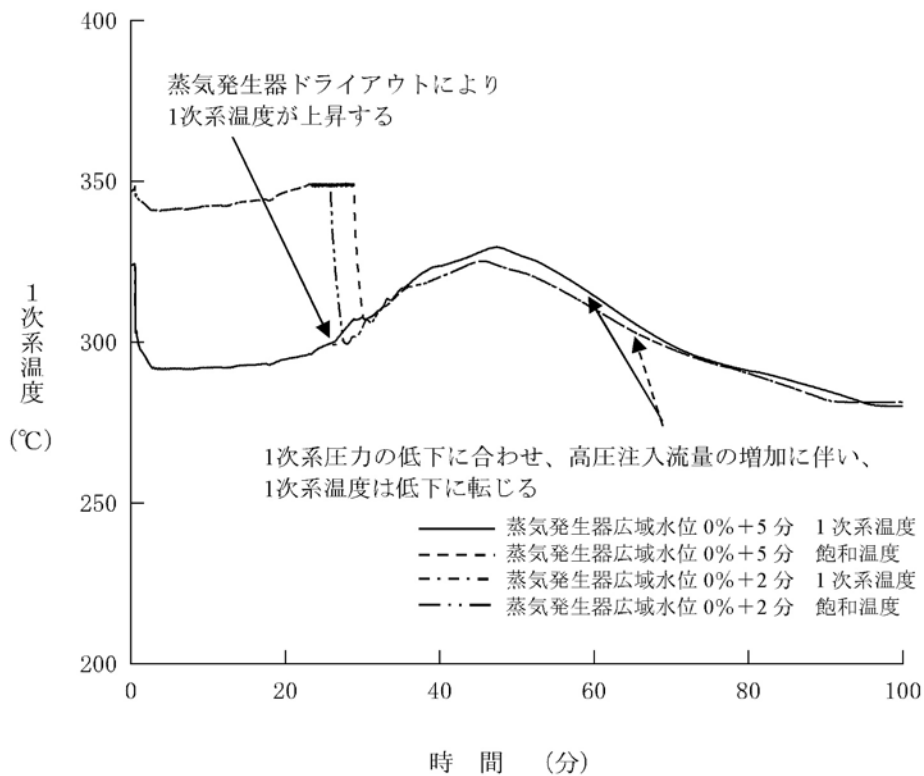
第1.15-146図 原子炉容器内水位の推移(充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



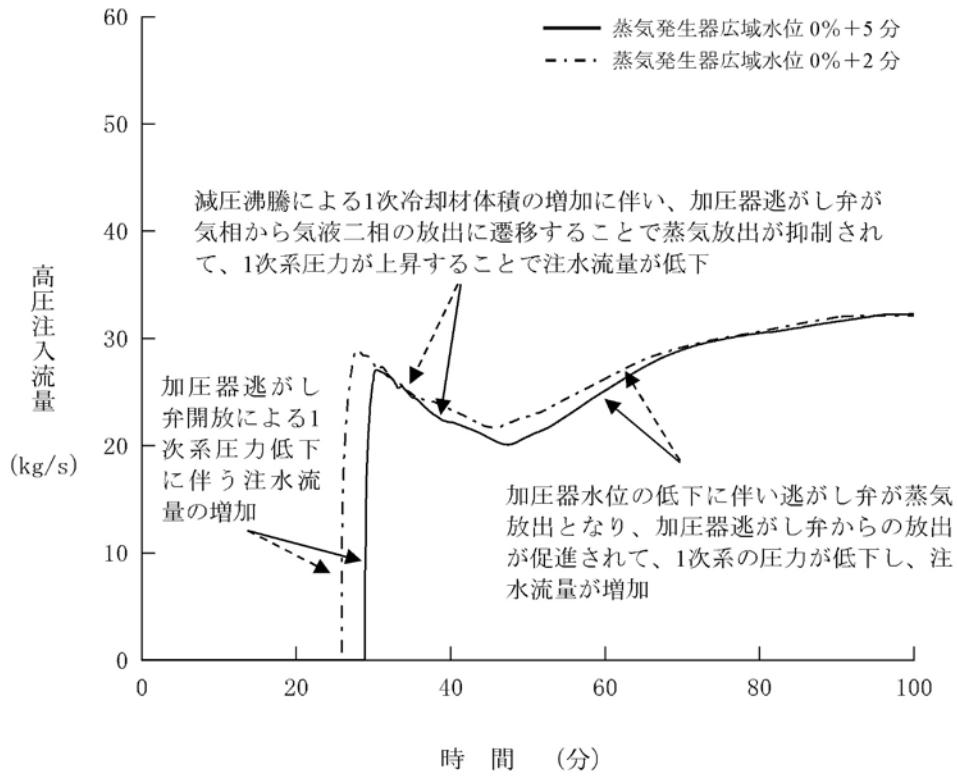
第1.15-147図 燃料被覆管温度の推移(充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)



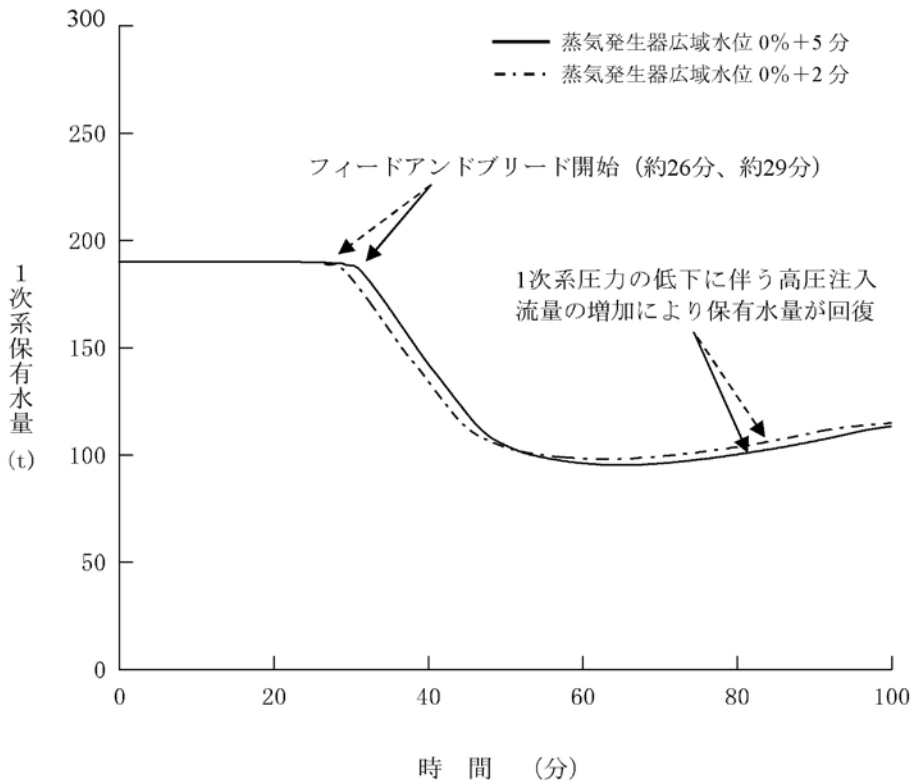
第1.15-148図 1次系圧力の推移 (開始が早くなる場合)



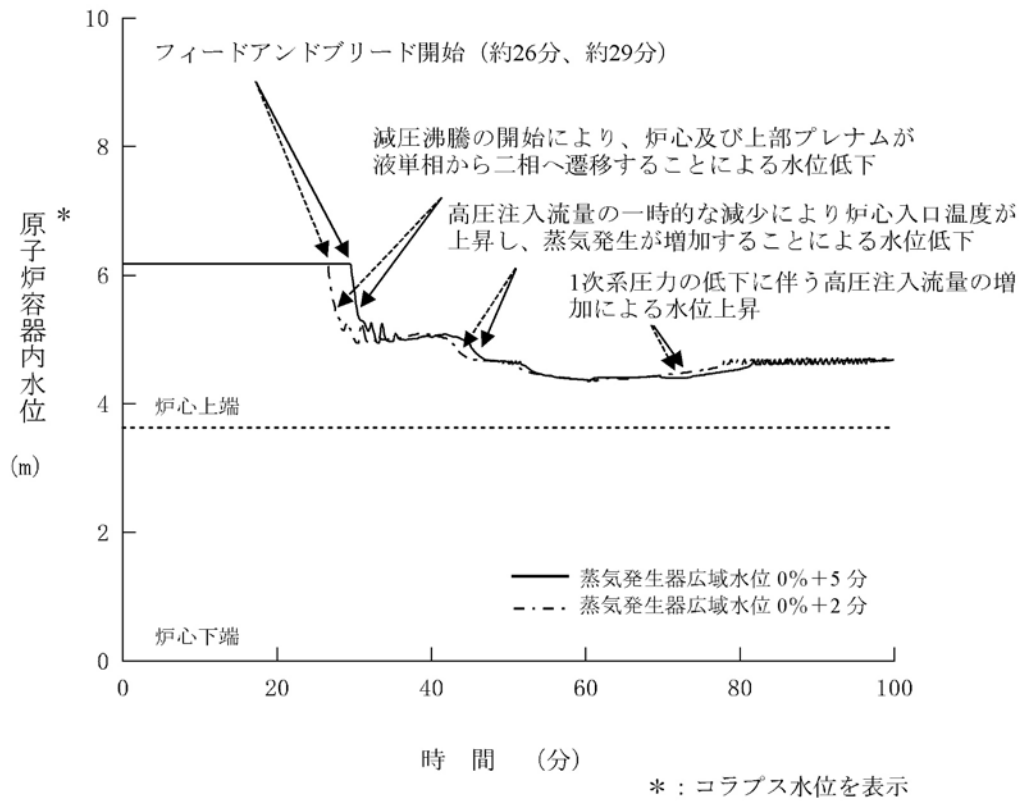
第1.15-149図 1次系温度の推移 (開始が早くなる場合)



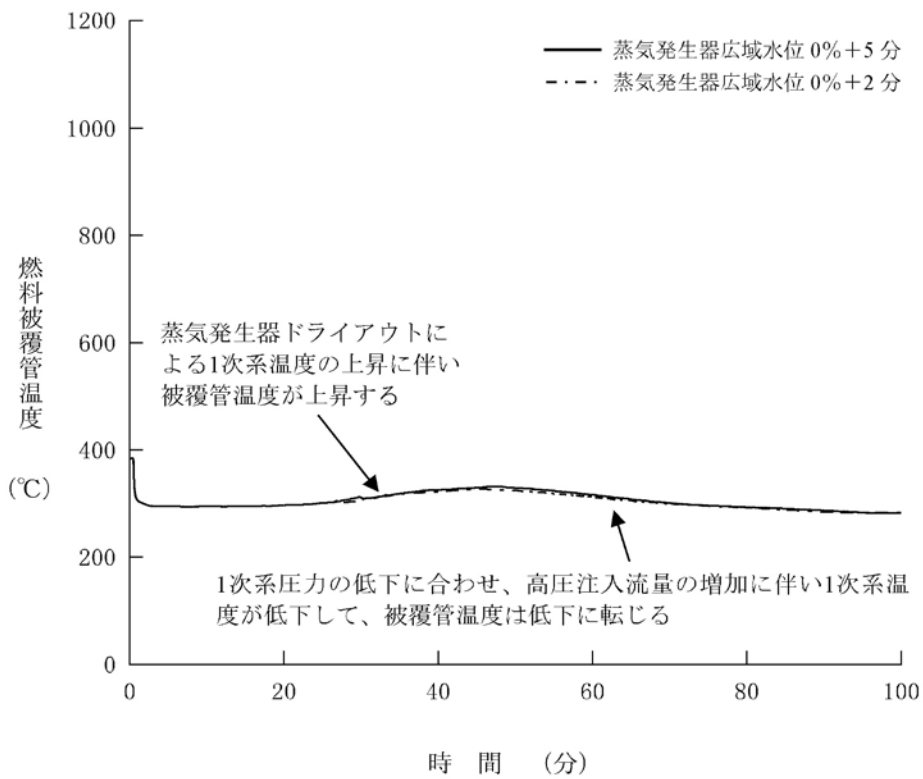
第1.15-150図 高圧注入流量の推移(開始が早くなる場合)



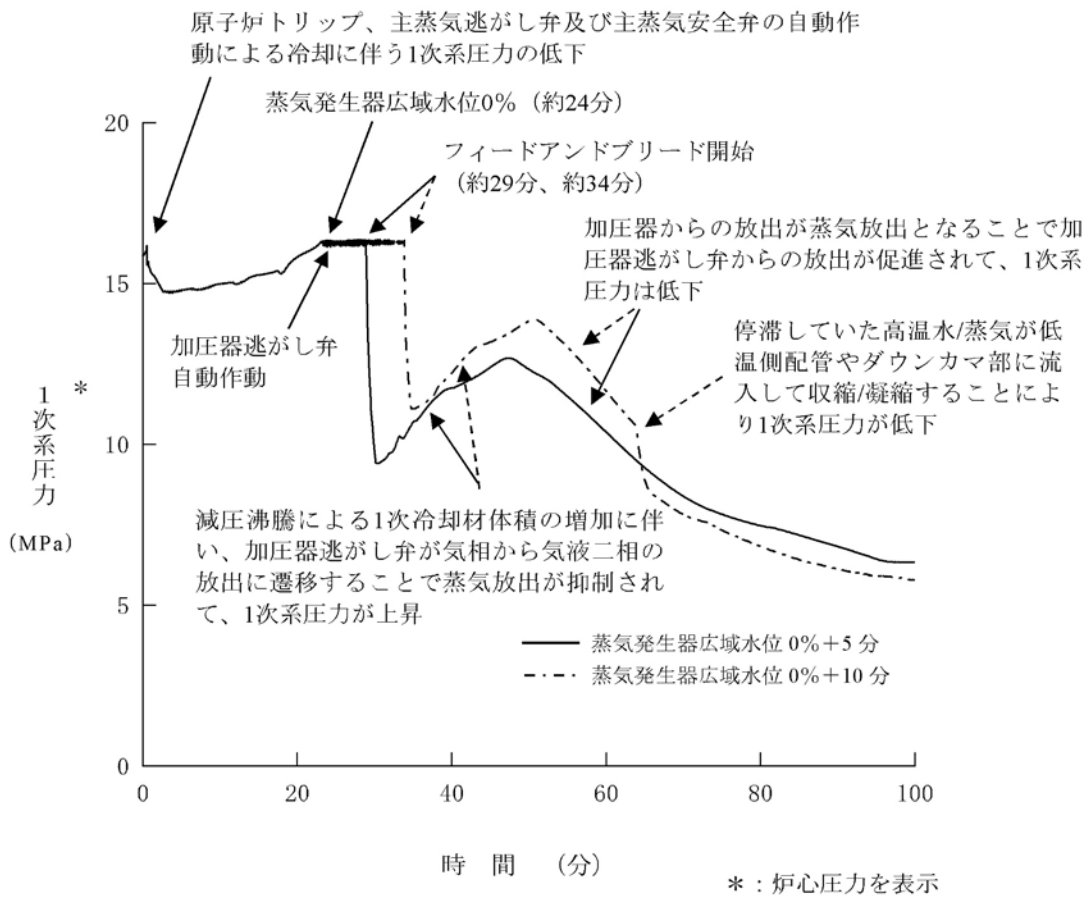
第1.15-151図 1次系保有水量の推移(開始が早くなる場合)



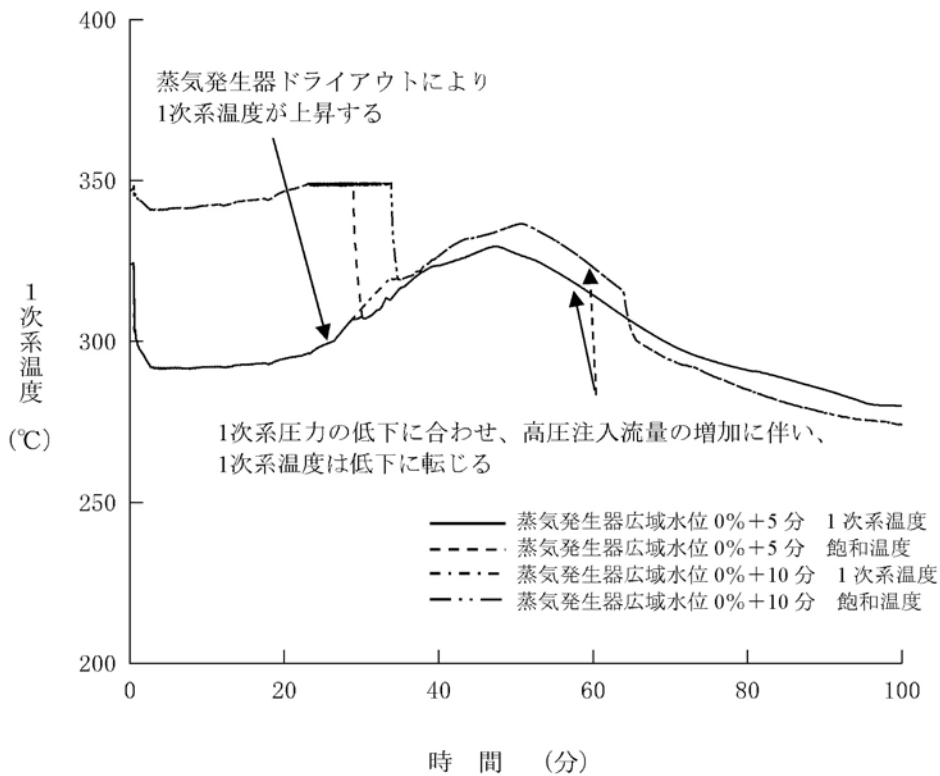
第1.15-152図 原子炉容器内水位の推移 (開始が早くなる場合)



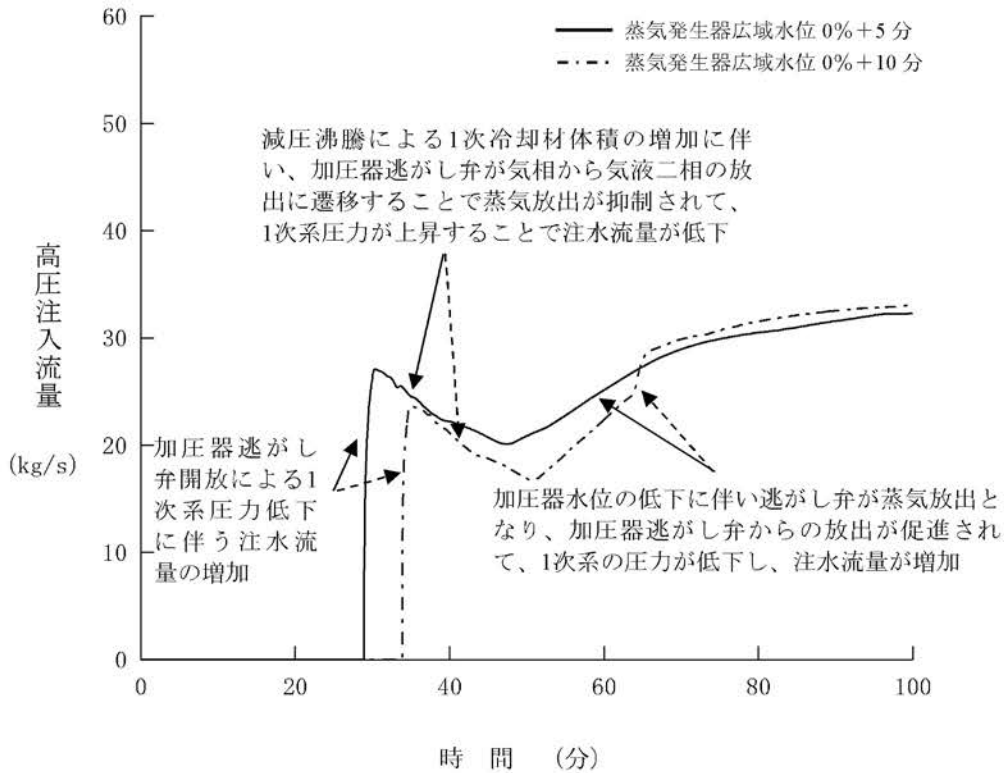
第1.15-153図 燃料被覆管温度の推移 (開始が早くなる場合)



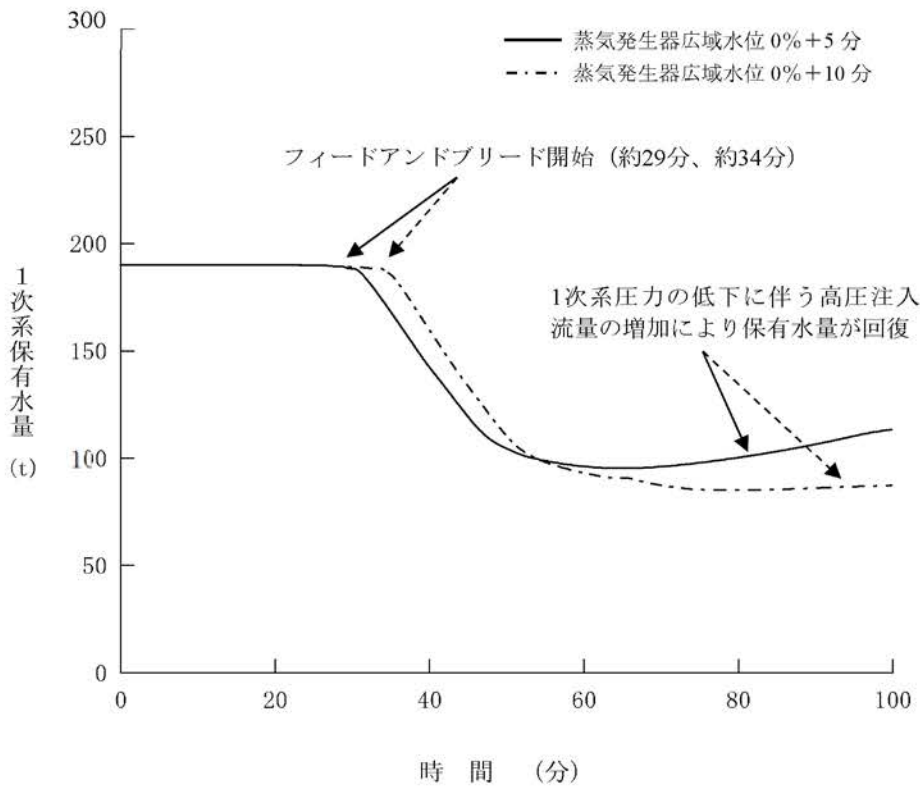
第1.15-154図 1次系圧力の推移(開始が遅くなる場合)



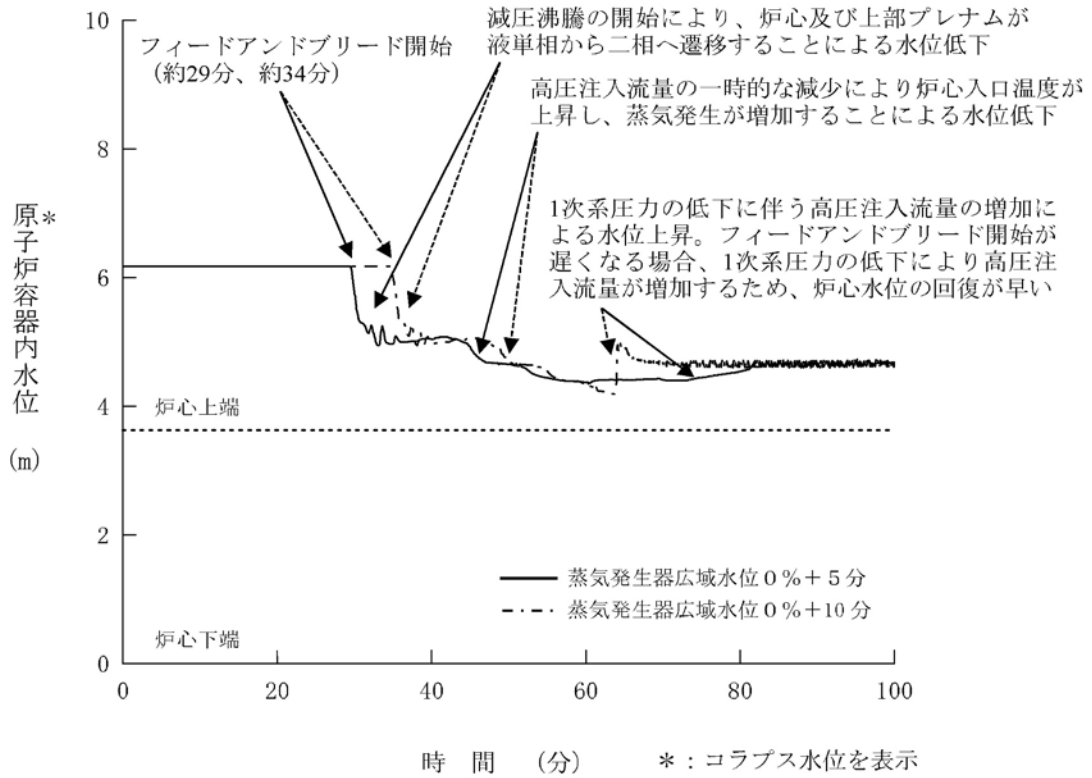
第1.15-155図 1次系温度の推移(開始が遅くなる場合)



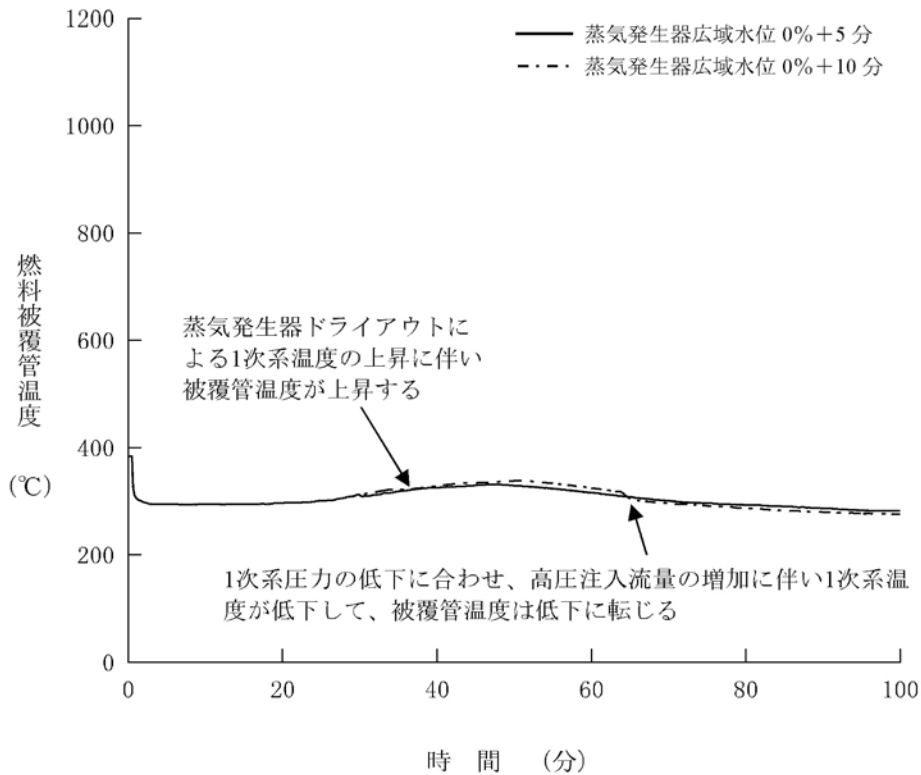
第1.15-156図 高圧注入流量の推移(開始が遅くなる場合)



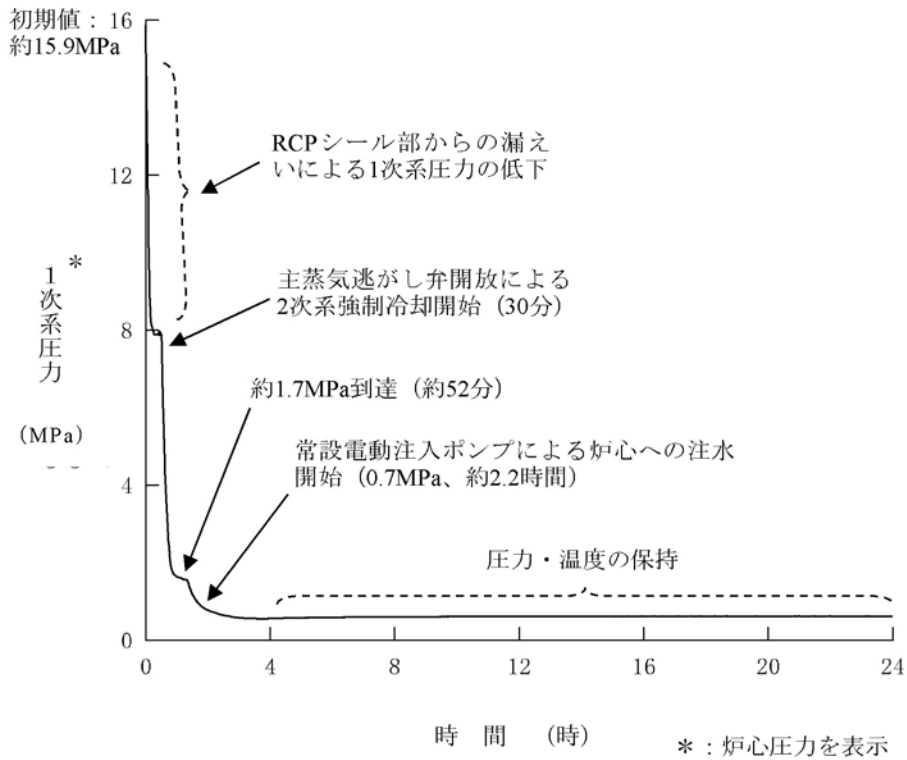
第1.15-157図 1次系保有水量の推移(開始が遅くなる場合)



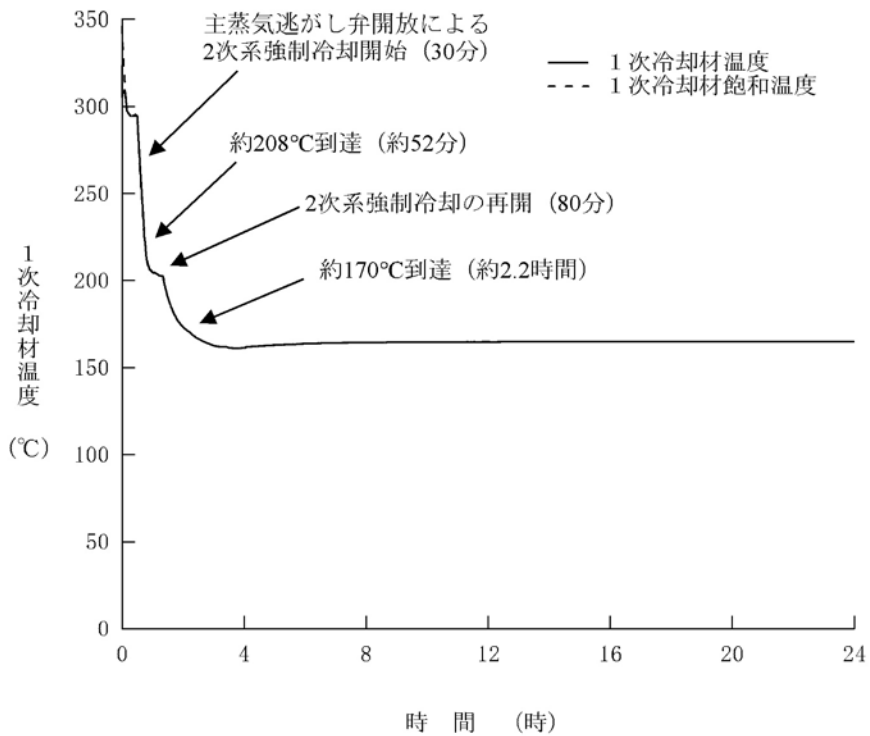
第1.15-158図 原子炉容器内水位の推移(開始が遅くなる場合)



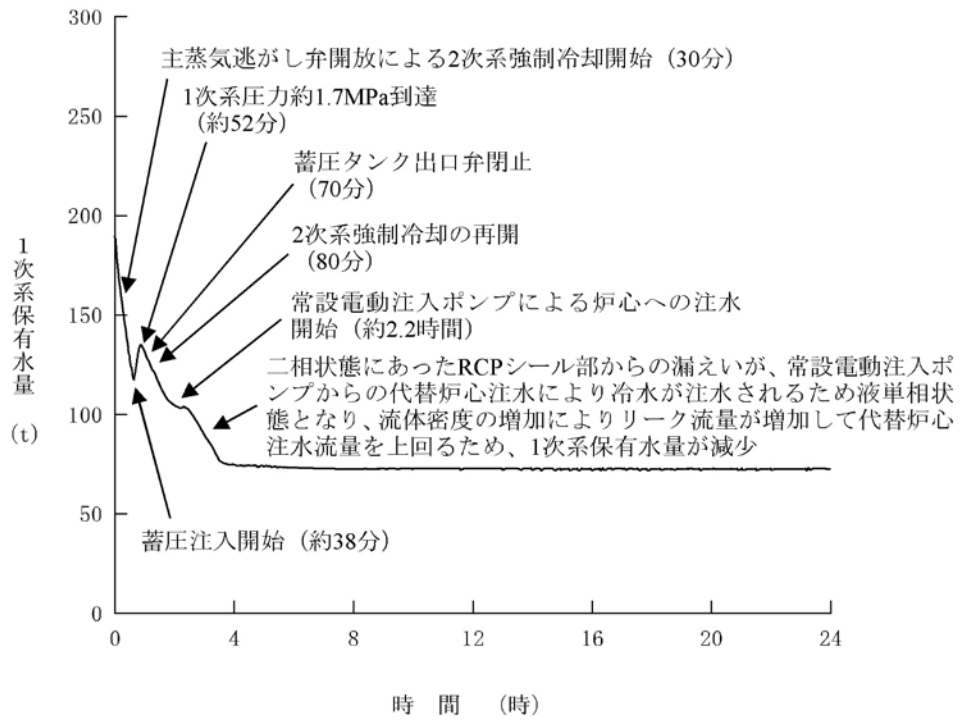
第1.15-159図 燃料被覆管温度の推移(開始が遅くなる場合)



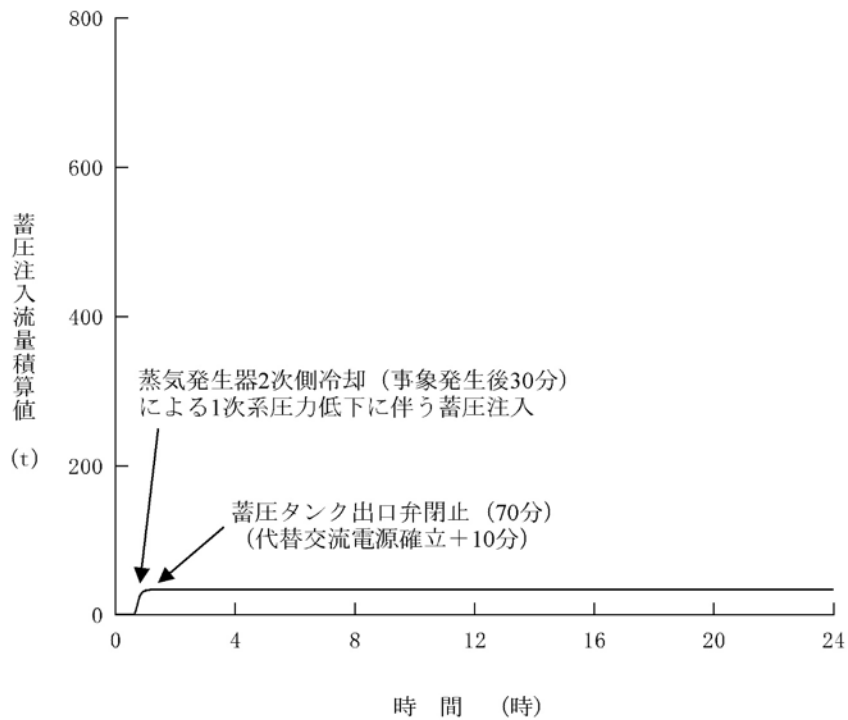
第1.15-160図 1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



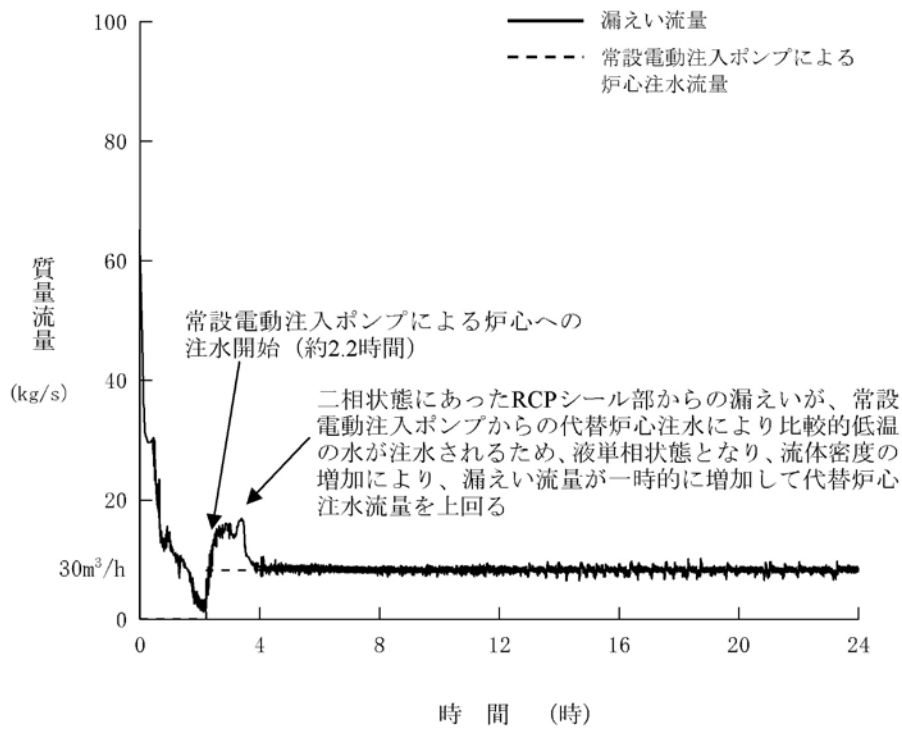
第1.15-161図 1次系温度の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



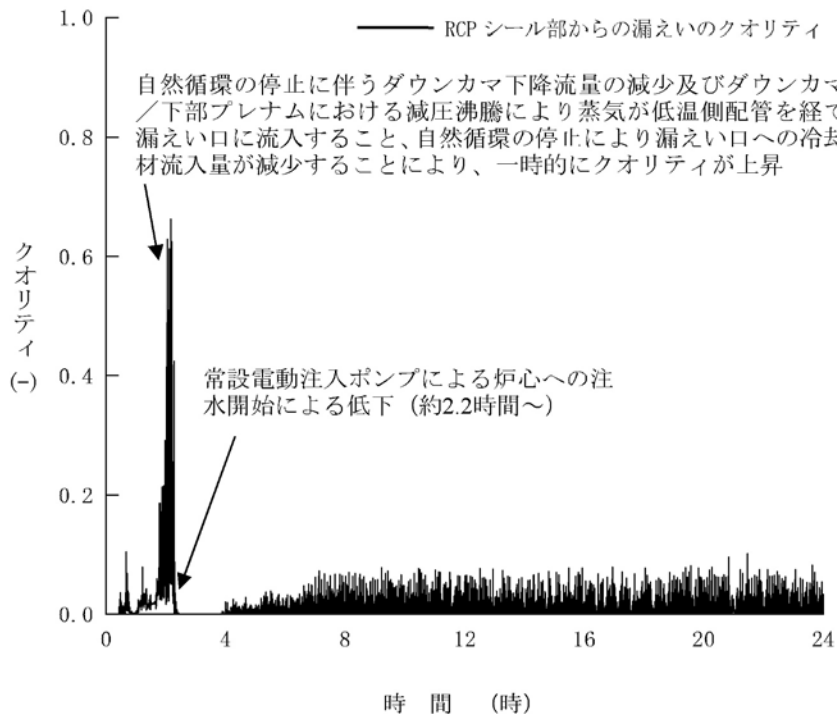
第1.15-162図 1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



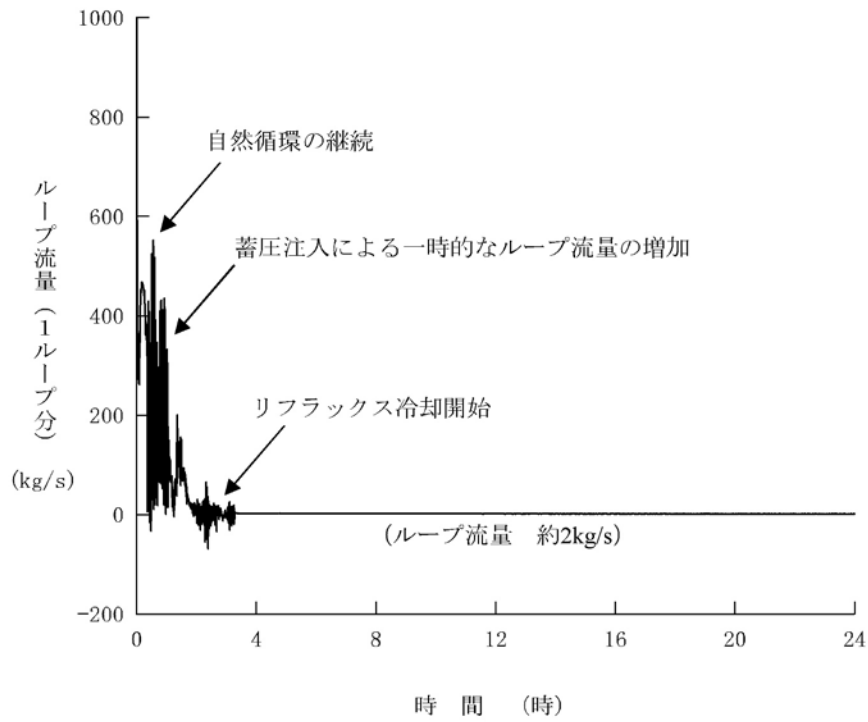
第1.15-163図 蓄圧注入流量積算値の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



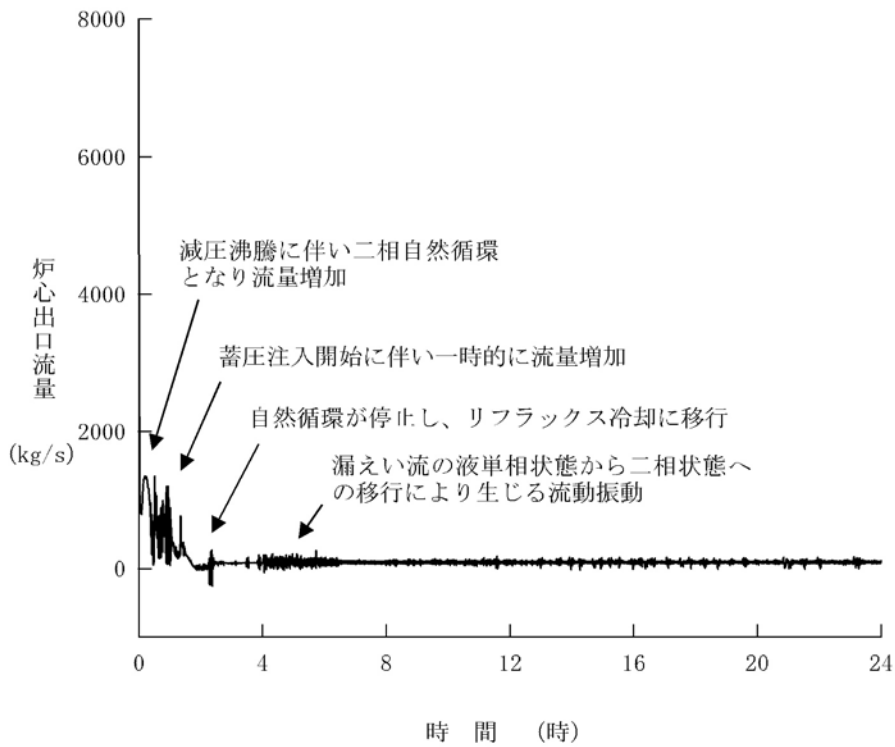
第1.15-164図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



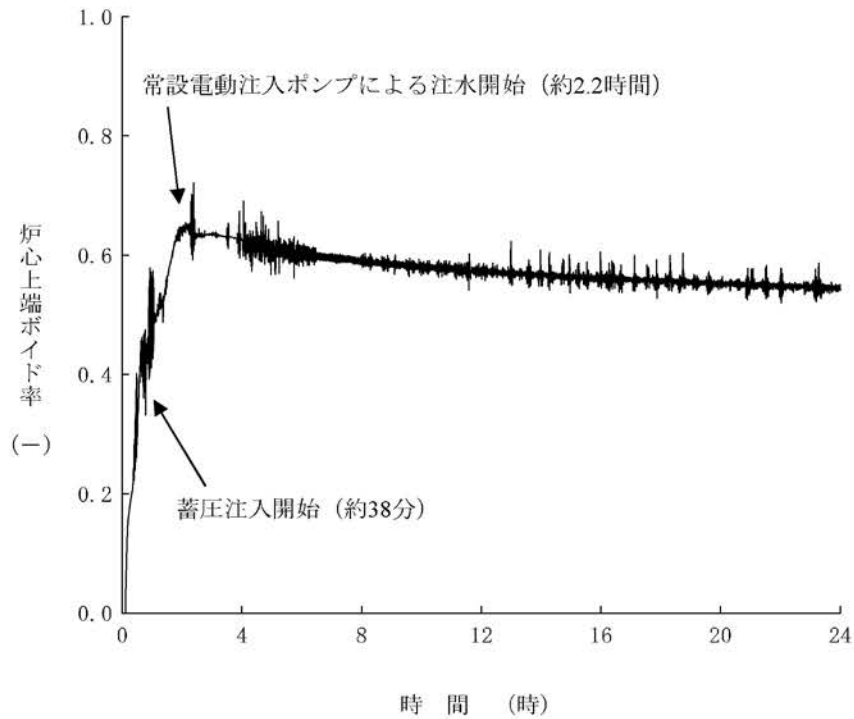
第1.15-165図 RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



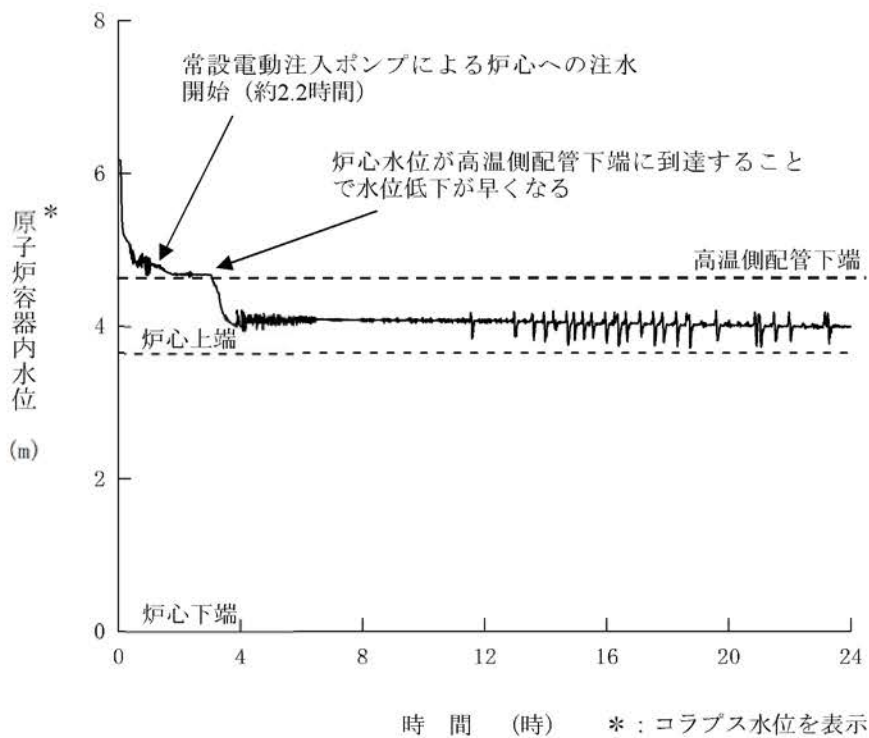
第1.15-166図 1次冷却材流量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



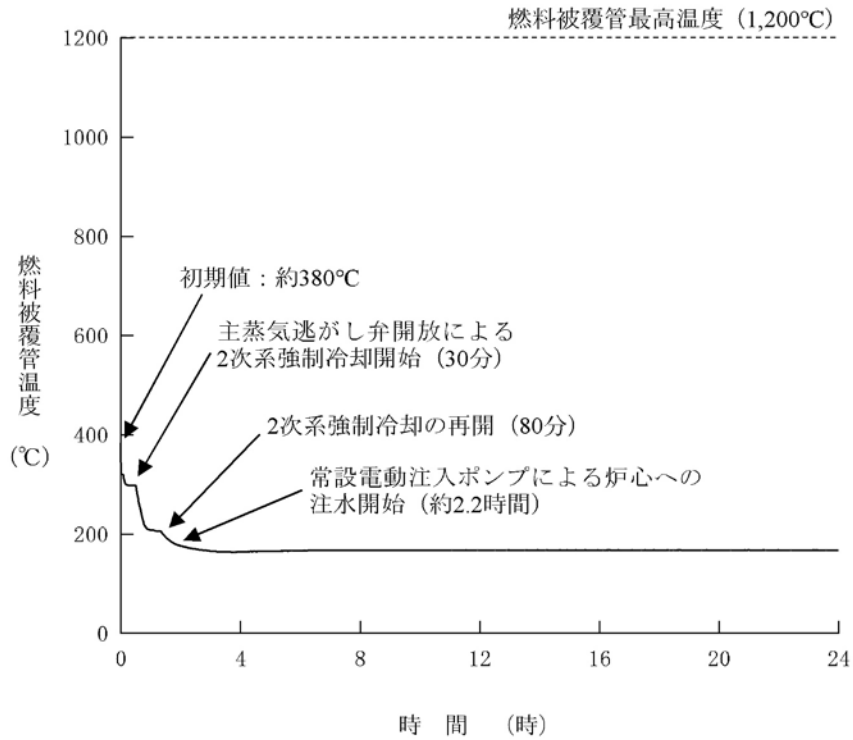
第1.15-167図 炉心出口流量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



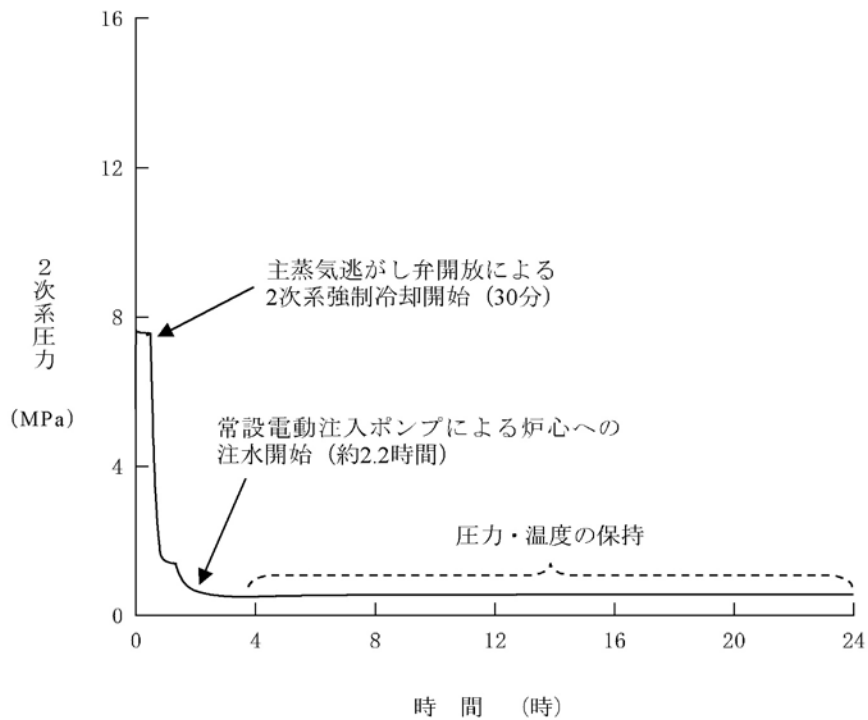
第1.15-168図 炉心上端ボイド率の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



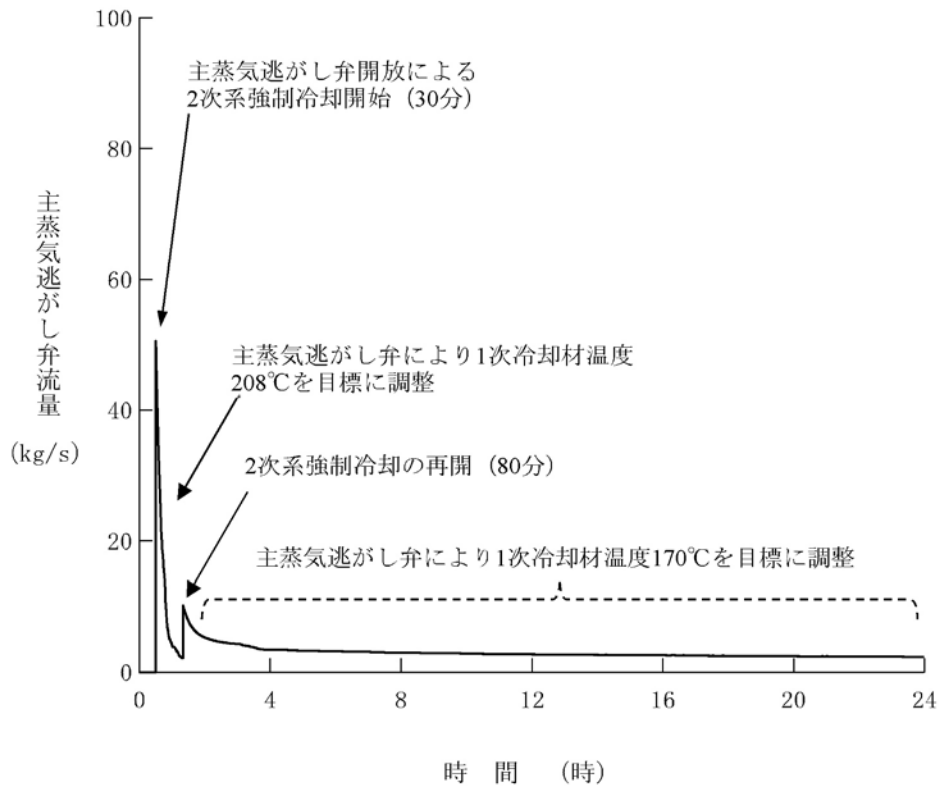
第1.15-169図 原子炉容器内水位の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



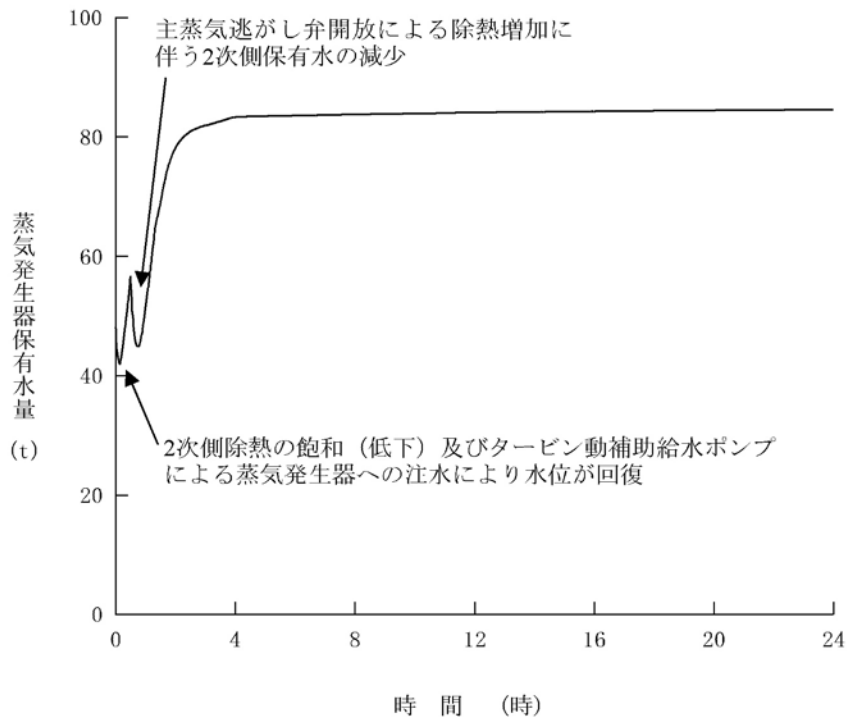
第1.15-170図 燃料被覆管温度の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



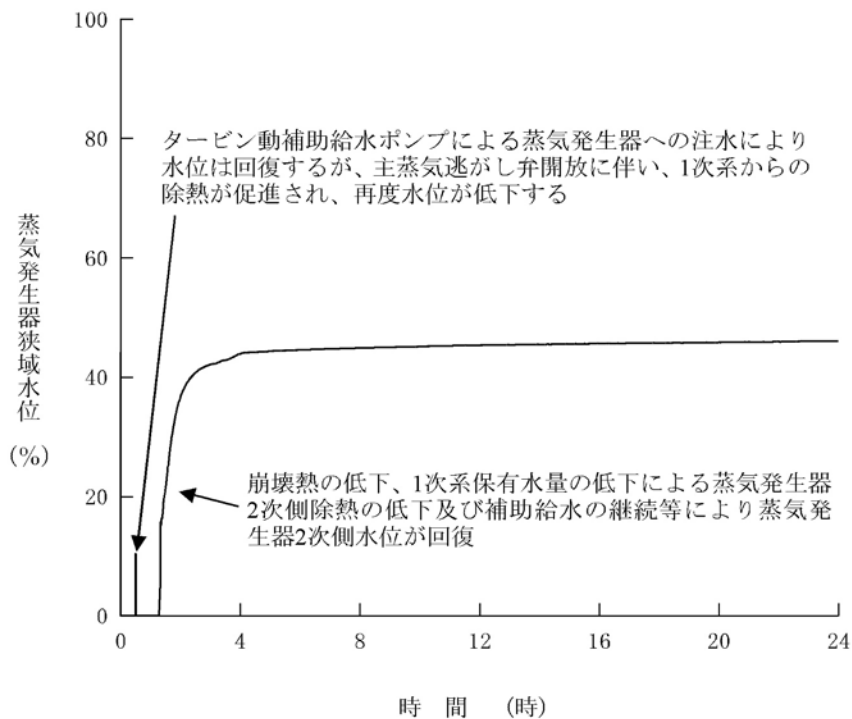
第1.15-171図 2次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



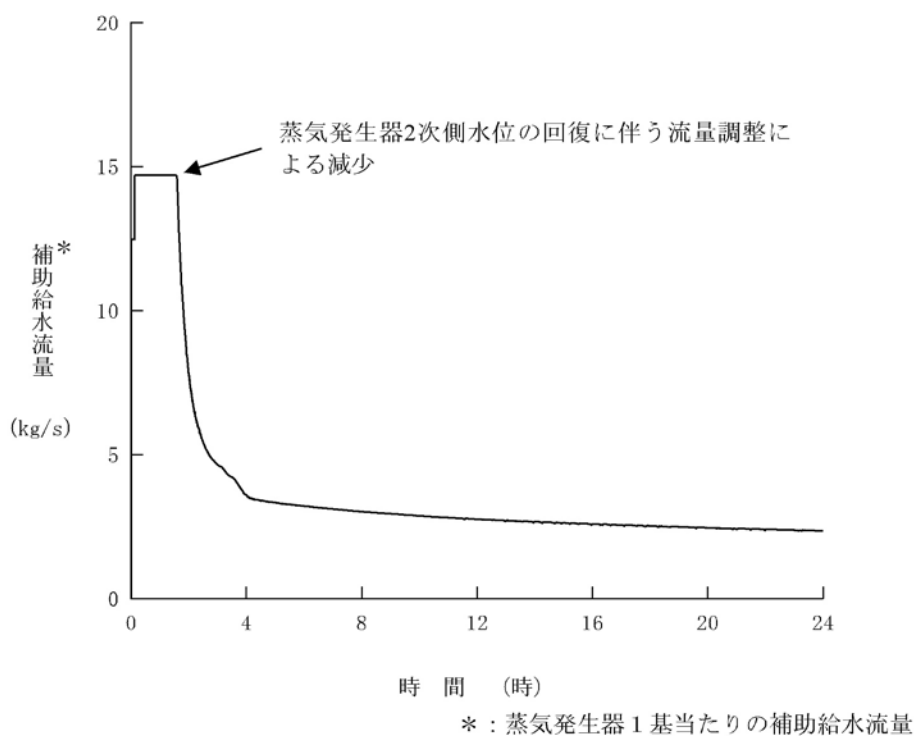
第1.15-172図 主蒸気逃がし弁流量の推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



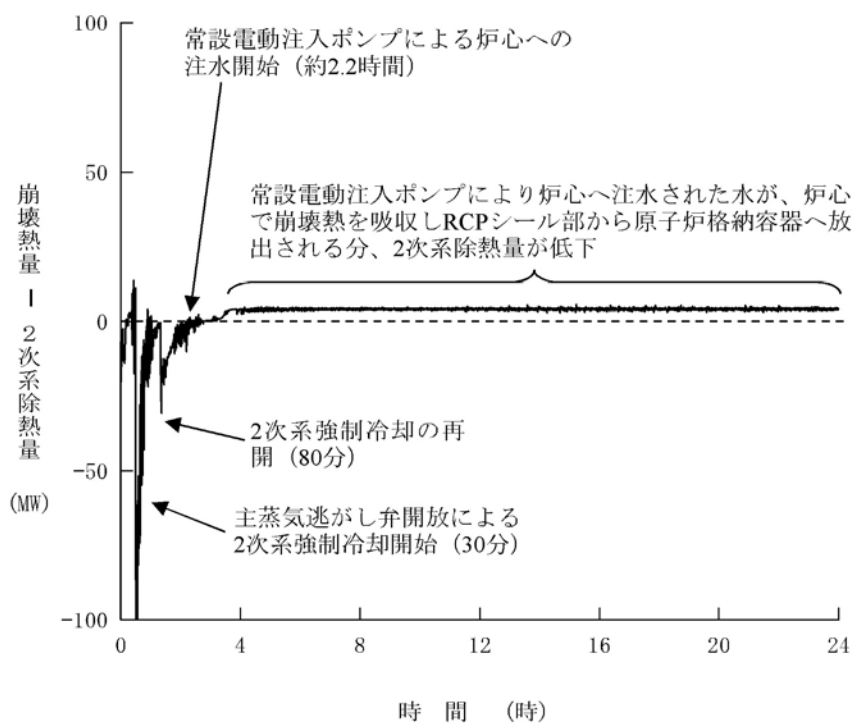
第1.15-173図 蒸気発生器保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



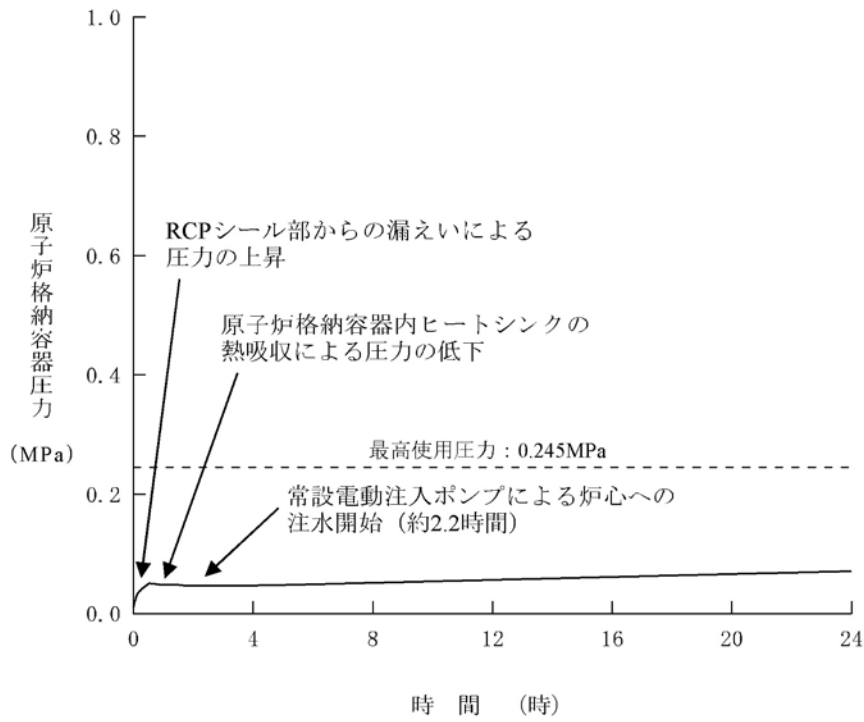
第1.15-174図 蒸気発生器水位の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



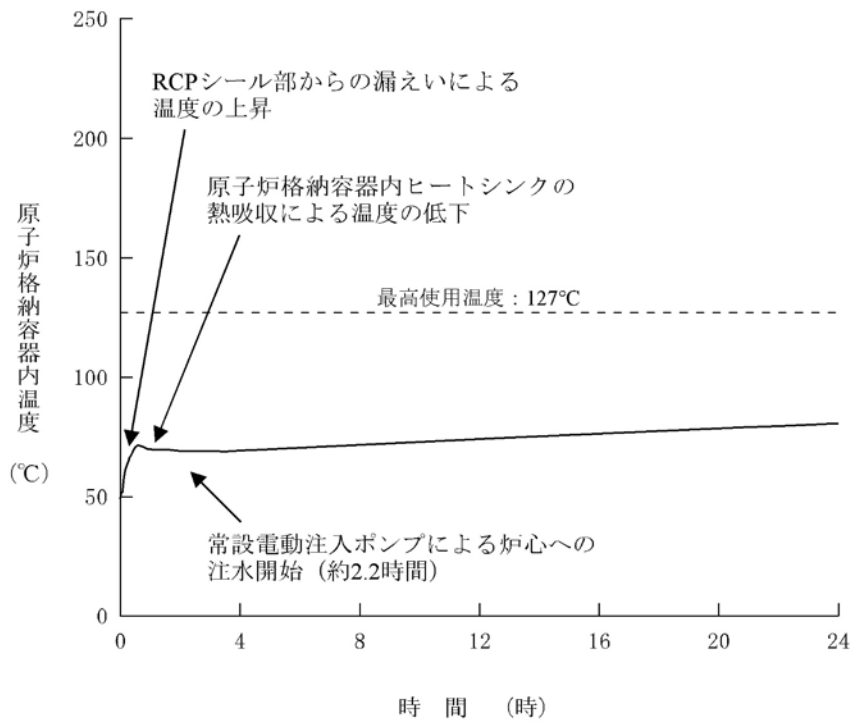
第1.15-175図 補助給水流量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



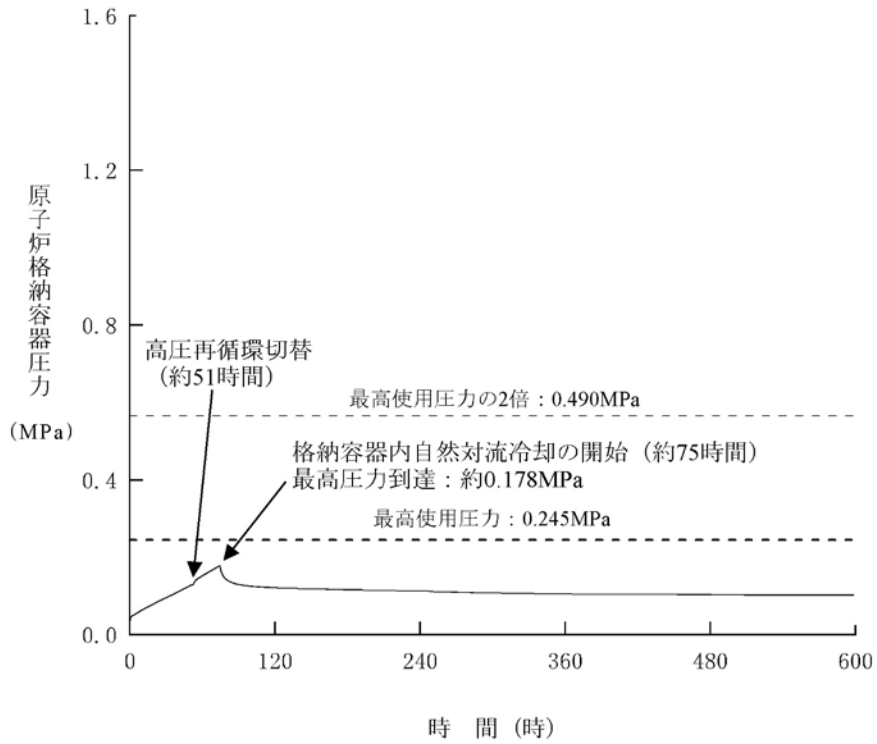
第1.15-176図 崩壊熱と2次系除熱量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



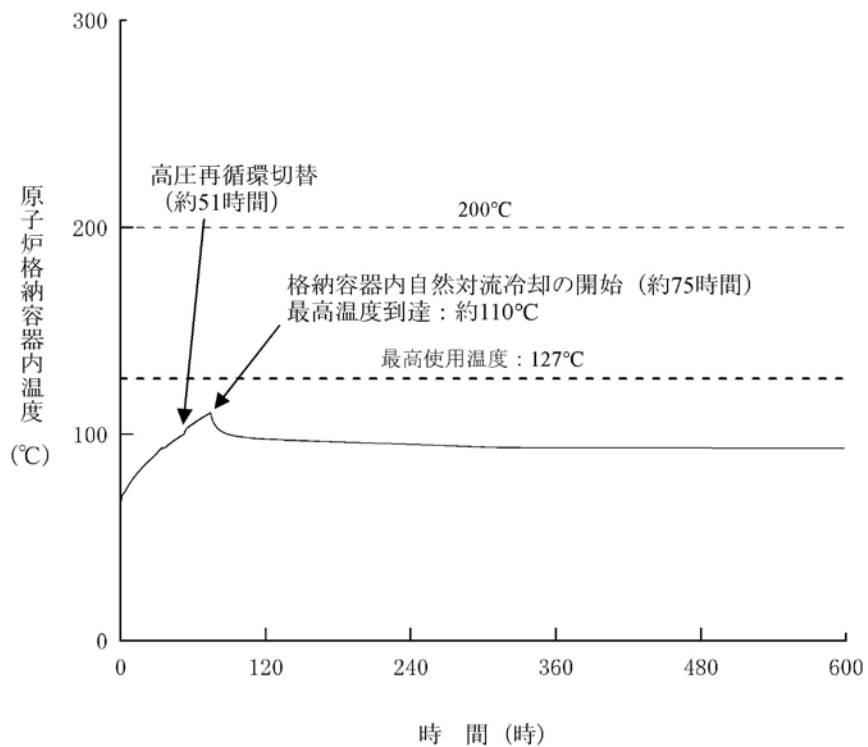
第1.15-177図 原子炉格納容器圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



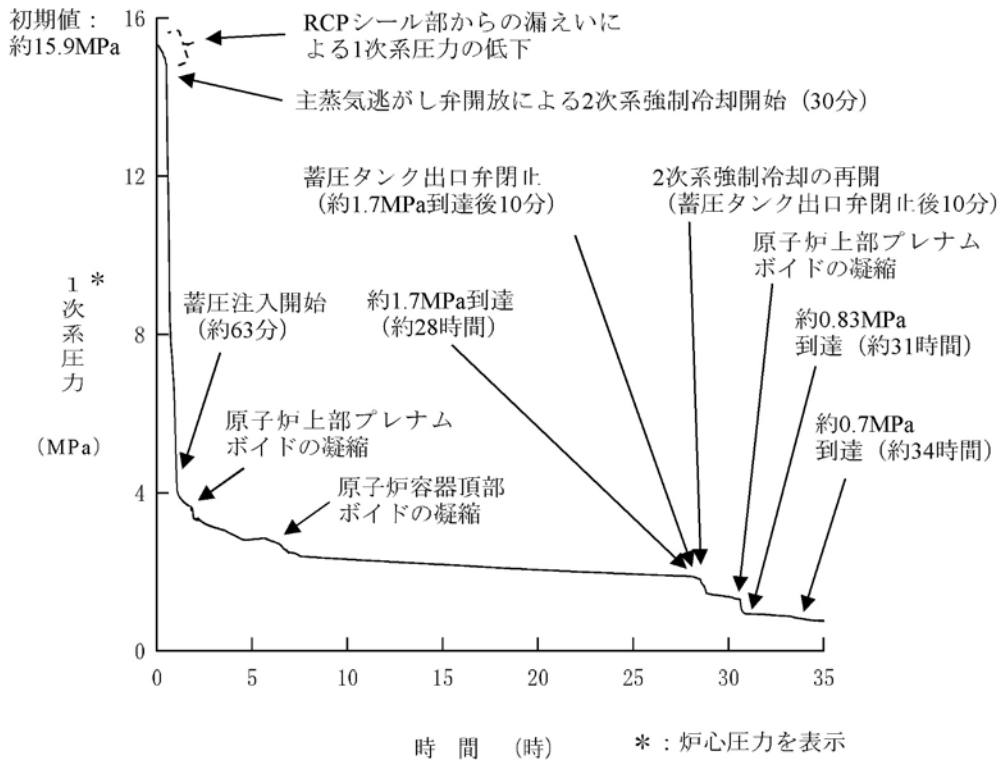
第1.15-178図 原子炉格納容器内温度の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



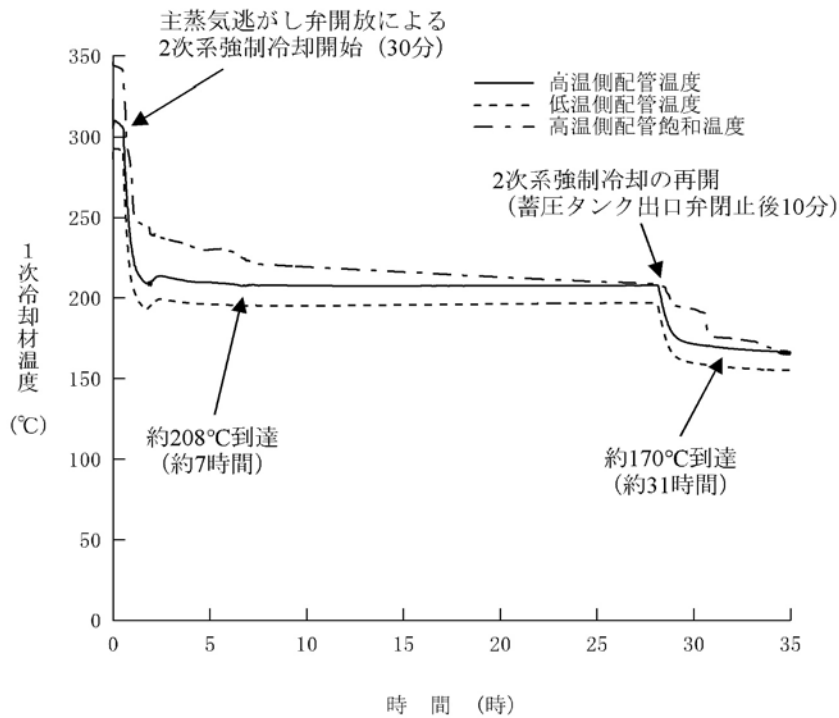
第1.15-179図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



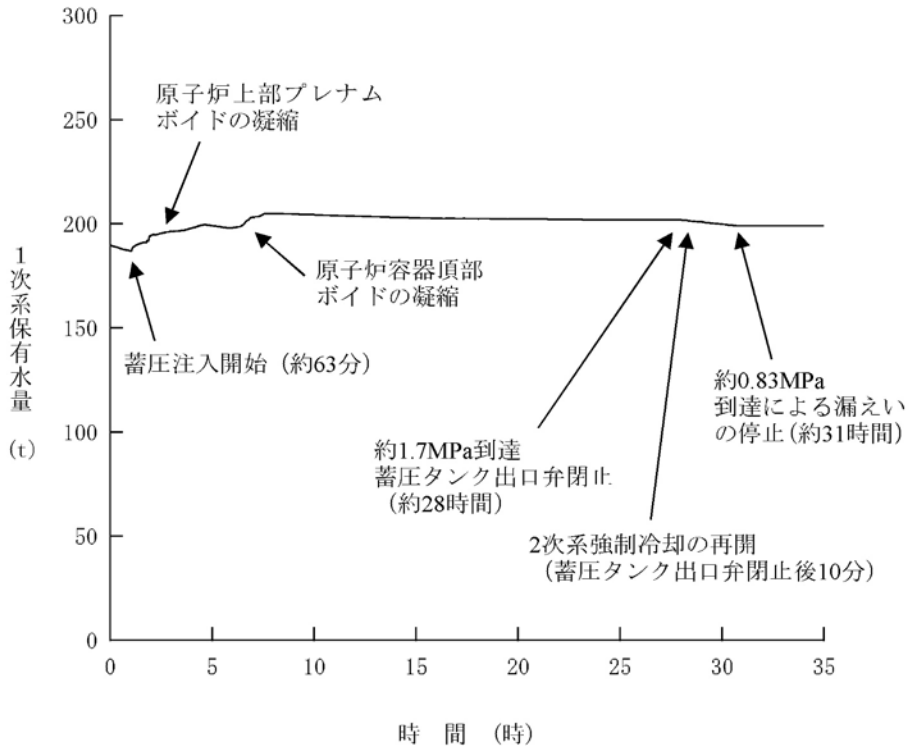
第1.15-180図 原子炉格納容器内温度の長期間の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)



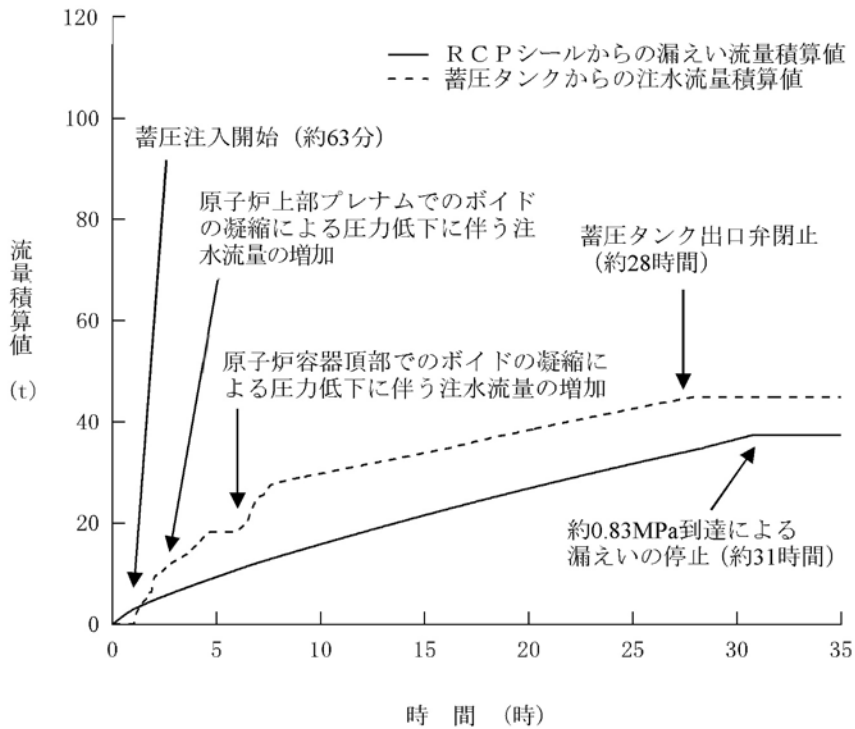
第1.15-181図 1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



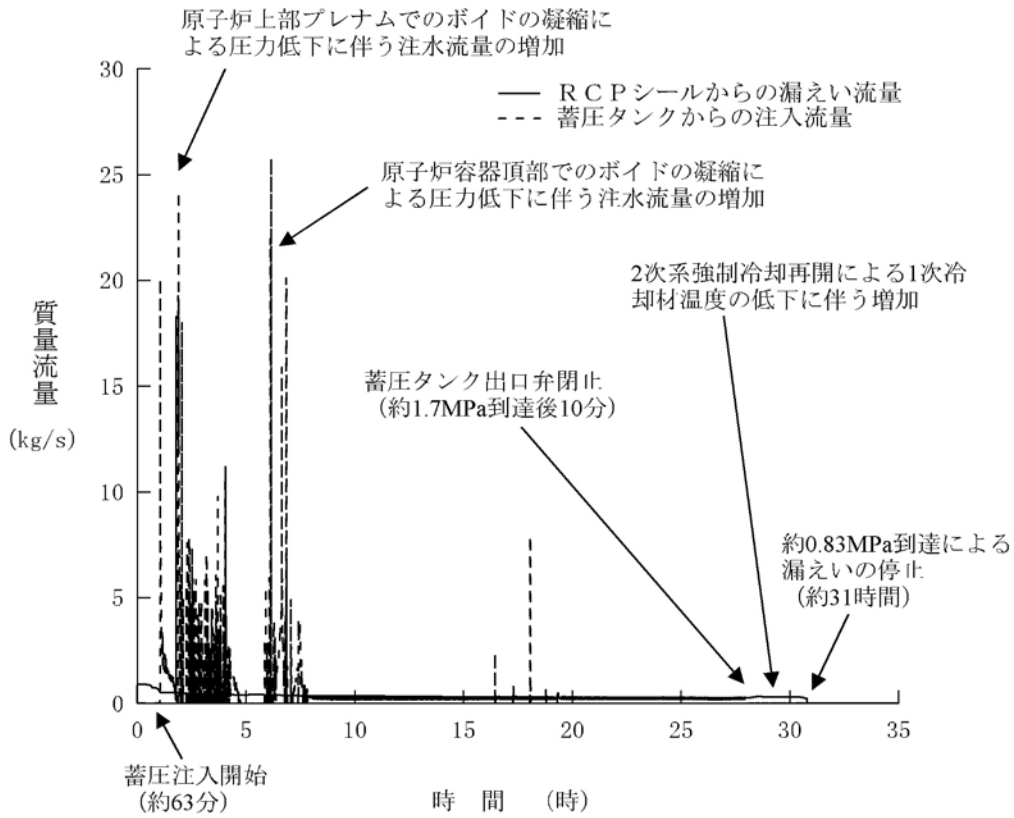
第1.15-182図 1次系温度の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



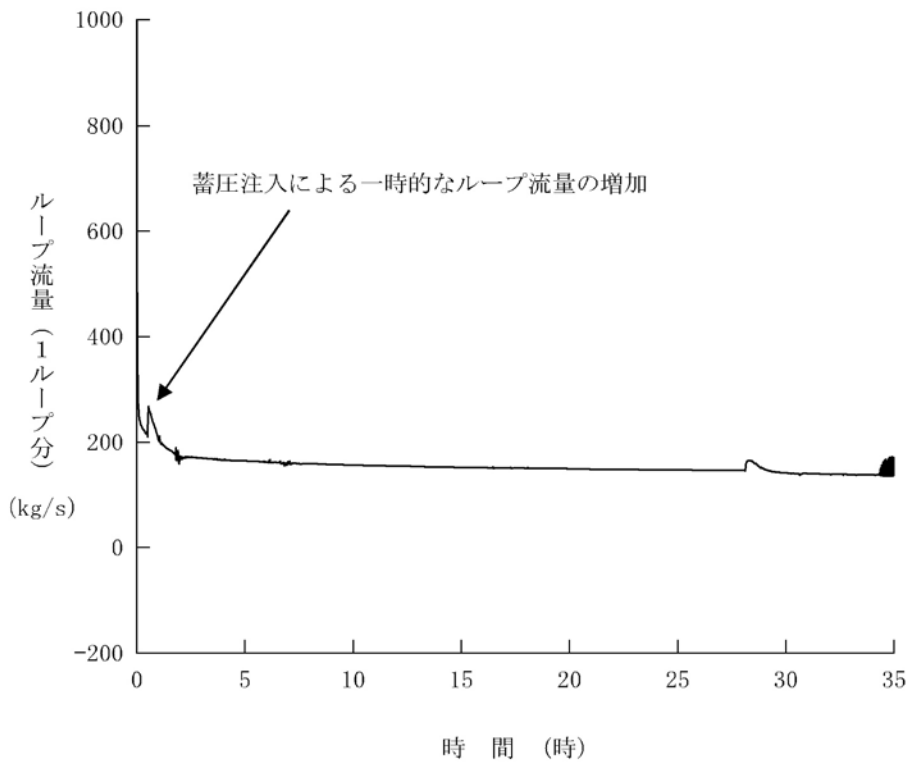
第1.15-183図 1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



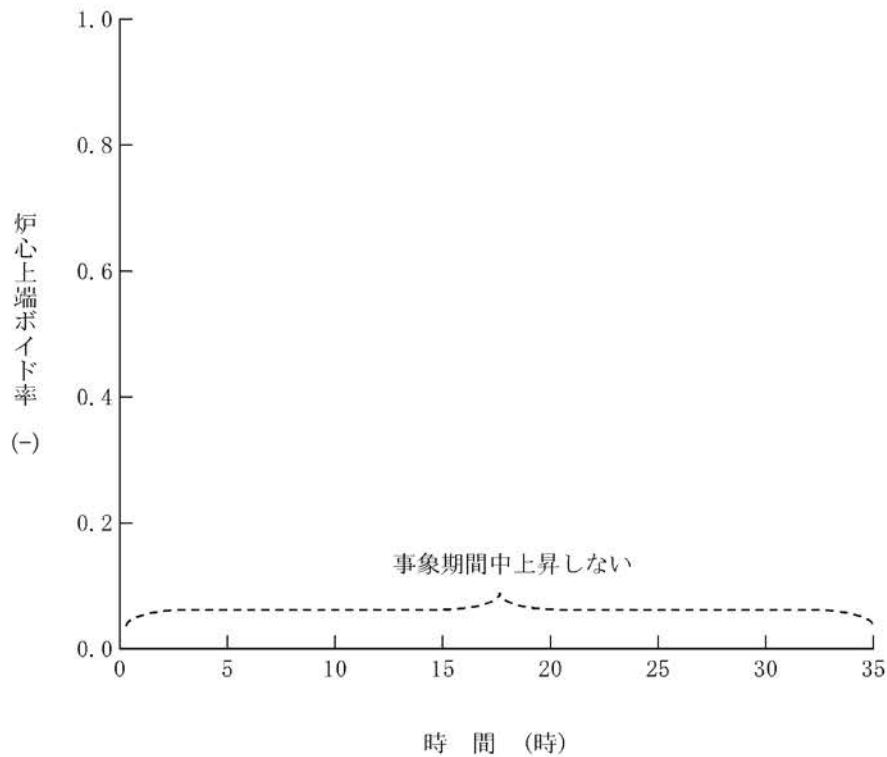
第1.15-184図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



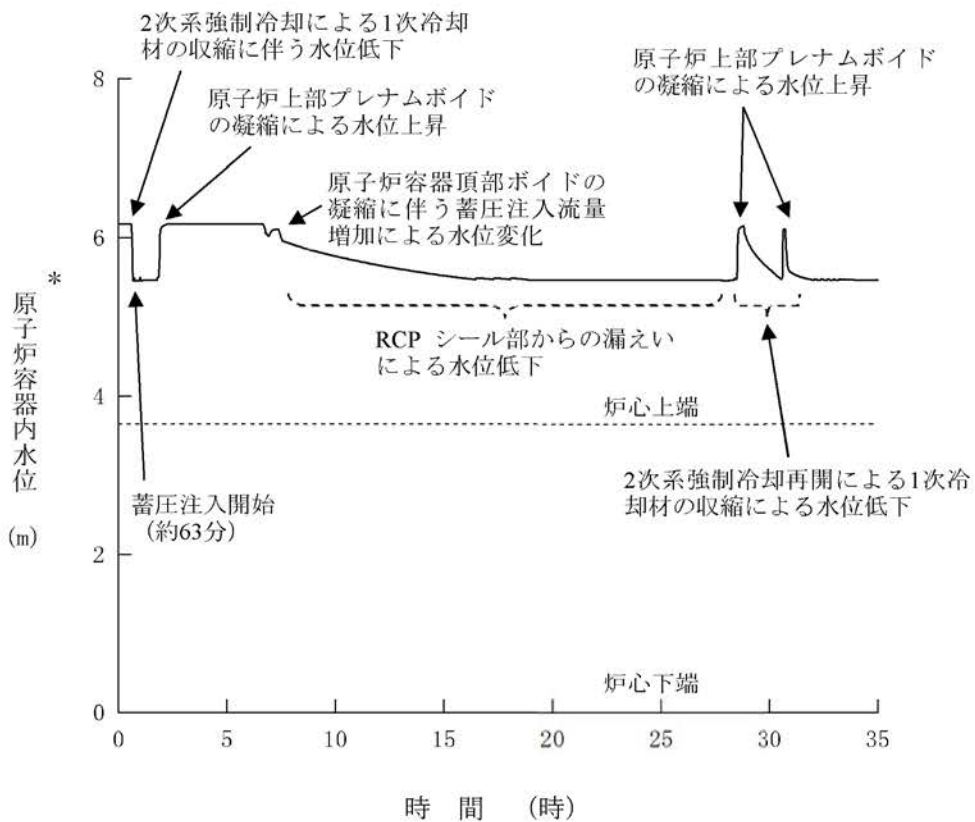
第1.15-185図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



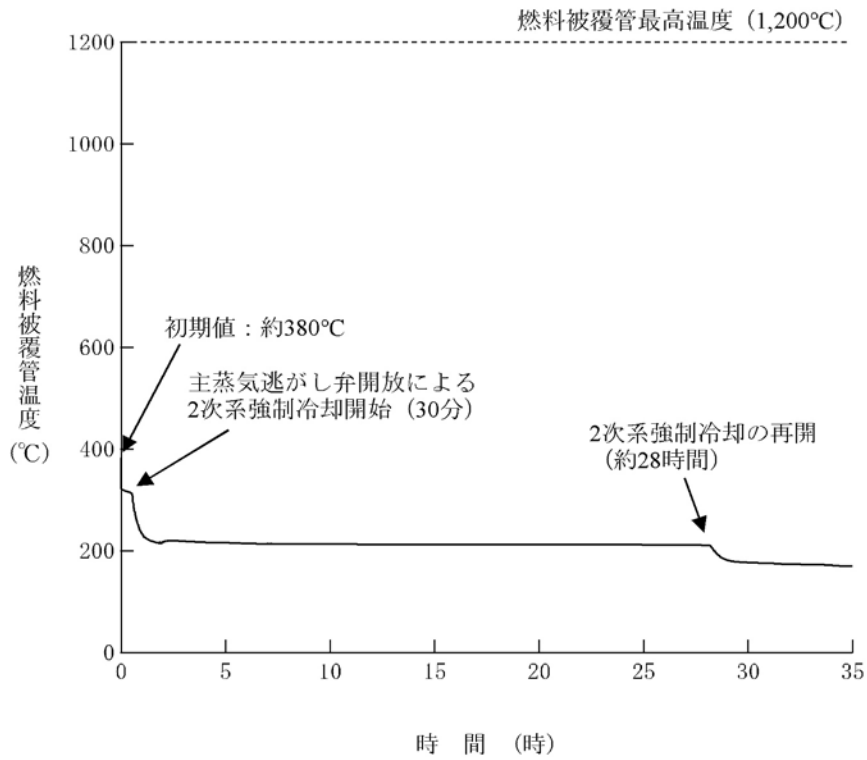
第1.15-186図 1次冷却材流量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



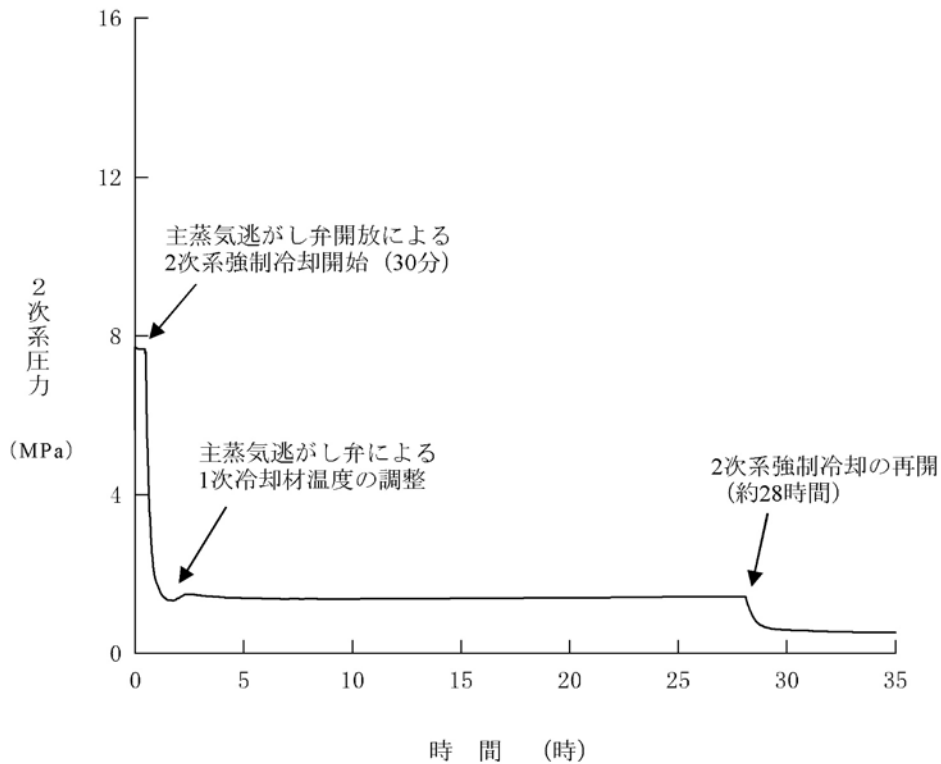
第1.15-187図 炉心上端ボイド率の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



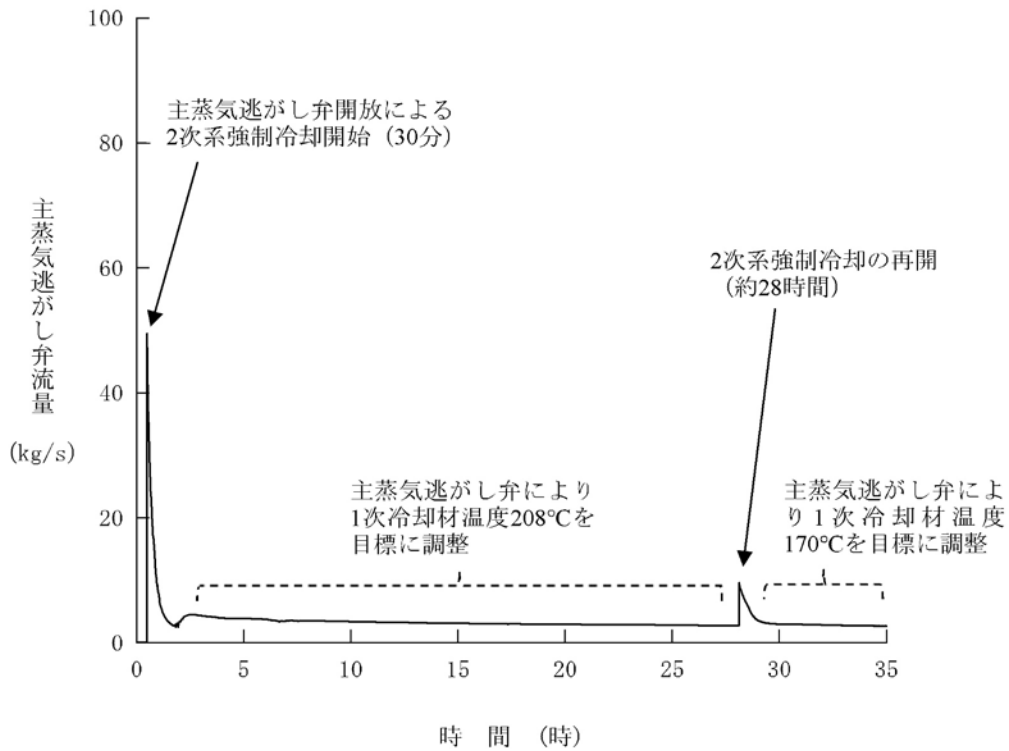
第1.15-188図 原子炉容器内水位の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



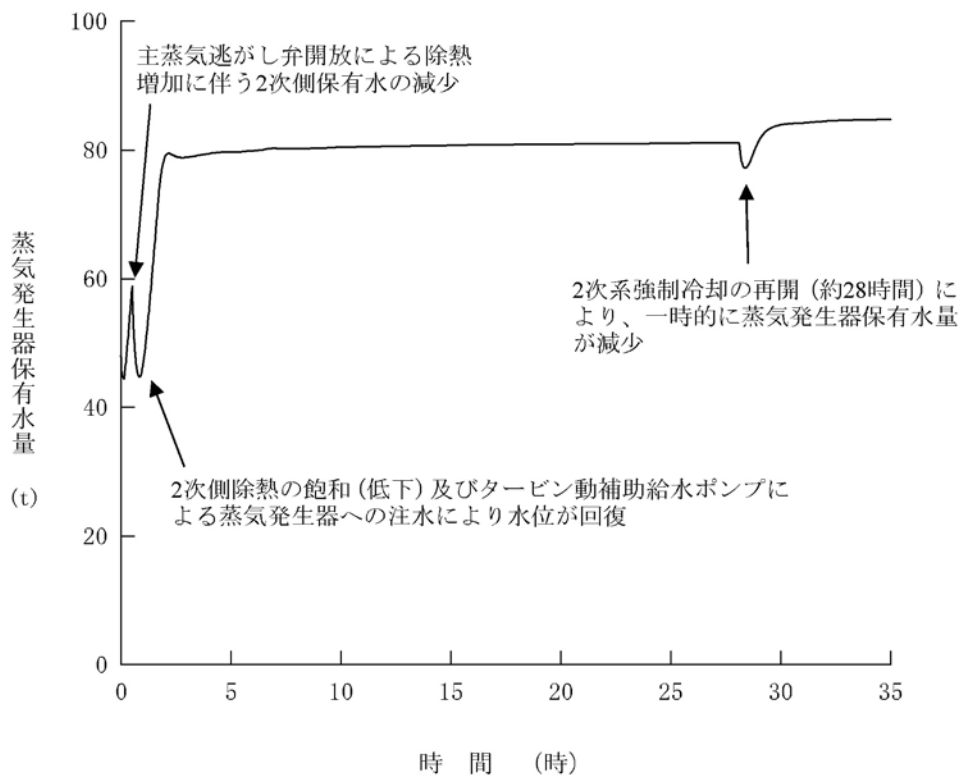
第1.15-189図 燃料被覆管温度の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



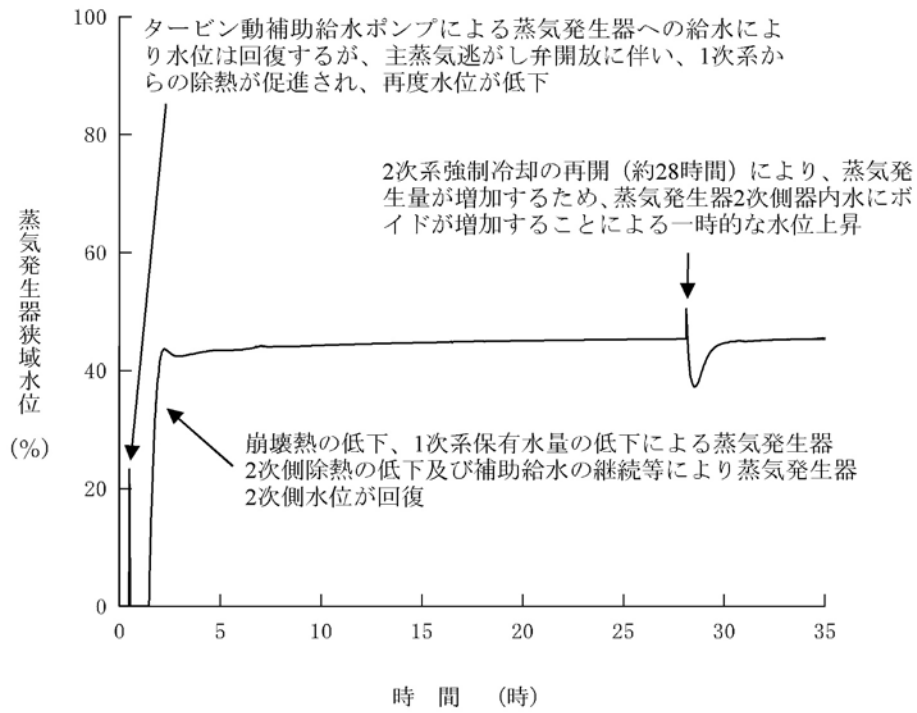
第1.15-190図 2次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



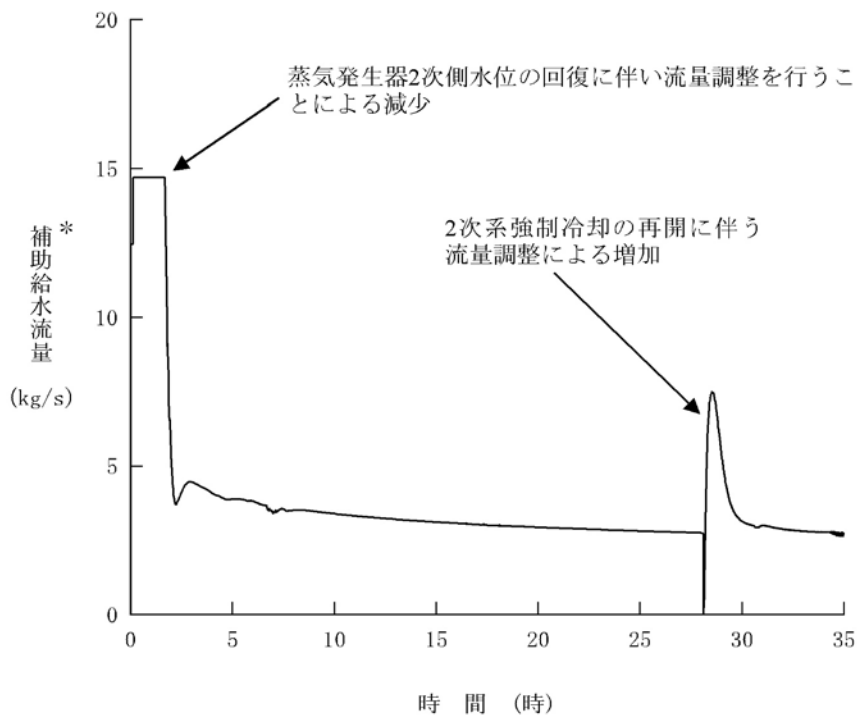
第1.15-191図 主蒸気逃がし弁流量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



第1.15-192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)

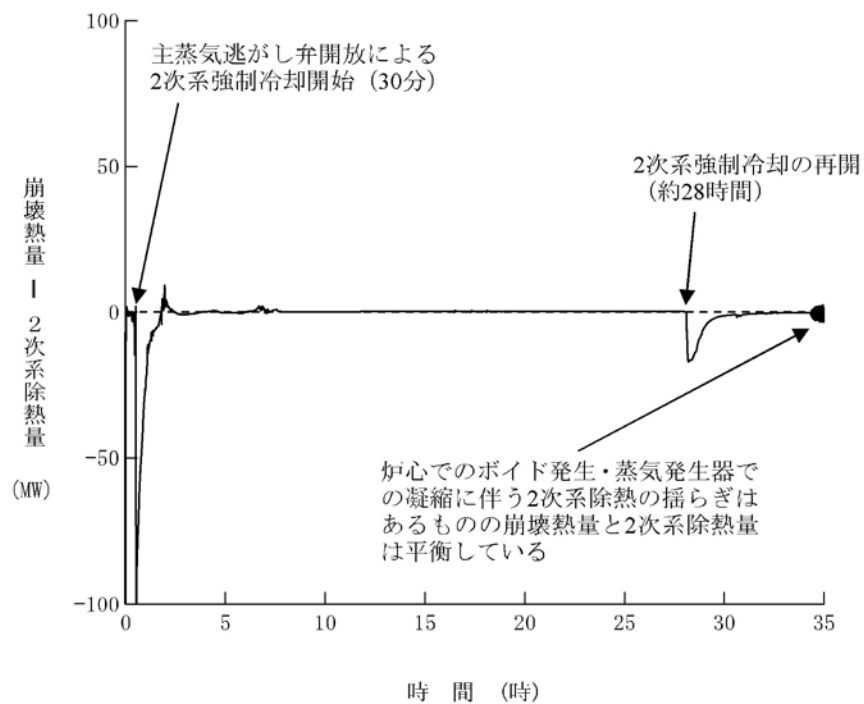


第1.15-193図 蒸気発生器水位の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)

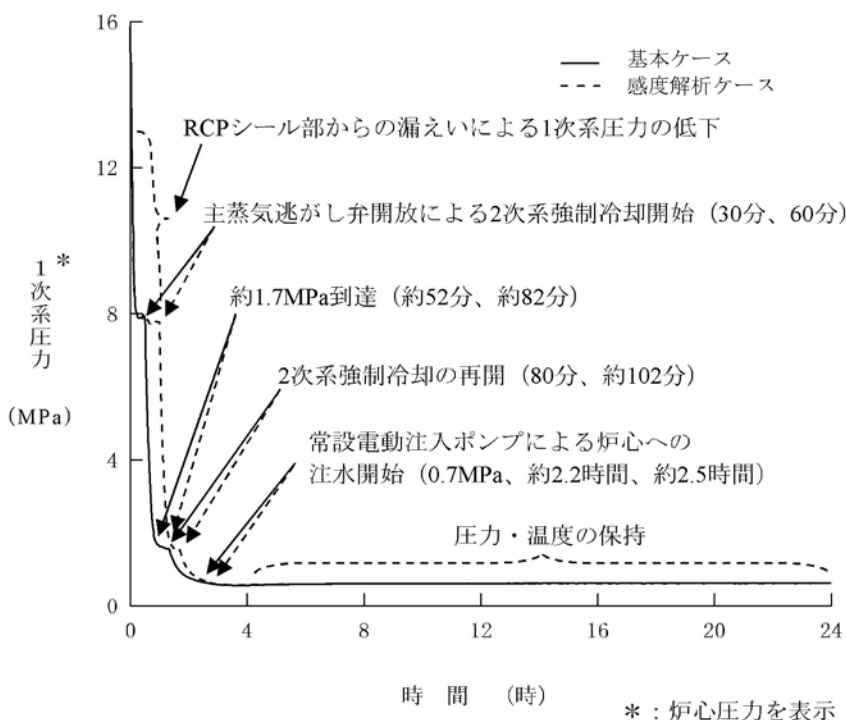


*：蒸気発生器1基当たりの補助給水流量

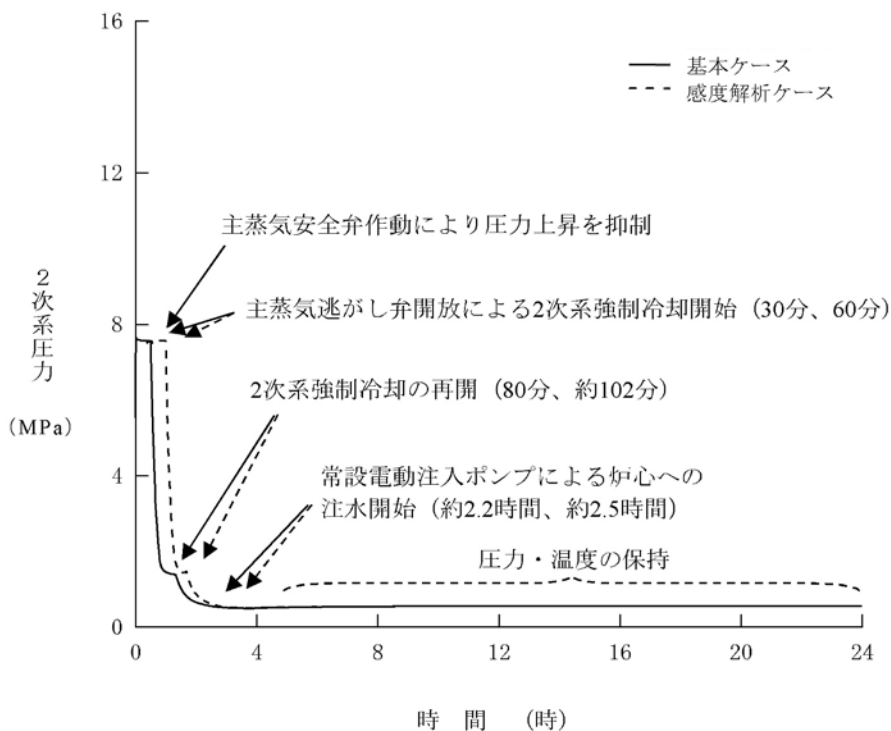
第1.15-194図 補助給水流量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



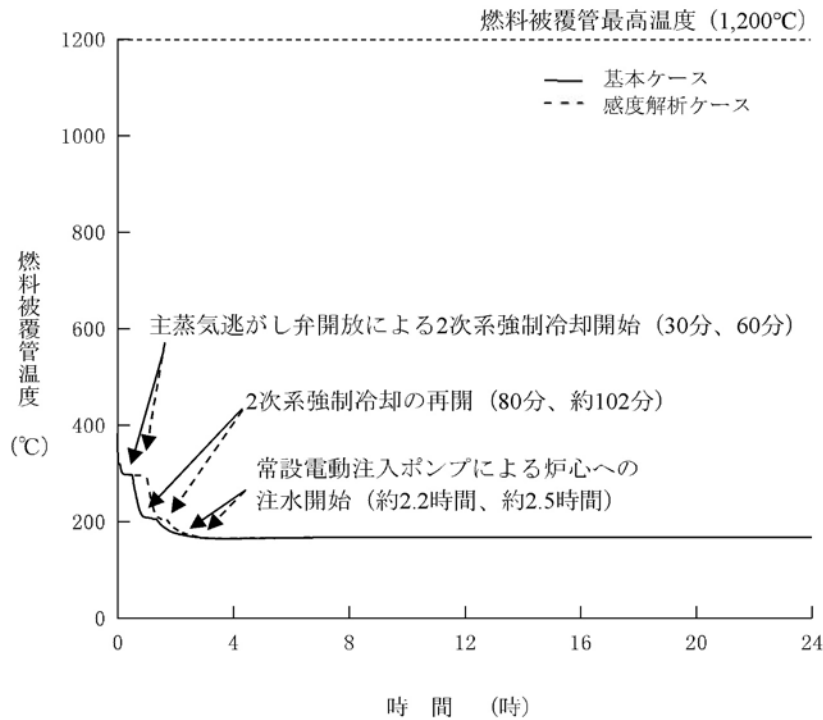
第1.15-195図 崩壊熱量と2次系除熱量の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



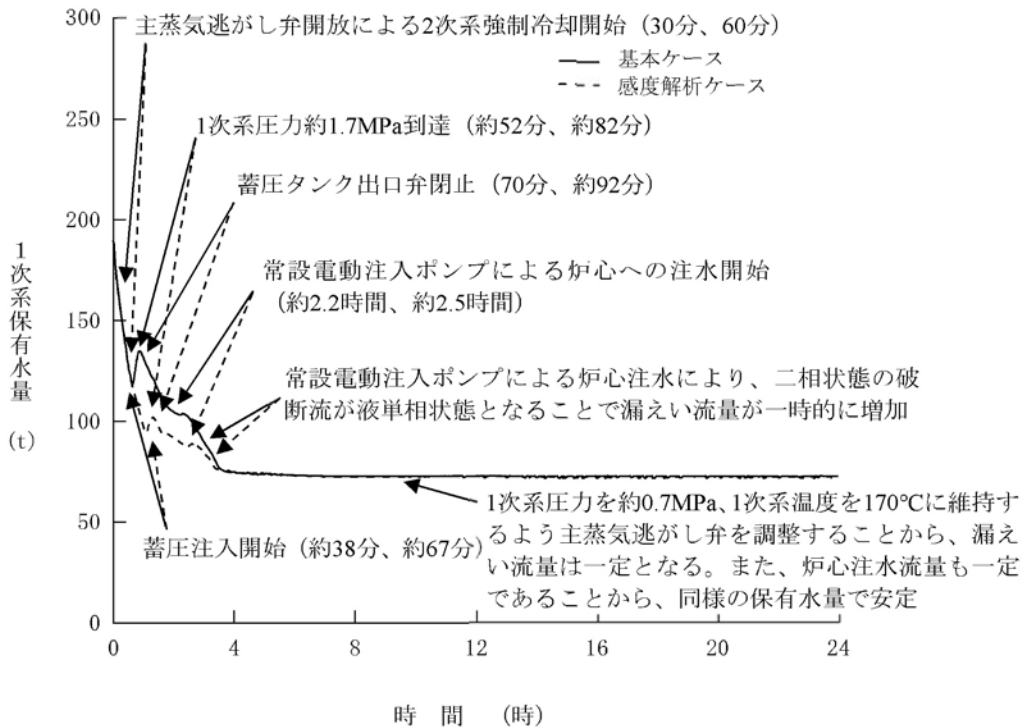
第1.15-196図 1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



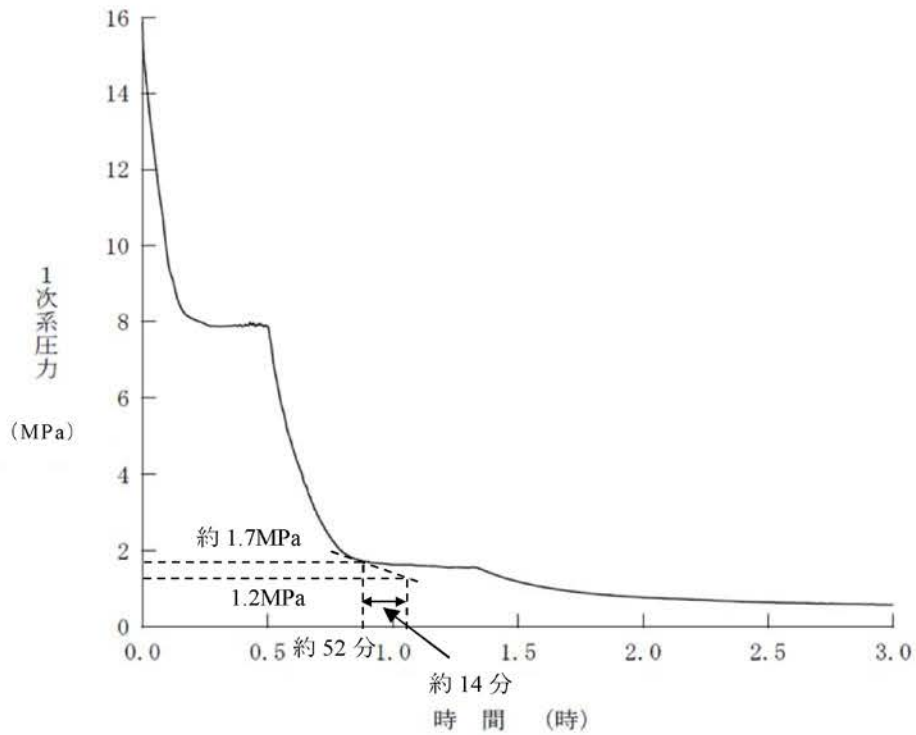
第1.15-197図 2次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



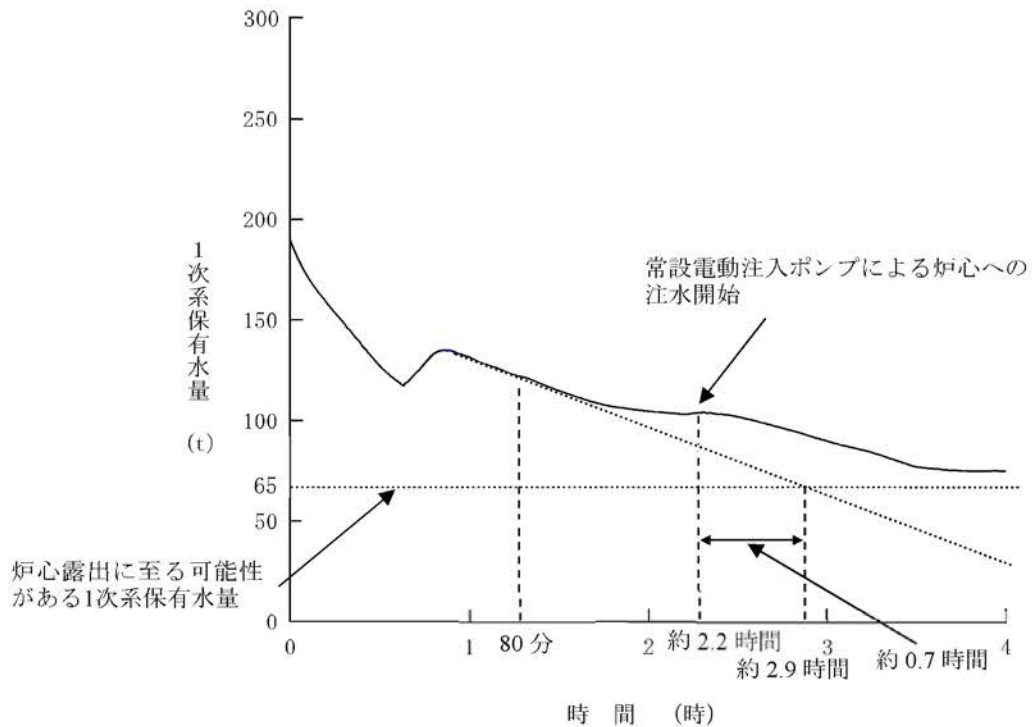
第1.15-198図 燃料被覆管温度の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



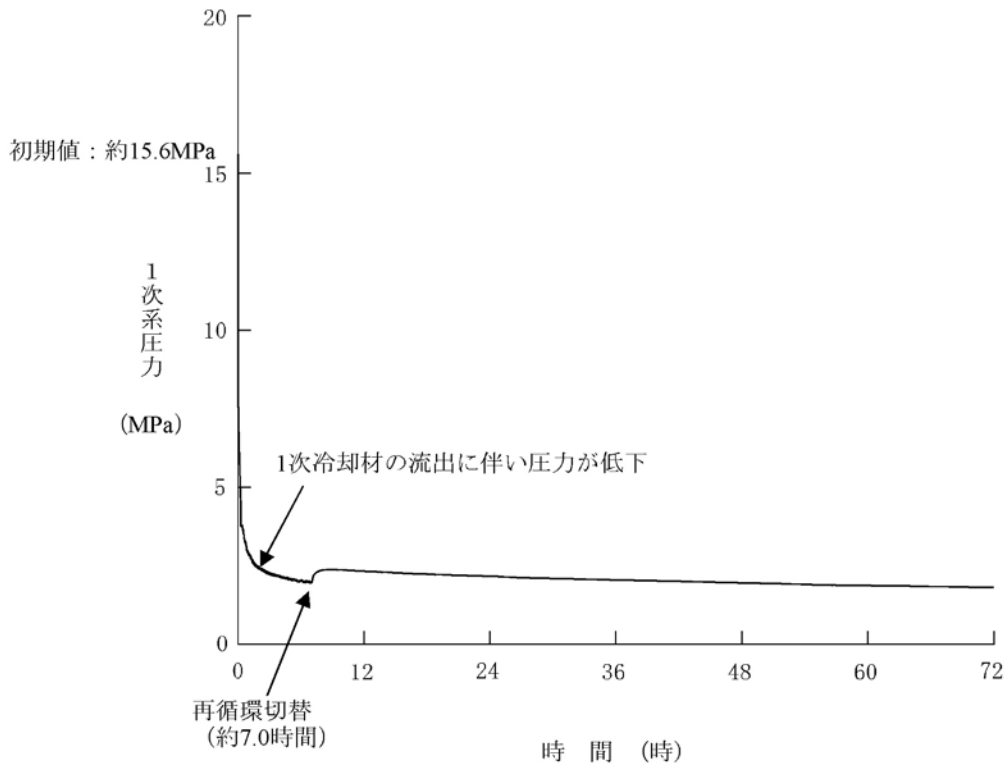
第1.15-199図 1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



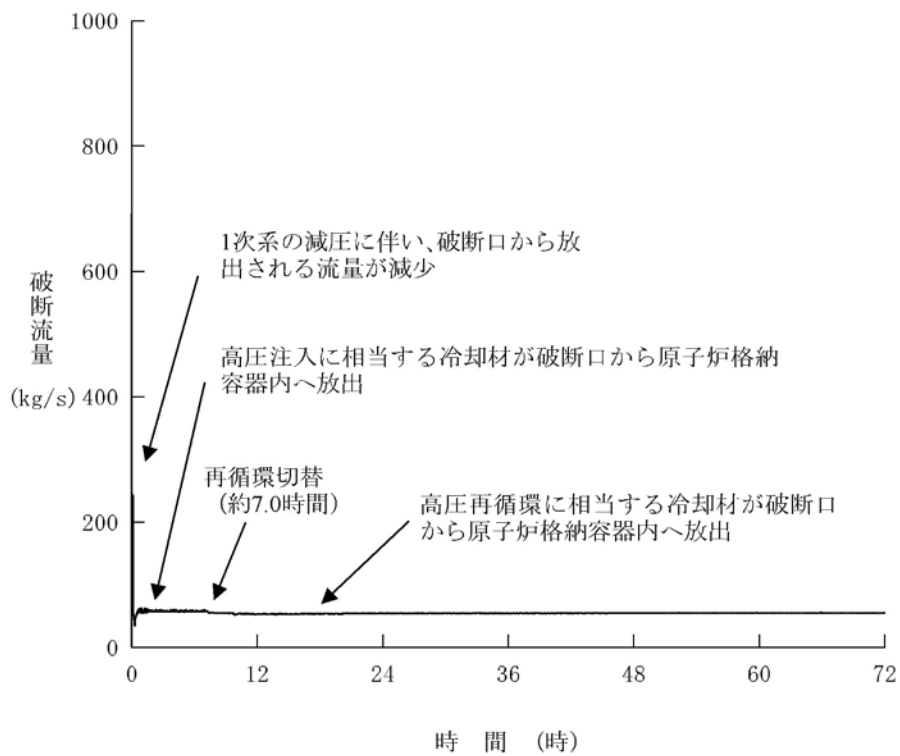
第1.15-200図 1次系圧力の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)



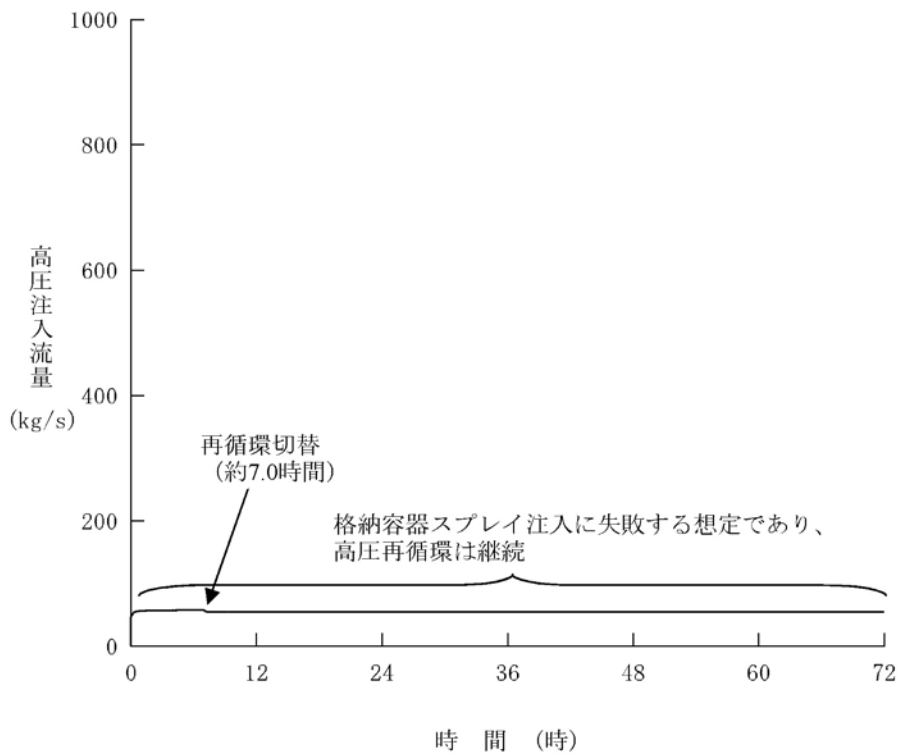
第1.15-201図 1次系保有水量の推移 (RCPシールLOCAが発生する場合)
(代替炉心注水操作時間余裕確認)



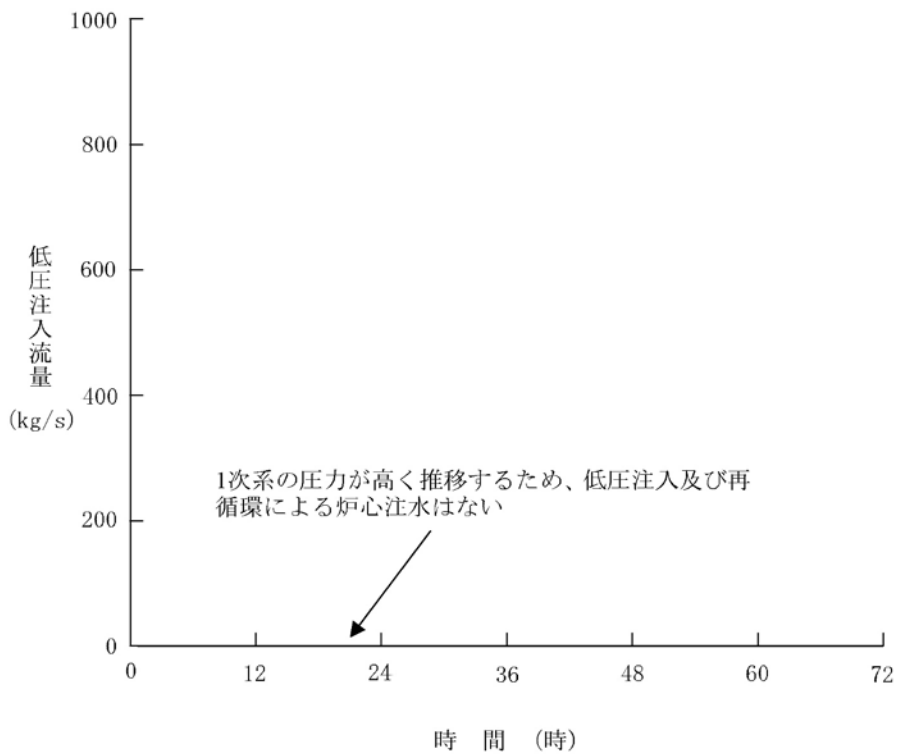
第1.15-202図 1次系圧力の推移



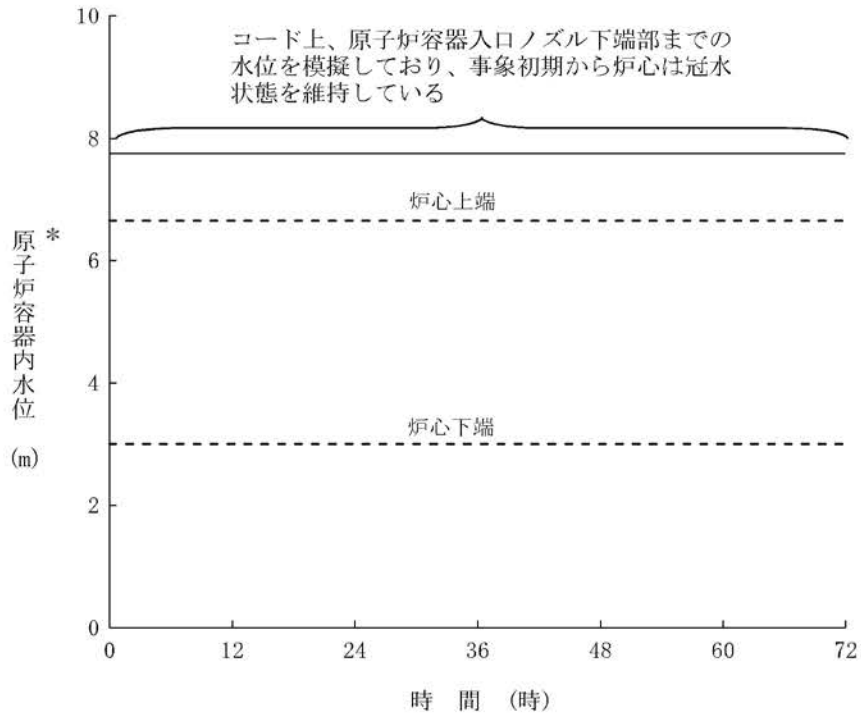
第1.15-203図 破断流量の推移



第1.15-204図 高圧注入流量の推移

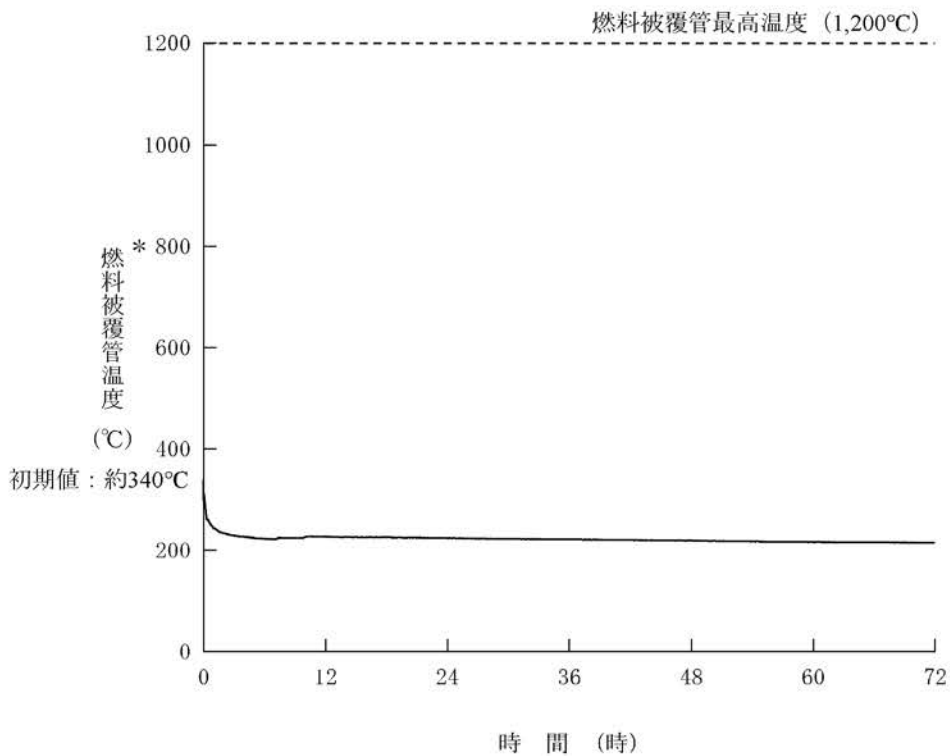


第1.15-205図 低圧注入流量の推移



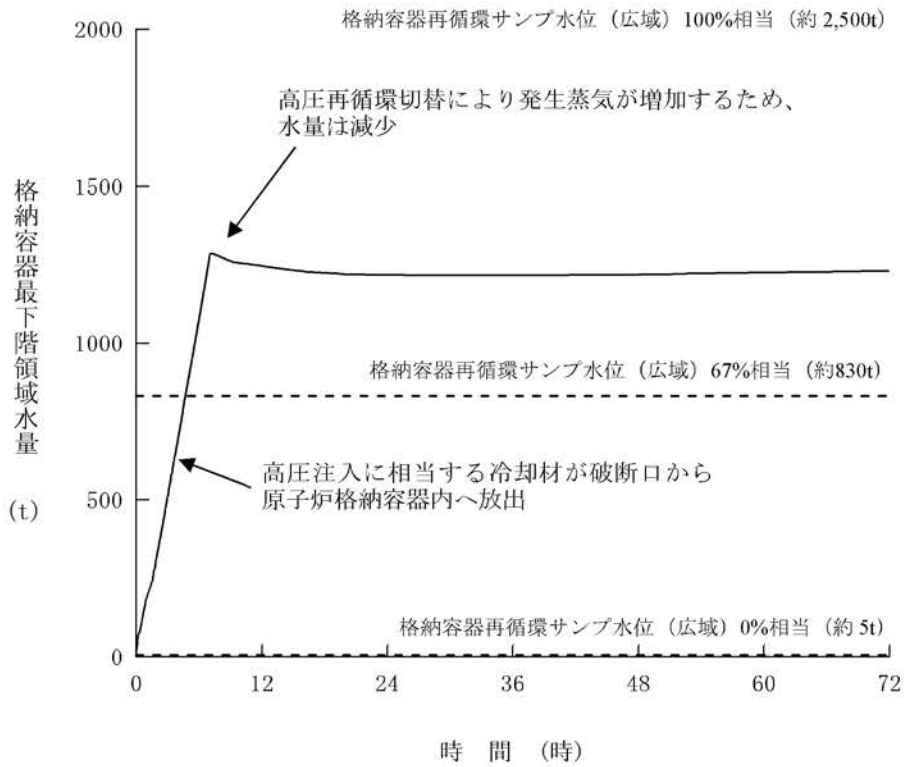
* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

第1.15-206図 原子炉容器内水位の推移

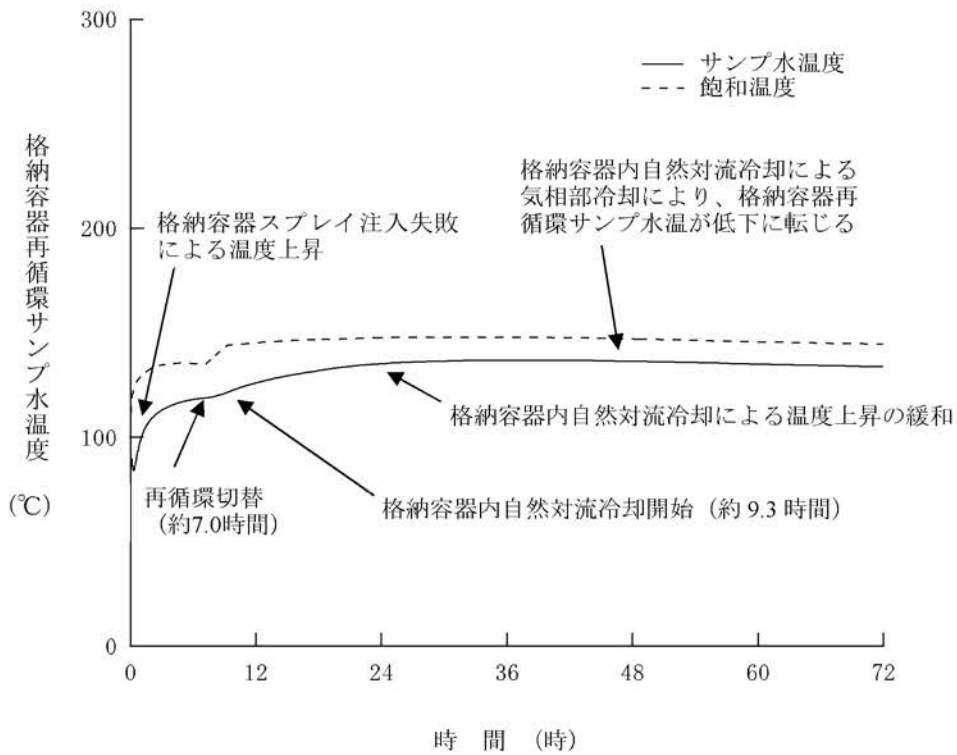


* : 炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

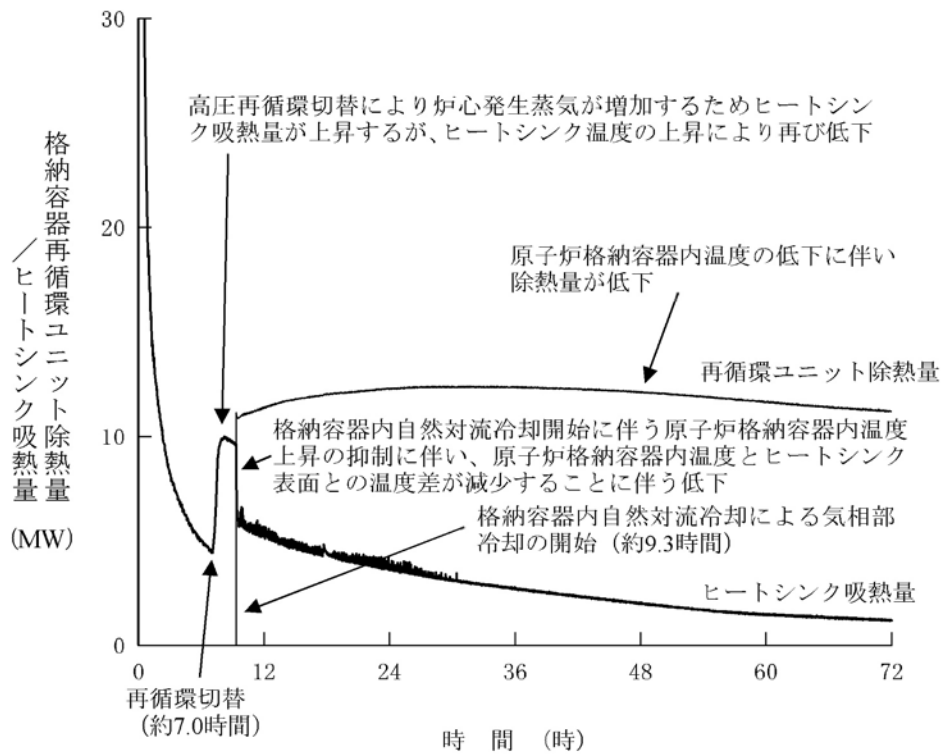
第1.15-207図 燃料被覆管温度の推移



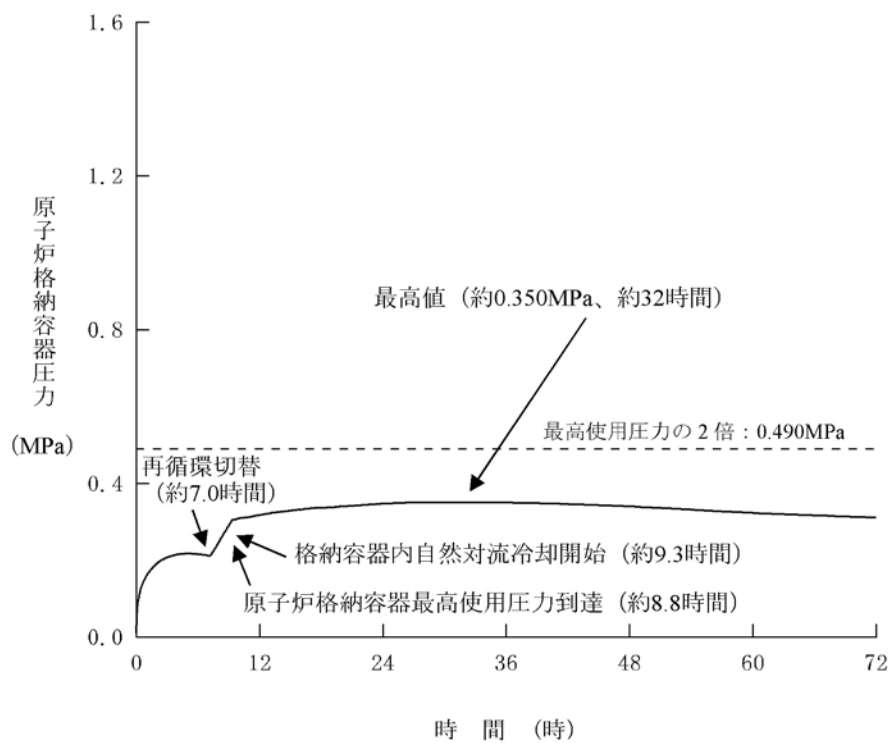
第1.15-208図 格納容器最下階領域水量の推移



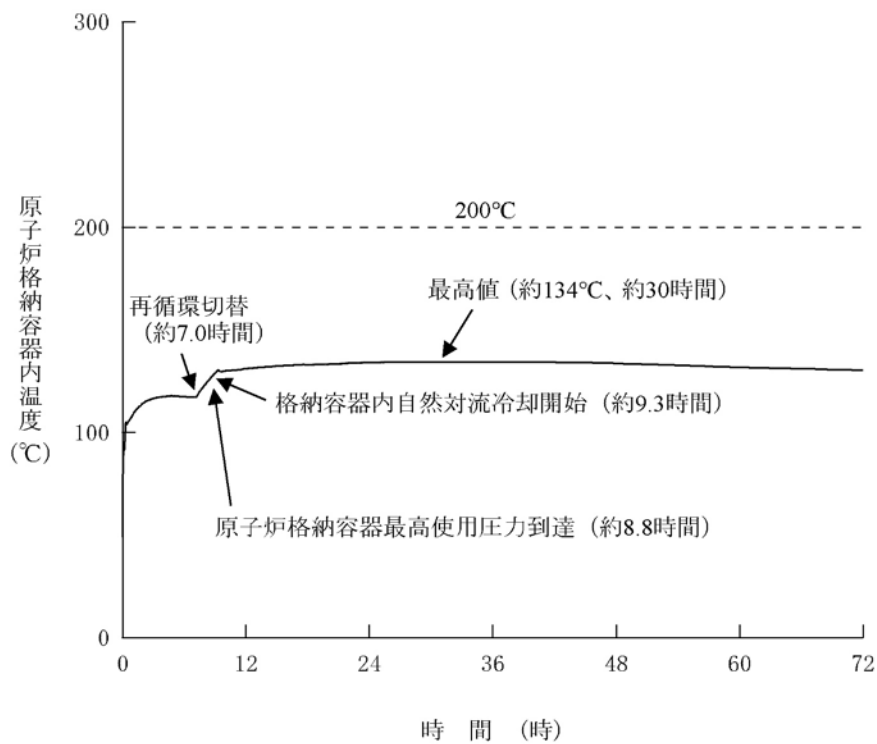
第1.15-209図 格納容器再循環サンプ水温度の推移



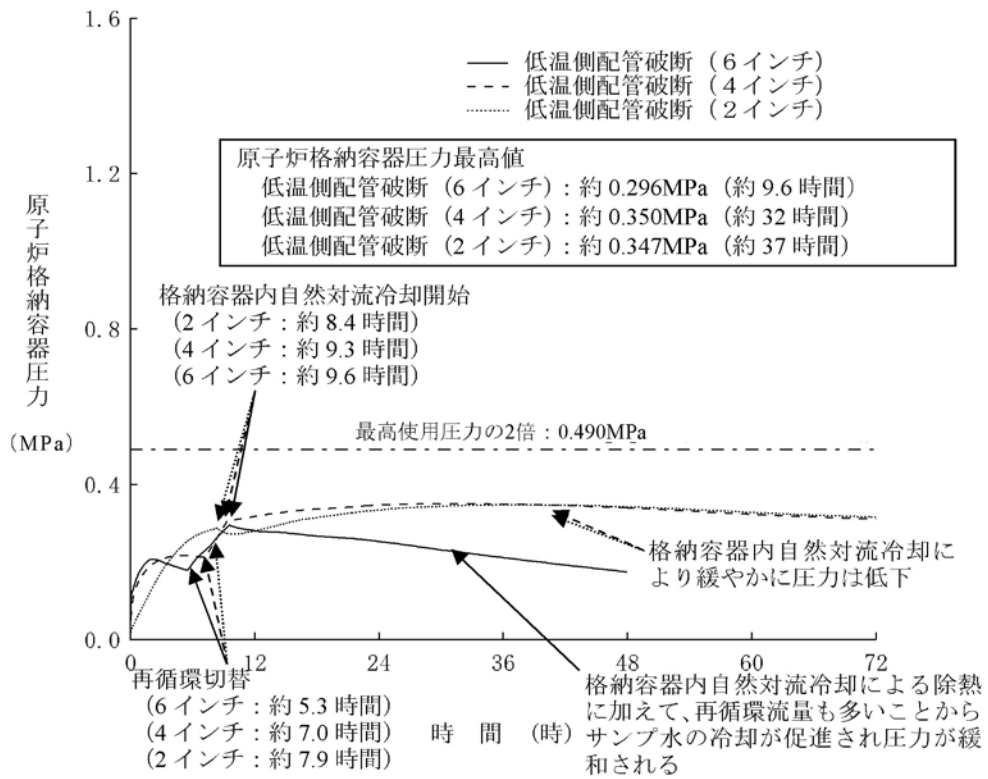
第1.15-210図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



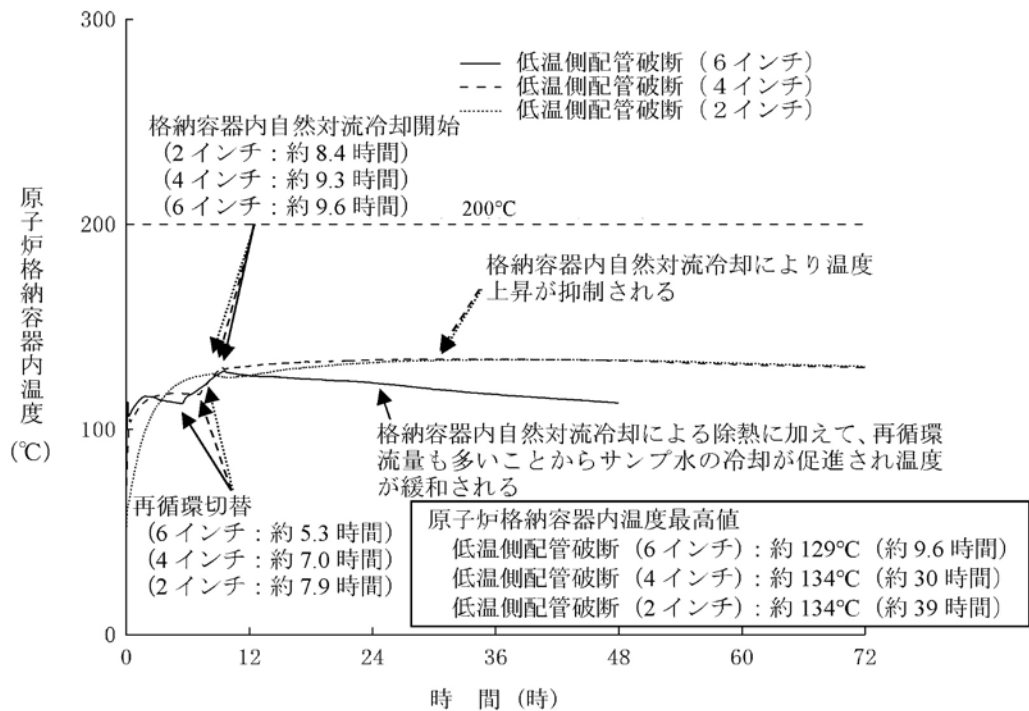
第1.15-211図 原子炉格納容器圧力の推移



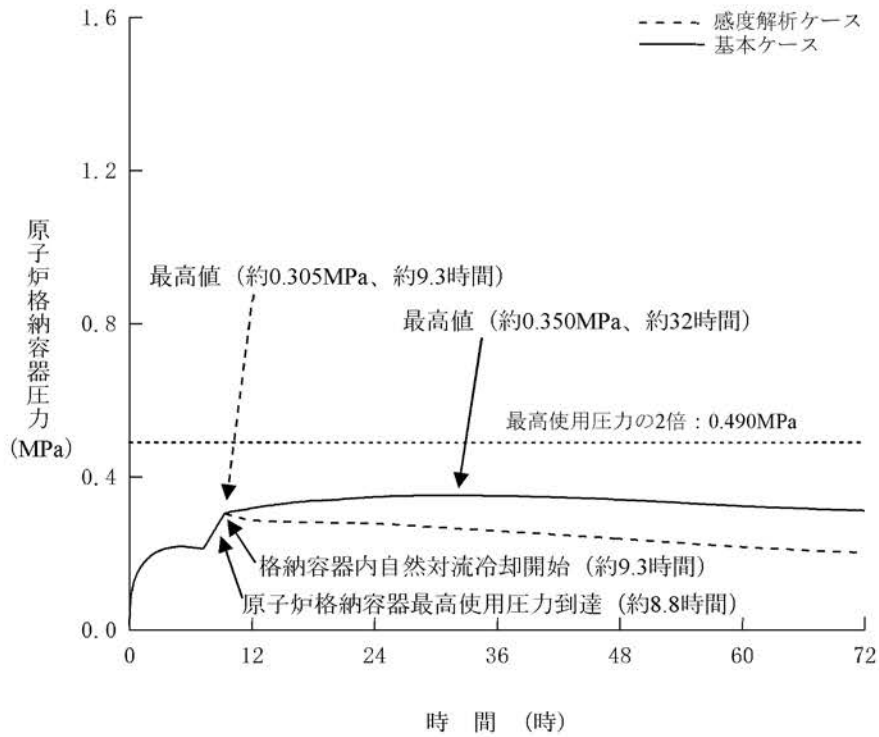
第1.15-212図 原子炉格納容器内温度の推移



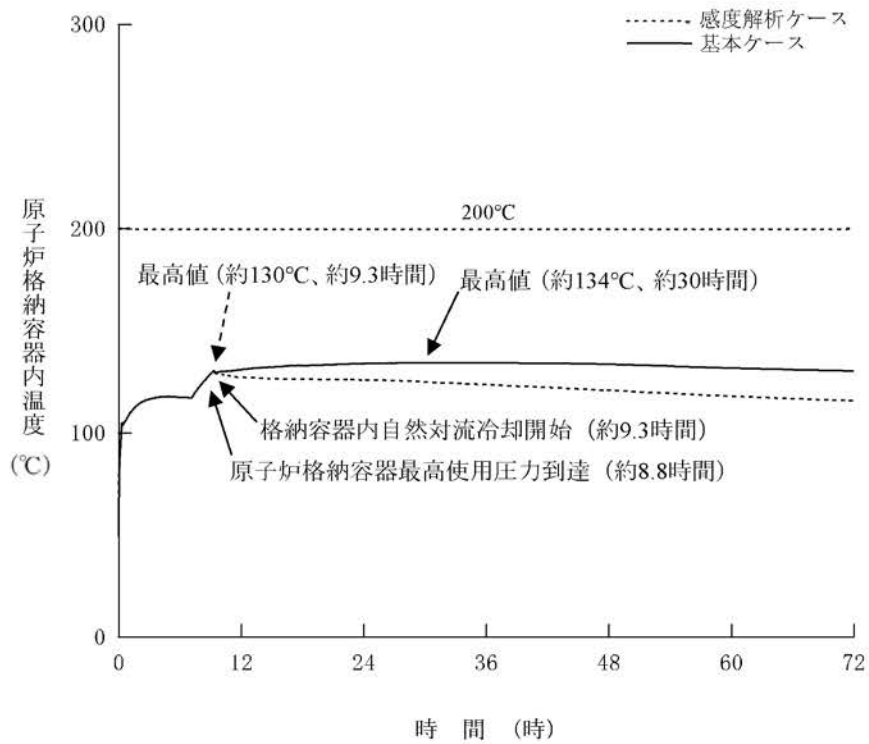
第1.15-213図 原子炉格納容器圧力の推移(破断口径の影響確認)



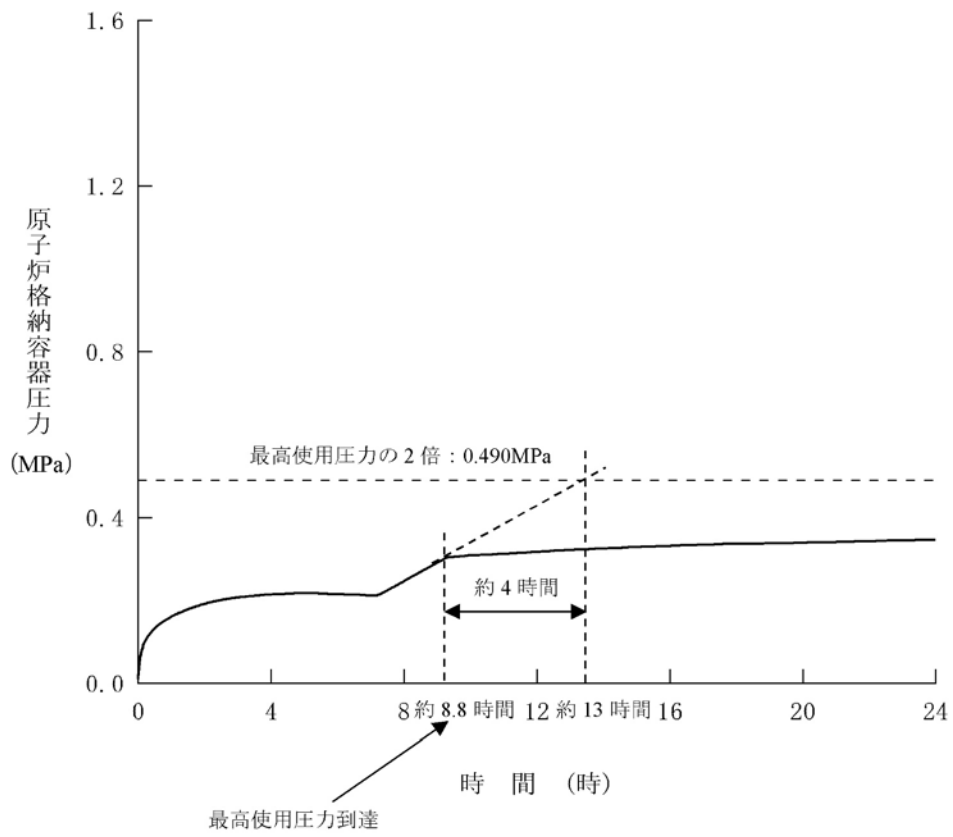
第1.15-214図 原子炉格納容器内温度の推移(破断口径の影響確認)



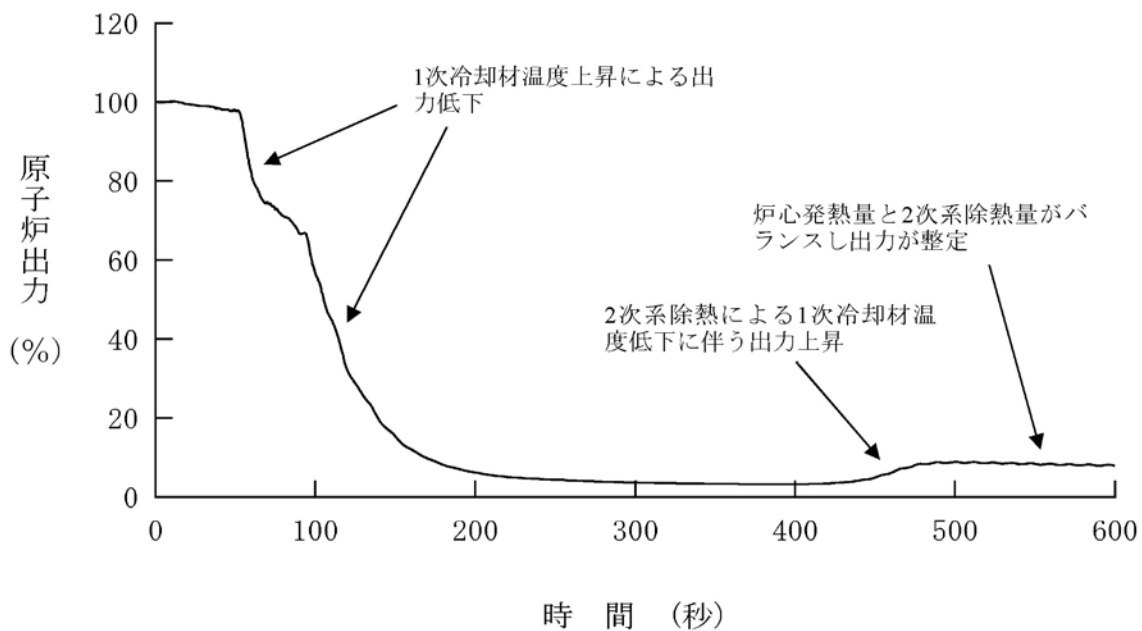
第1.15-215図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



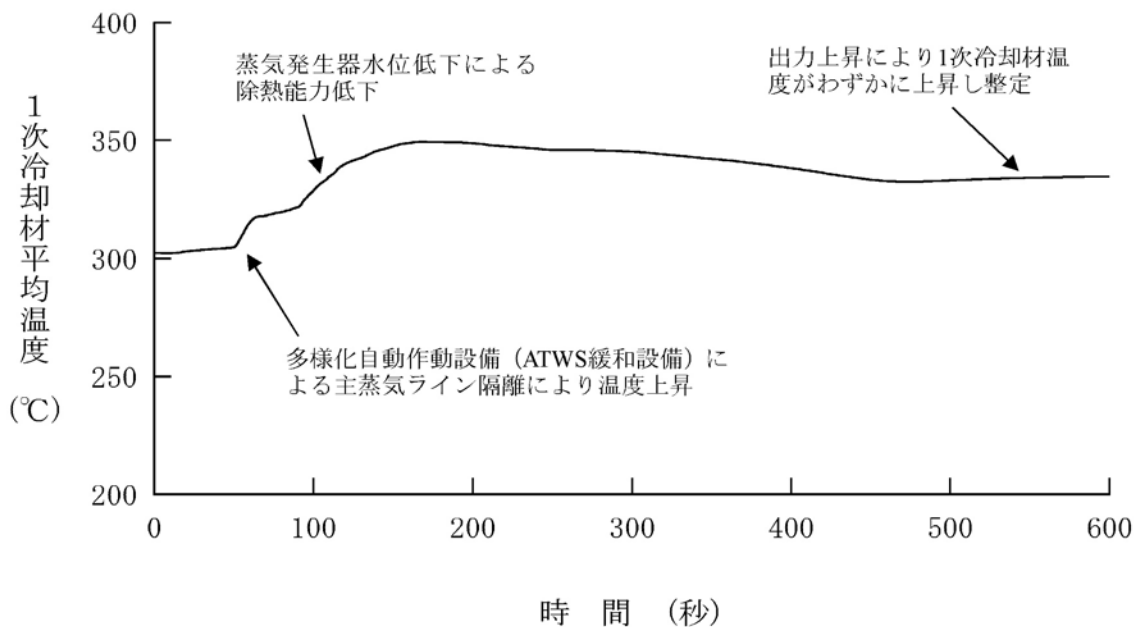
第1.15-216図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



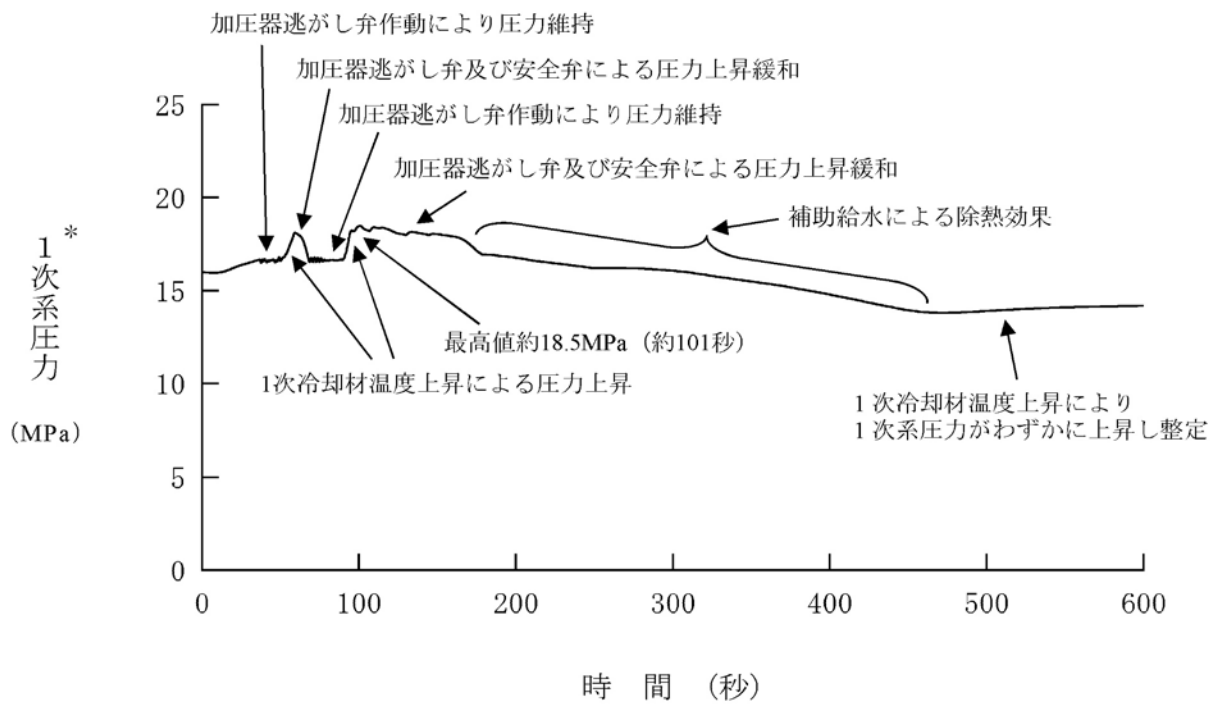
第1.15-217図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認)



第1.15-218図 原子炉出力の推移(主給水流量喪失)

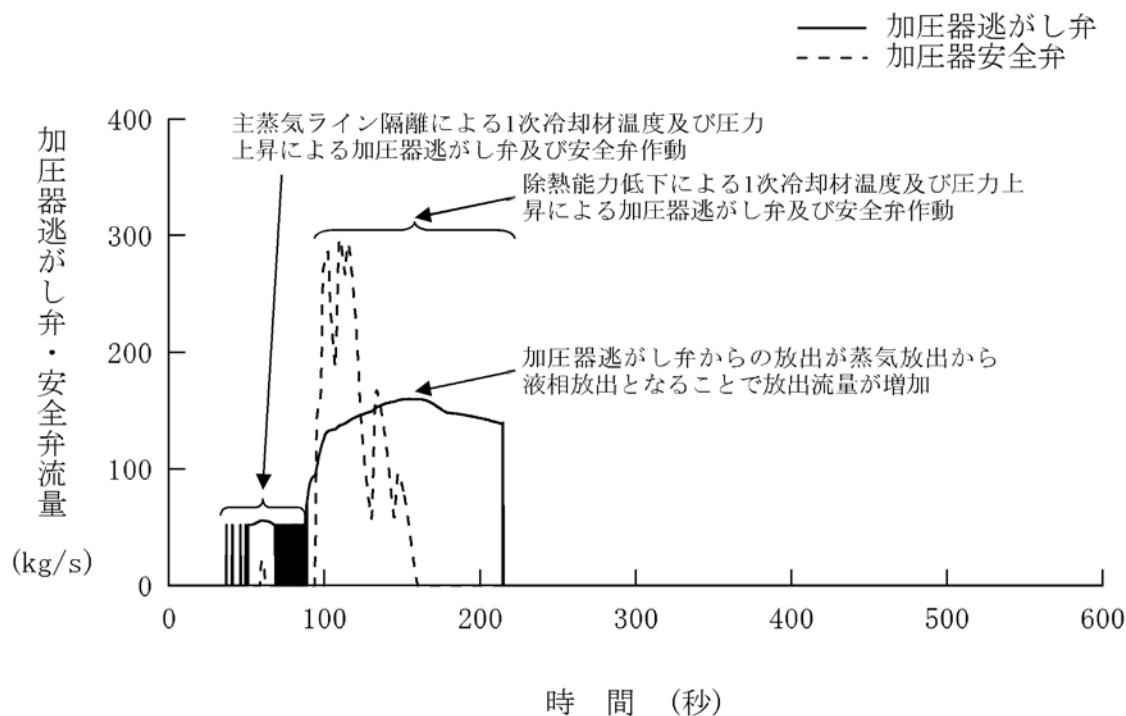


第1.15-219図 1次冷却材平均温度の推移(主給水流量喪失)

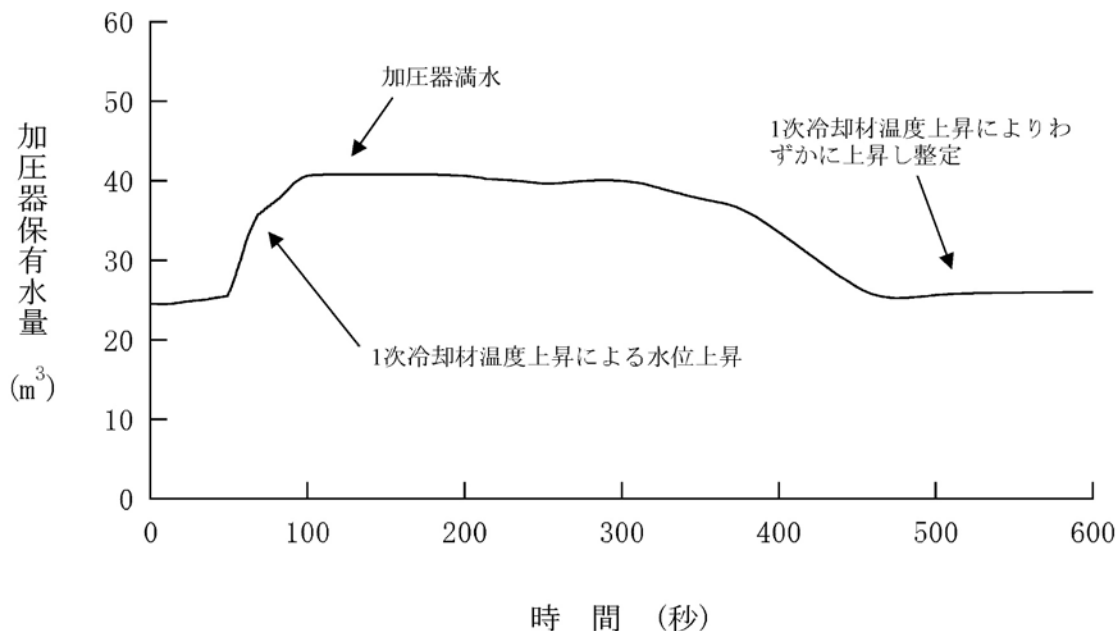


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

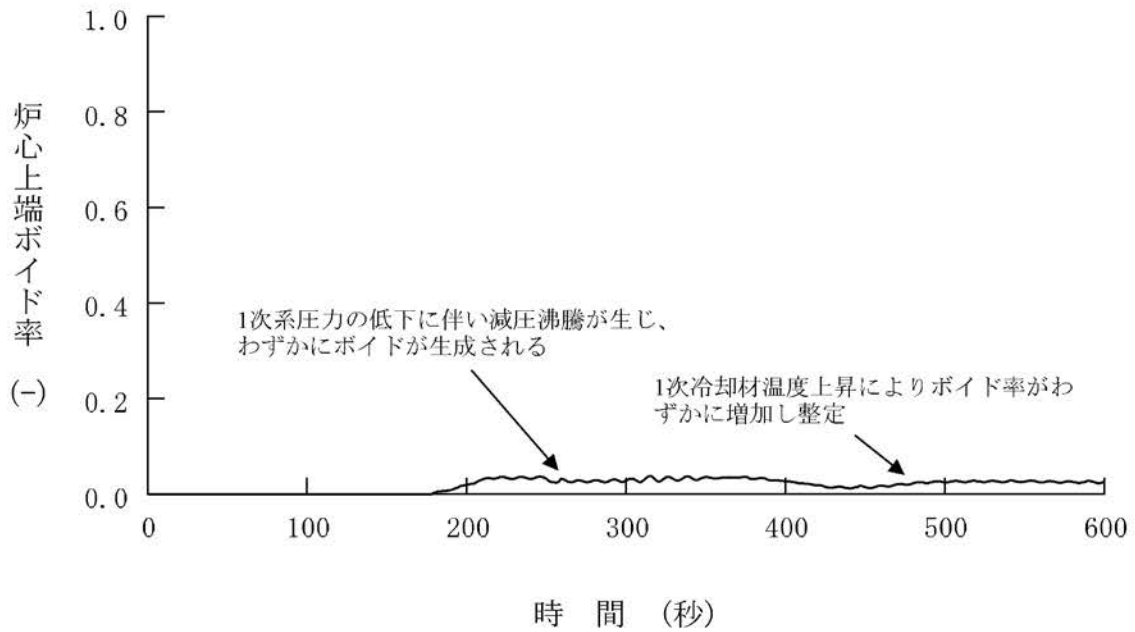
第1.15-220図 1次系圧力の推移(主給水流量喪失)



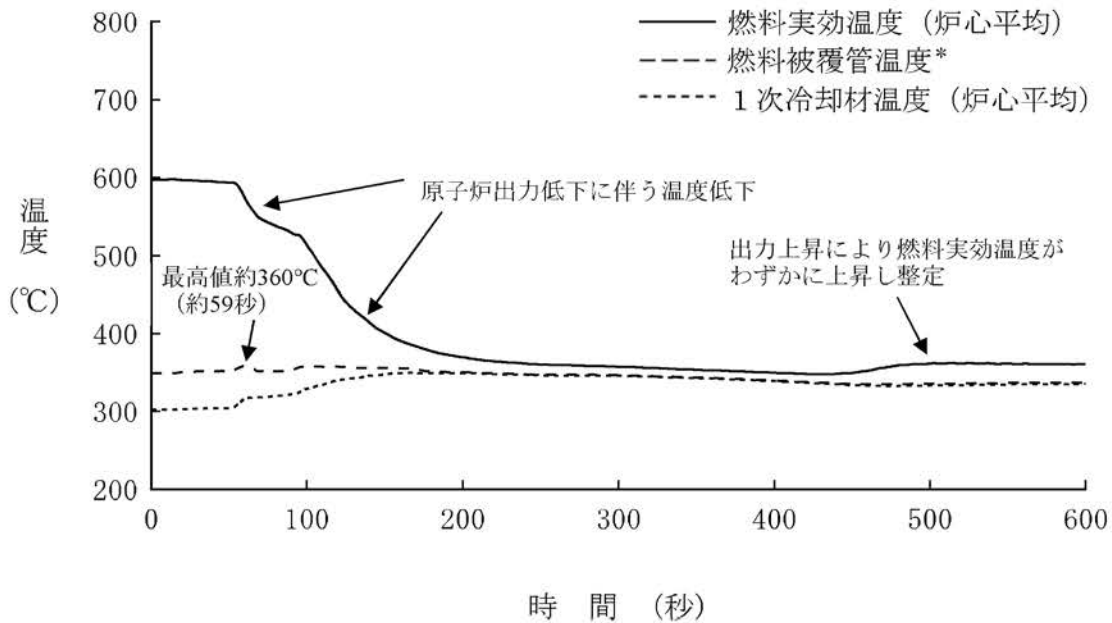
第1.15-221図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(主給水流量喪失)



第1.15-222図 加圧器保有水量の推移(主給水流量喪失)

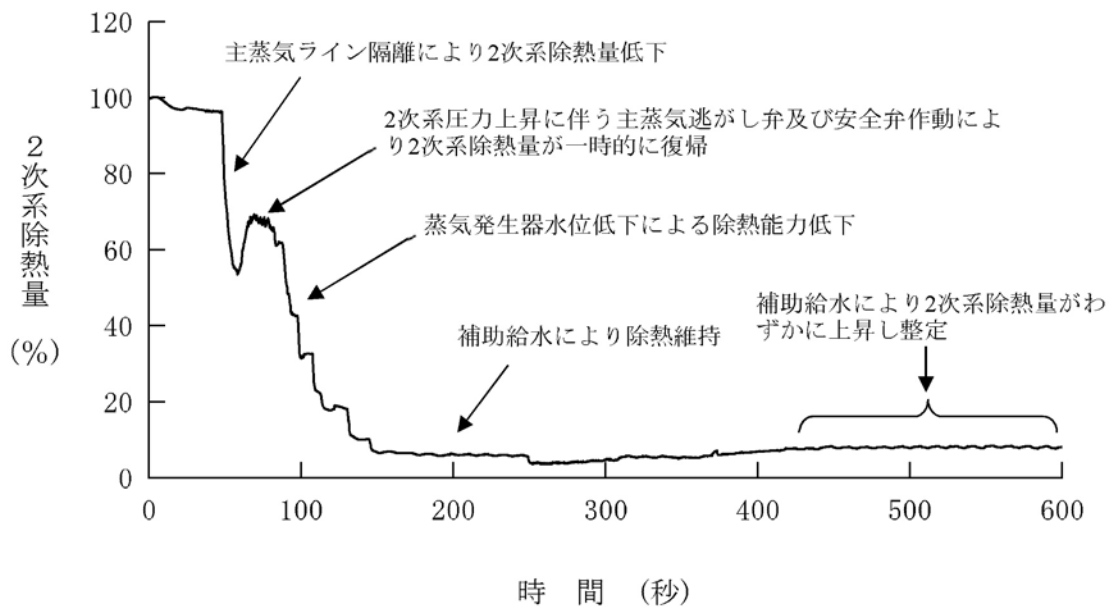


第1.15-223図 炉心上端ボイド率の推移(主給水流量喪失)

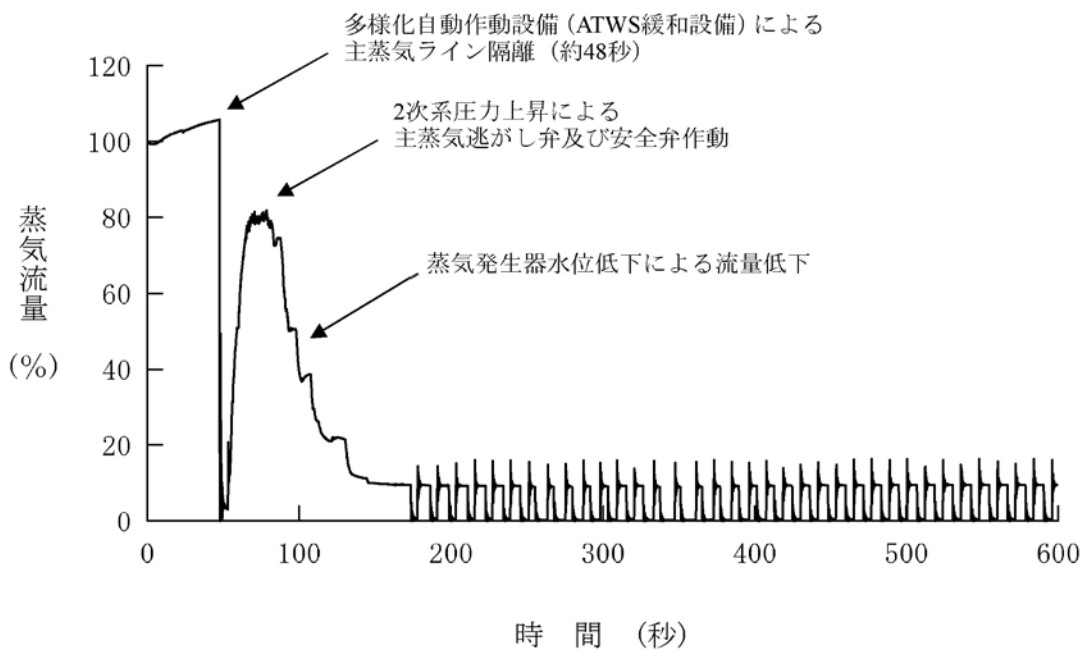


* : 燃料被覆管温度、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

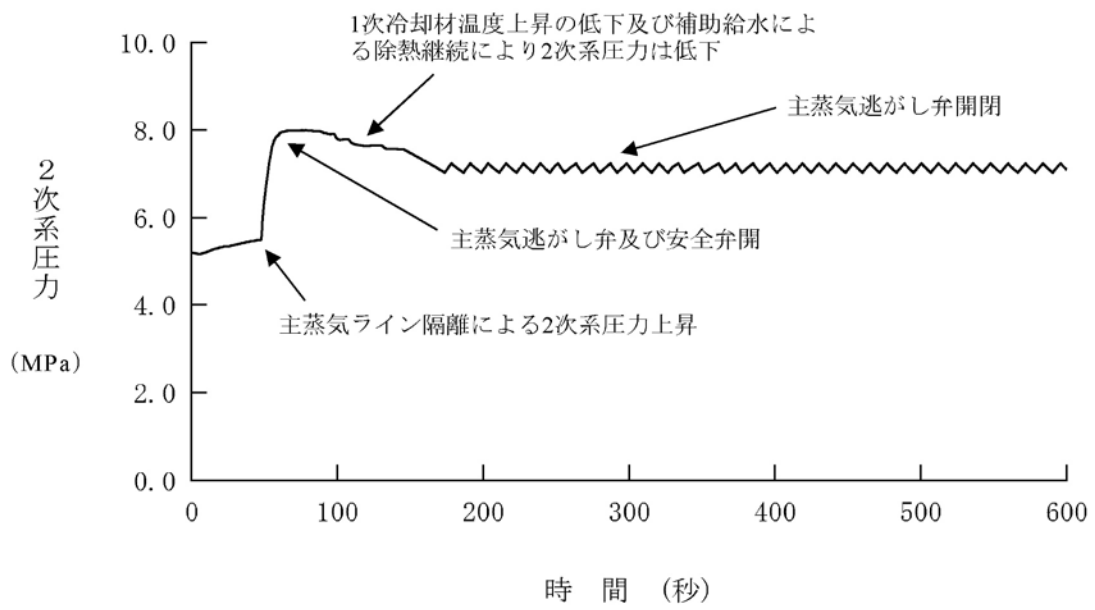
第1.15-224図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(主給水流量喪失)



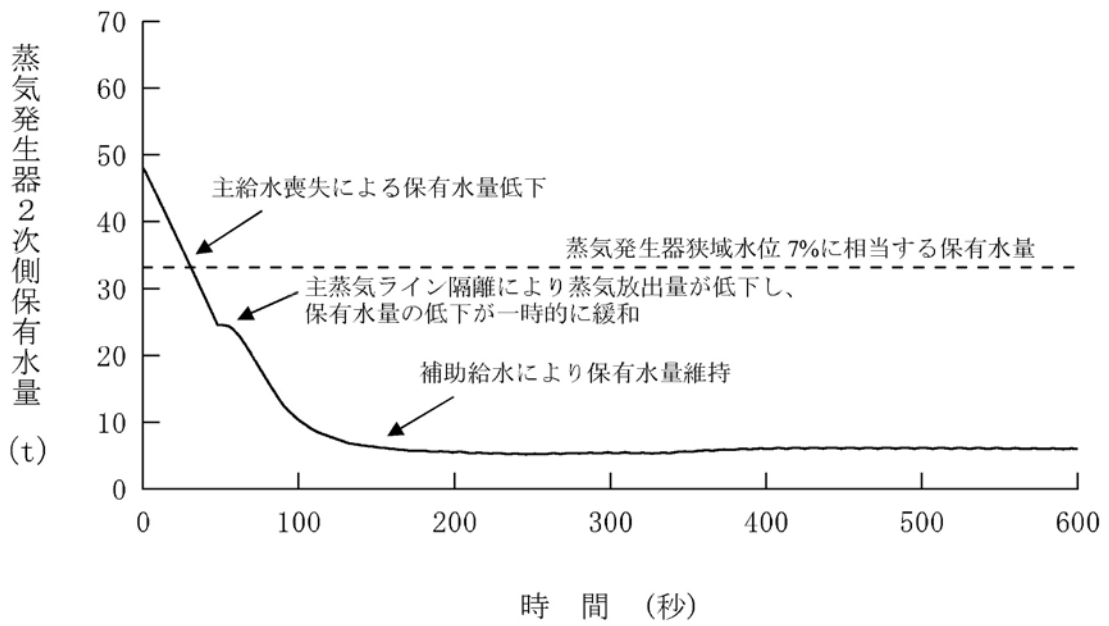
第1.15-225図 2次系除熱量の推移(主給水流量喪失)



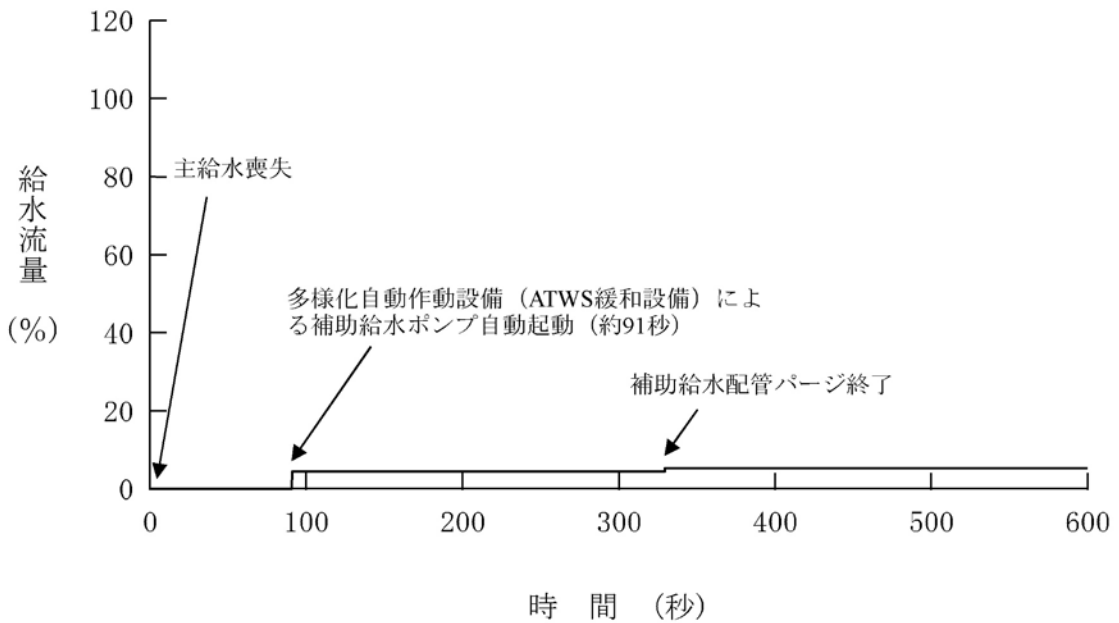
第1.15-226図 蒸気流量の推移(主給水流量喪失)



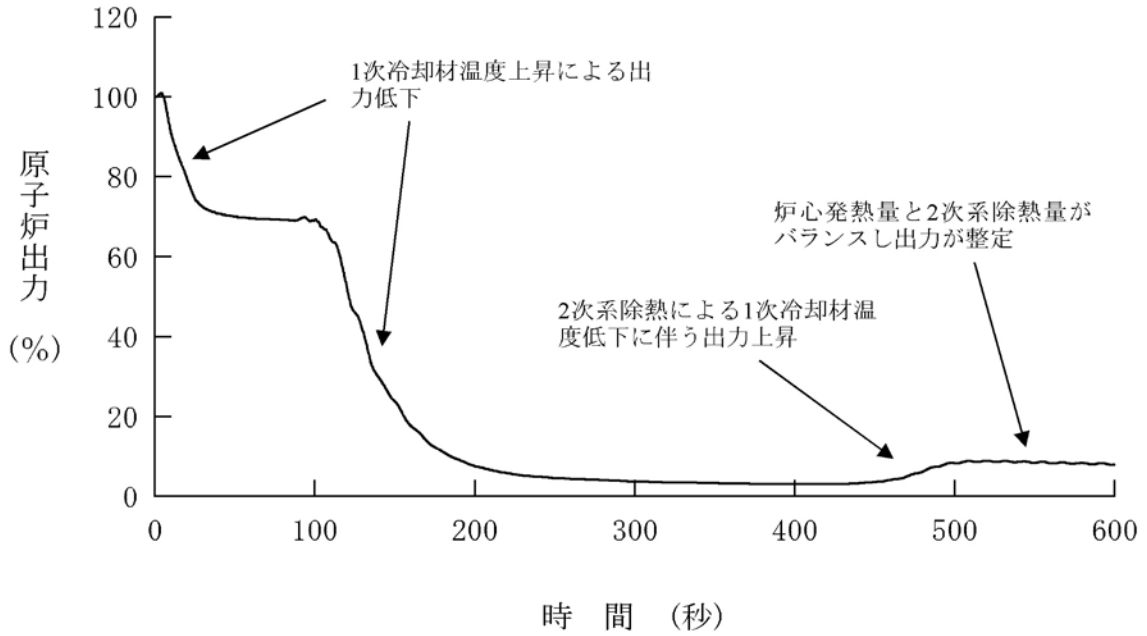
第1.15-227図 2次系圧力の推移(主給水流量喪失)



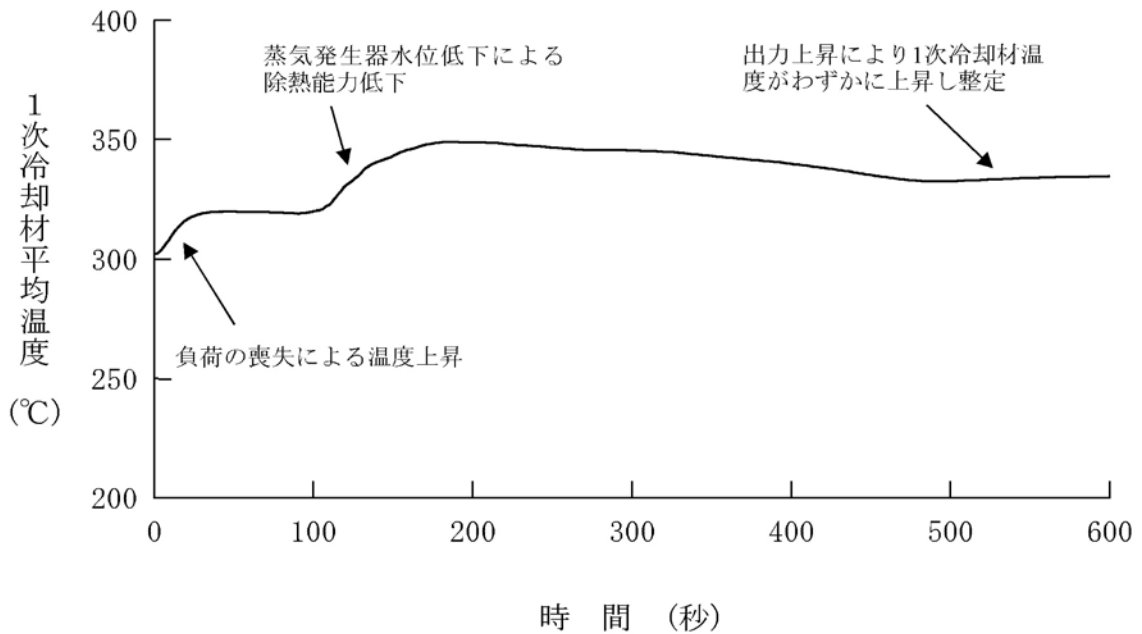
第1.15-228図 蒸気発生器2次側保有水量の推移(主給水流量喪失)



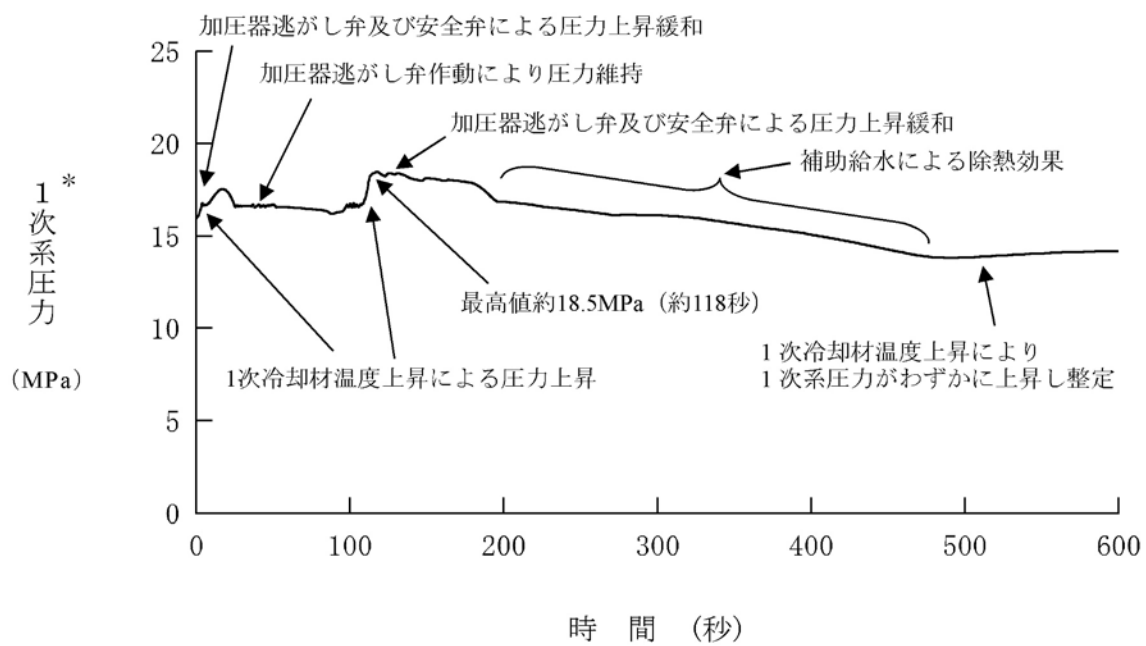
第1.15-229図 給水流量の推移(主給水流量喪失)



第1.15-230図 原子炉出力の推移(負荷の喪失)

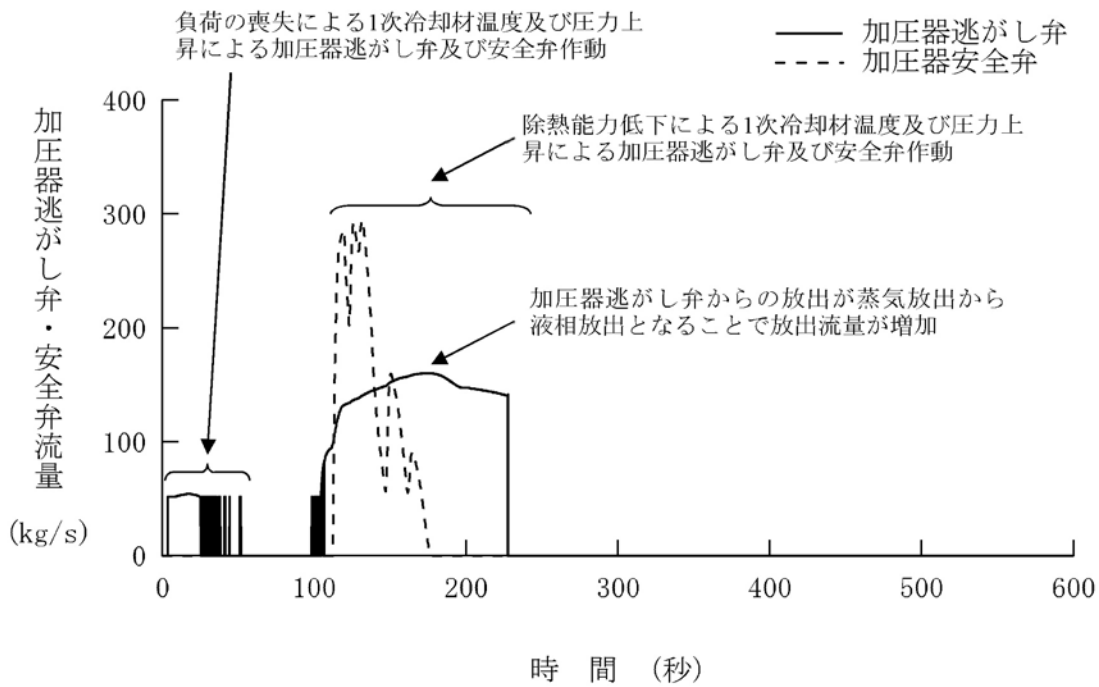


第1.15-231図 1次冷却材平均温度の推移(負荷の喪失)

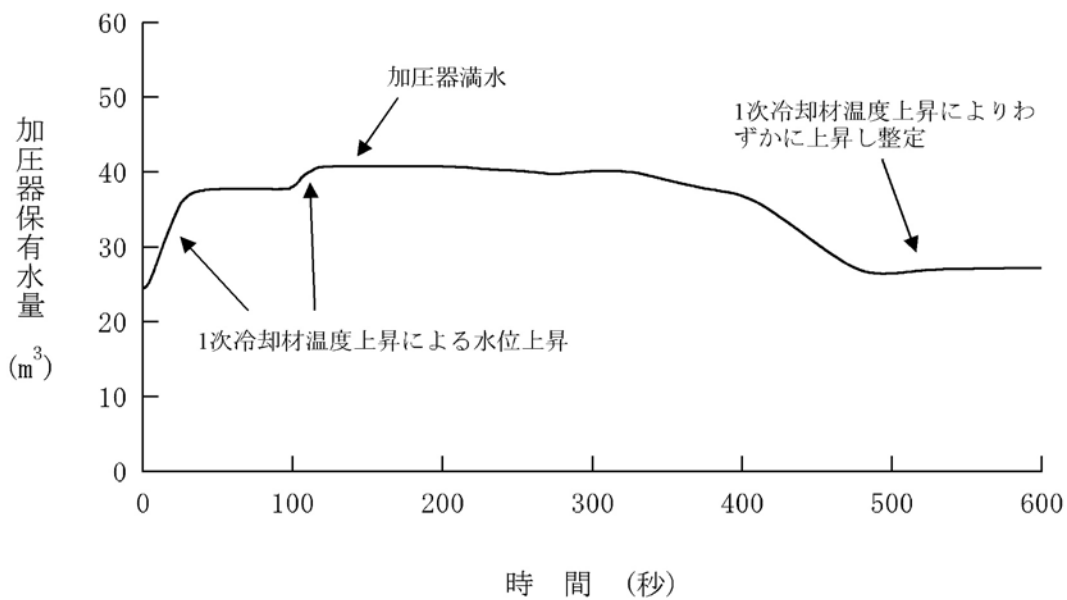


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

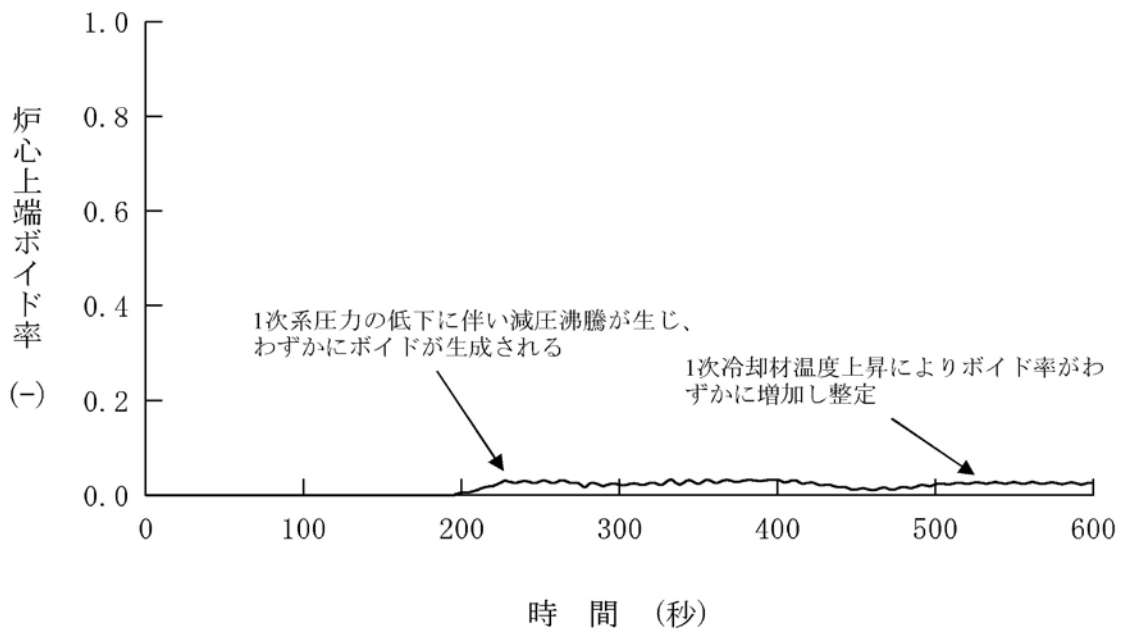
第1.15-232図 1次系圧力の推移(負荷の喪失)



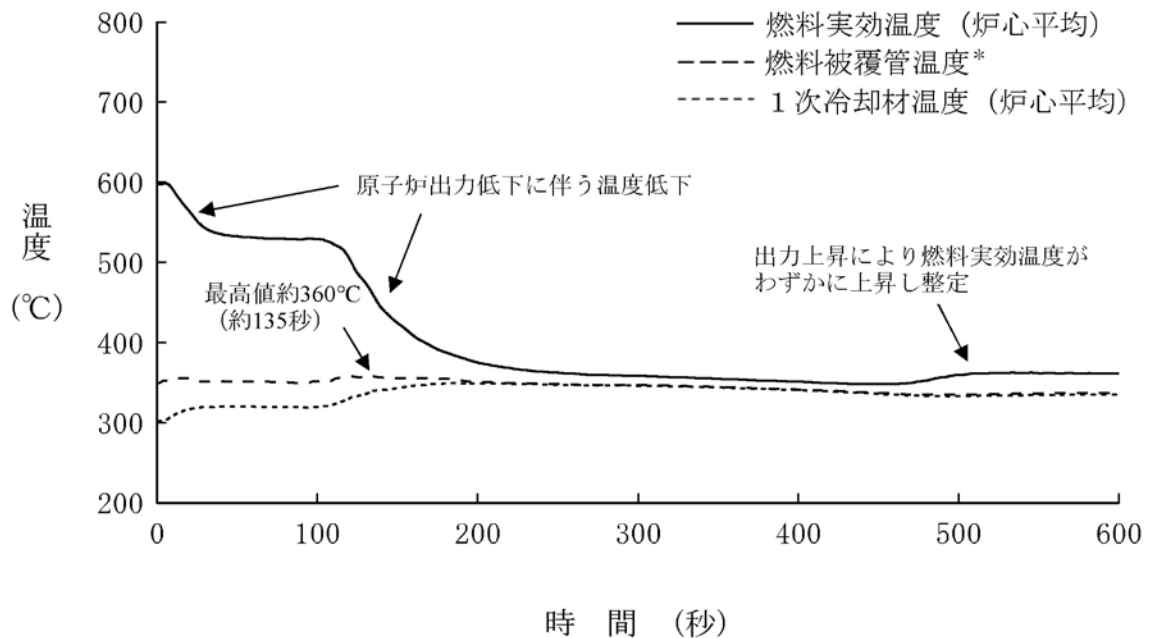
第1.15-233図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(負荷の喪失)



第1.15-234図 加圧器保有水量の推移(負荷の喪失)

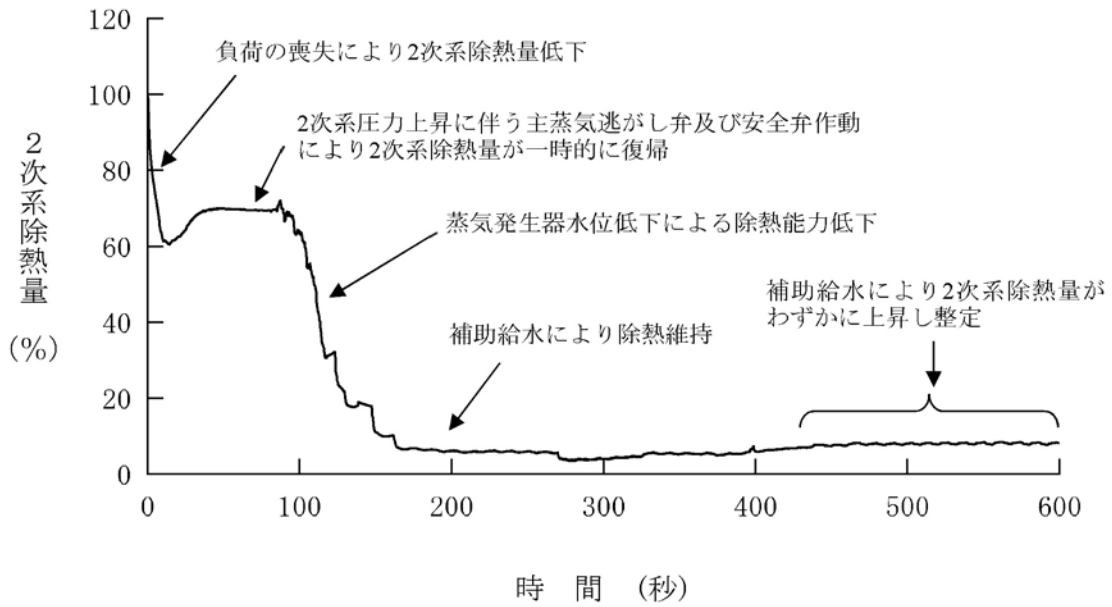


第1.15-235図 炉心上端ボイド率の推移(負荷の喪失)

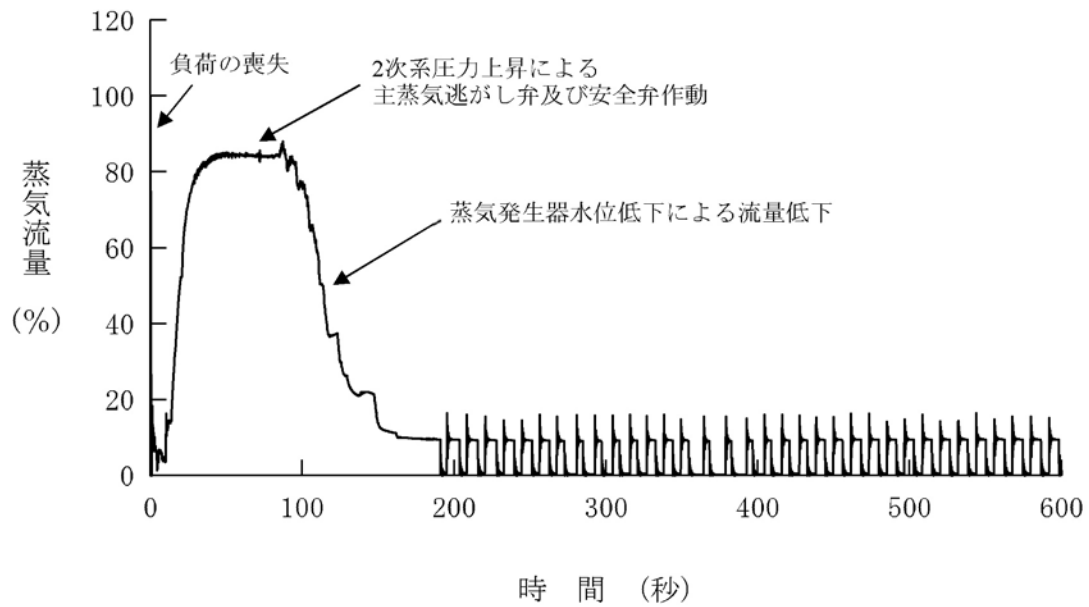


* : 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

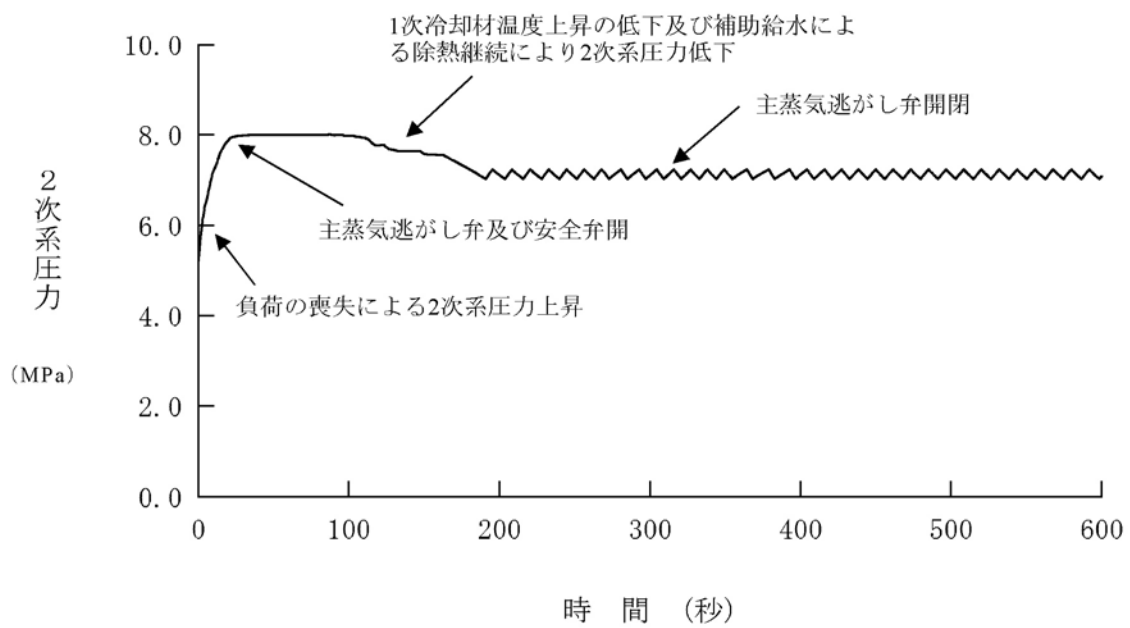
第1.15-236図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(負荷の喪失)



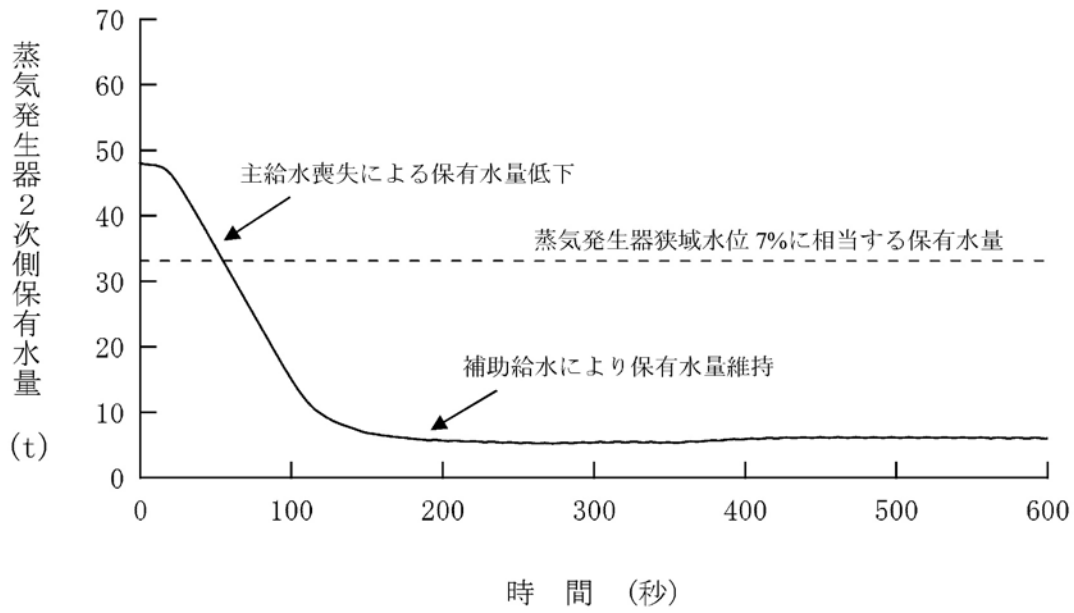
第1.15-237図 2次系除熱量の推移(負荷の喪失)



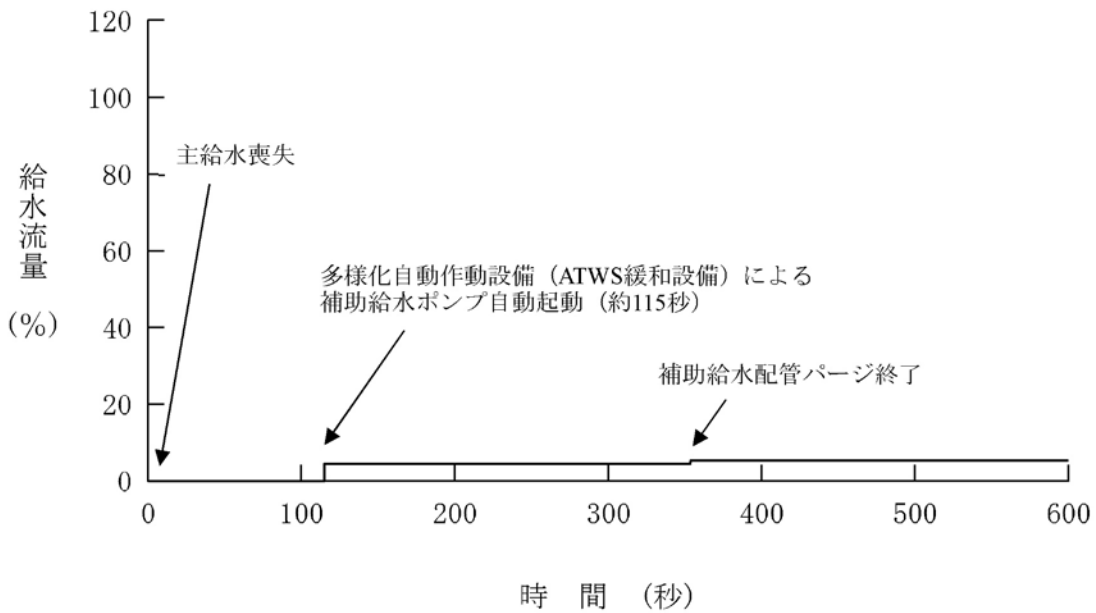
第1.15-238図 蒸気流量の推移(負荷の喪失)



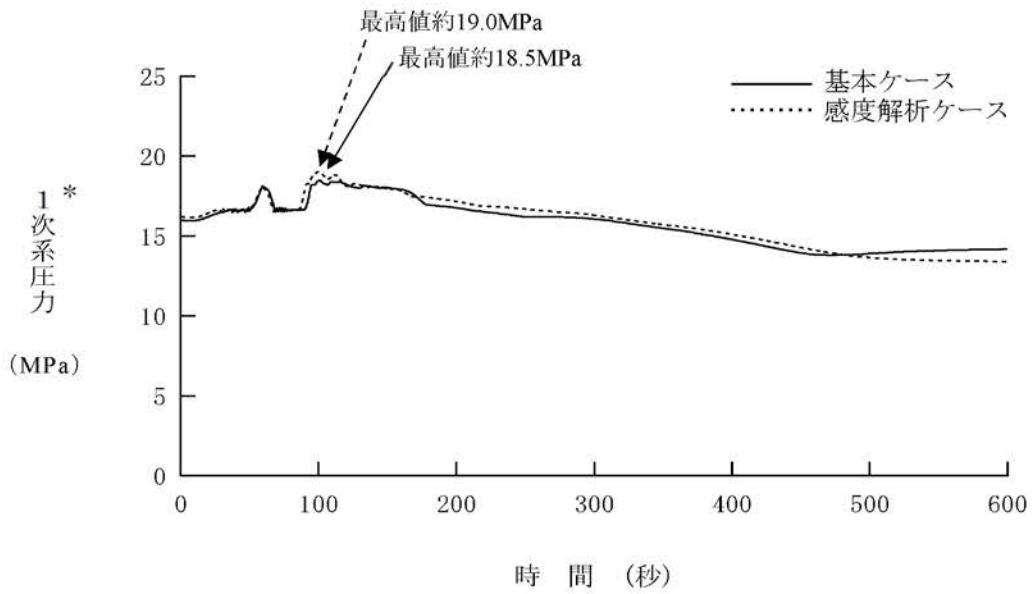
第1.15-239図 2次系圧力の推移(負荷の喪失)



第1.15-240図 蒸気発生器2次側保有水量の推移(負荷の喪失)

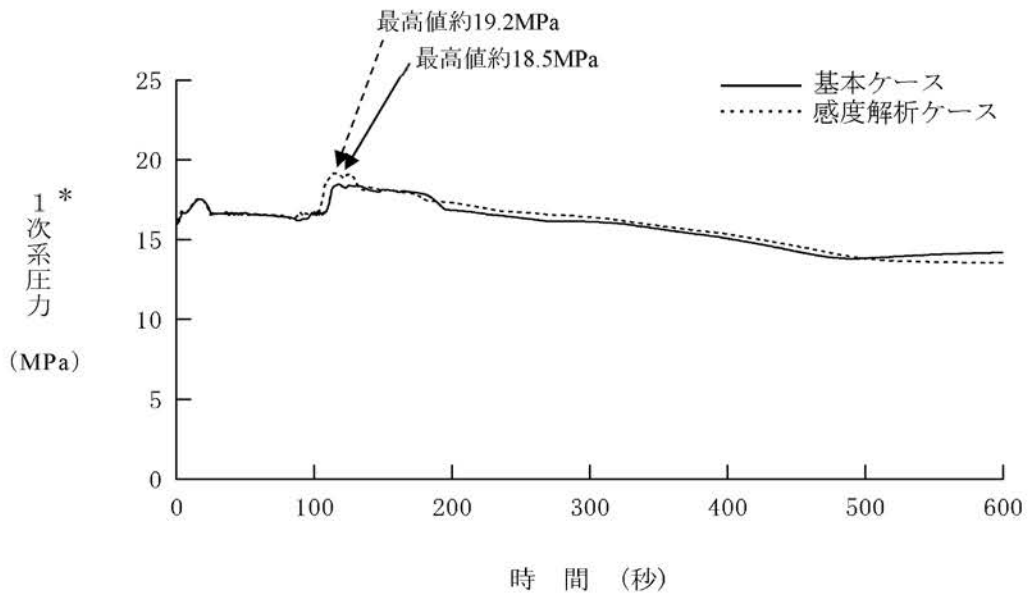


第1.15-241図 給水流量の推移(負荷の喪失)



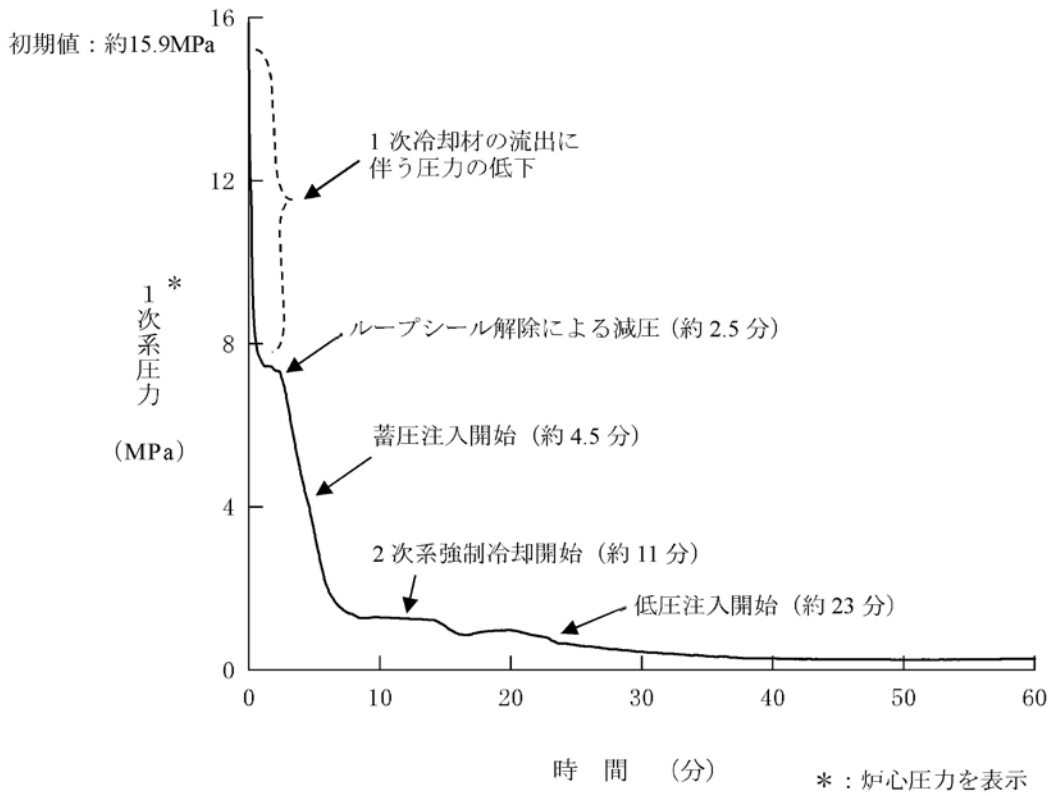
* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第1.15-242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)

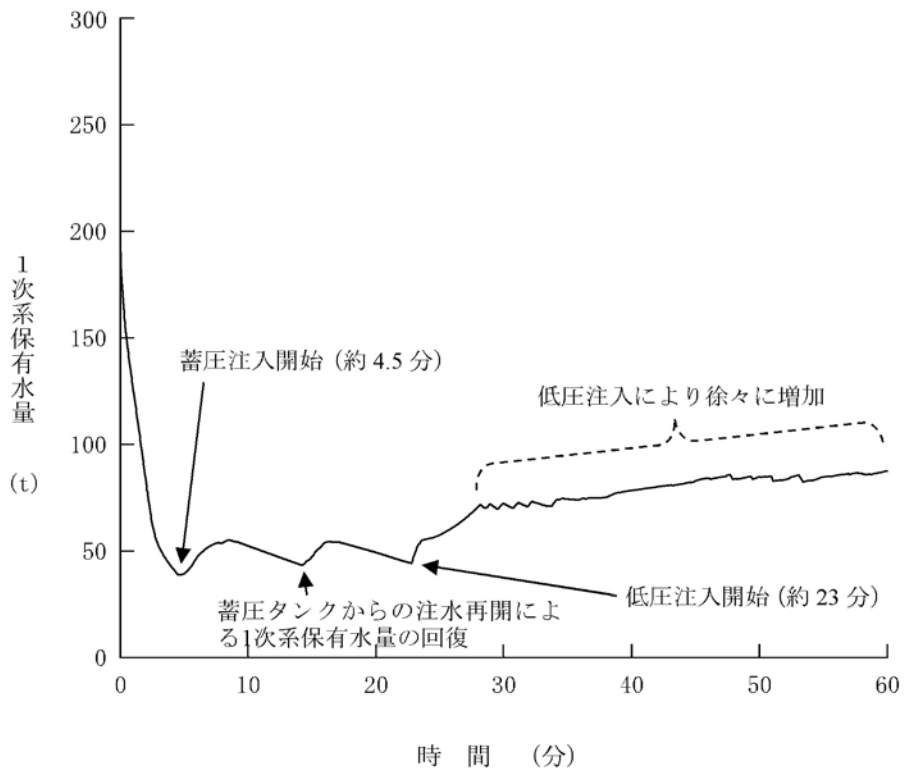


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

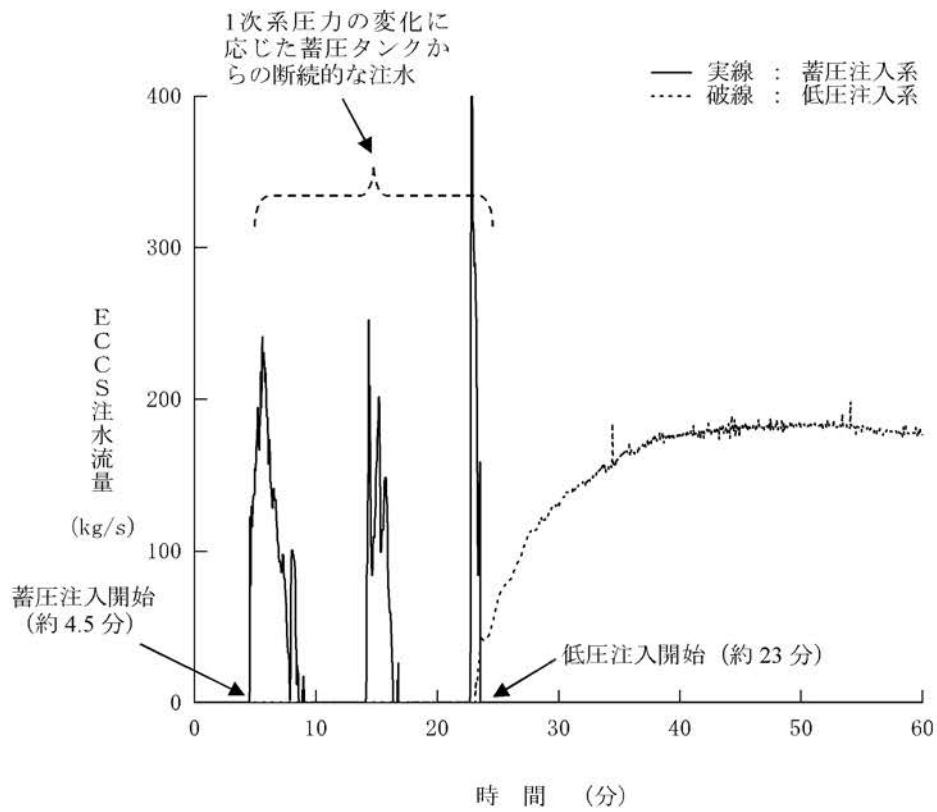
第1.15-243図 1次系圧力の推移(負荷の喪失)
(定常誤差及びドップラ効果の感度確認)



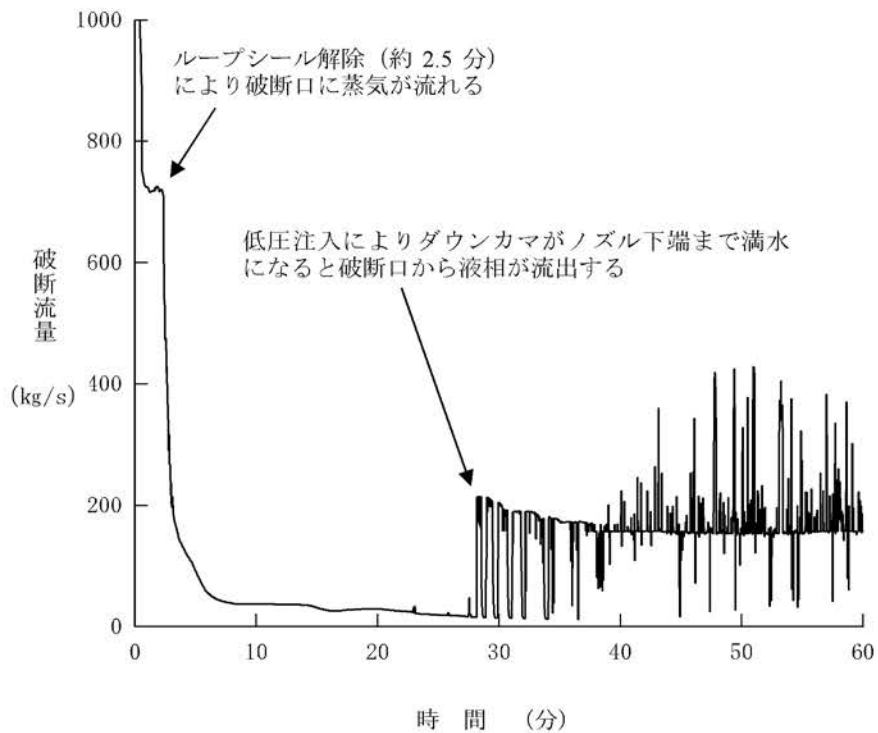
第1.15-244図 1次系圧力の推移(6インチ破断)



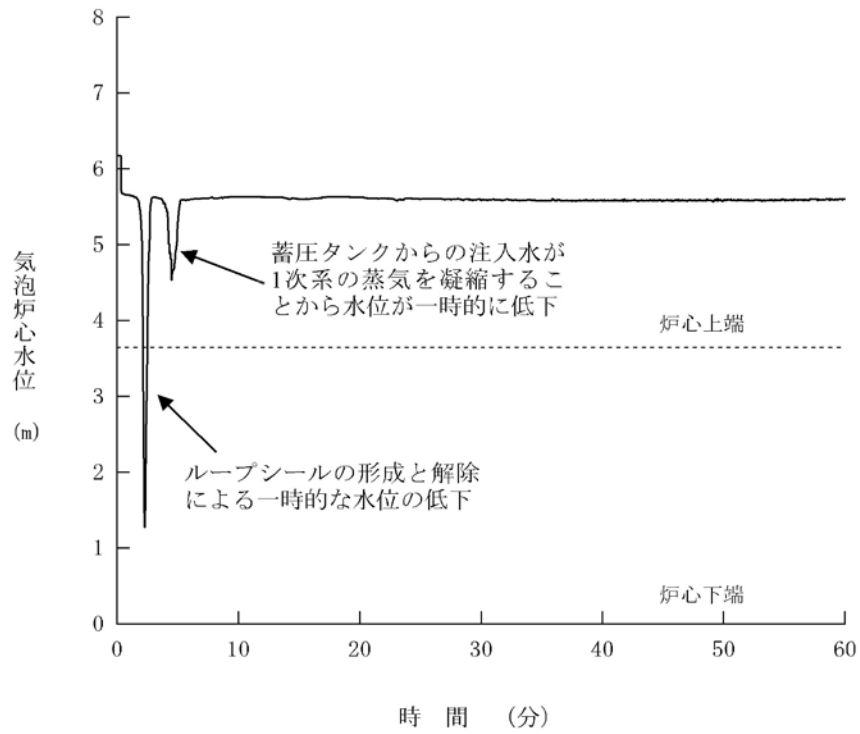
第1.15-245図 1次系保有水量の推移(6インチ破断)



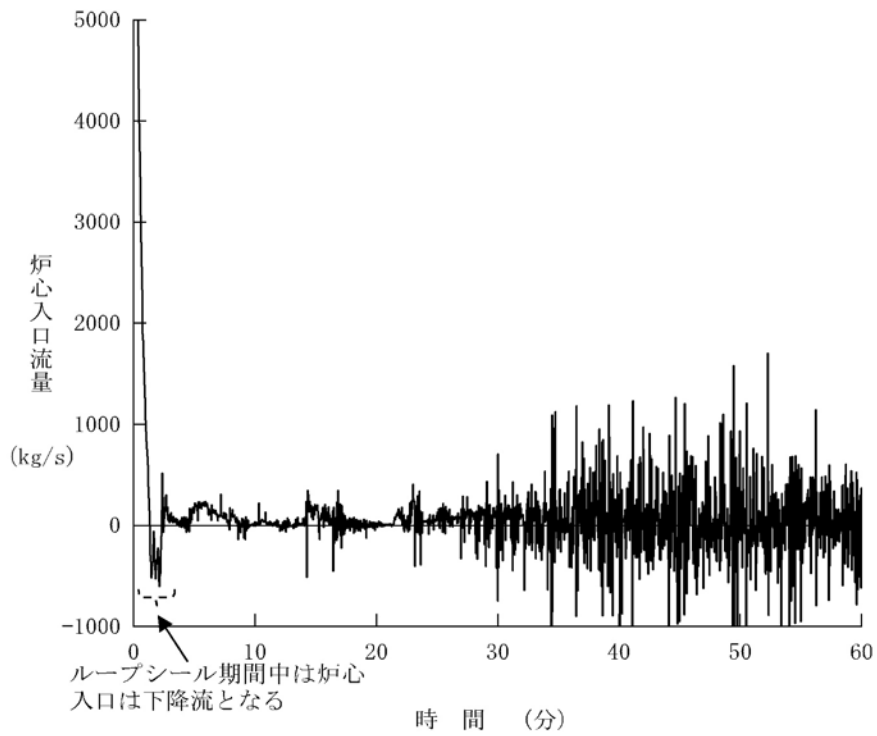
第1.15-246図 ECCS注水流量の推移(6インチ破断)



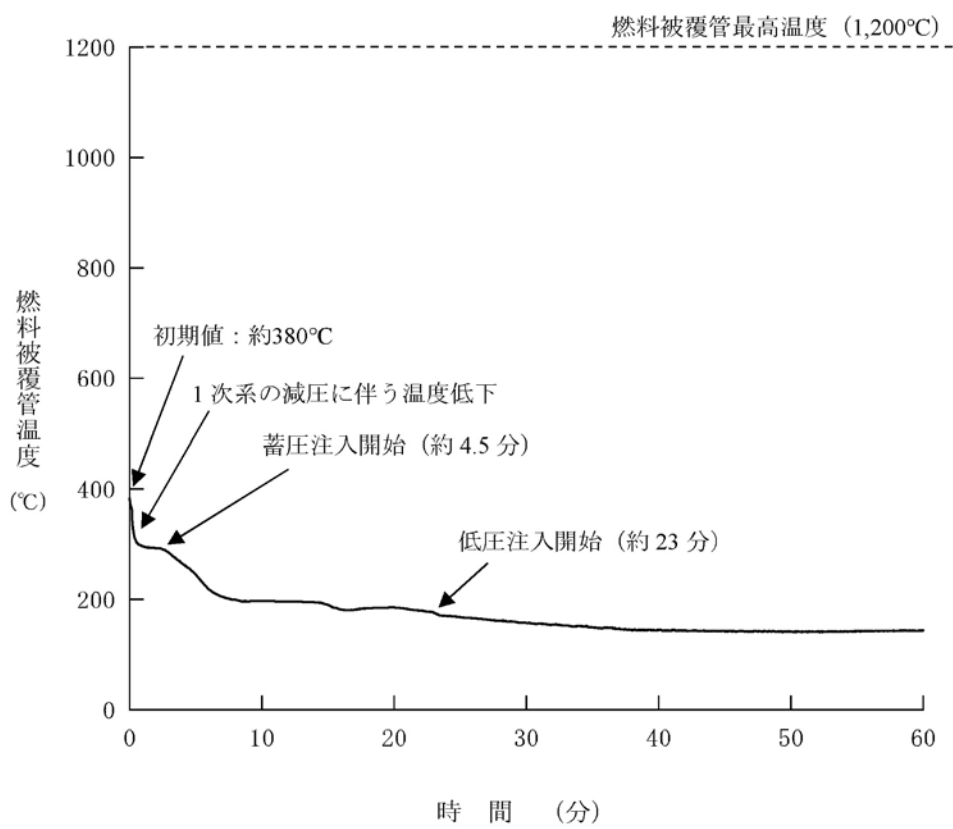
第1.15-247図 破断流量の推移(6インチ破断)



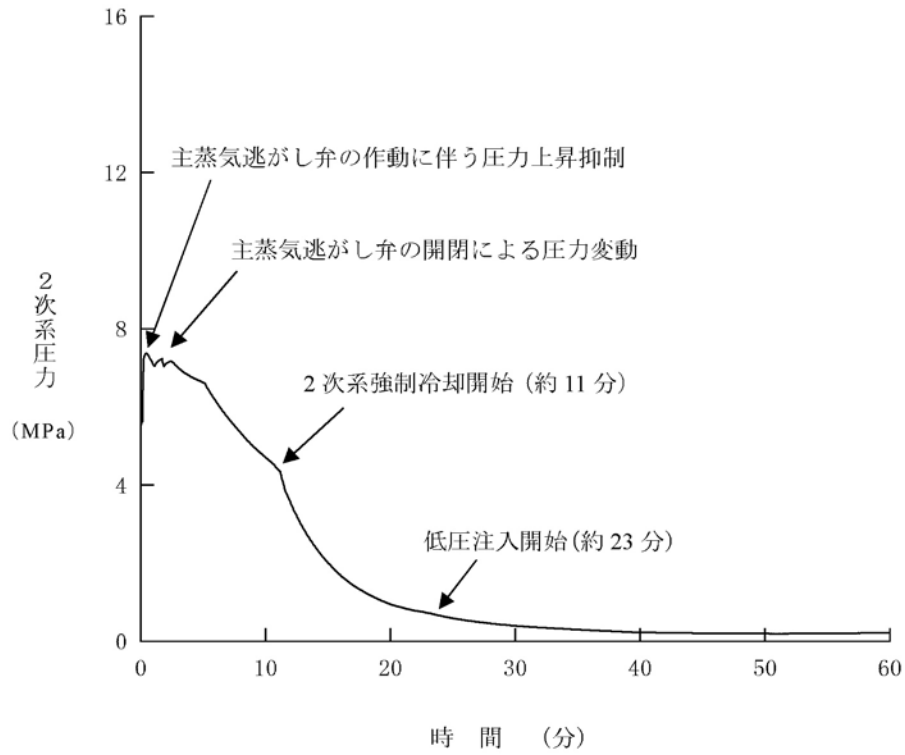
第1.15-248図 気泡炉心水位の推移 (6インチ破断)



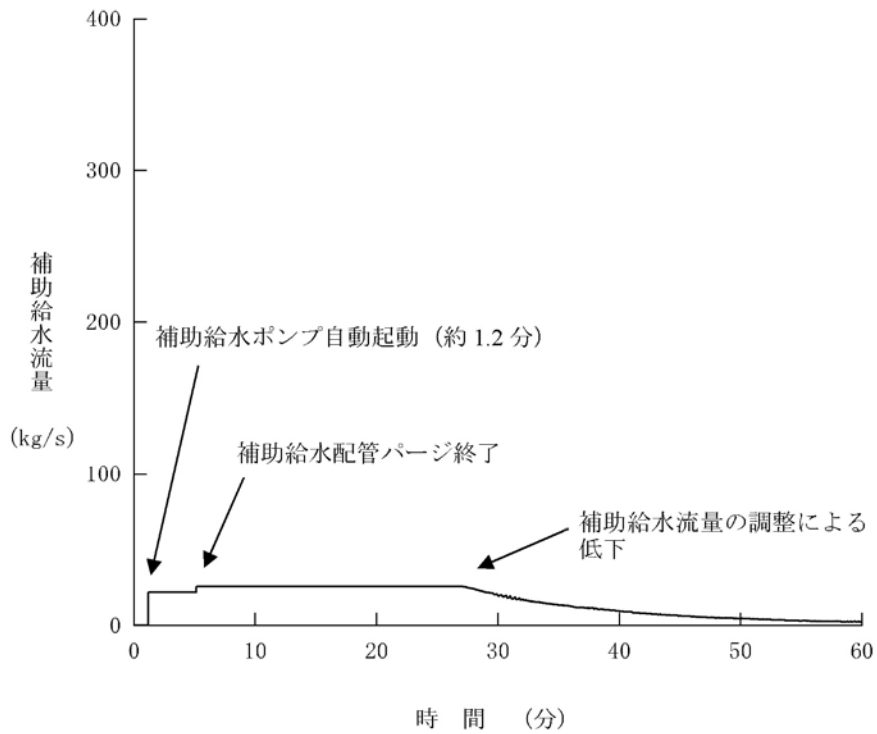
第1.15-249図 炉心入口流量の推移 (6インチ破断)



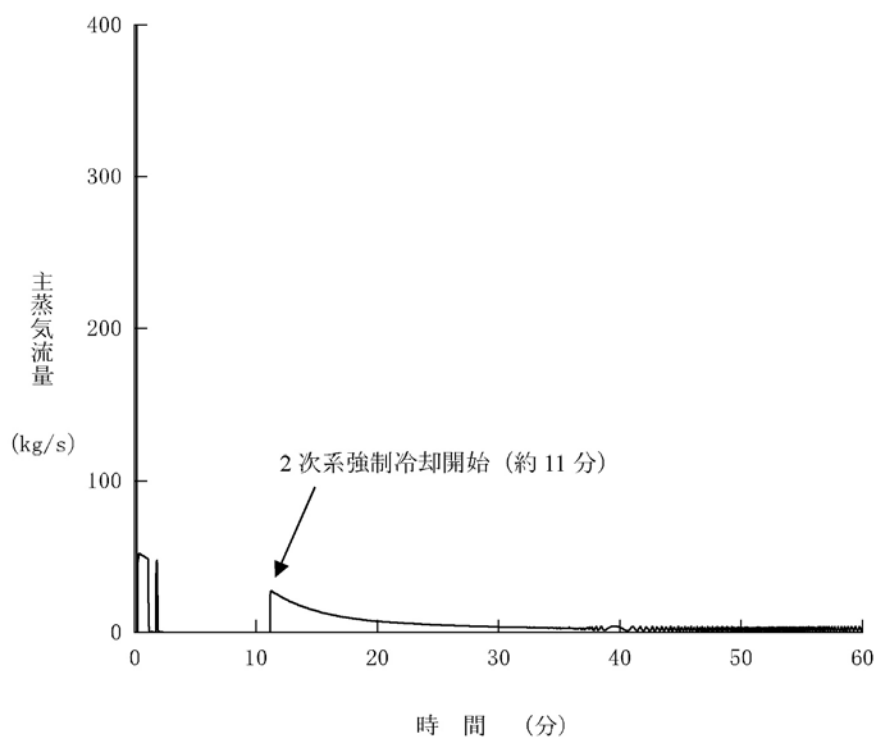
第1.15-250図 燃料被覆管温度の推移(6インチ破断)



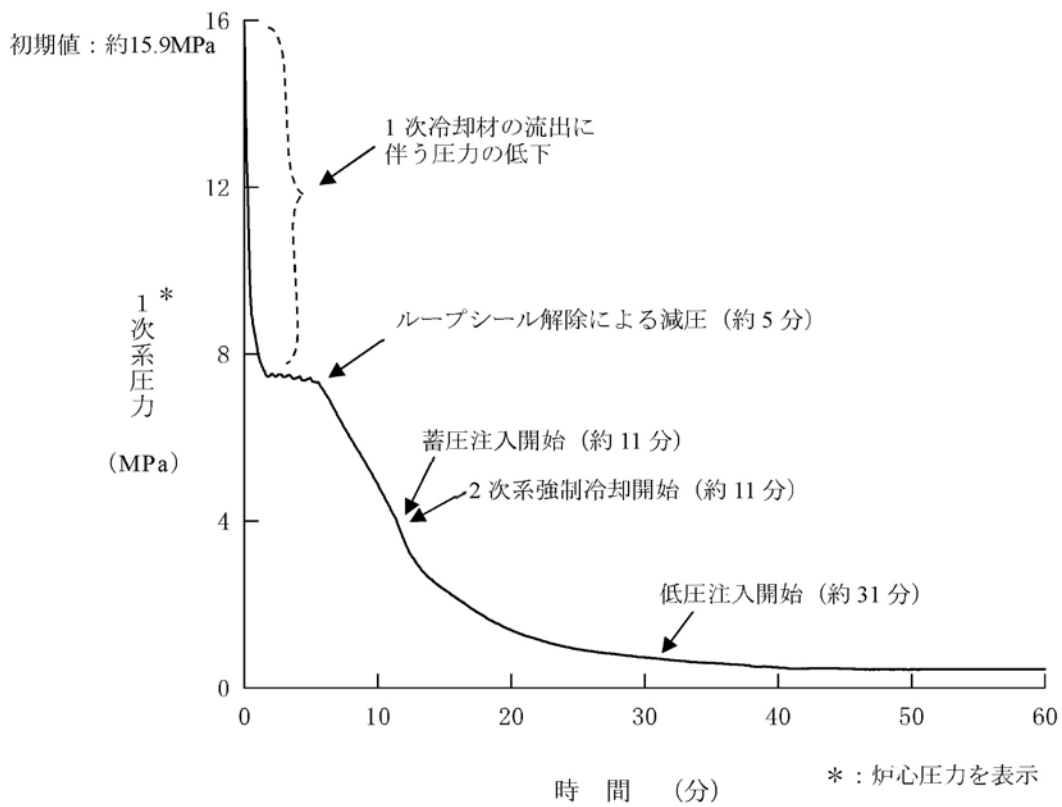
第1.15-251図 2次系圧力の推移(6インチ破断)



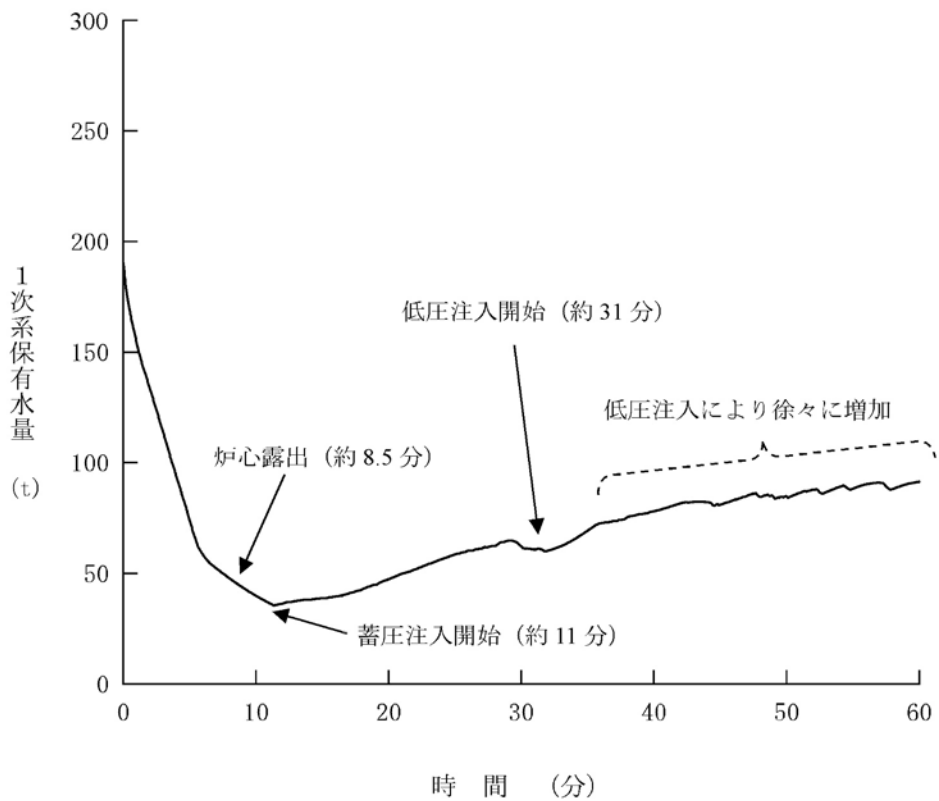
第1.15-252図 補助給水流量の推移(6インチ破断)



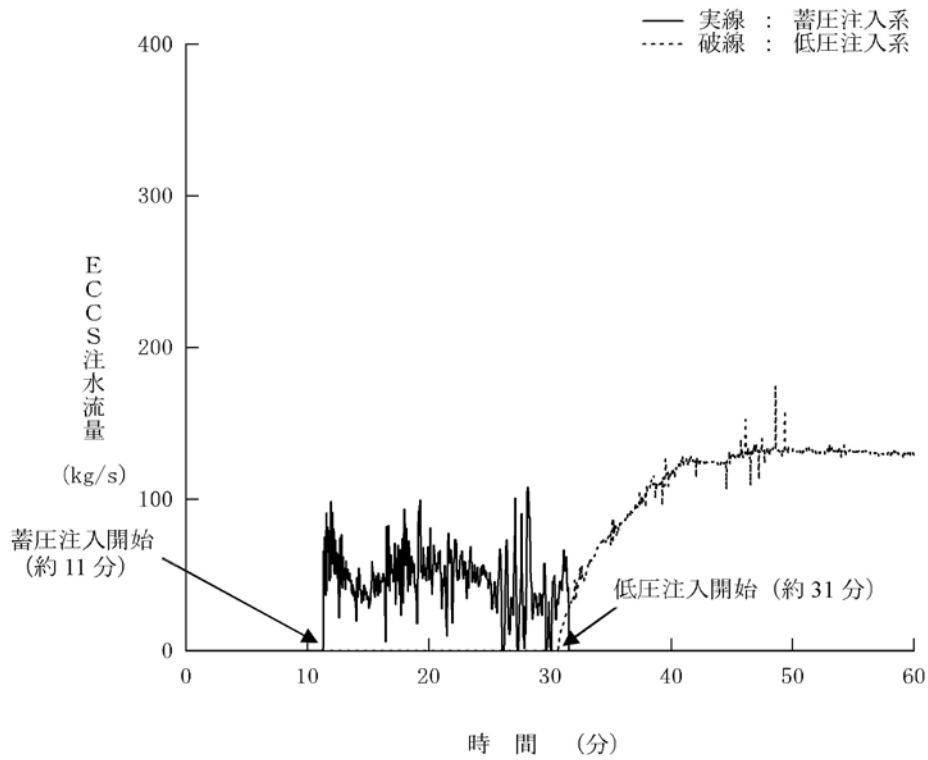
第1.15-253図 主蒸気流量の推移(6インチ破断)



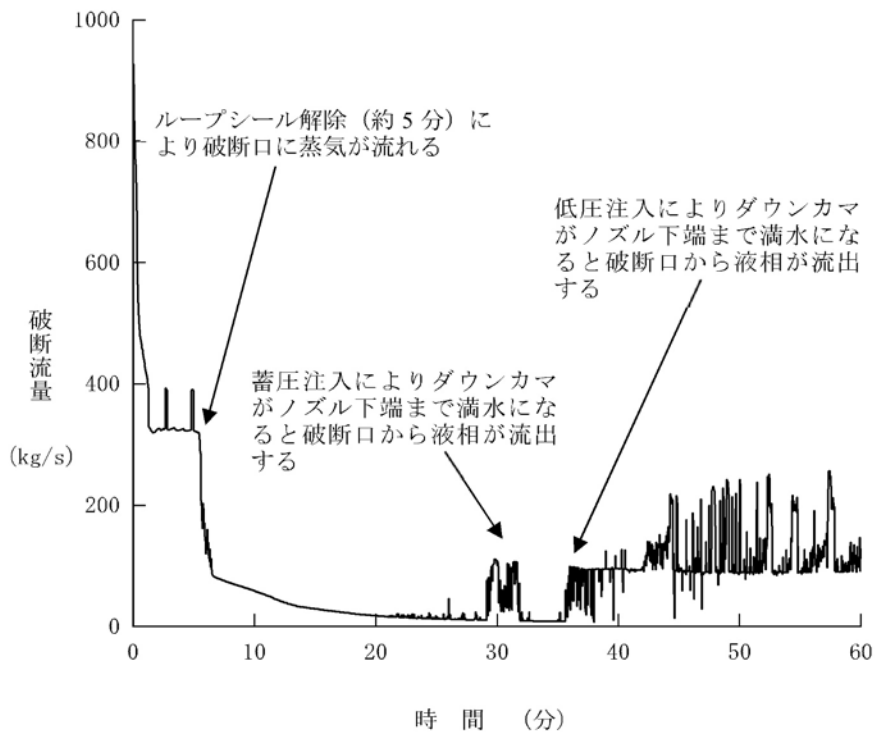
第1.15-254図 1次系圧力の推移(4インチ破断)



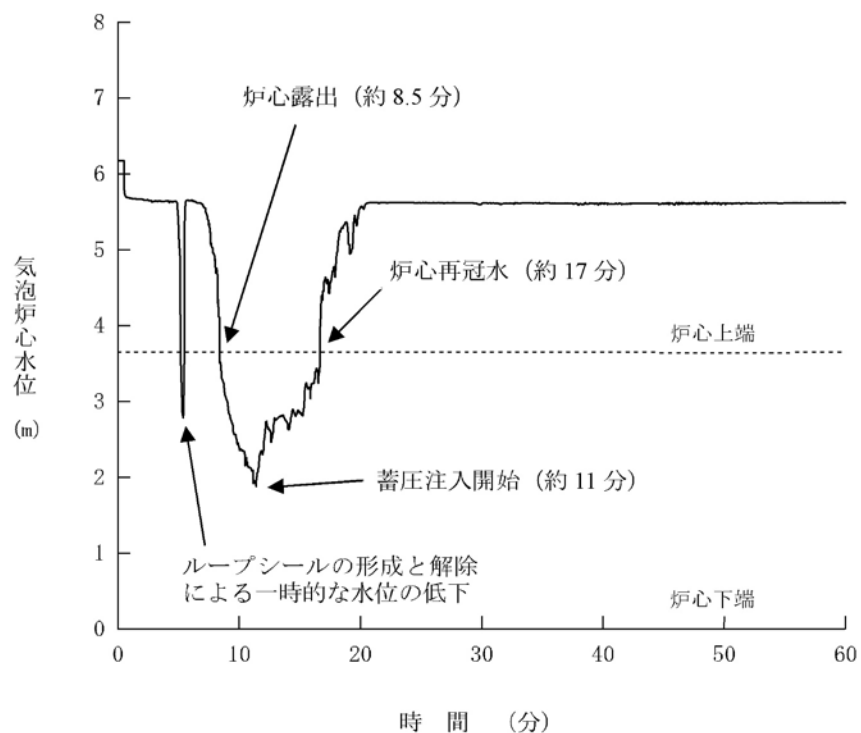
第1.15-255図 1次系保有水量の推移(4インチ破断)



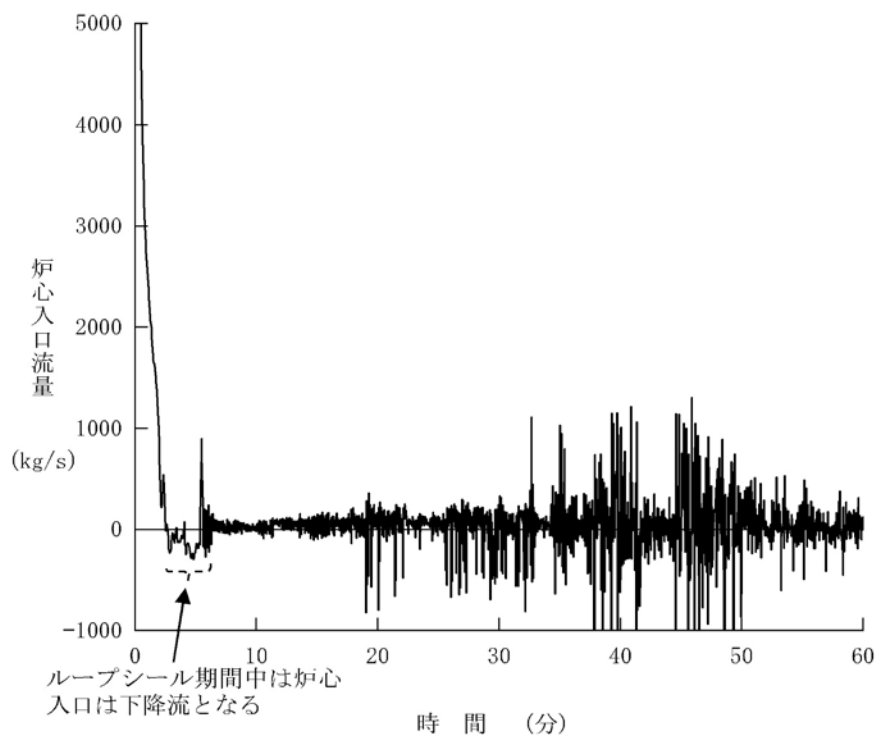
第1.15-256図 ECCS注水流量の推移(4インチ破断)



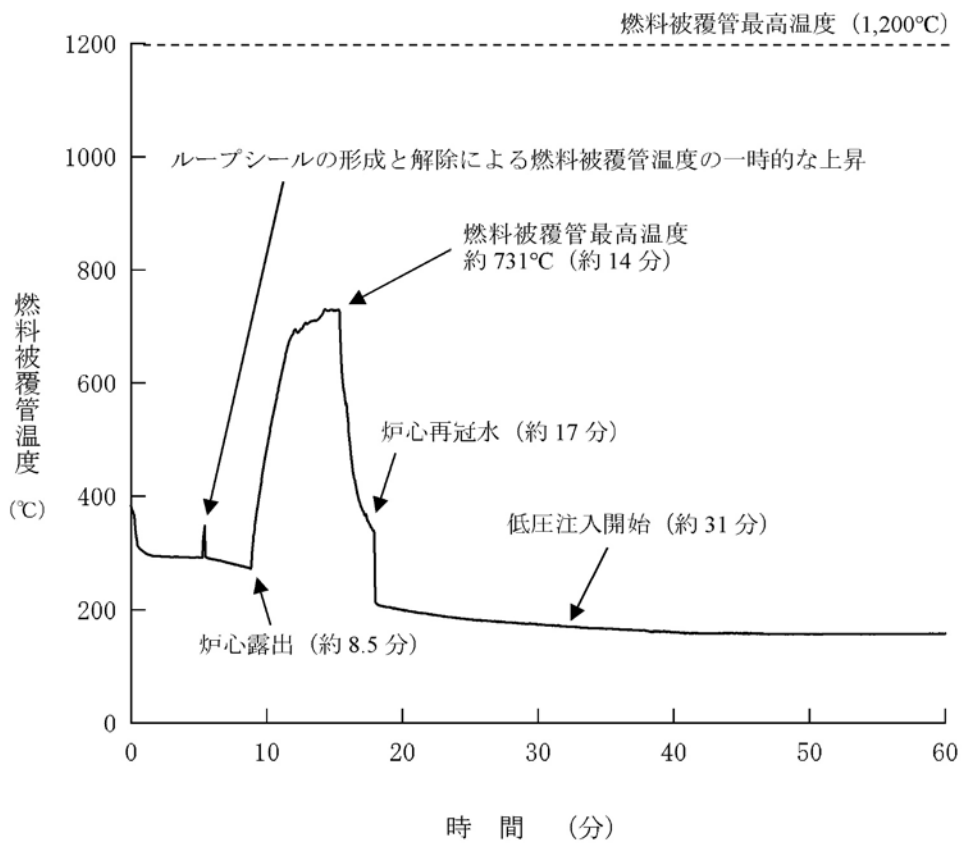
第1.15-257図 破断流量の推移(4インチ破断)



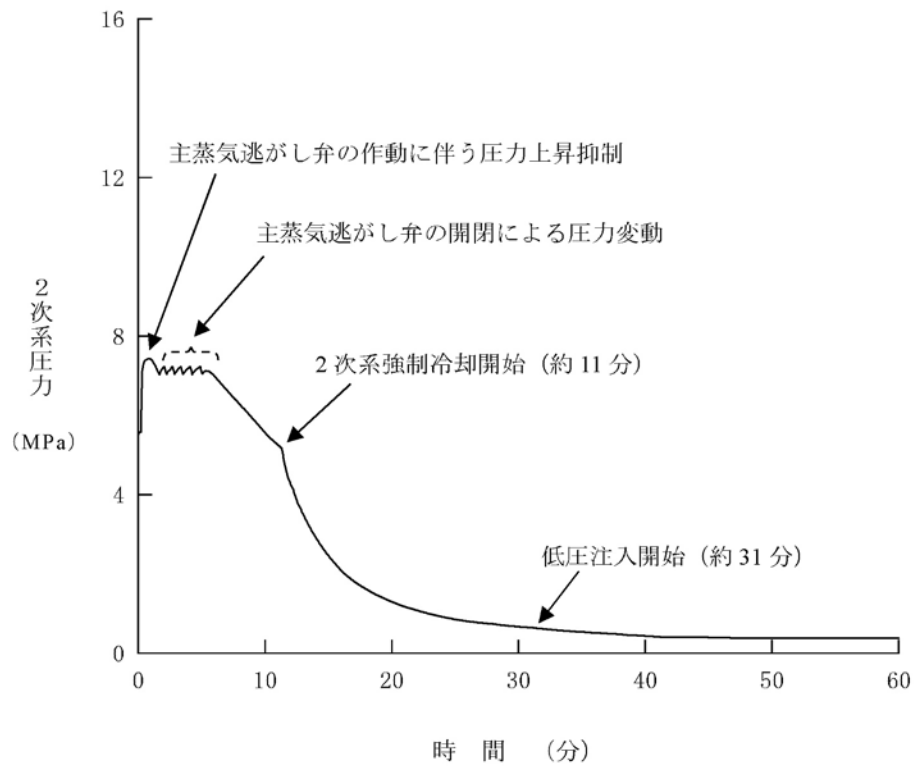
第1.15-258図 気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)



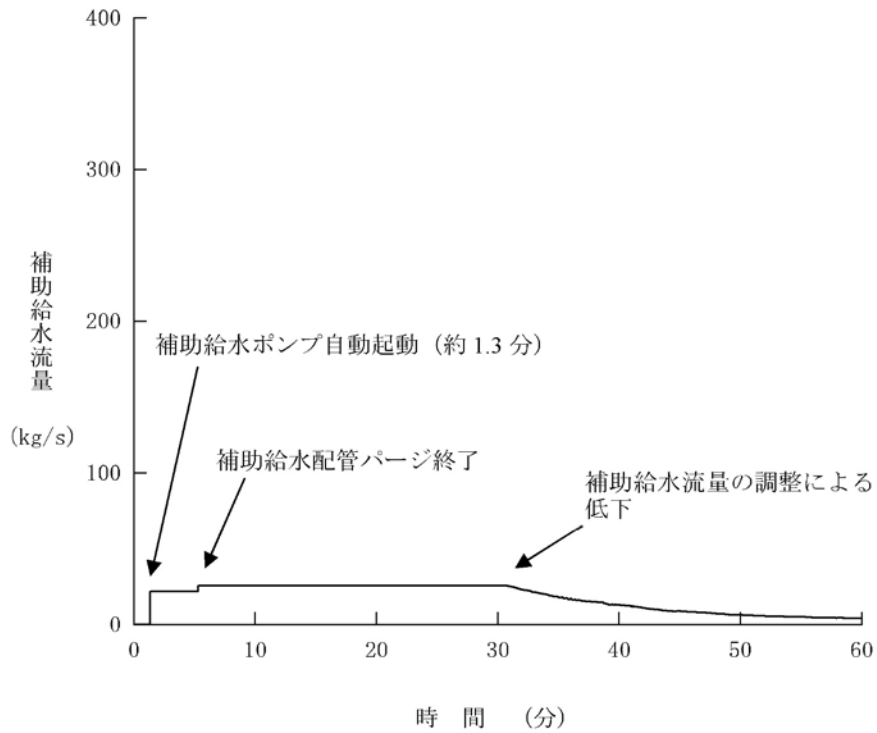
第1.15-259図 炉心入口流量の推移 (4インチ破断)



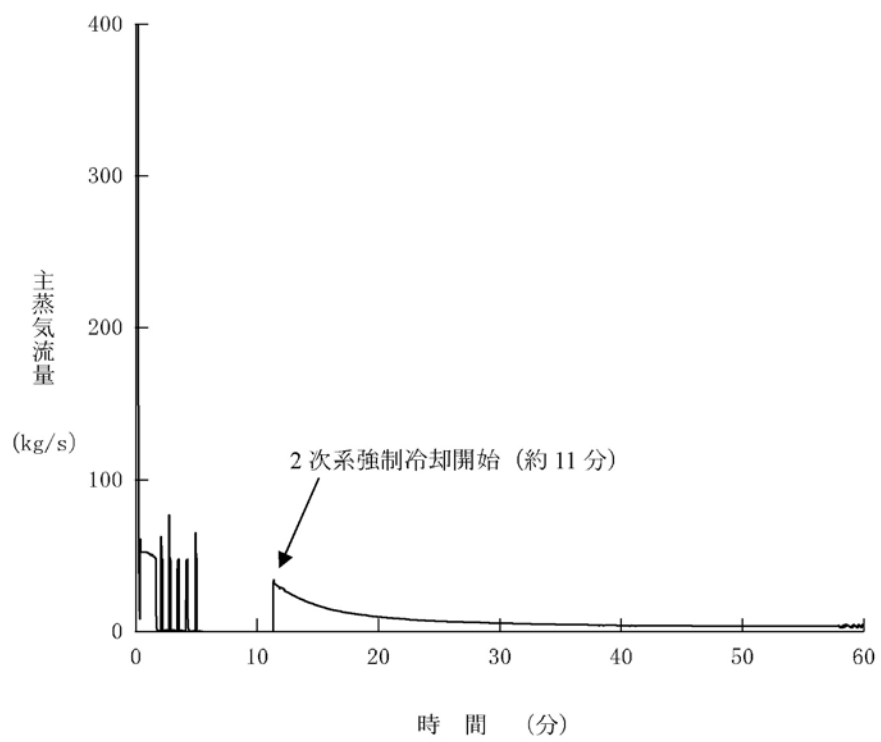
第1.15-260図 燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)



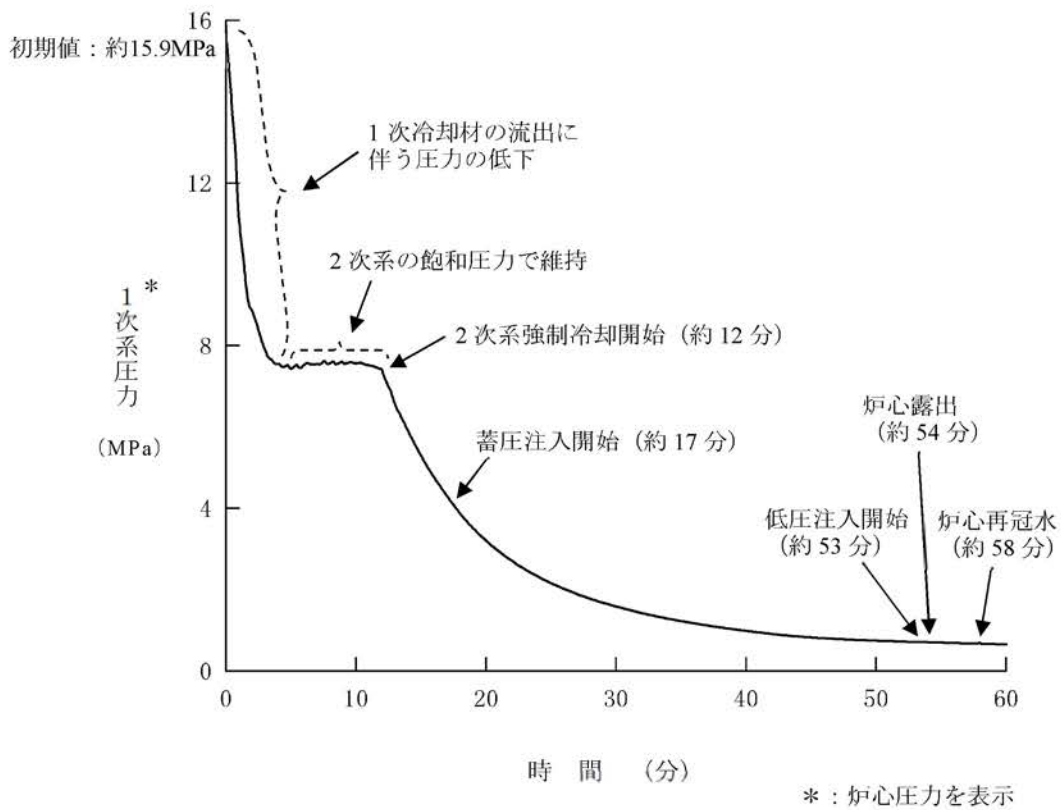
第1.15-261図 2次系圧力の推移(4インチ破断)



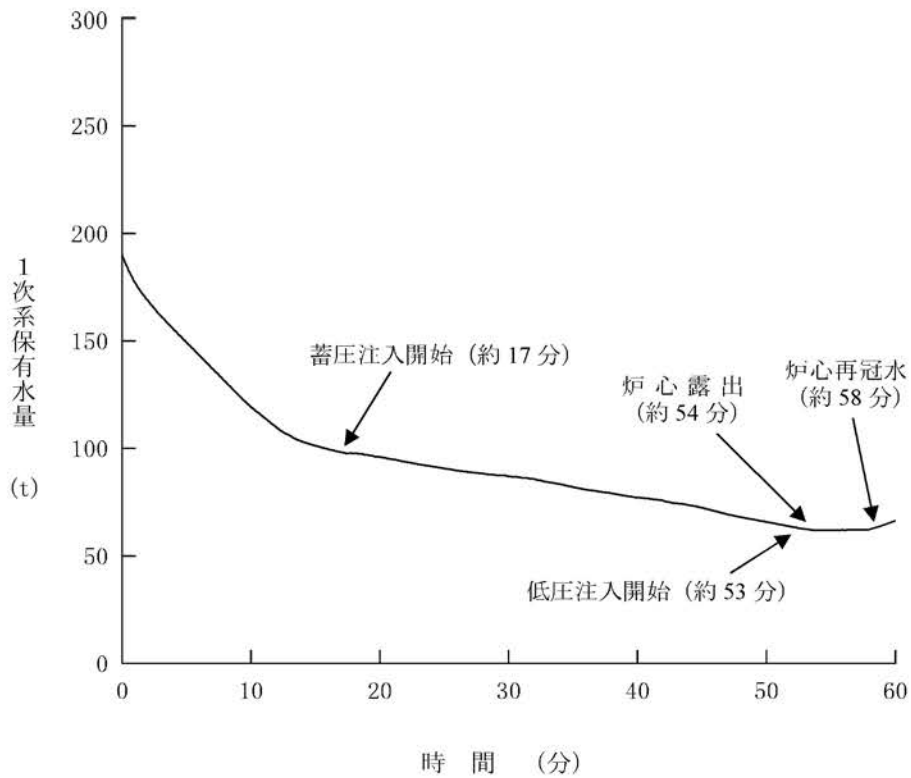
第1.15-262図 補助給水流量の推移(4インチ破断)



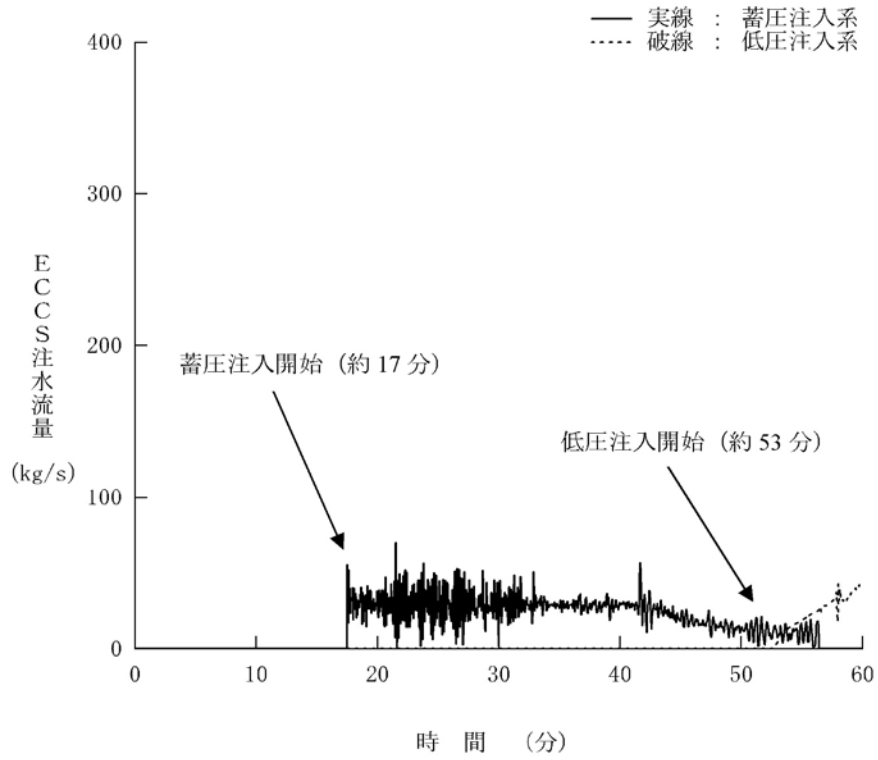
第1.15-263図 主蒸気流量の推移(4インチ破断)



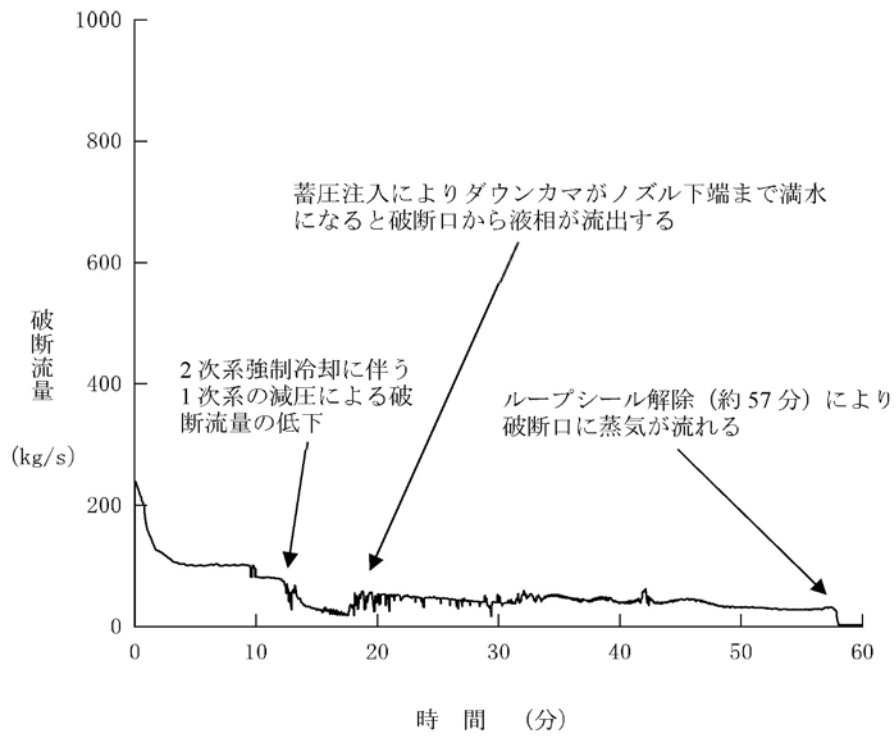
第1.15-264図 1次系圧力の推移(2インチ破断)



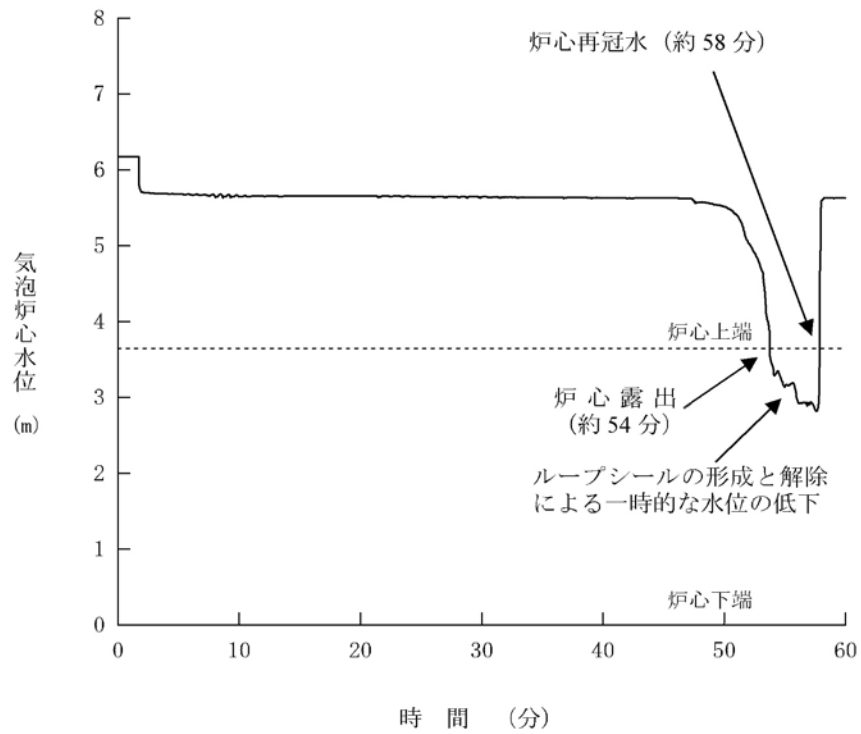
第1.15-265図 1次系保有水量の推移(2インチ破断)



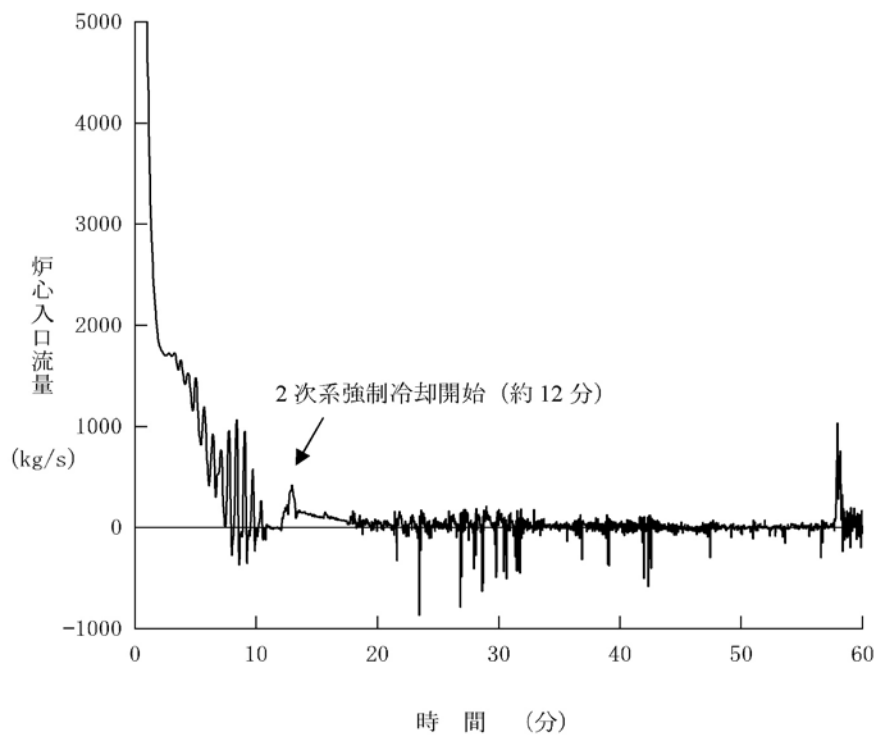
第1.15-266図 ECCS注水流量の推移(2インチ破断)



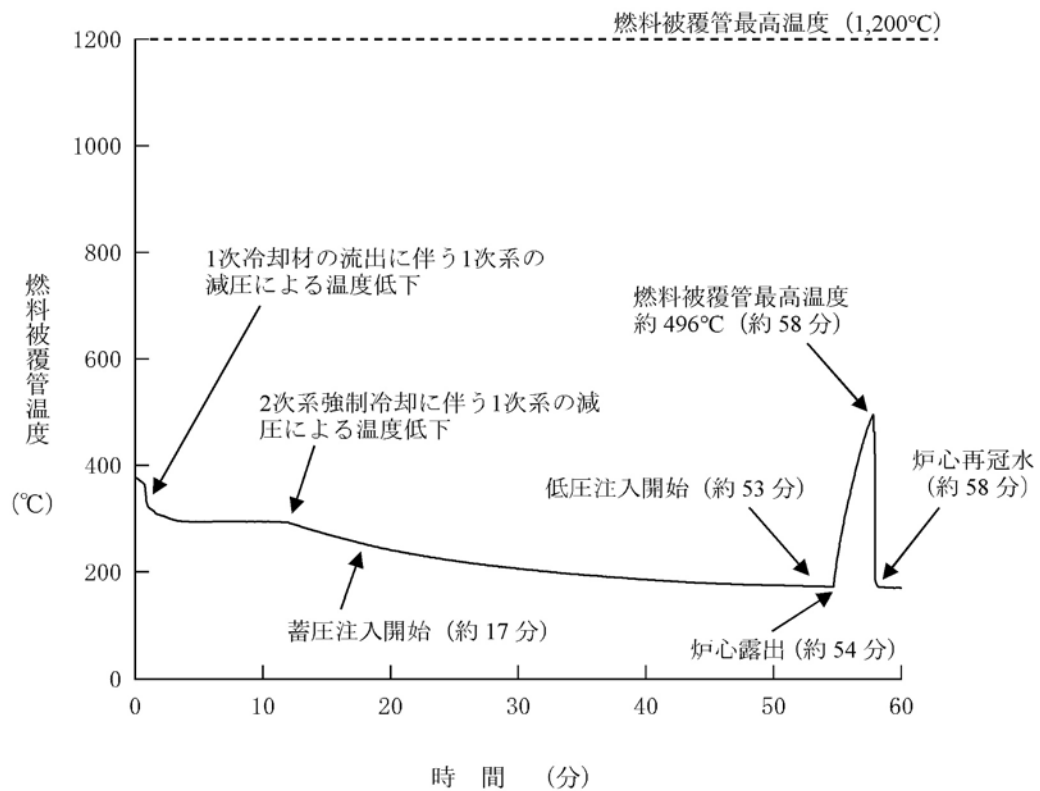
第1.15-267図 破断流量の推移(2インチ破断)



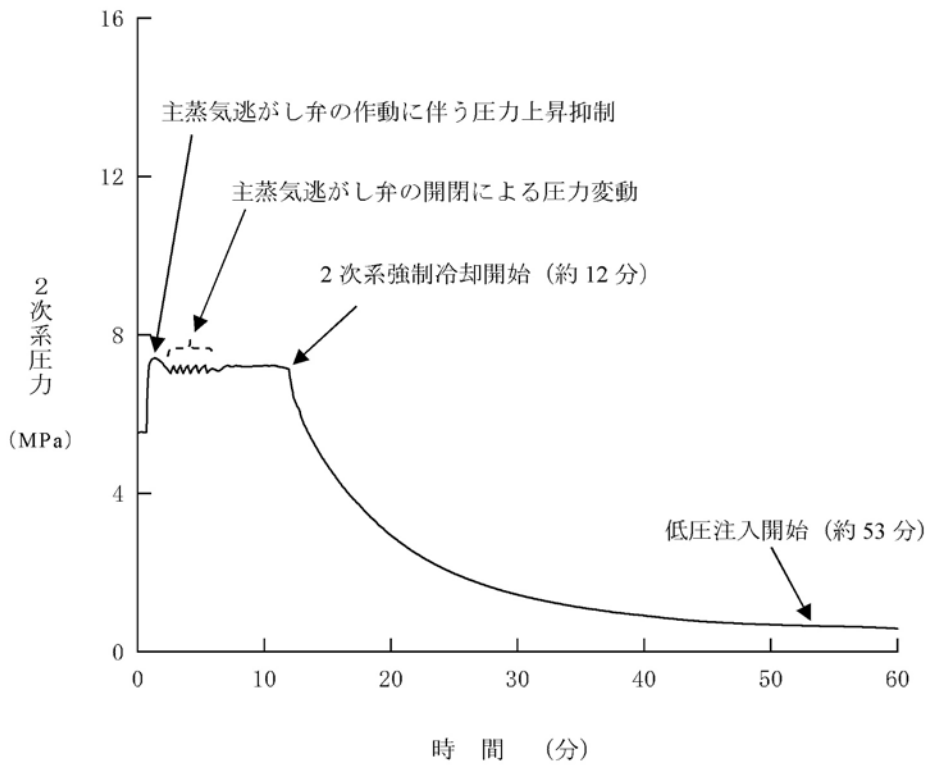
第1.15-268図 気泡炉心水位の推移 (2インチ破断)



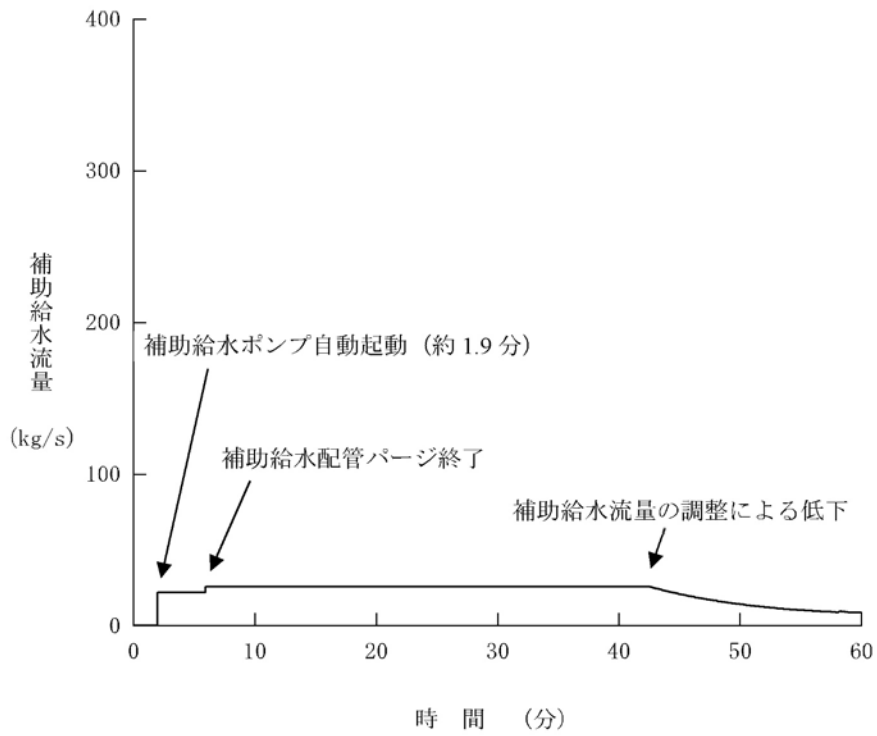
第1.15-269図 炉心入口流量の推移 (2インチ破断)



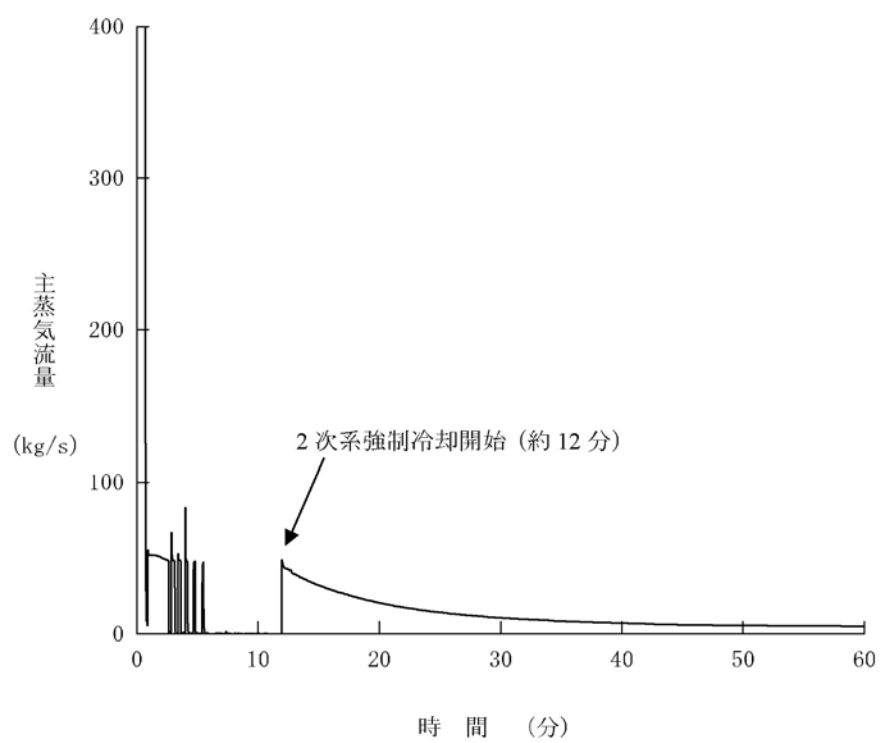
第1.15-270図 燃料被覆管温度の推移(2インチ破断)



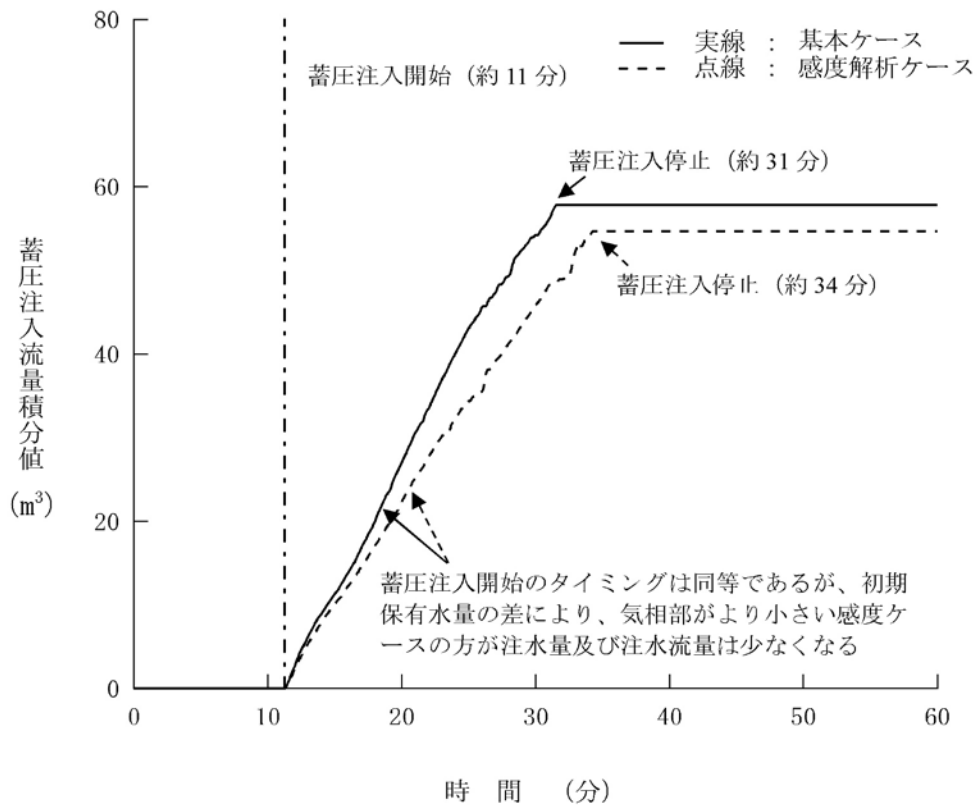
第1.15-271図 2次系圧力の推移(2インチ破断)



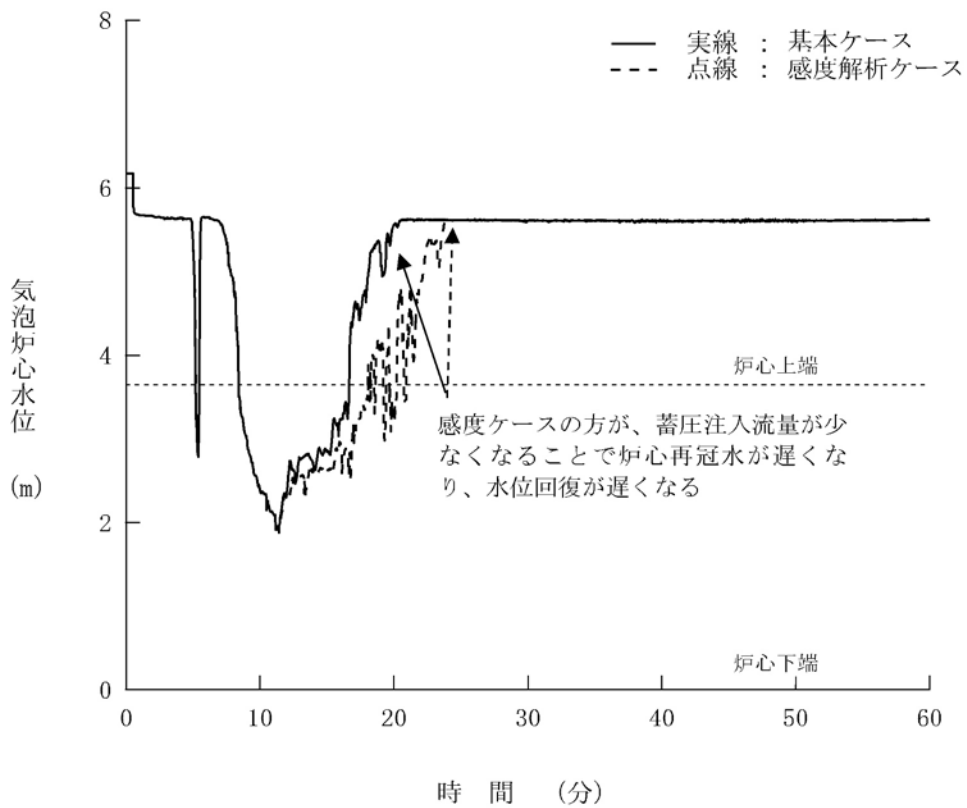
第1.15-272図 補助給水流量の推移(2インチ破断)



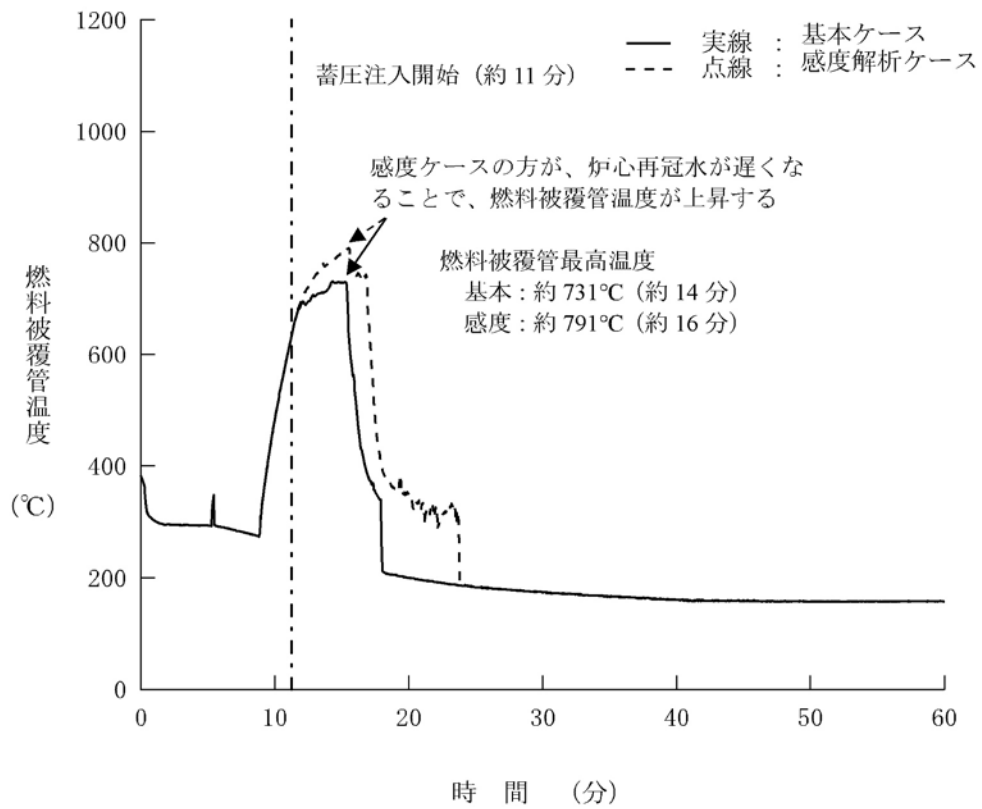
第1.15-273図 主蒸気流量の推移(2インチ破断)



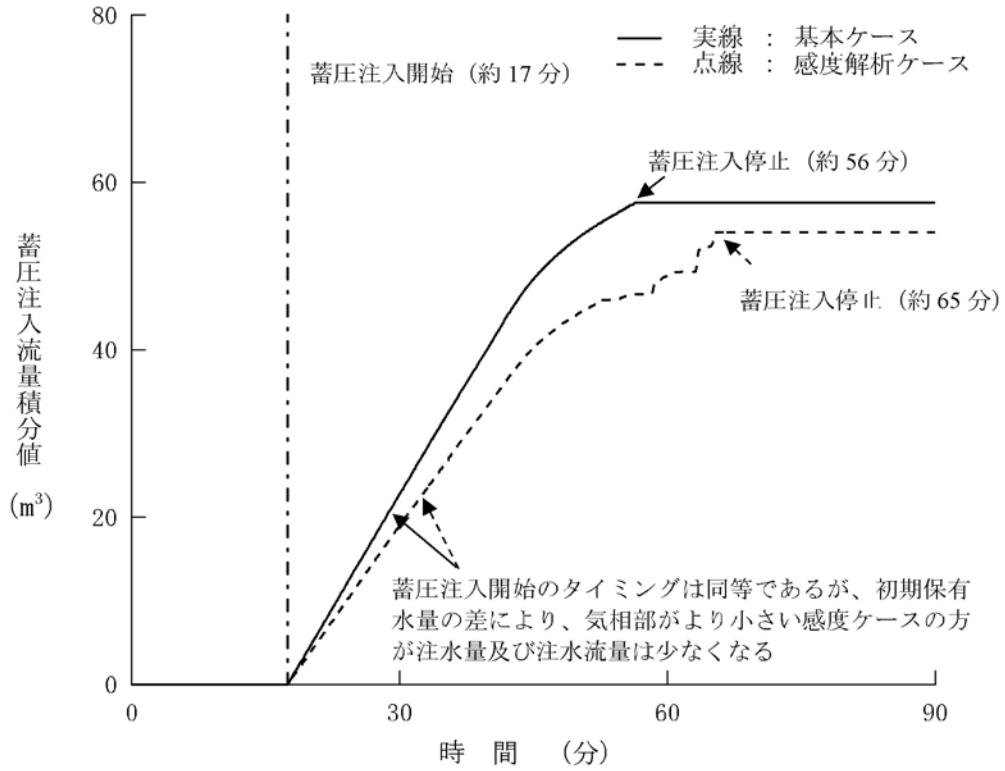
第1.15-274図 蓄圧注入流量積分値の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



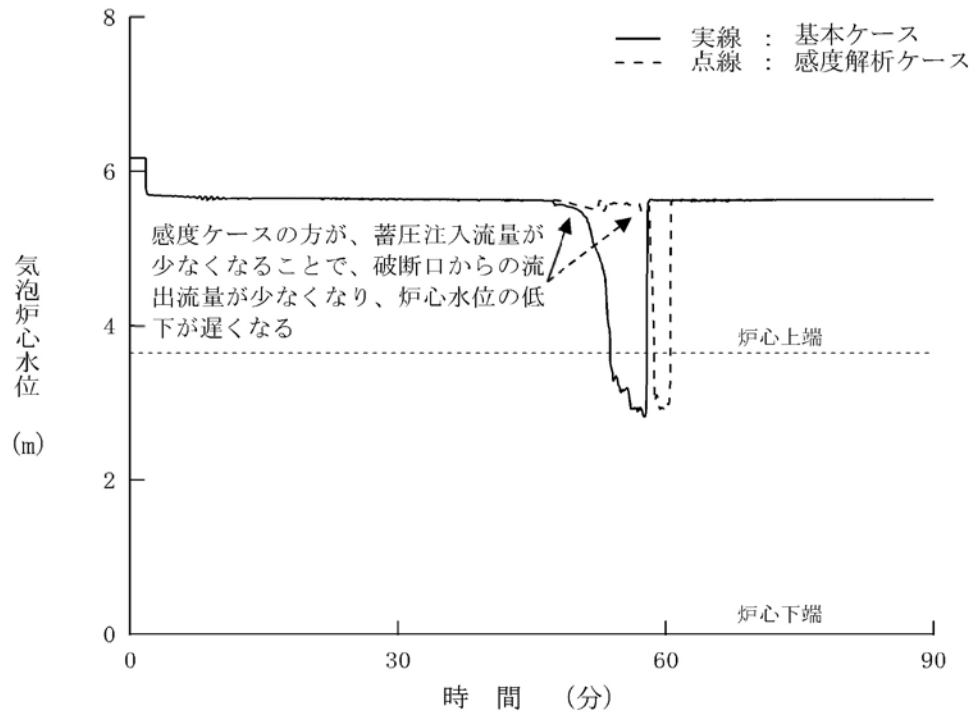
第1.15-275図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



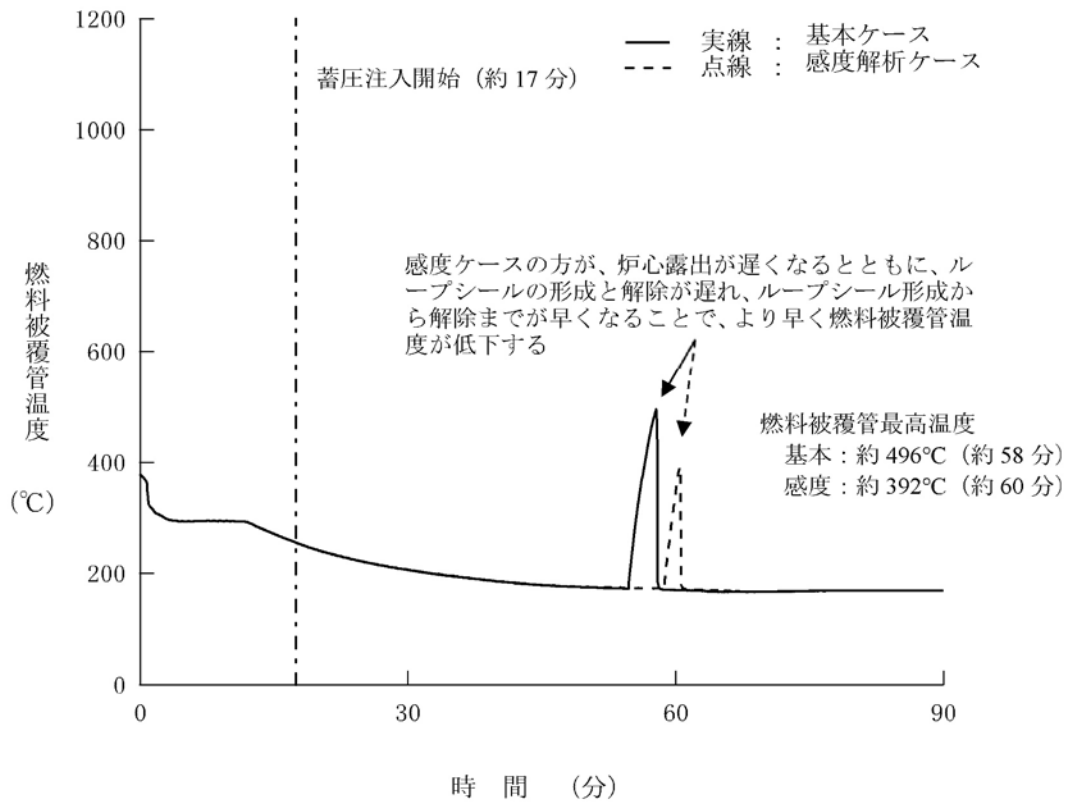
第1.15-276図 燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



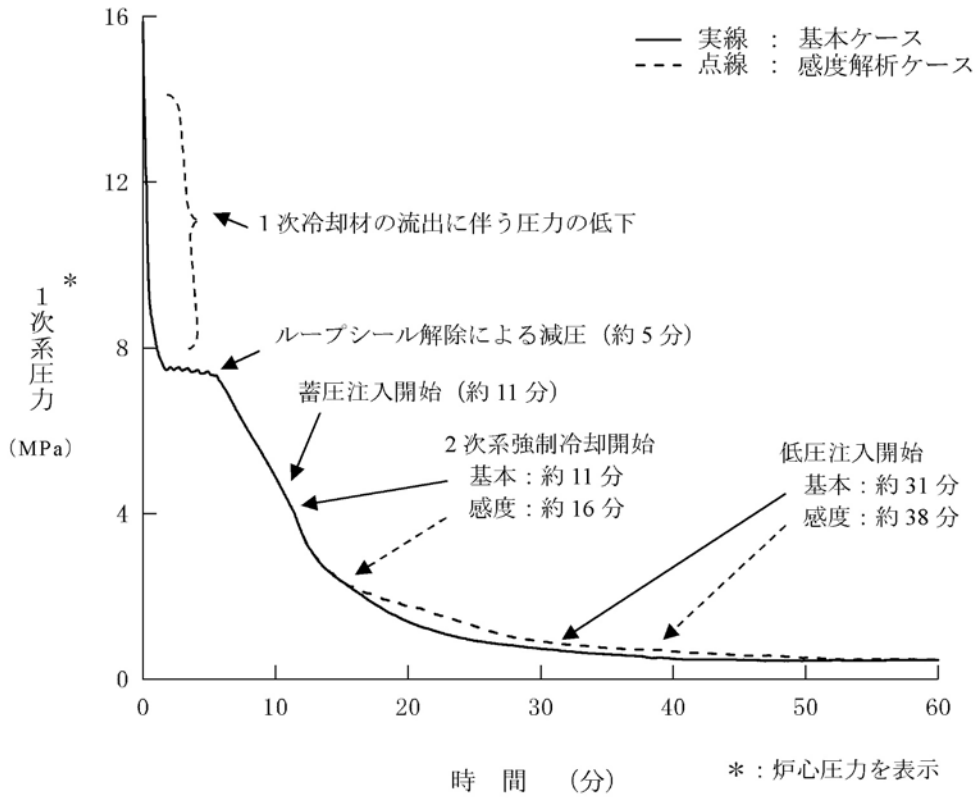
第1.15-277図 蓄圧注入流量積分値の推移(2インチ破断)
 (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



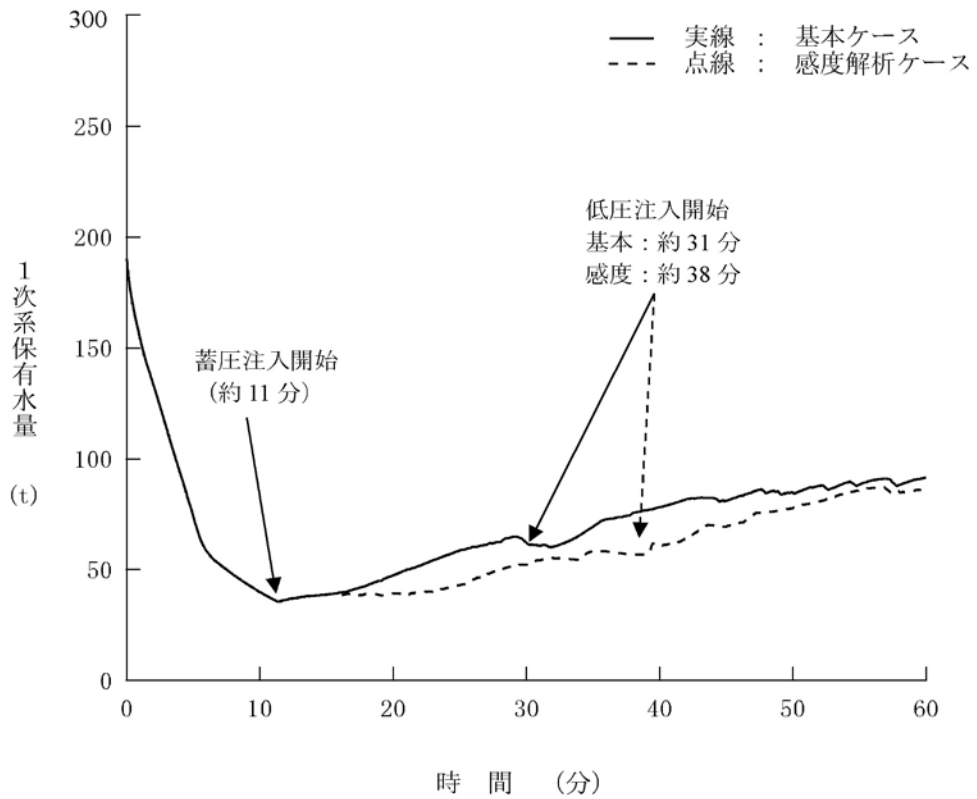
第1.15-278図 気泡炉心水位の推移(2インチ破断)
 (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



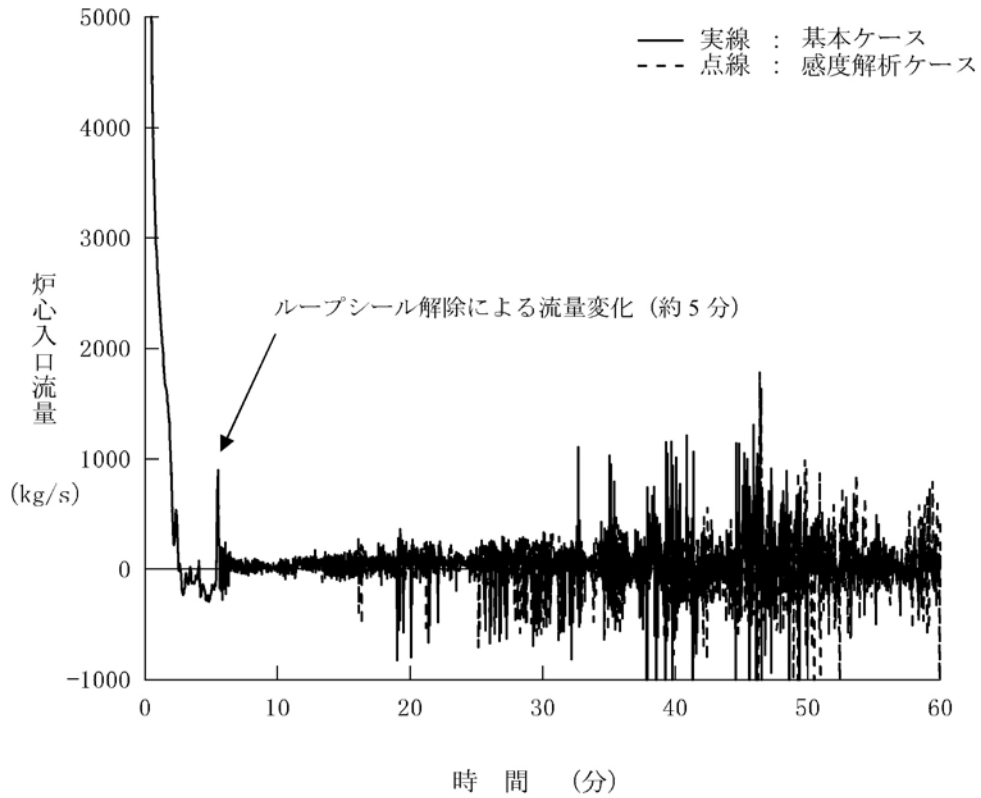
第1.15-279図 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



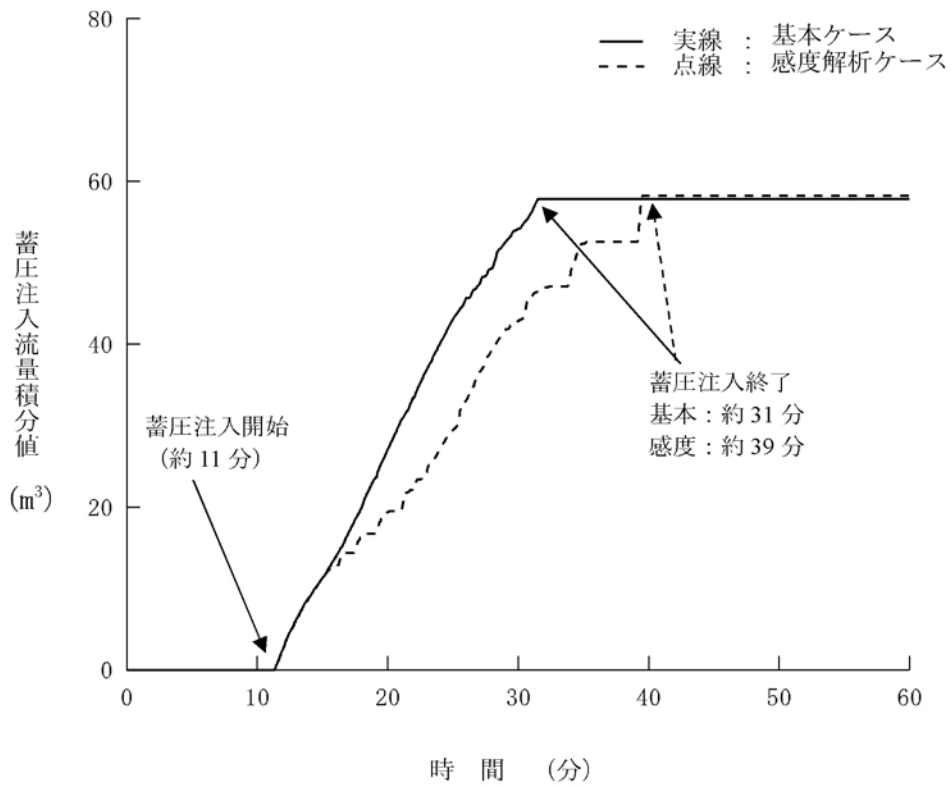
第1.15-280図 1次系圧力の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



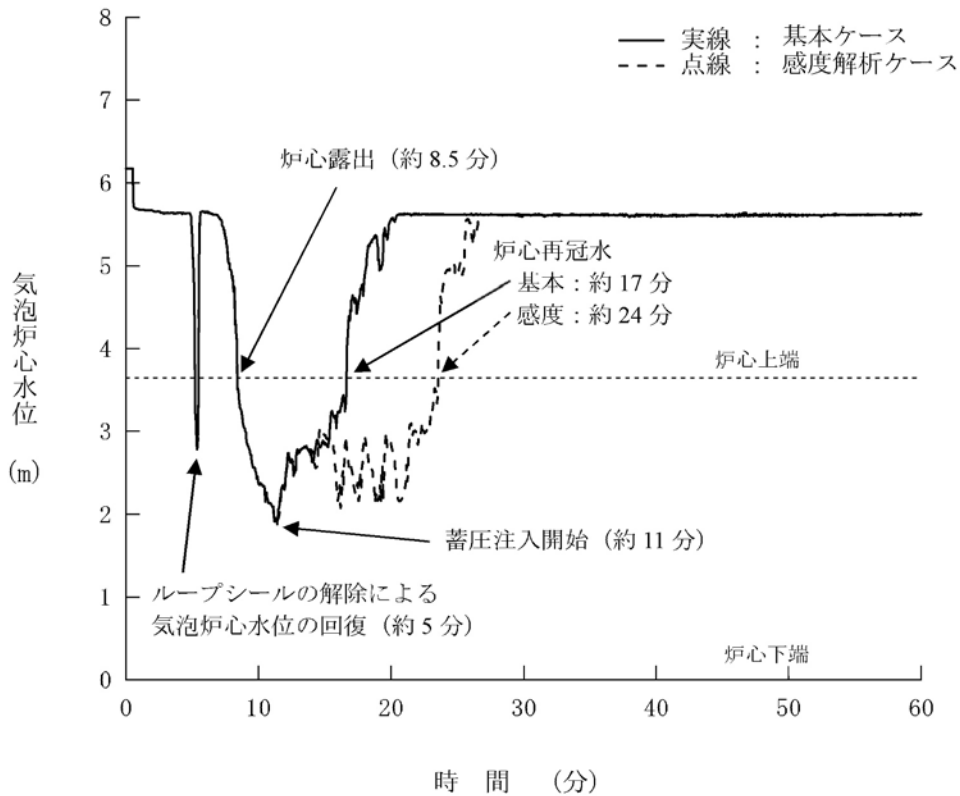
第1.15-281図 1次系保有水量の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



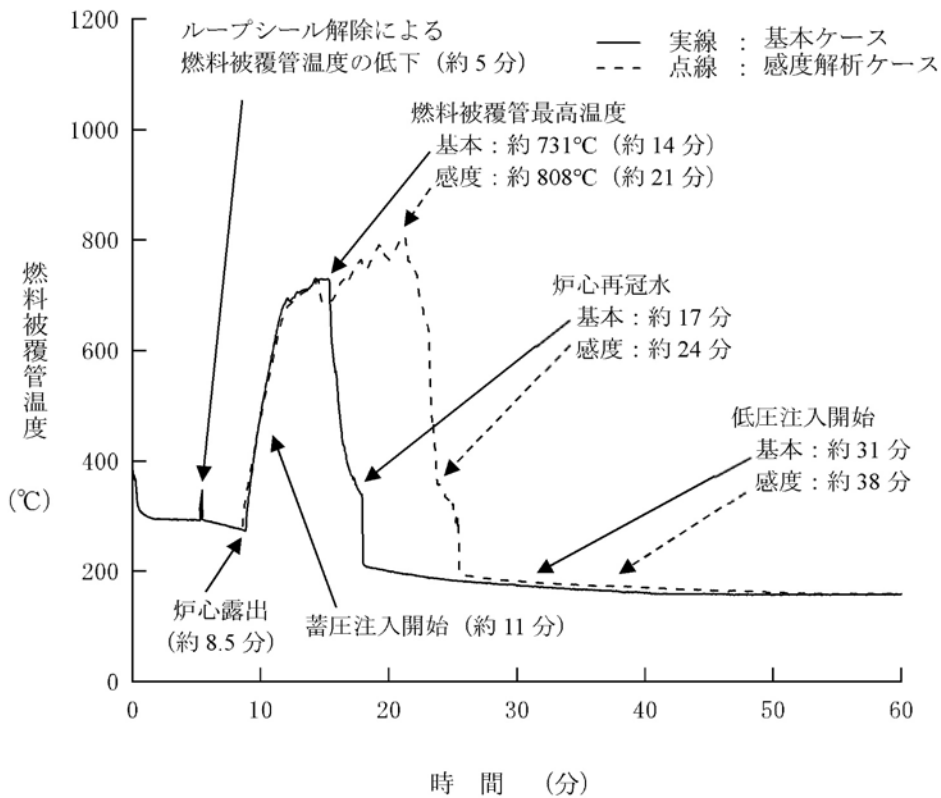
第1.15-282図 炉心入口流量の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



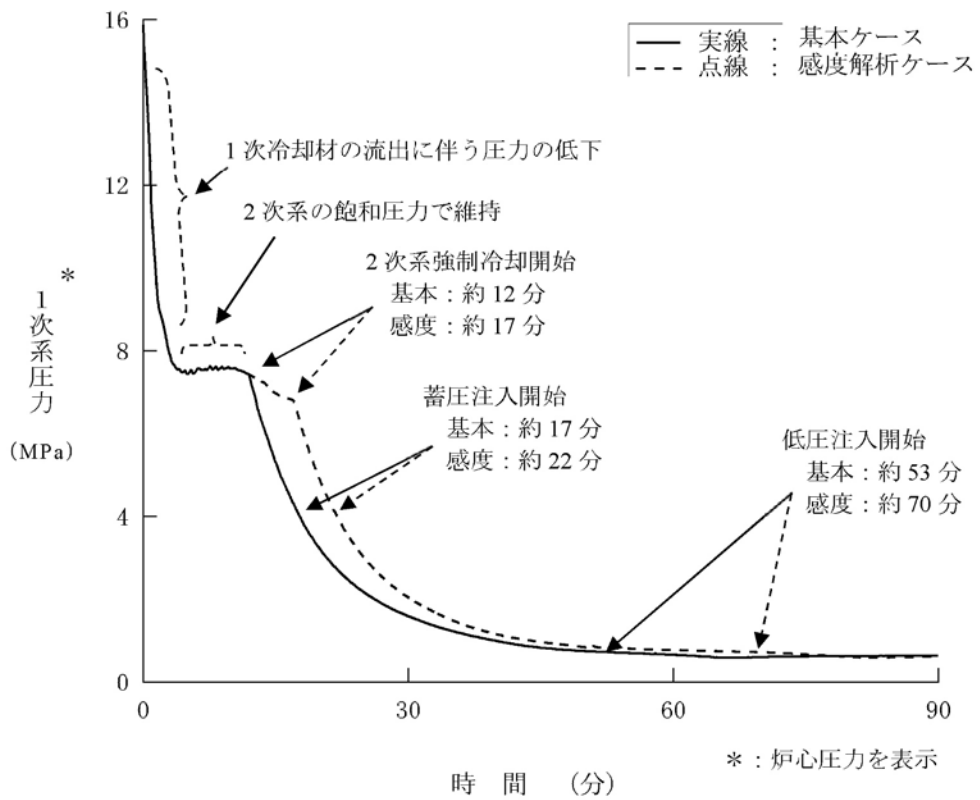
第1.15-283図 蓄圧注入流量積分値の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



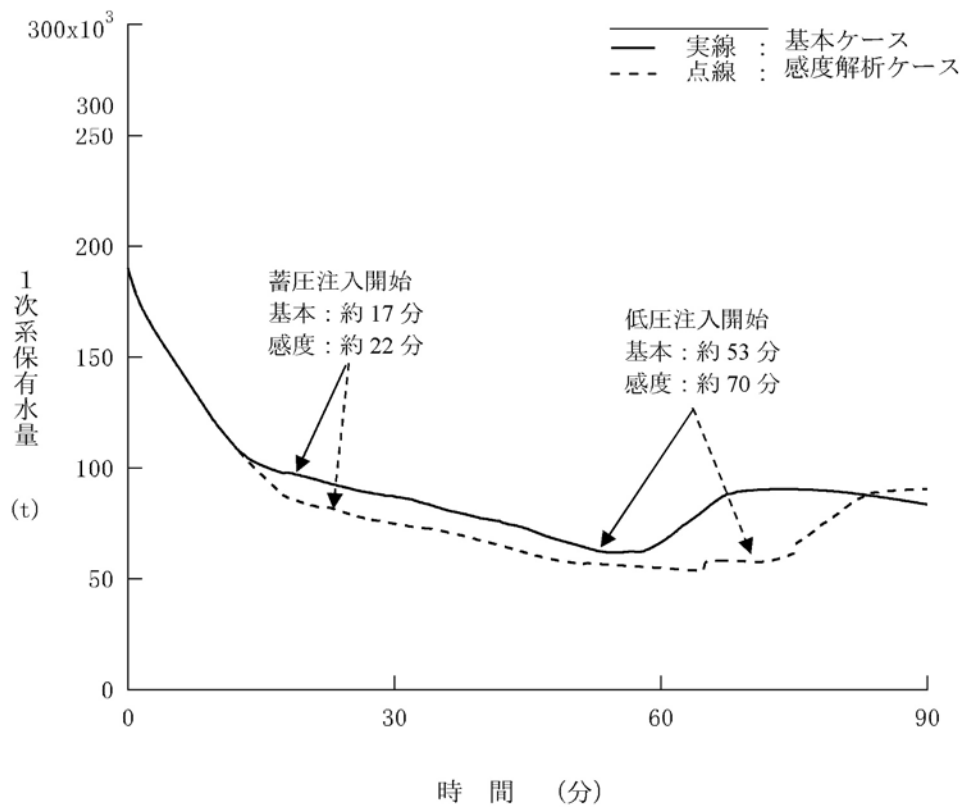
第1.15-284図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



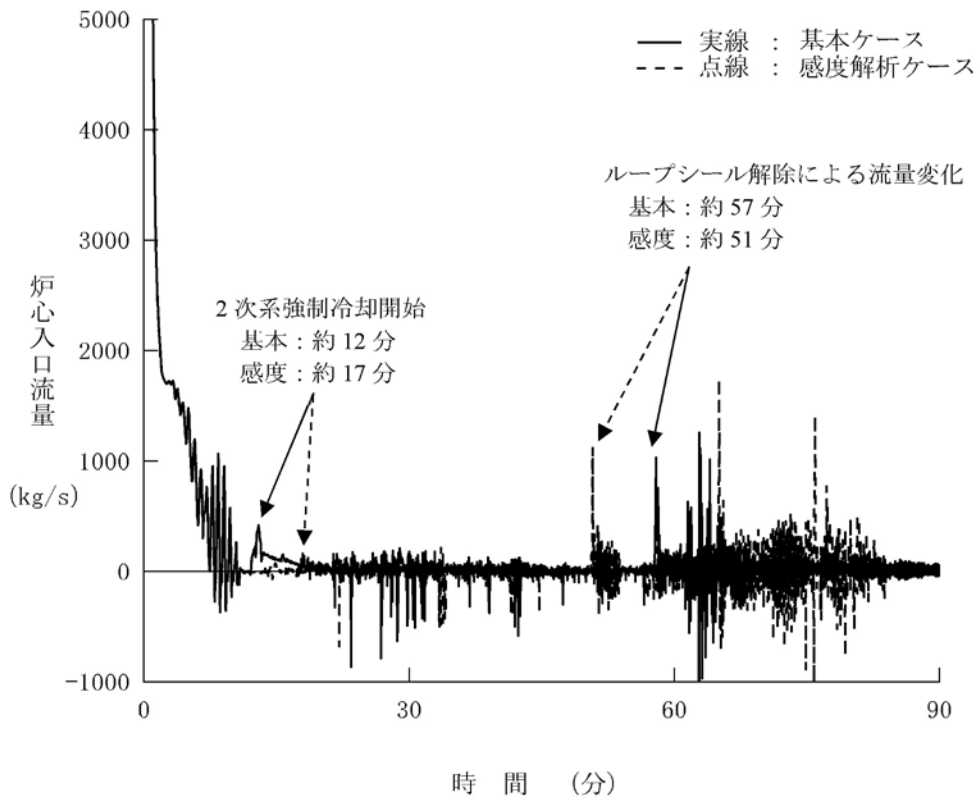
第1.15-285図 燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)
 (2次系強制冷却操作時間余裕確認)



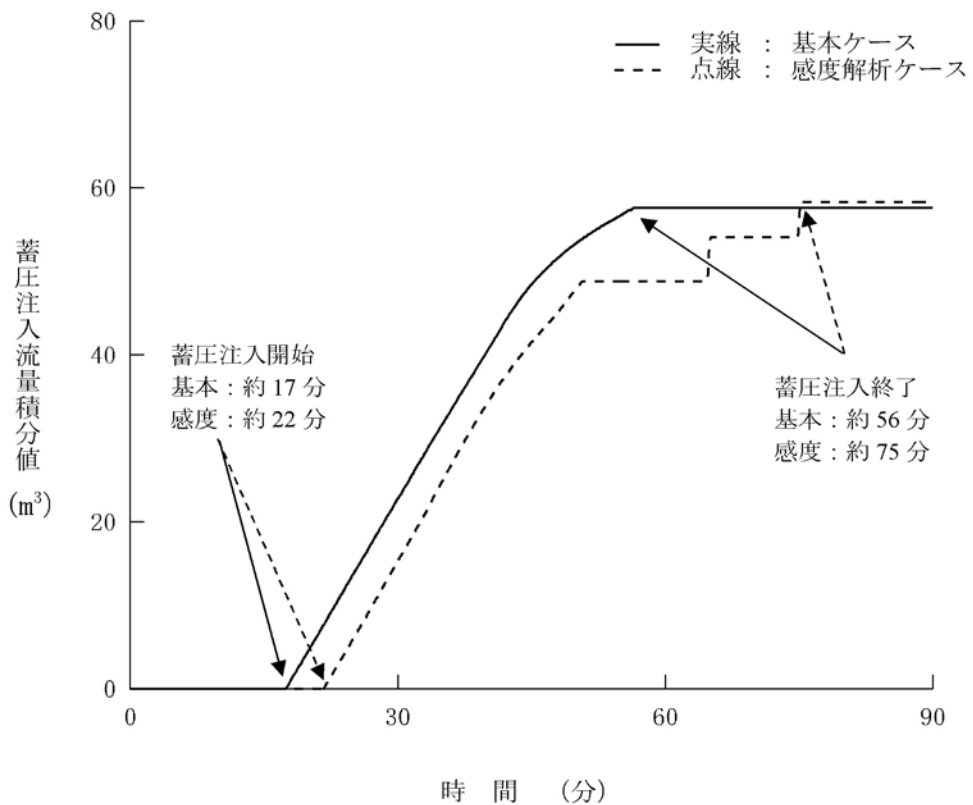
第1.15-286図 1次系圧力の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



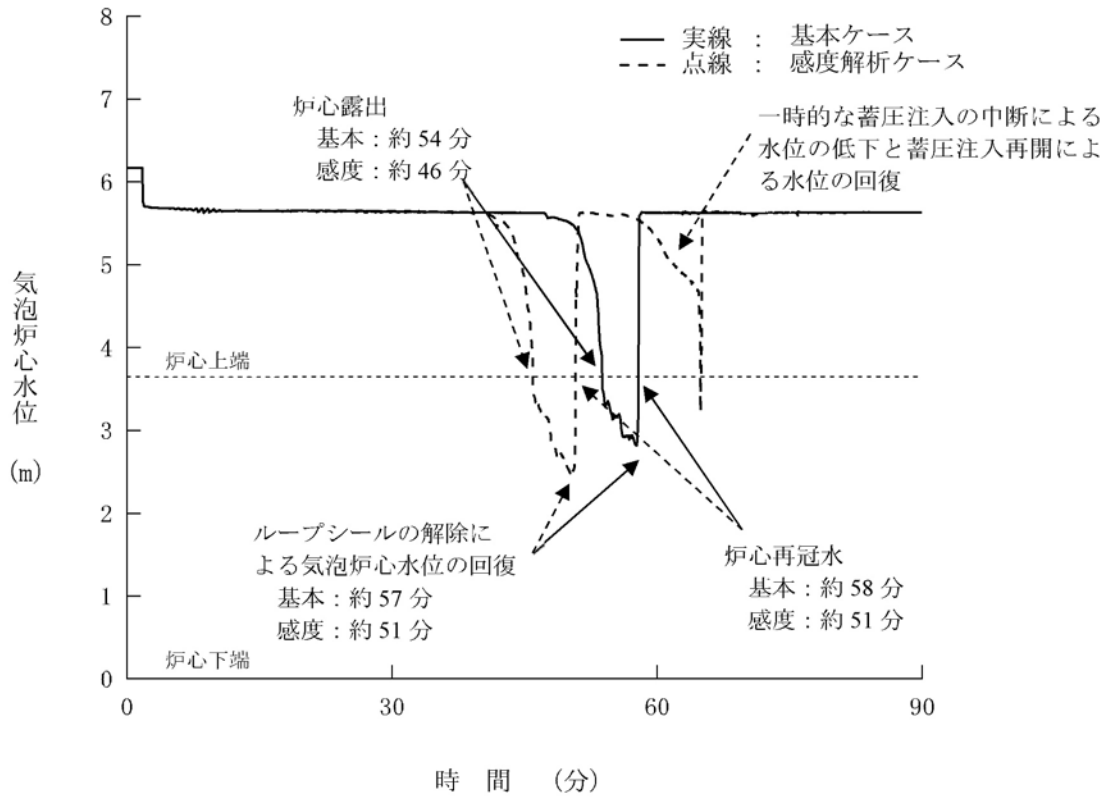
第1.15-287図 1次系保有水量の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



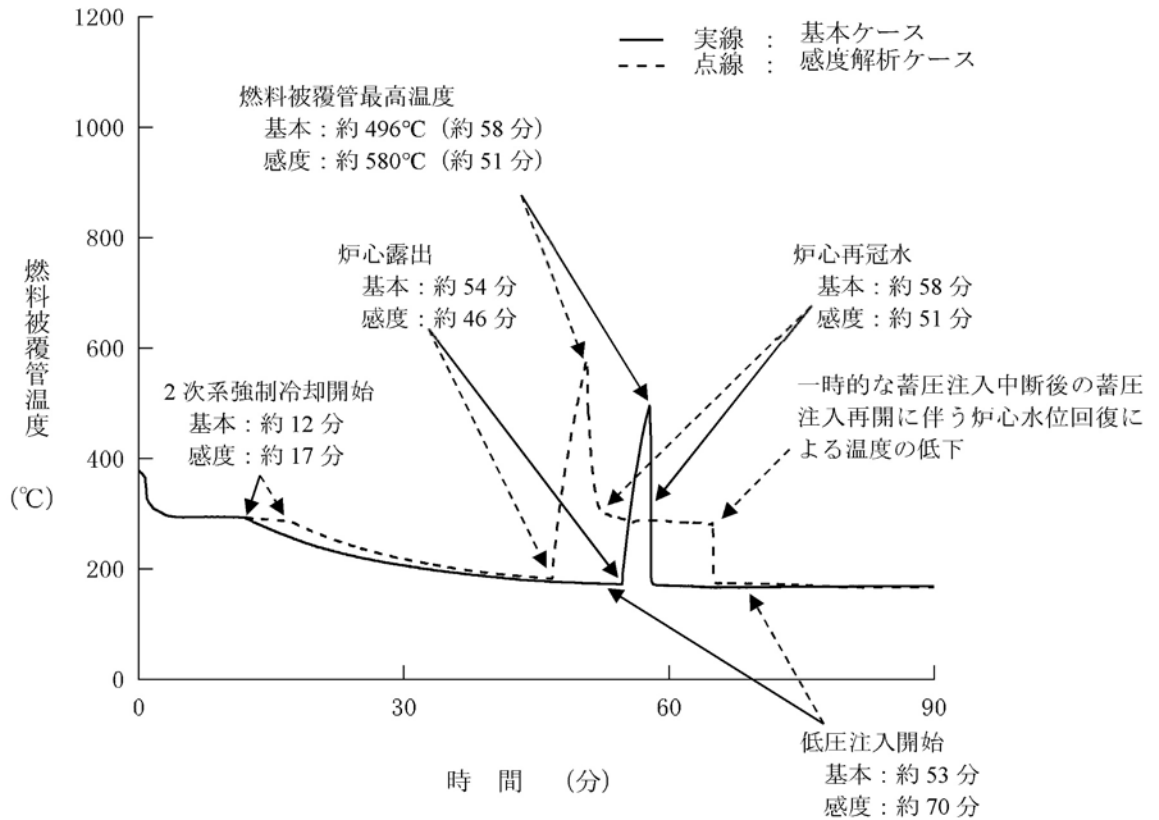
第1.15-288図 炉心入口流量の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



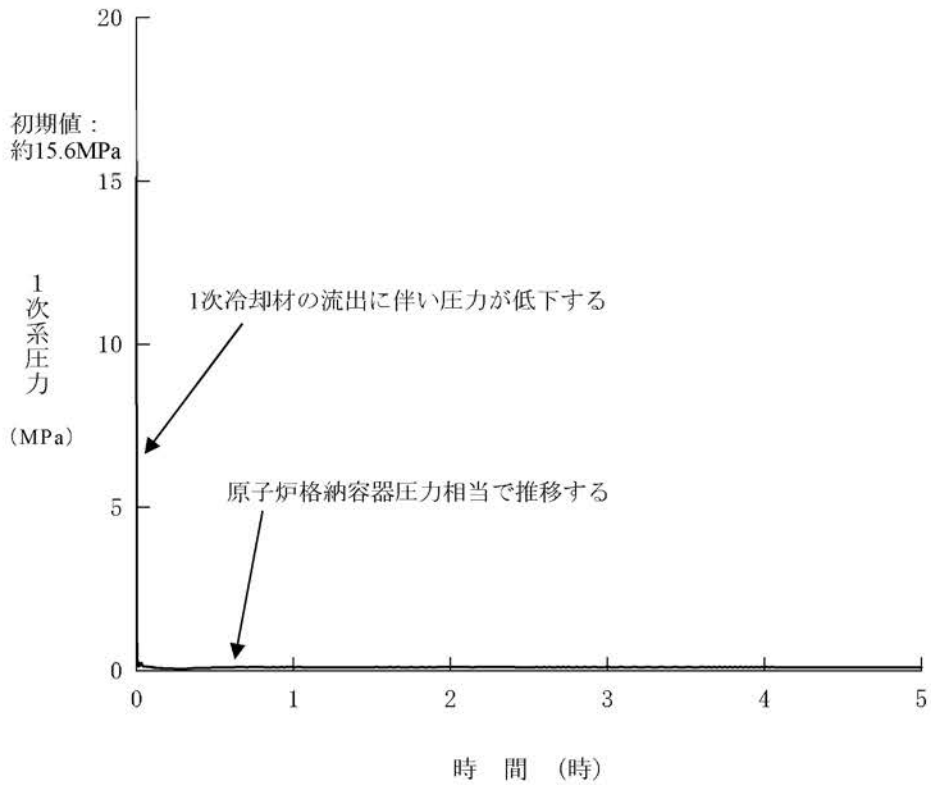
第1.15-289図 蓄圧注入流量積分値の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



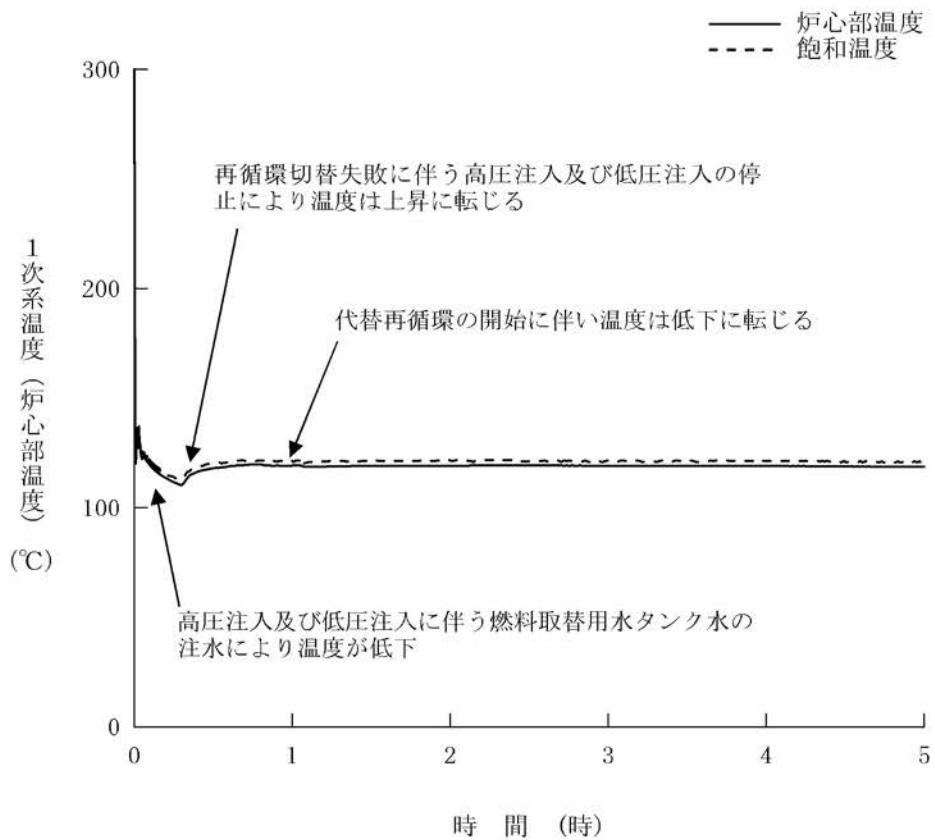
第1.15-290図 気泡炉心水位の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



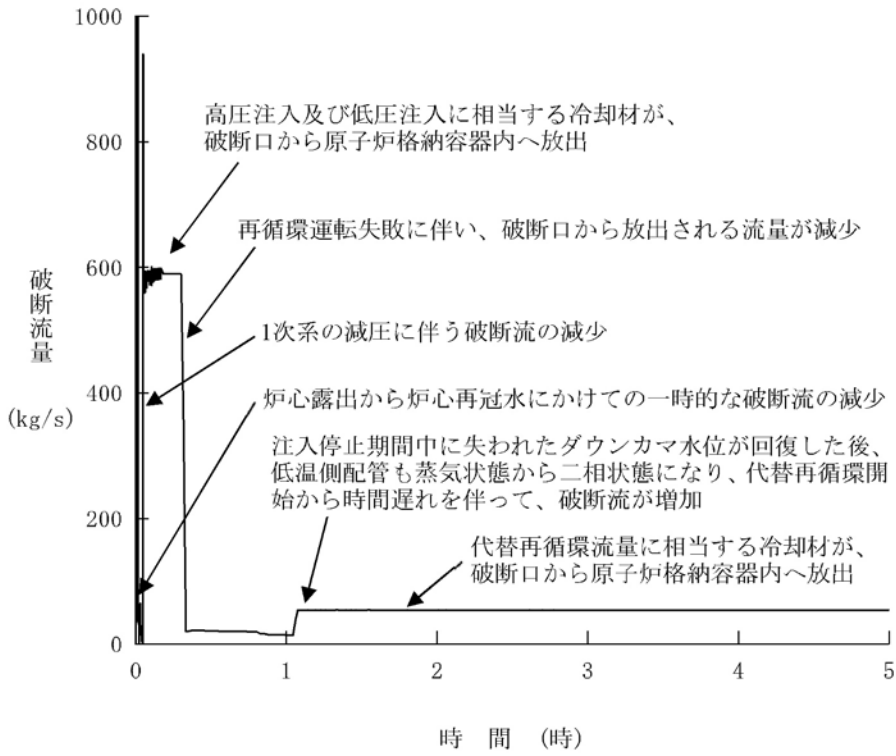
第1.15-291図 燃料被覆管温度の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



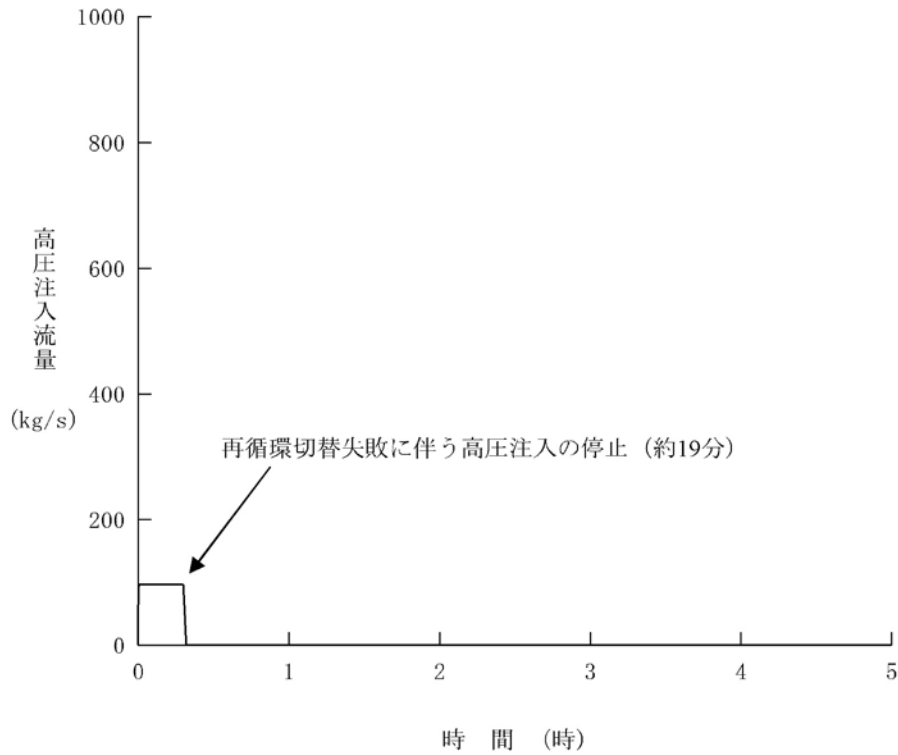
第1.15-292図 1次系圧力の推移



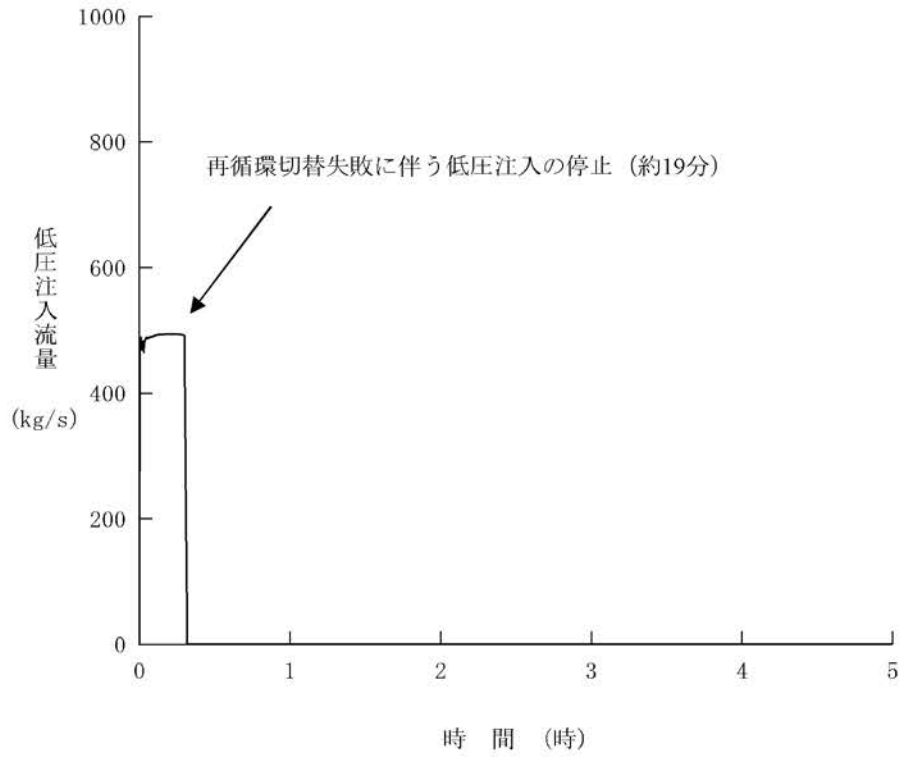
第1.15-293図 1次系温度(炉心部温度)の推移



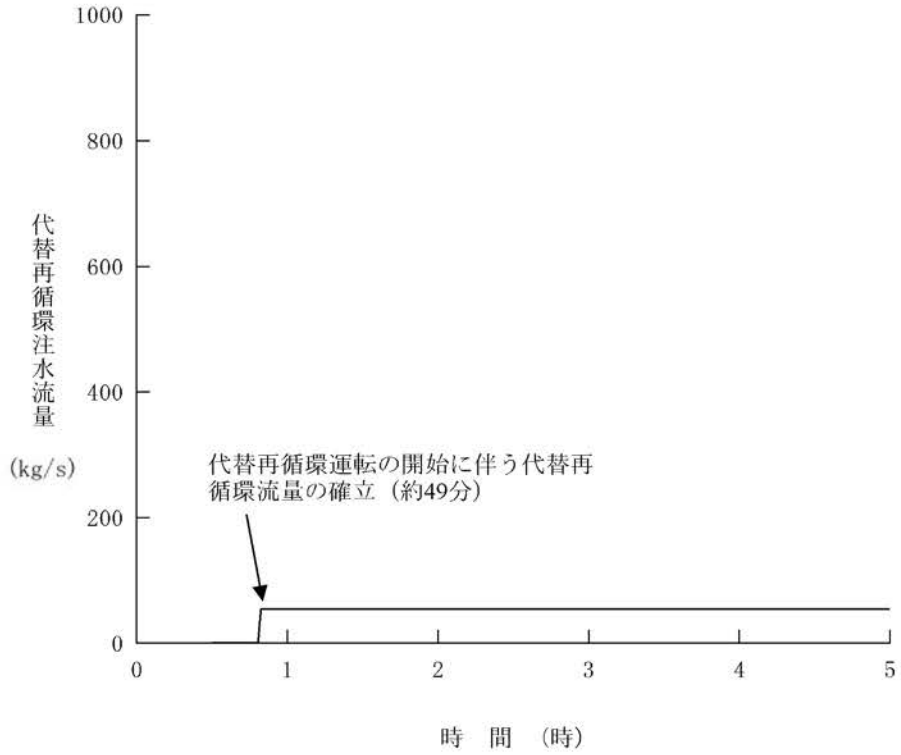
第1.15-294図 破断流量の推移



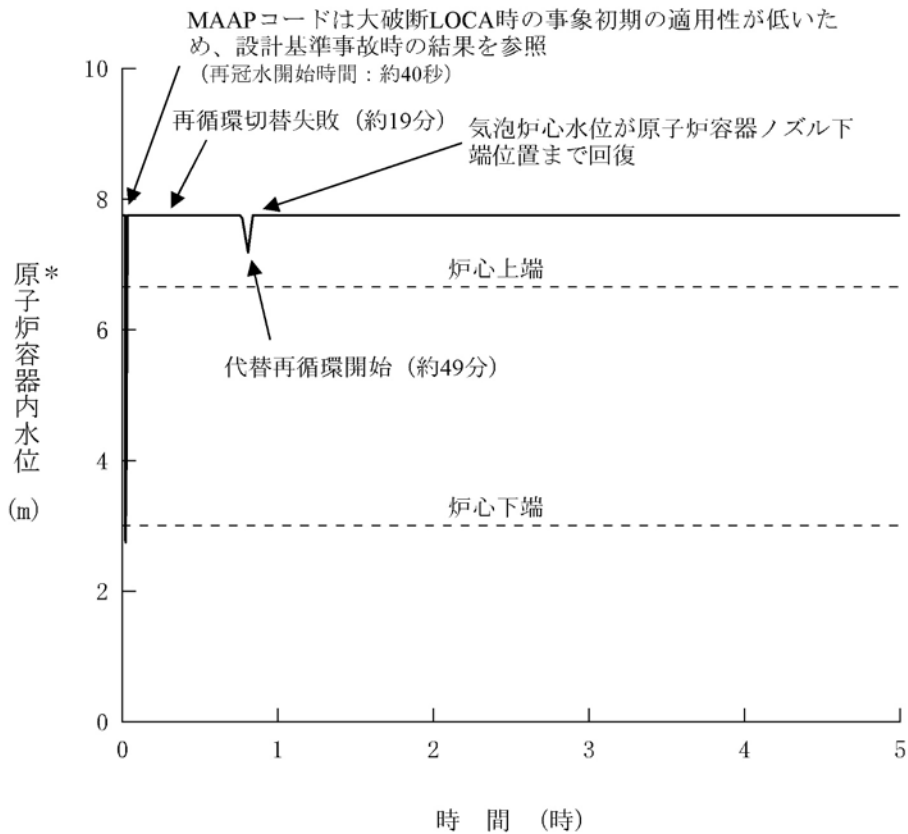
第1.15-295図 高圧注入流量の推移



第1.15-296図 低圧注入流量の推移

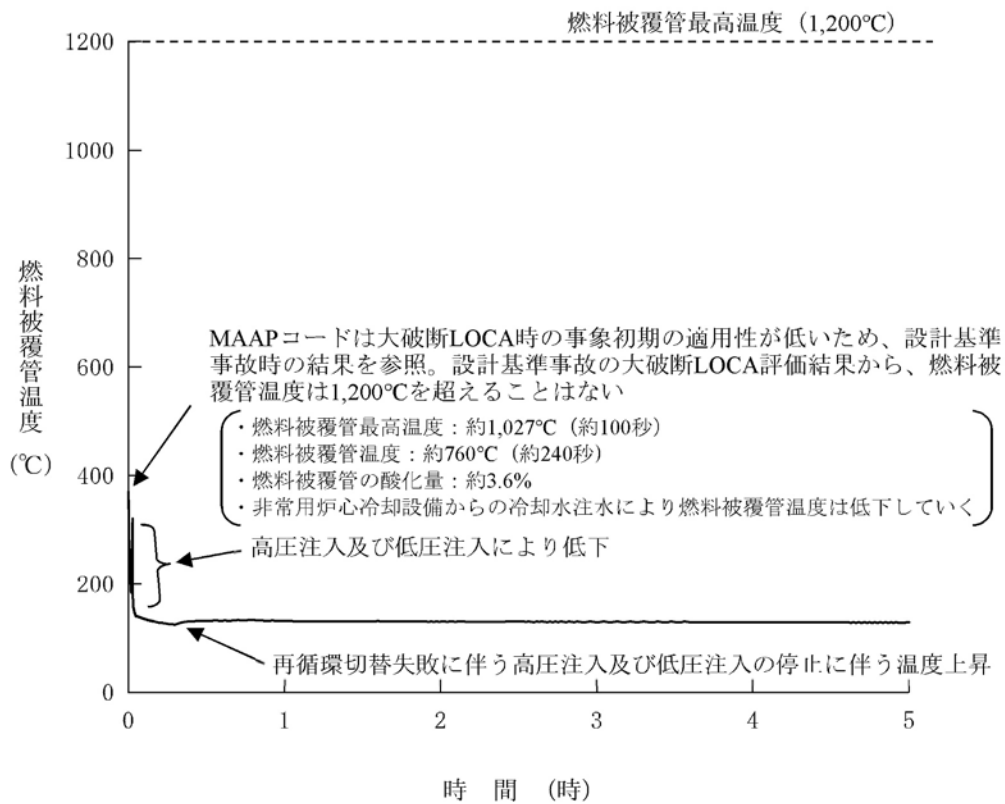


第1.15-297図 代替再循環注水流量の推移

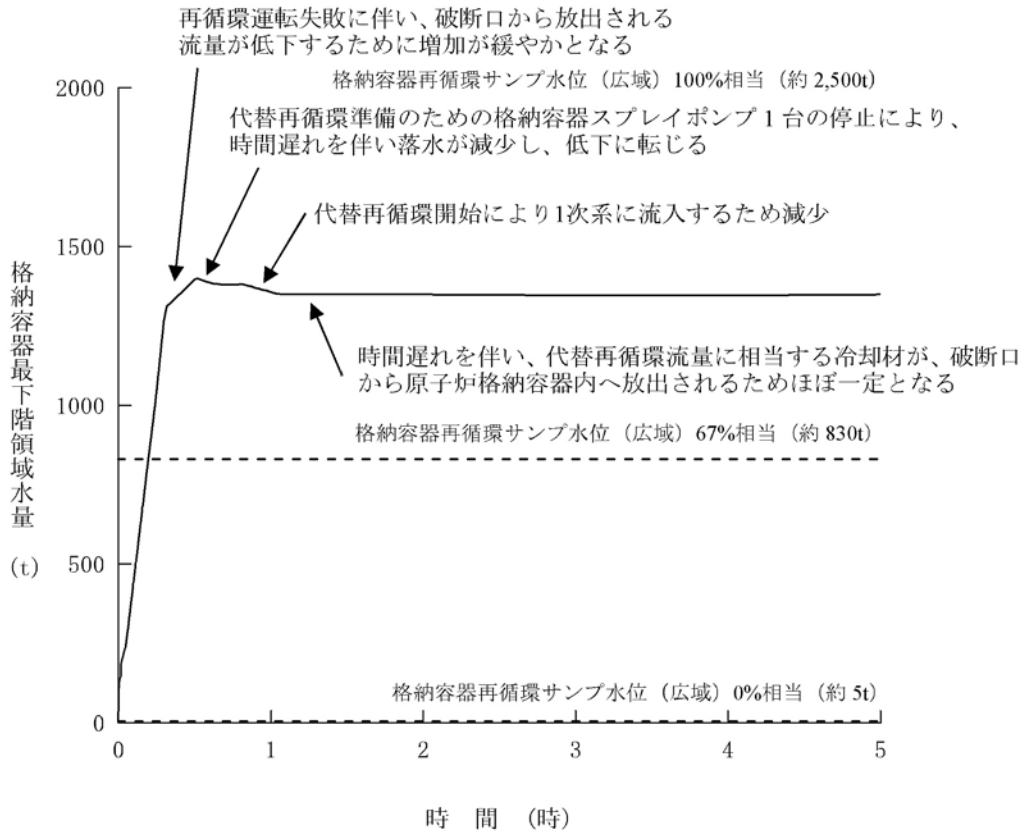


*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

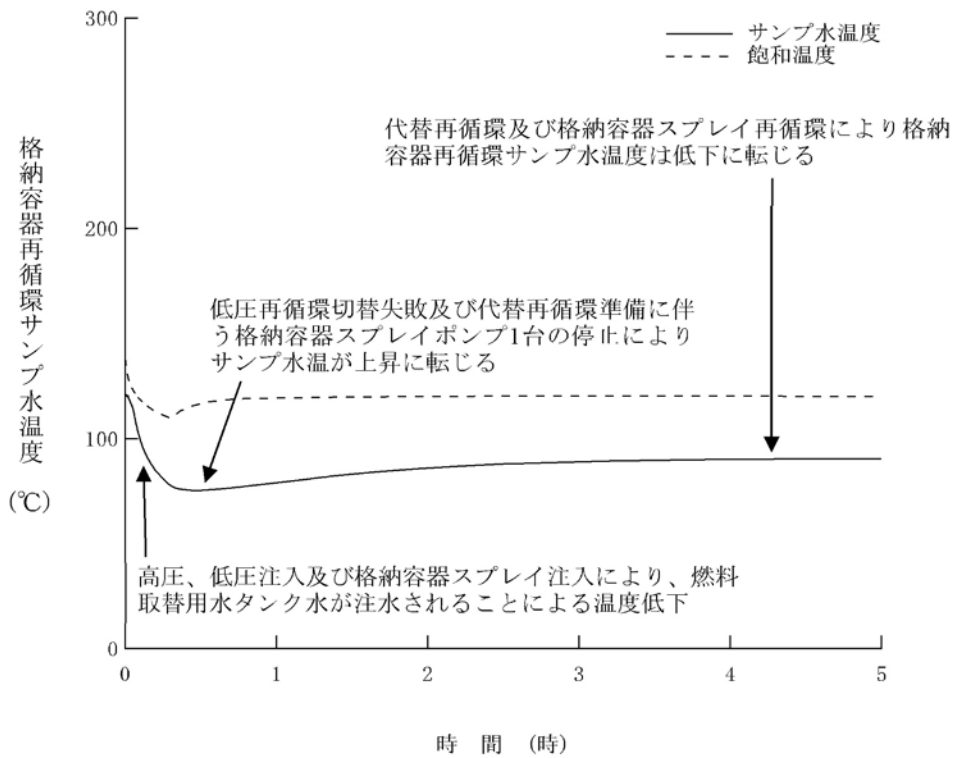
第1.15-298図 原子炉容器内水位の推移



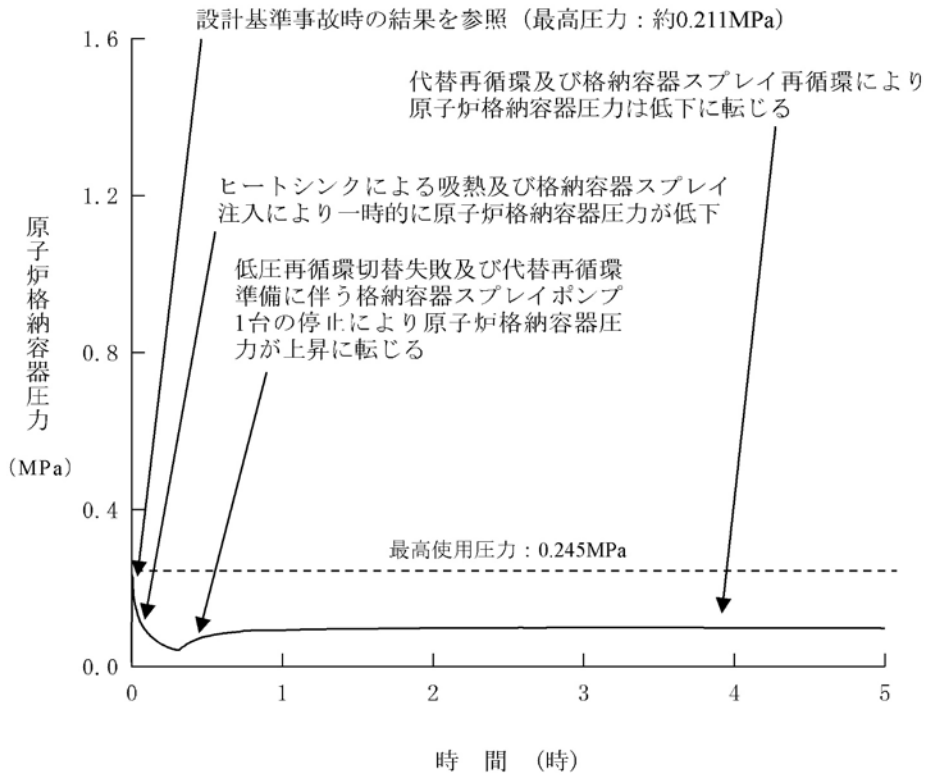
第1.15-299図 燃料被覆管温度の推移



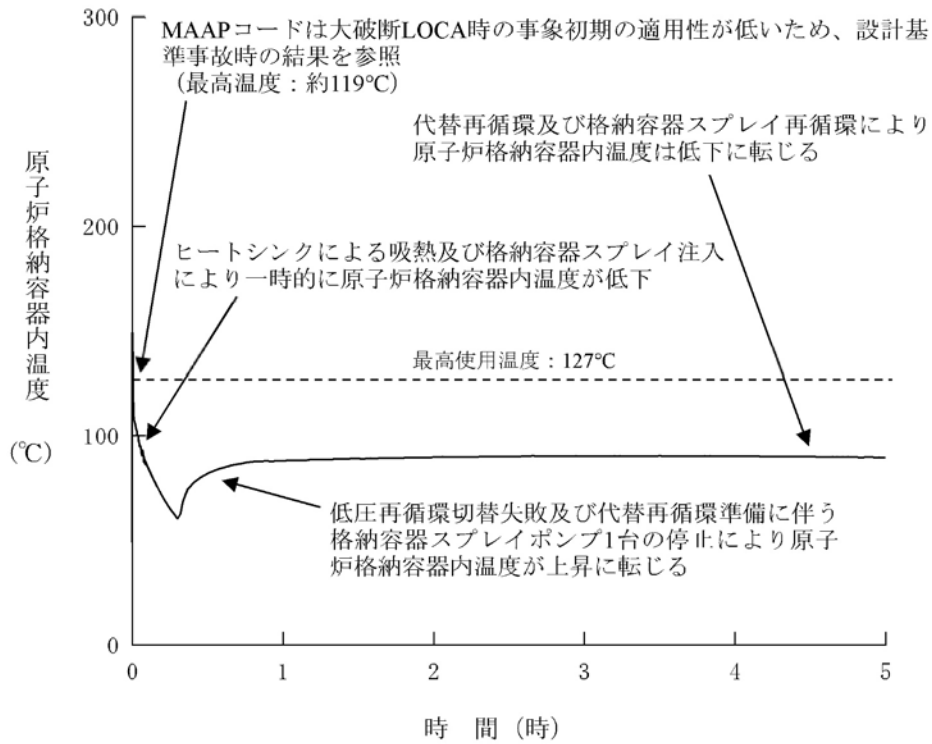
第1.15-300図 格納容器最下階領域水量の推移



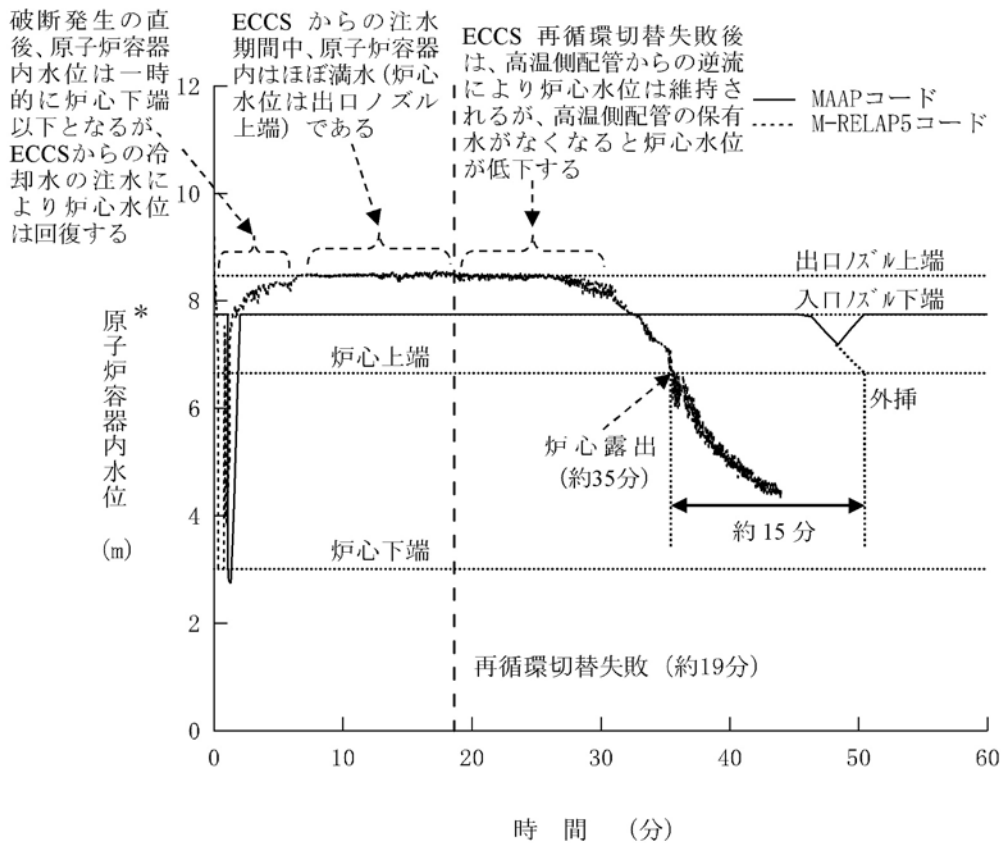
第1.15-301図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



第1.15-302図 原子炉格納容器圧力の推移

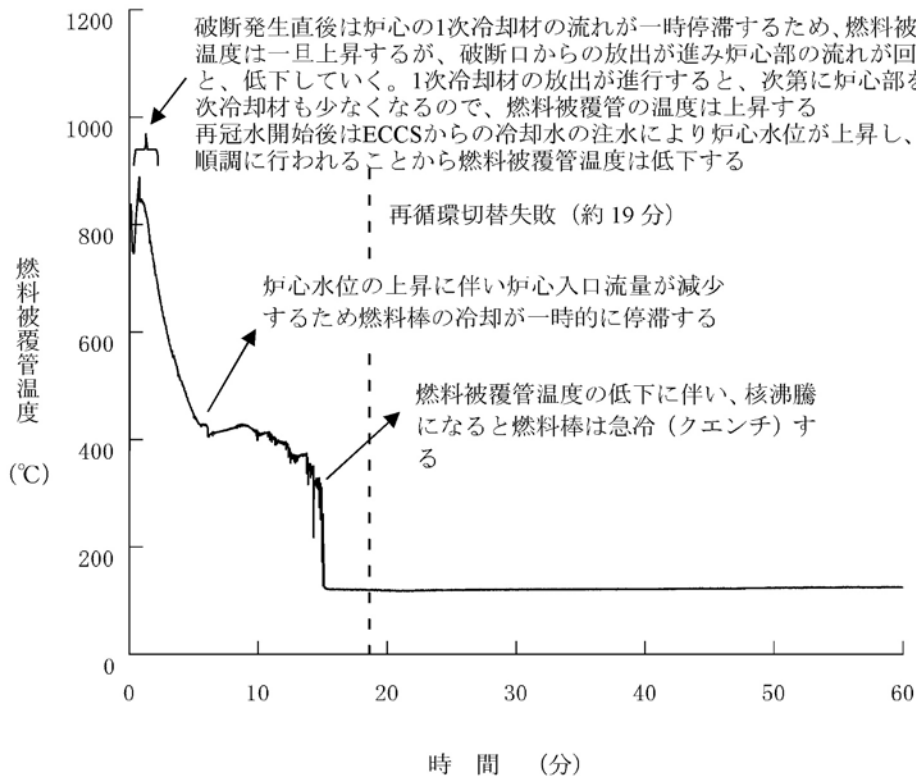


第1.15-303図 原子炉格納容器内温度の推移

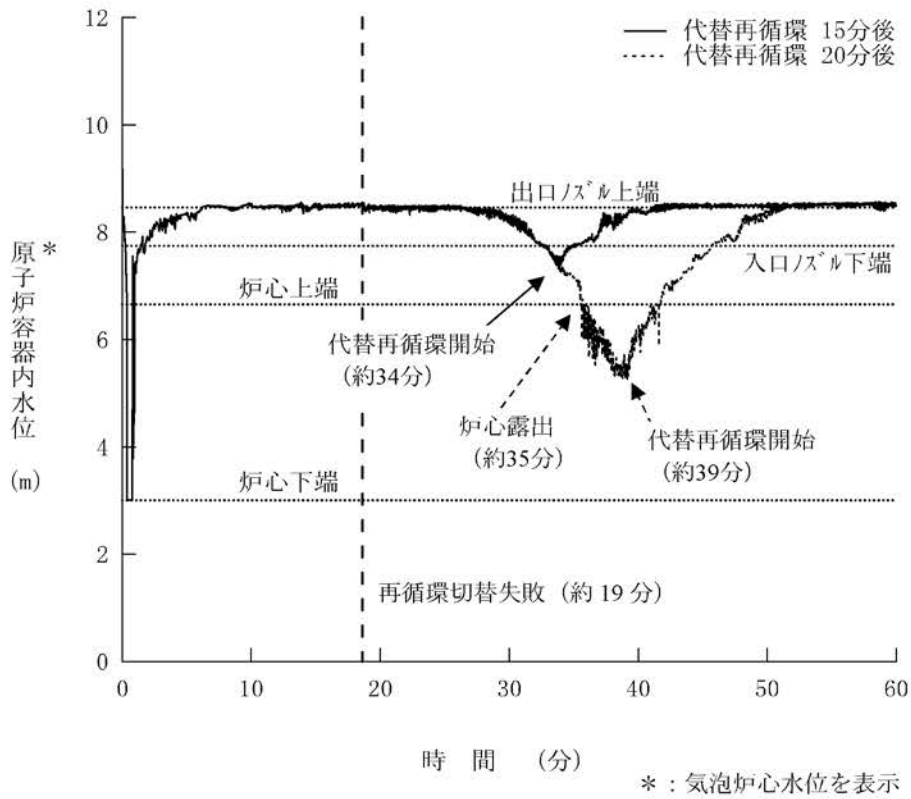


*: MAAPコードによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

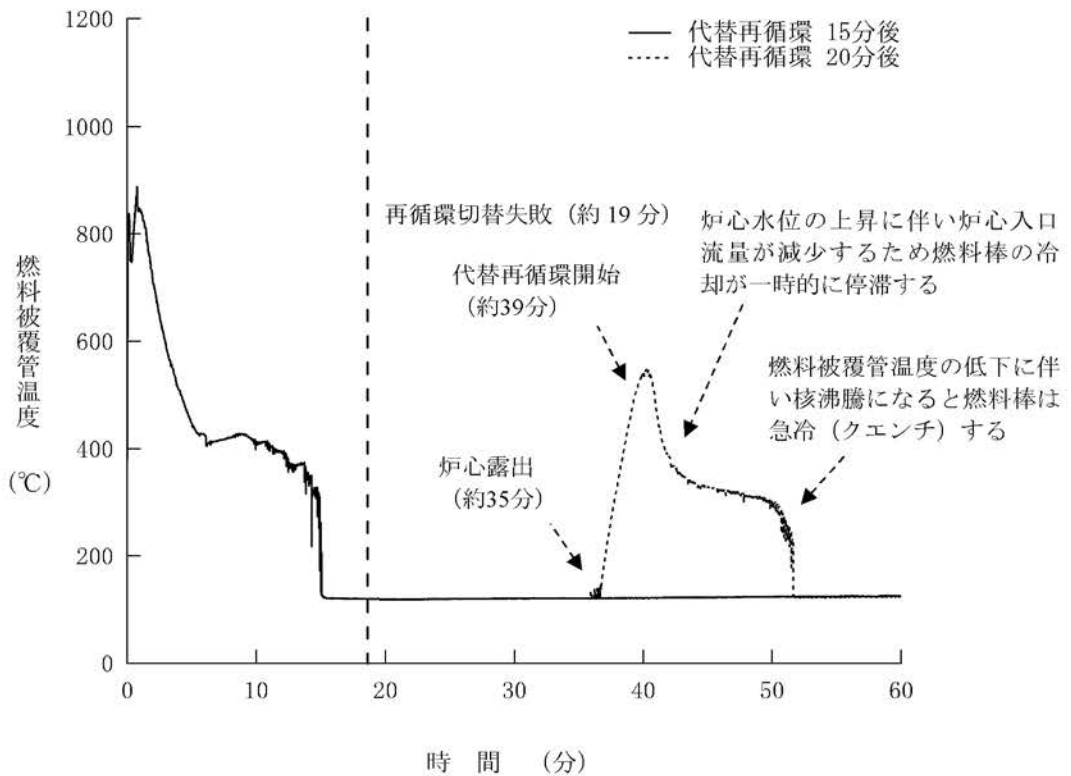
第1.15-304図 原子炉容器内水位の推移(コード間比較)



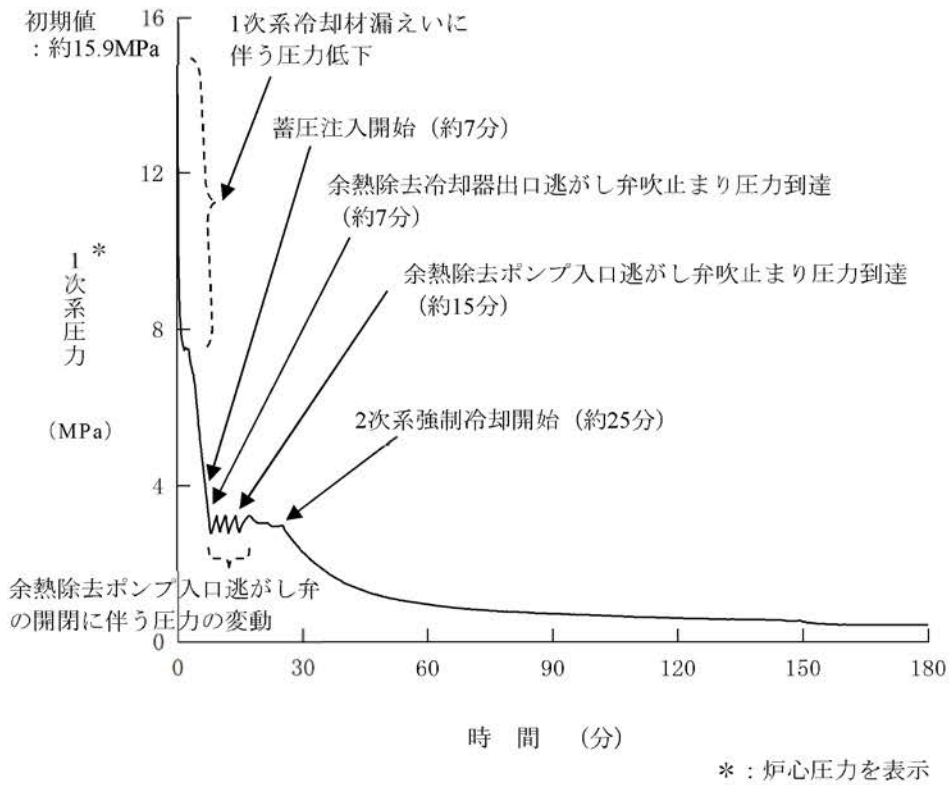
第1.15-305図 燃料被覆管温度の推移(M-RELAP5コード)



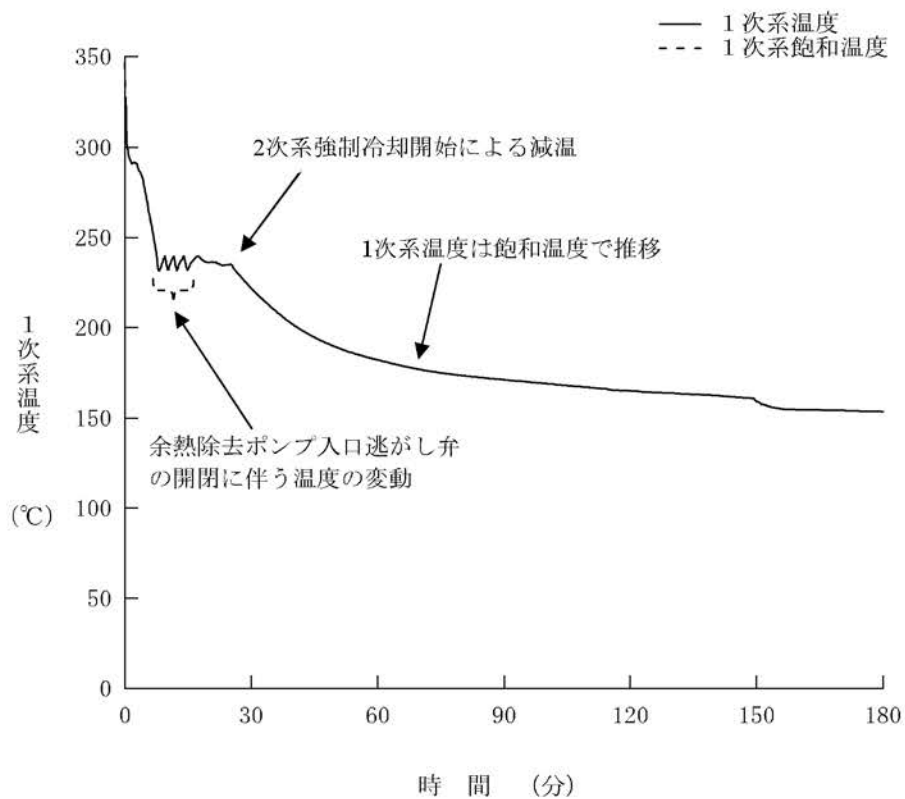
第1.15-306図 原子炉容器内水位の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
 (M-RELAP5コード)



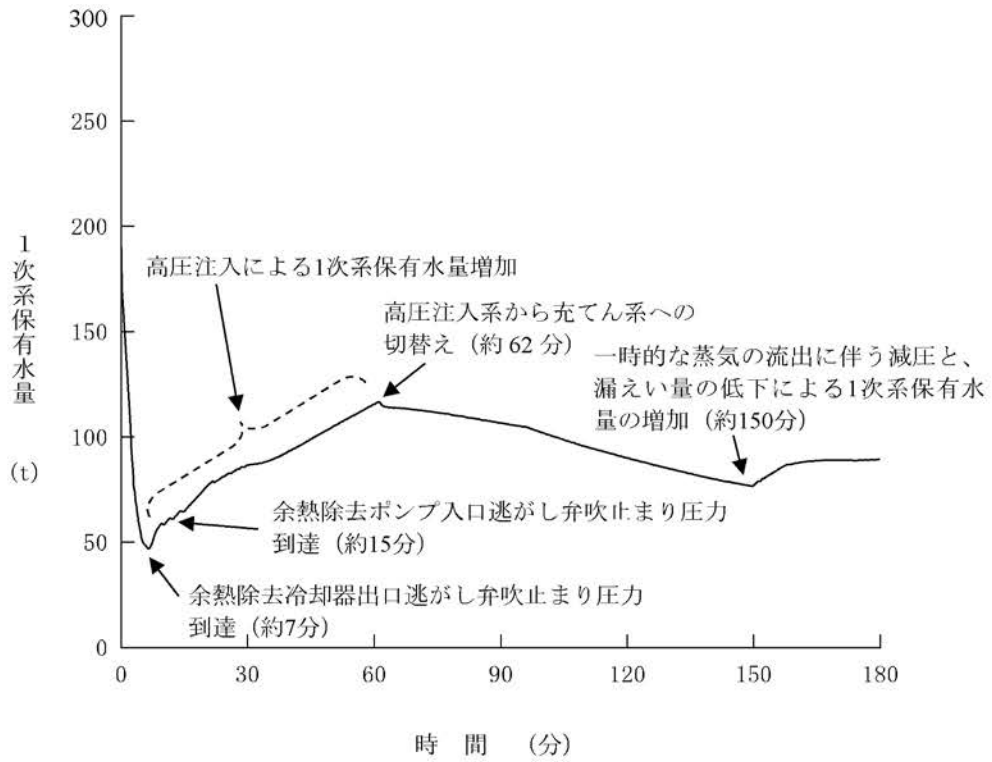
第1.15-307図 燃料被覆管温度の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
 (M-RELAP5コード)



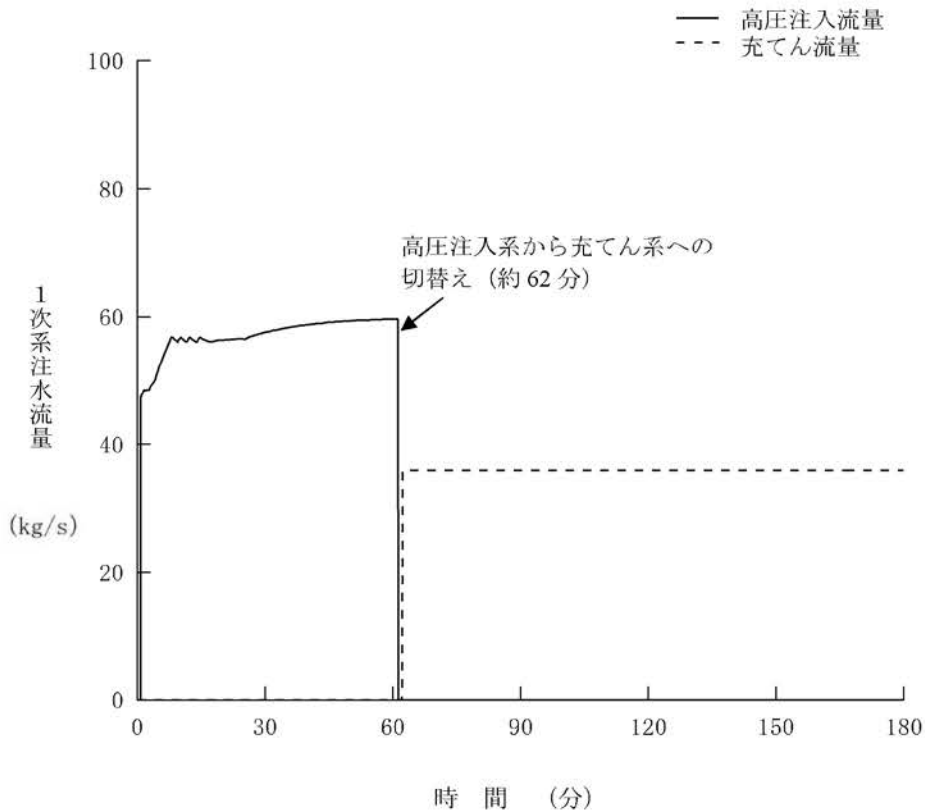
第1.15-308図 1次系圧力の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



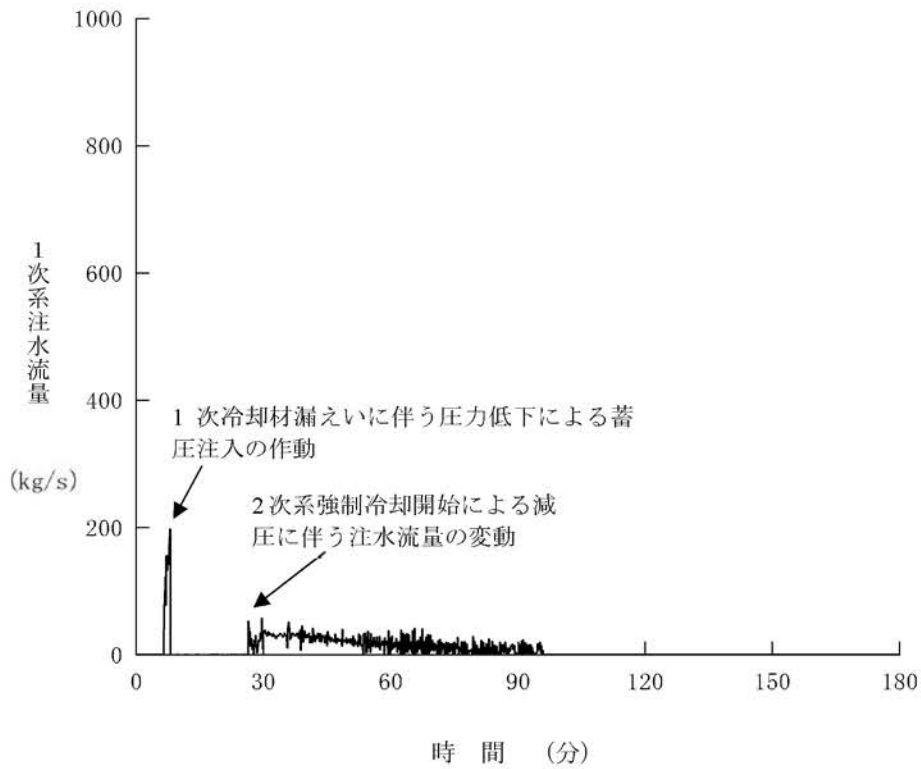
第1.15-309図 1次系温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



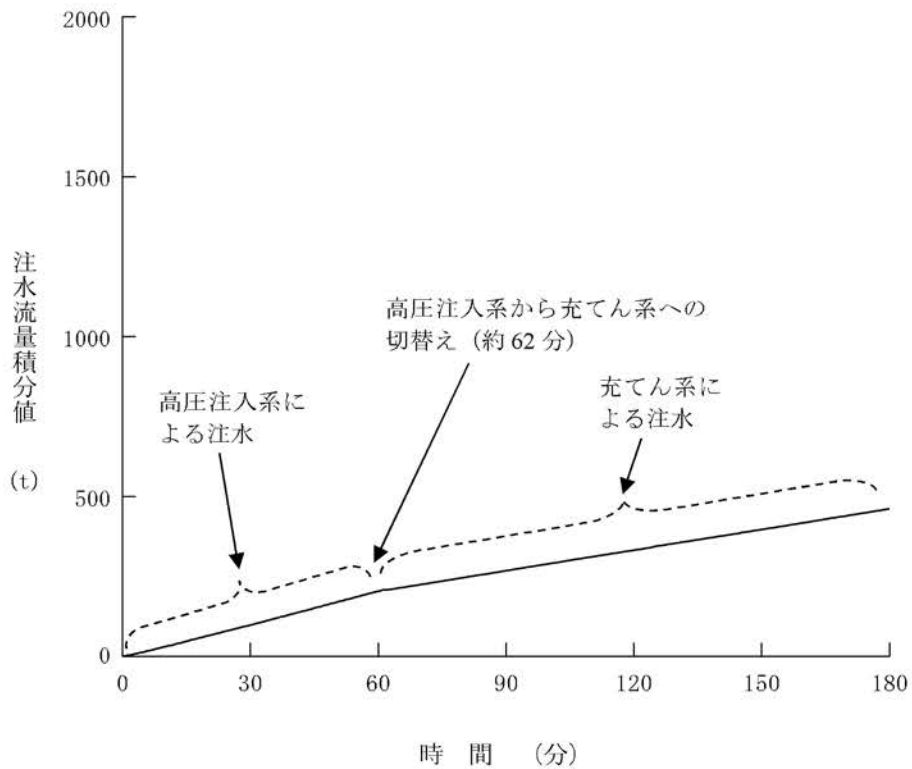
第1.15-310図 1次系保有水量の推移(インターフェイスシステムLOCA)



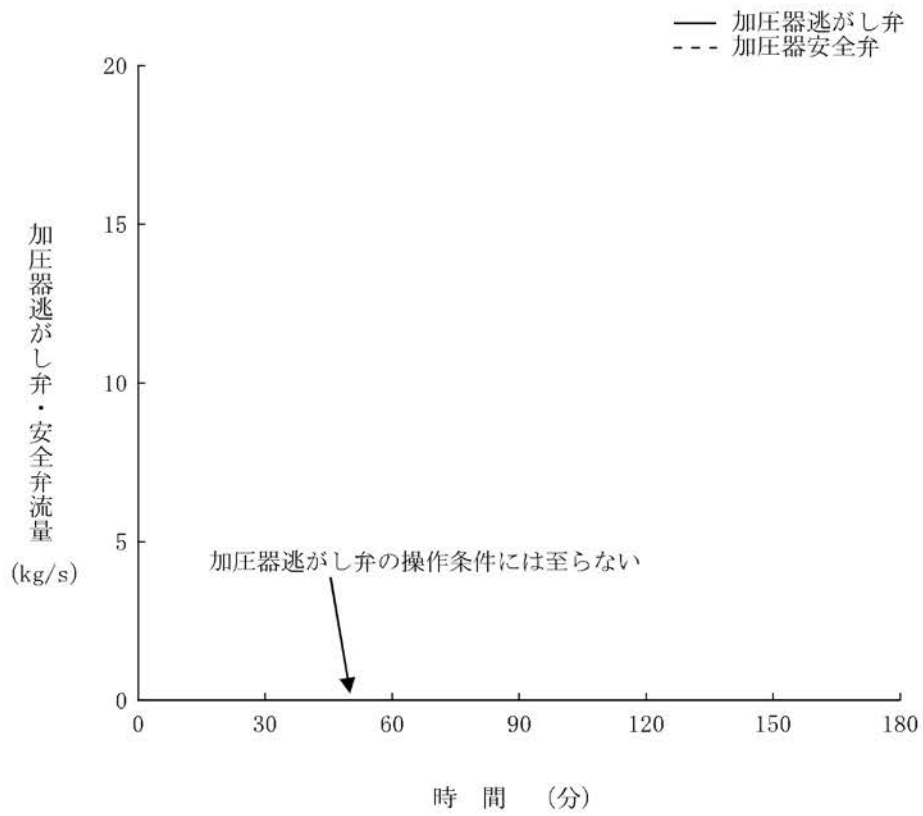
第1.15-311図 1次系注水流量(高圧及び充てん)の推移
(インターフェイスシステムLOCA)



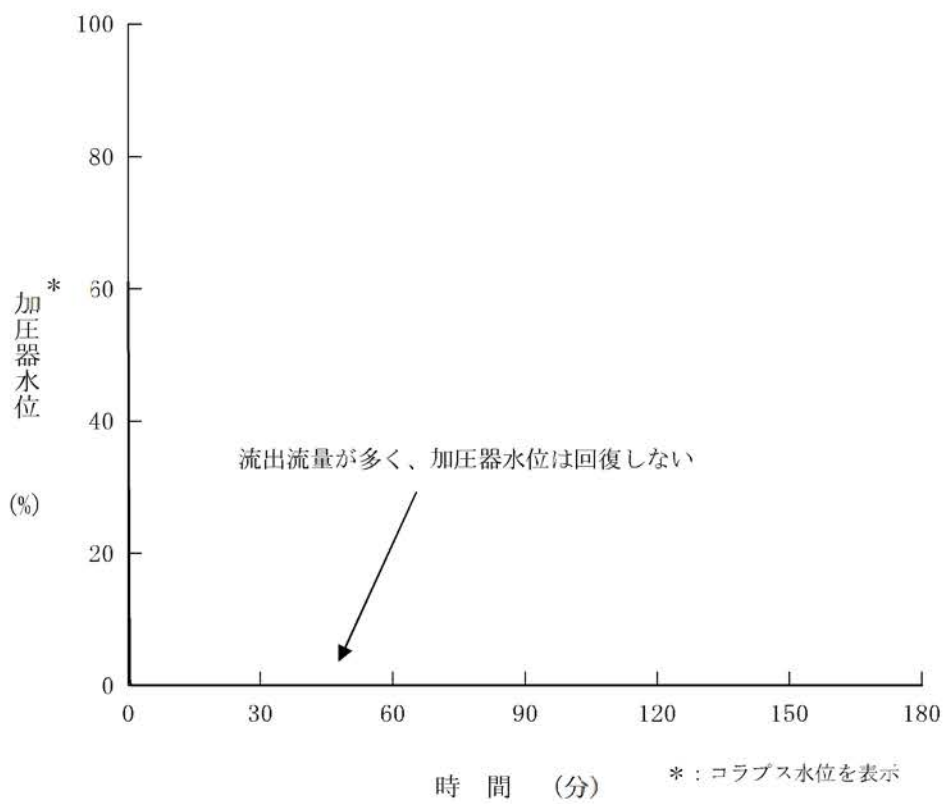
第1.15-312図 1次系注水流量(蓄圧注入)の推移
(インターフェイスシステムLOCA)



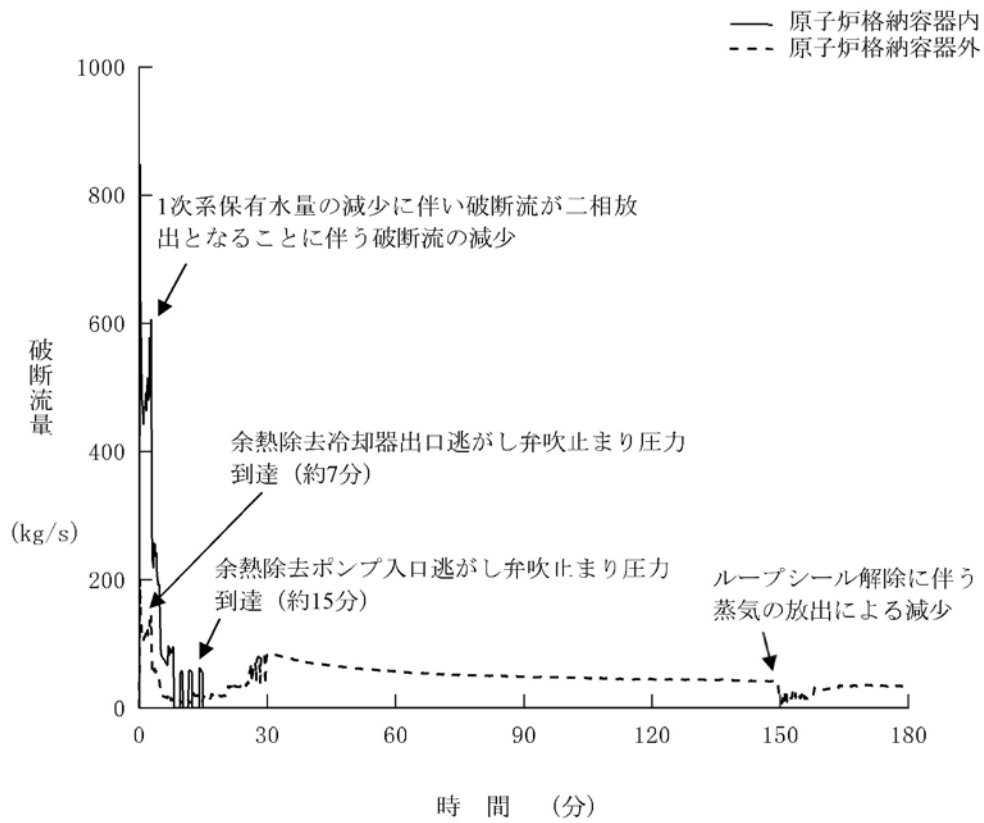
第1.15-313図 注水流量積分値の推移(インターフェイスシステムLOCA)



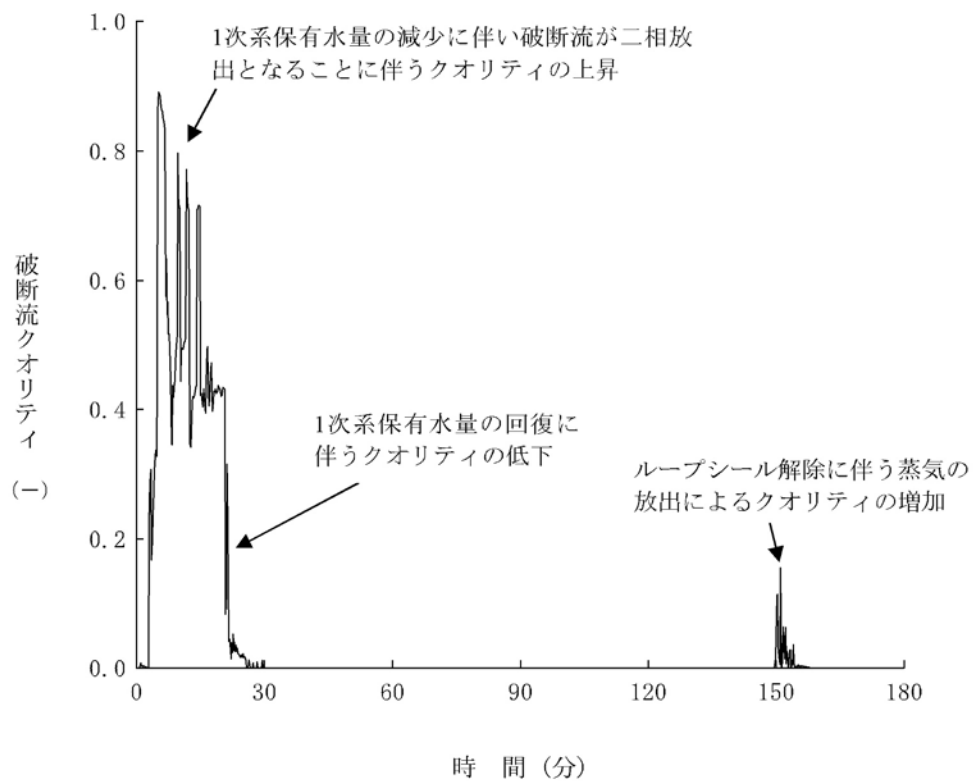
第1.15-314図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(インターフェイスシステムLOCA)



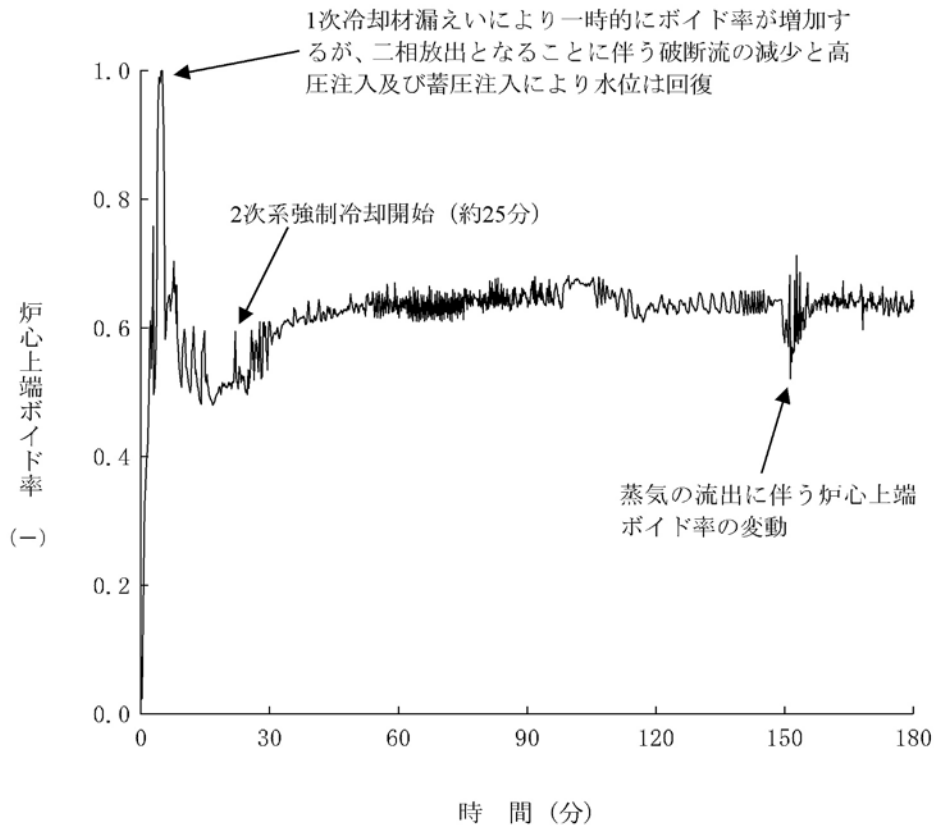
第1.15-315図 加圧器水位の推移(インターフェイスシステムLOCA)



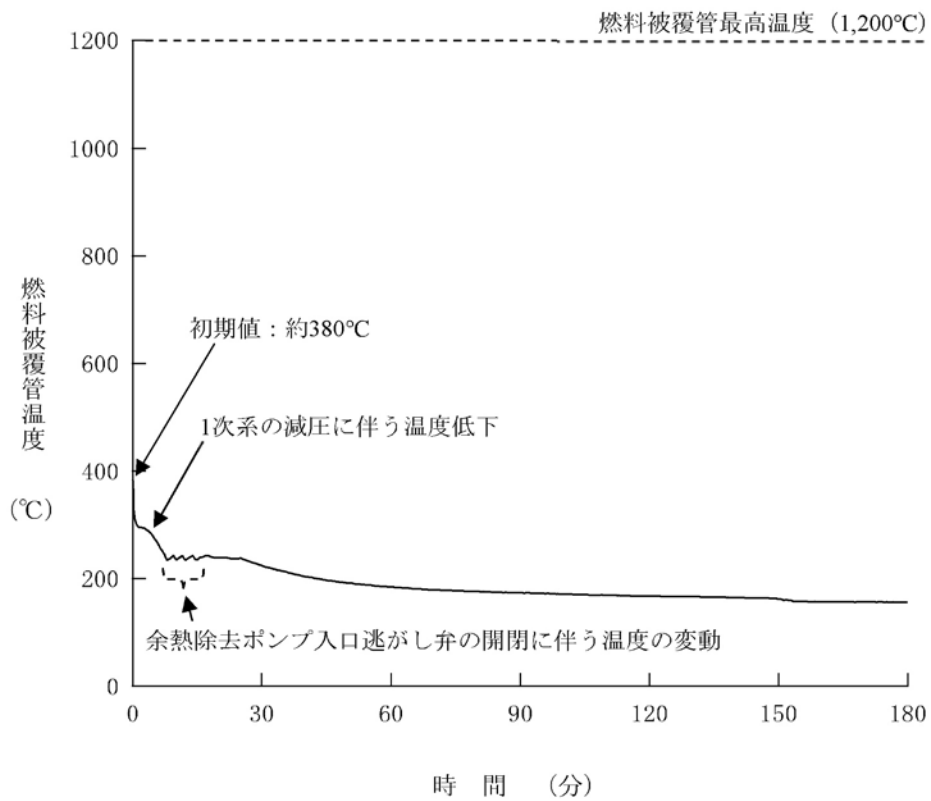
第1.15-316図 破断流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



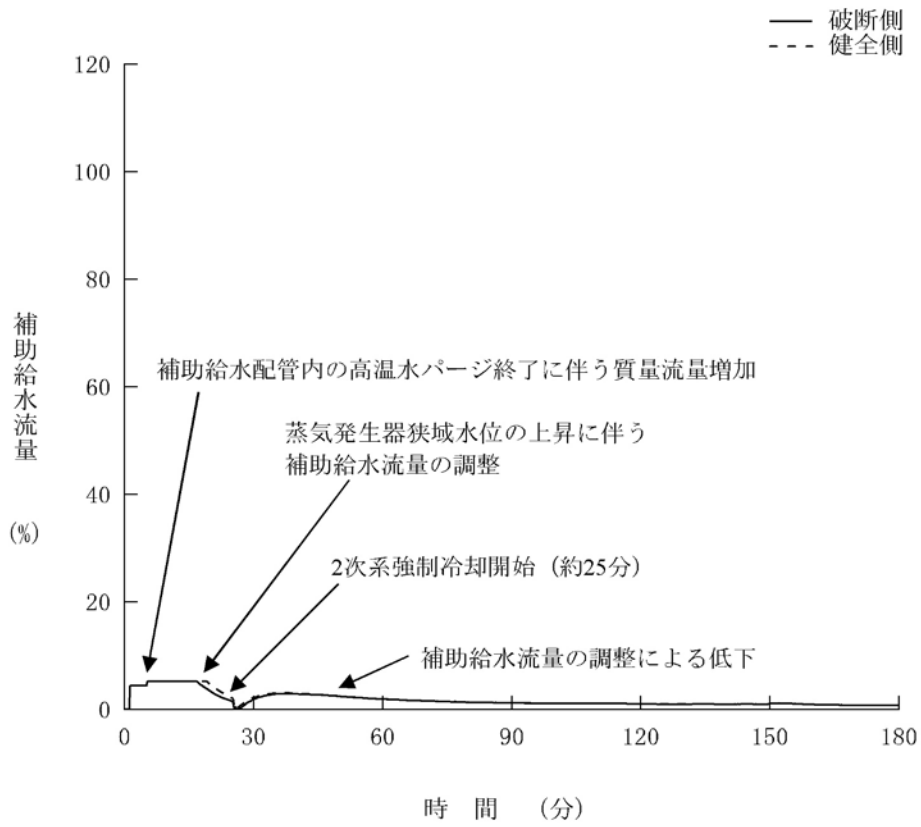
第1.15-317図 破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステムLOCA)



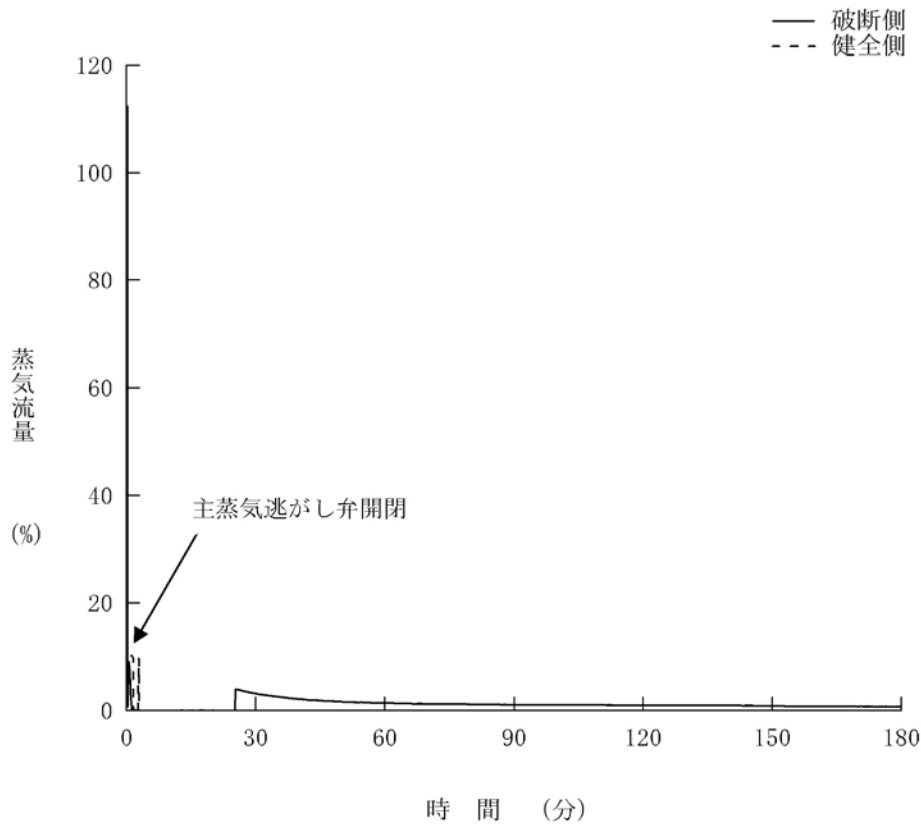
第1.15-318図 炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



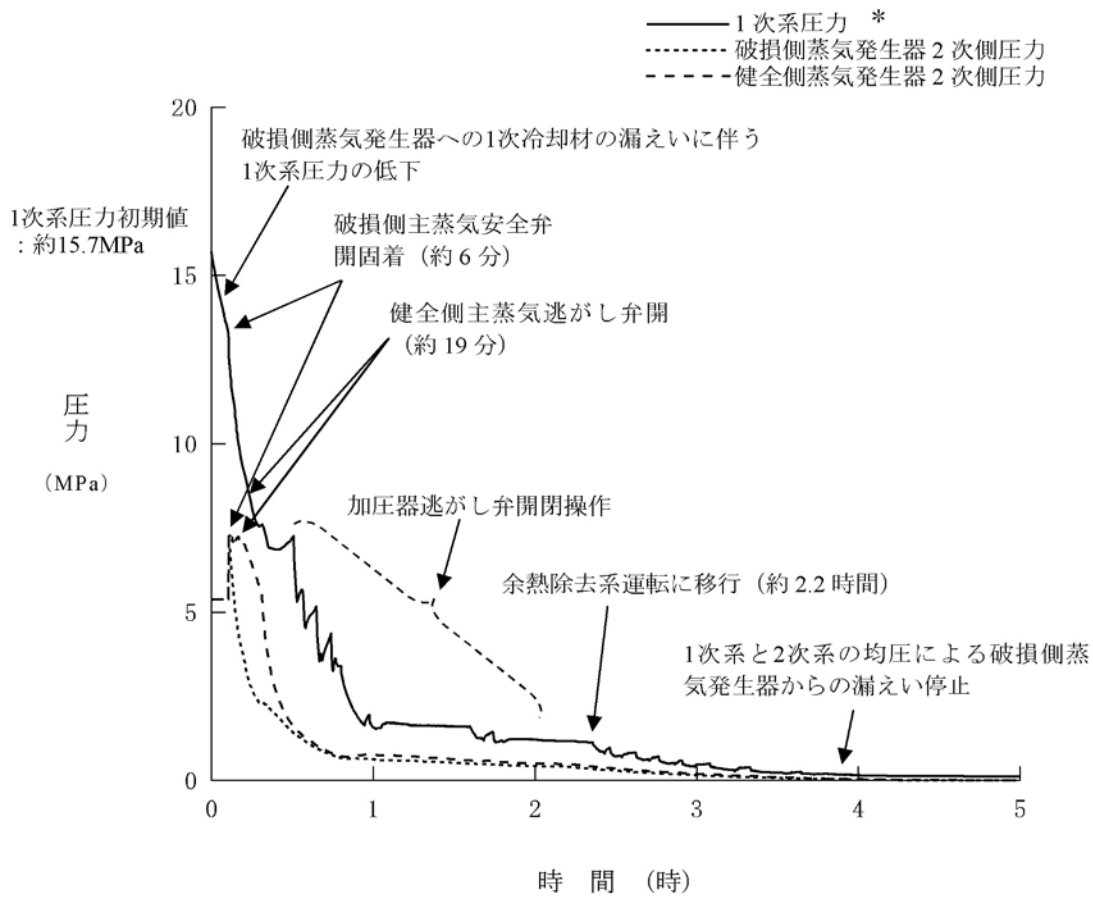
第1.15-319図 燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



第1.15-320図 補助給水流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)

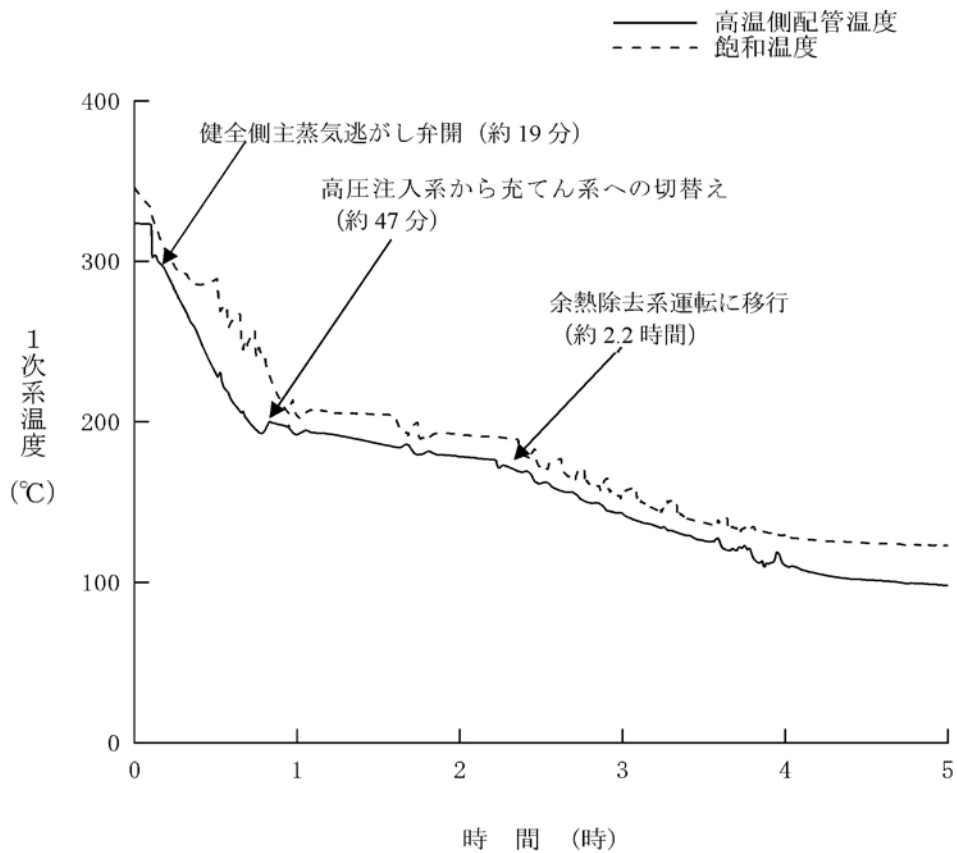


第1.15-321図 蒸気流量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)

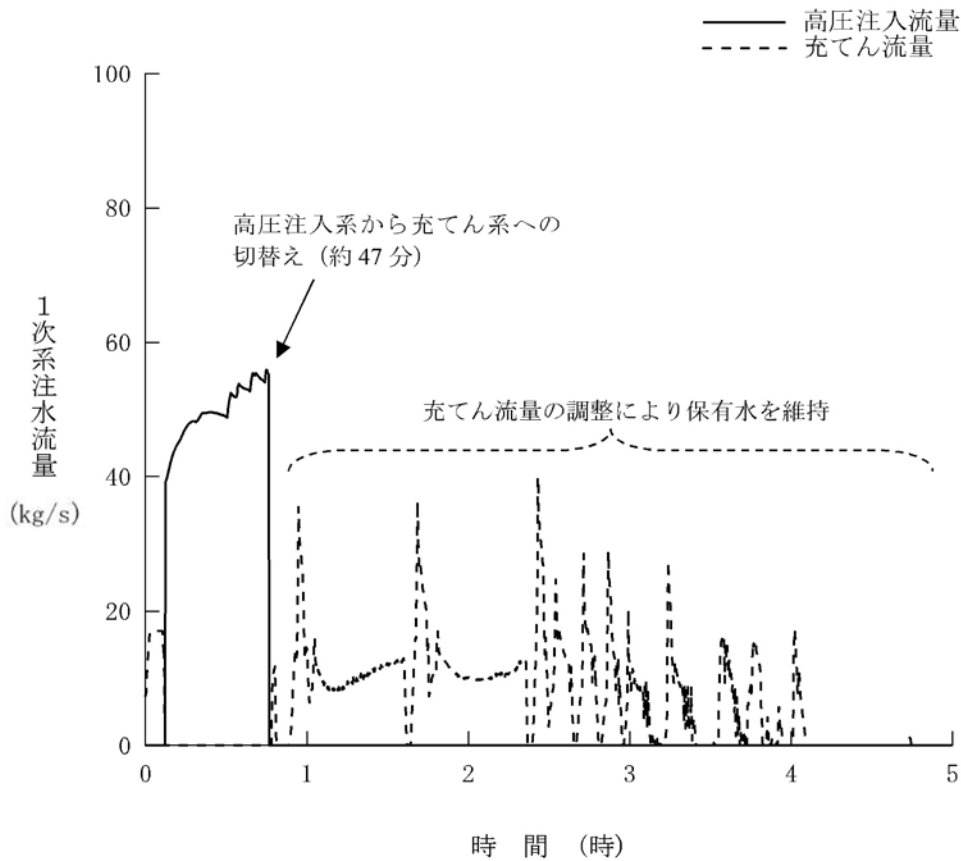


* : 加圧器サージ管接続部の圧力を表示

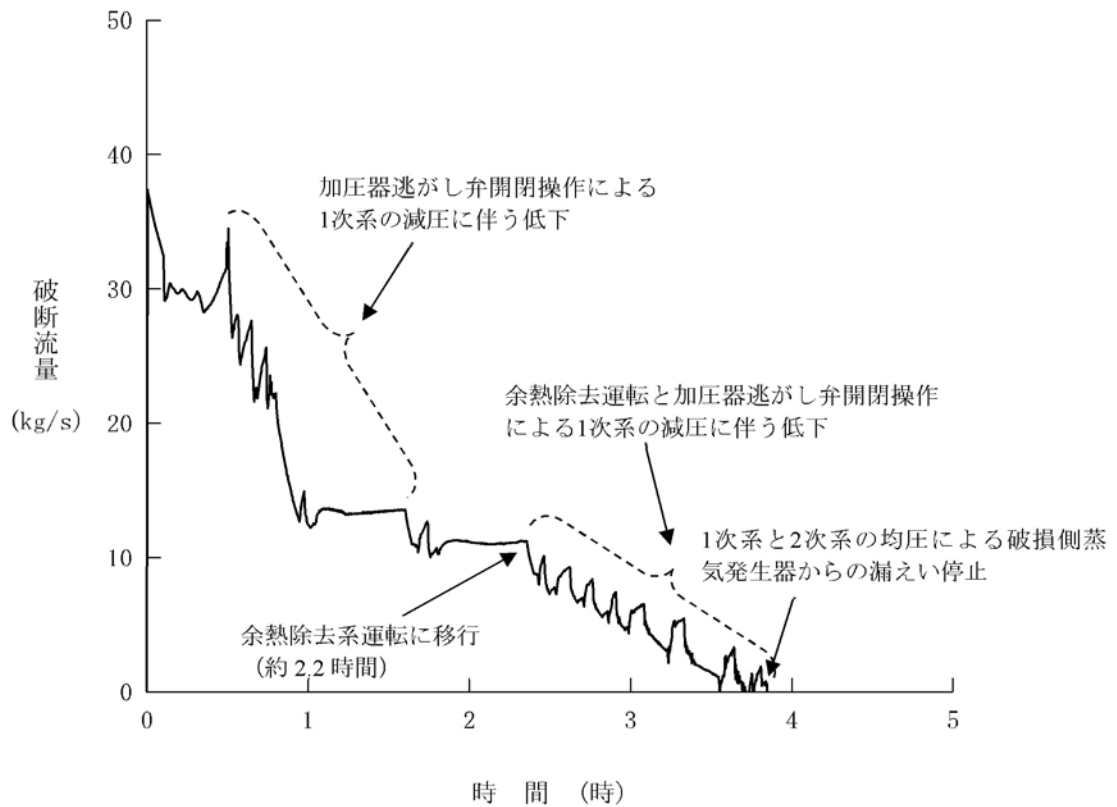
第1.15-322図 1、2次系圧力の推移
 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



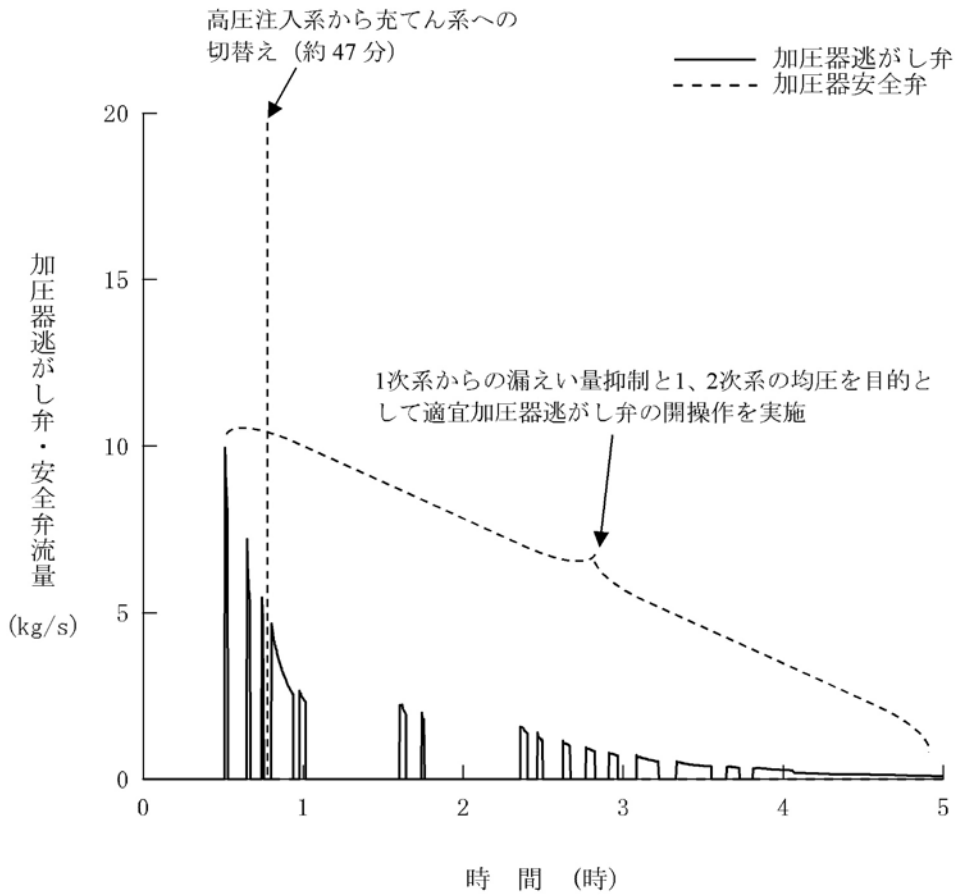
第1.15-323図 1次系温度の推移
 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



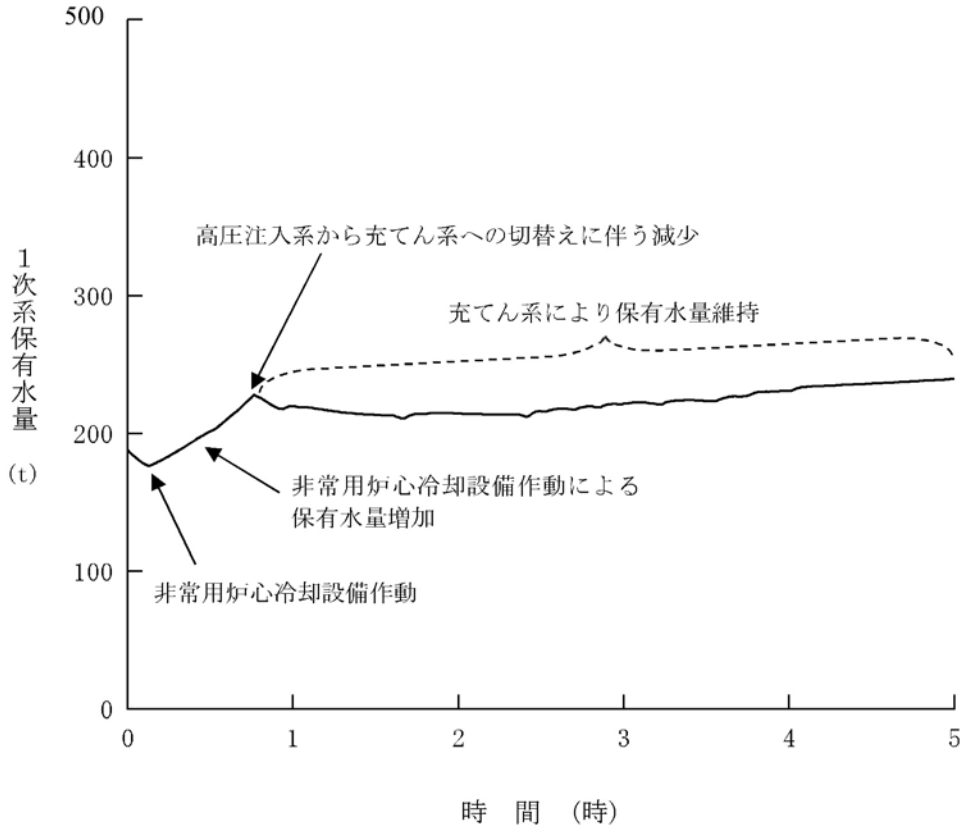
第1.15-324図 1次系注水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



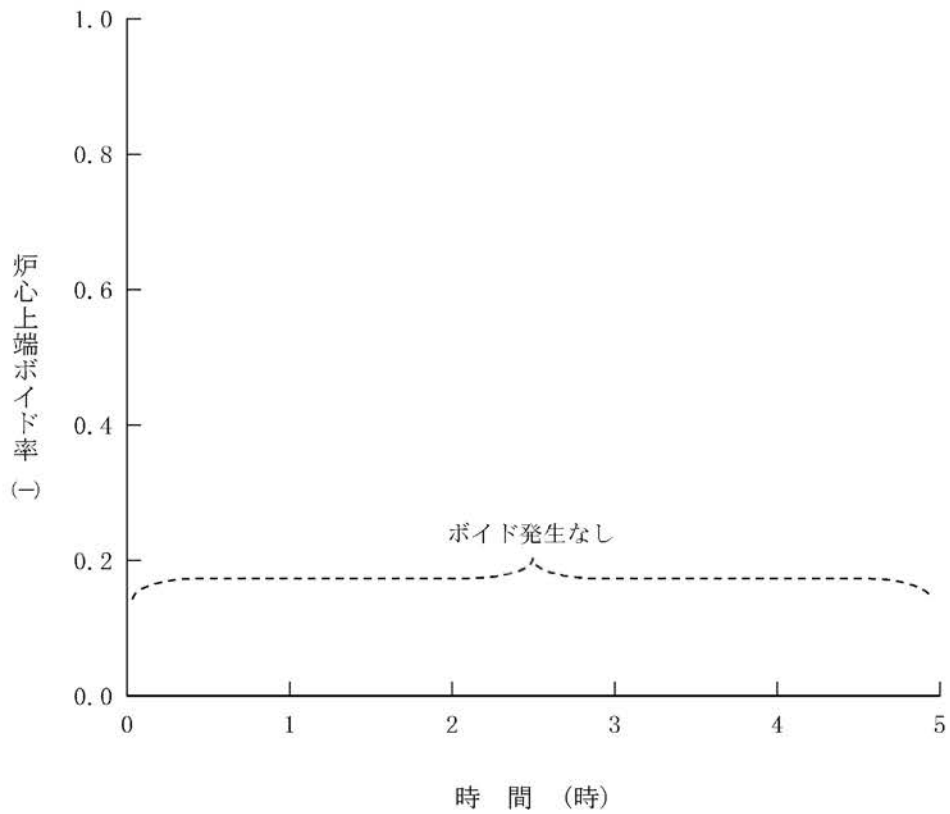
第1.15-325図 破断流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



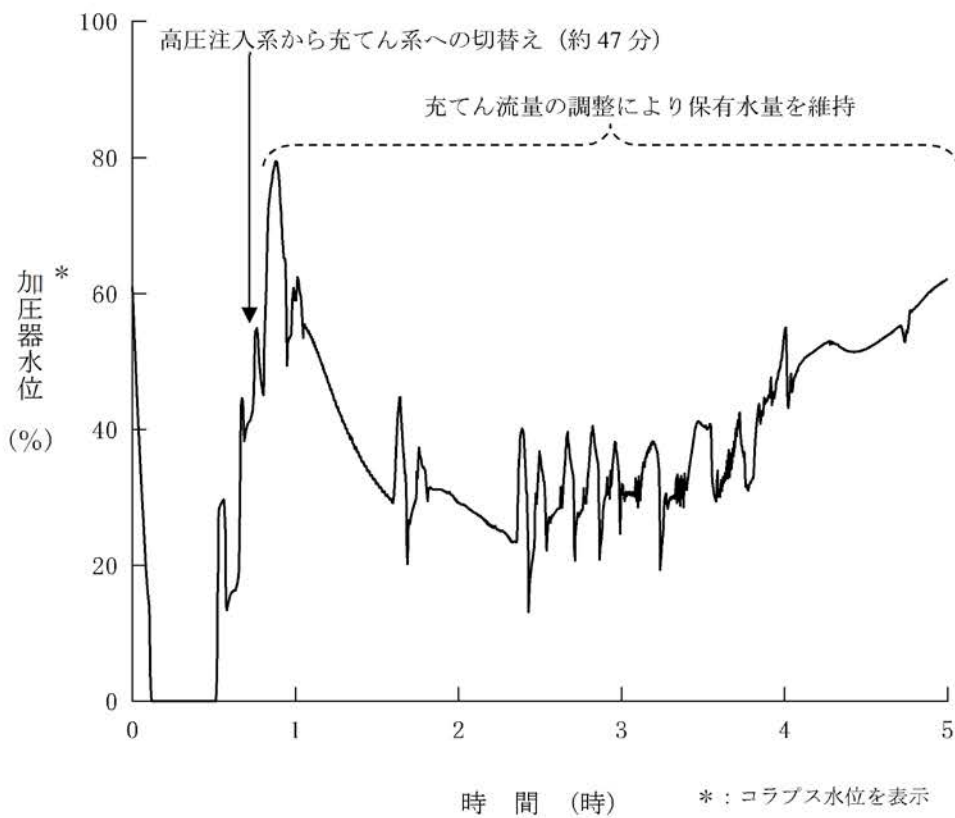
第1.15-326図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



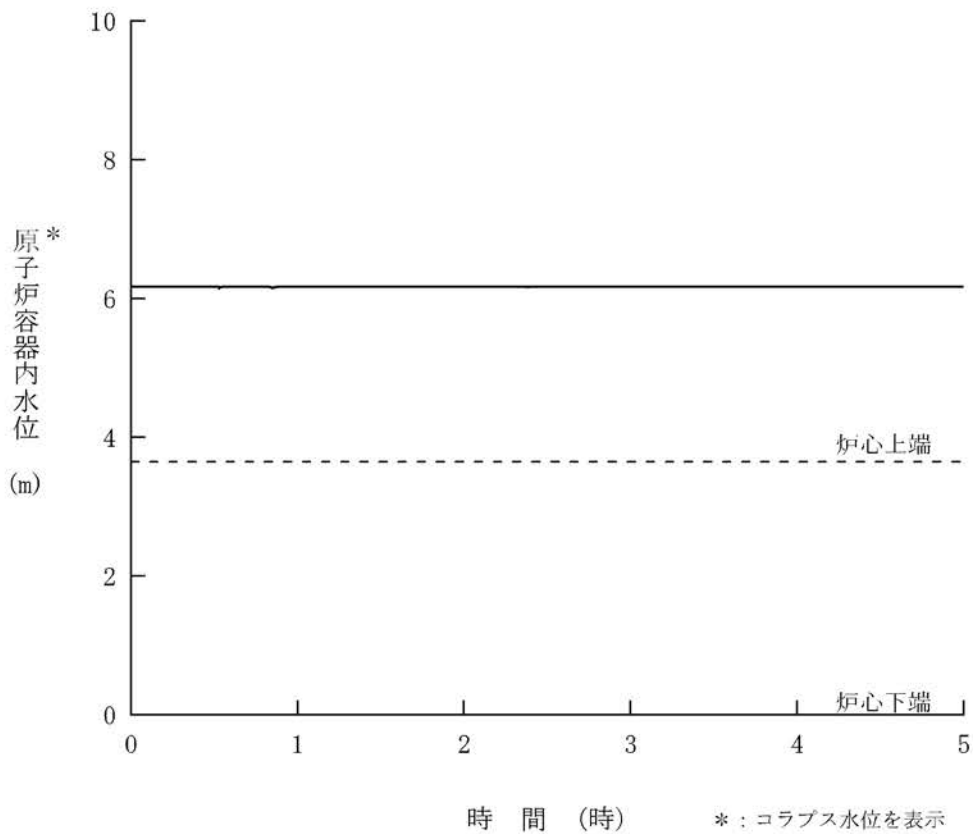
第1.15-327図 1次系保有水量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



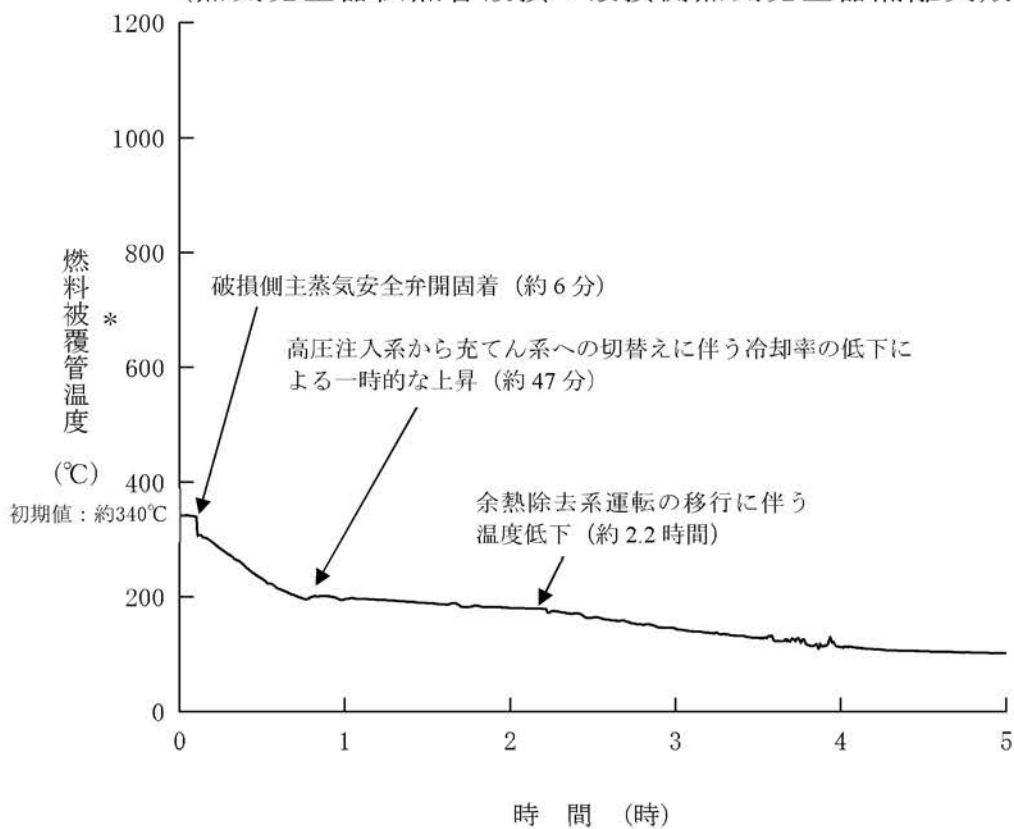
第1.15-328図 炉心上端ボイド率の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



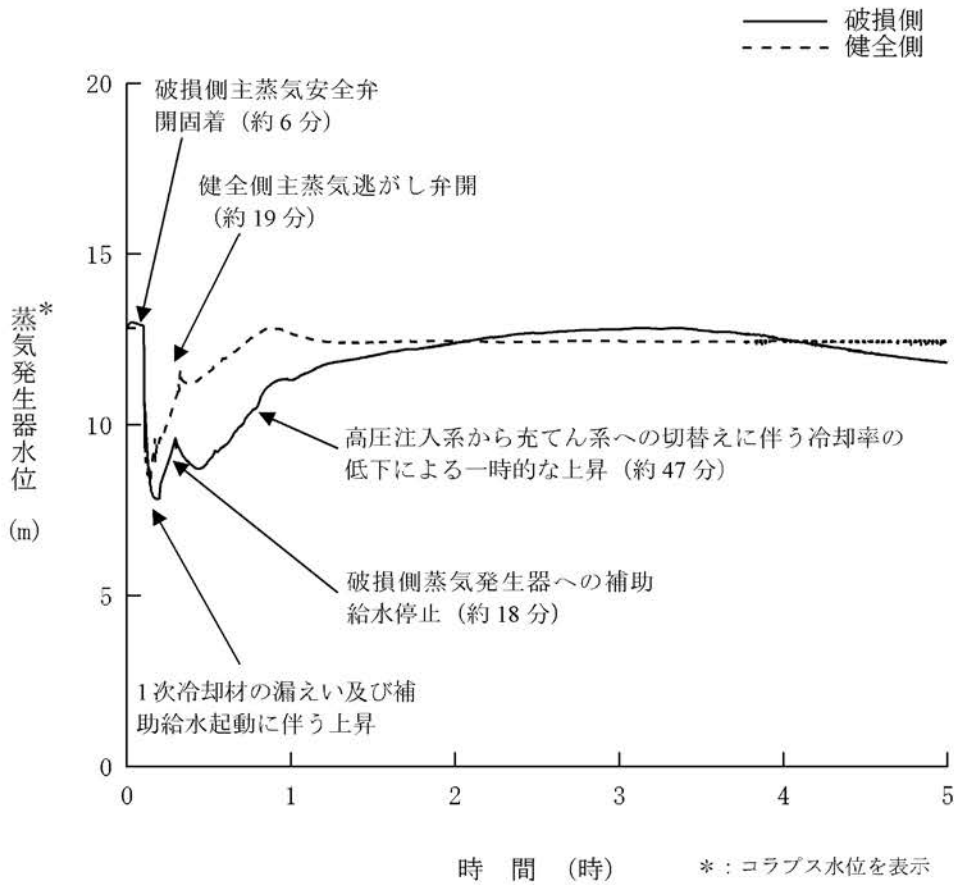
第1.15-329図 加圧器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



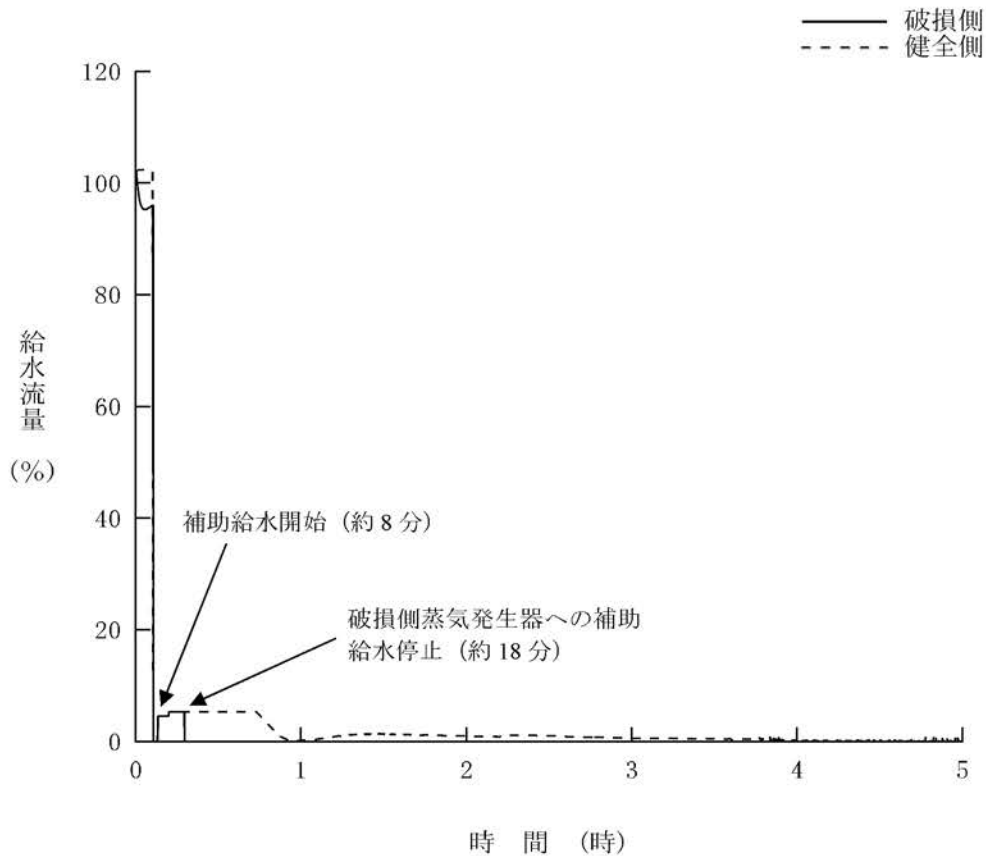
第1.15-330図 原子炉容器内水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



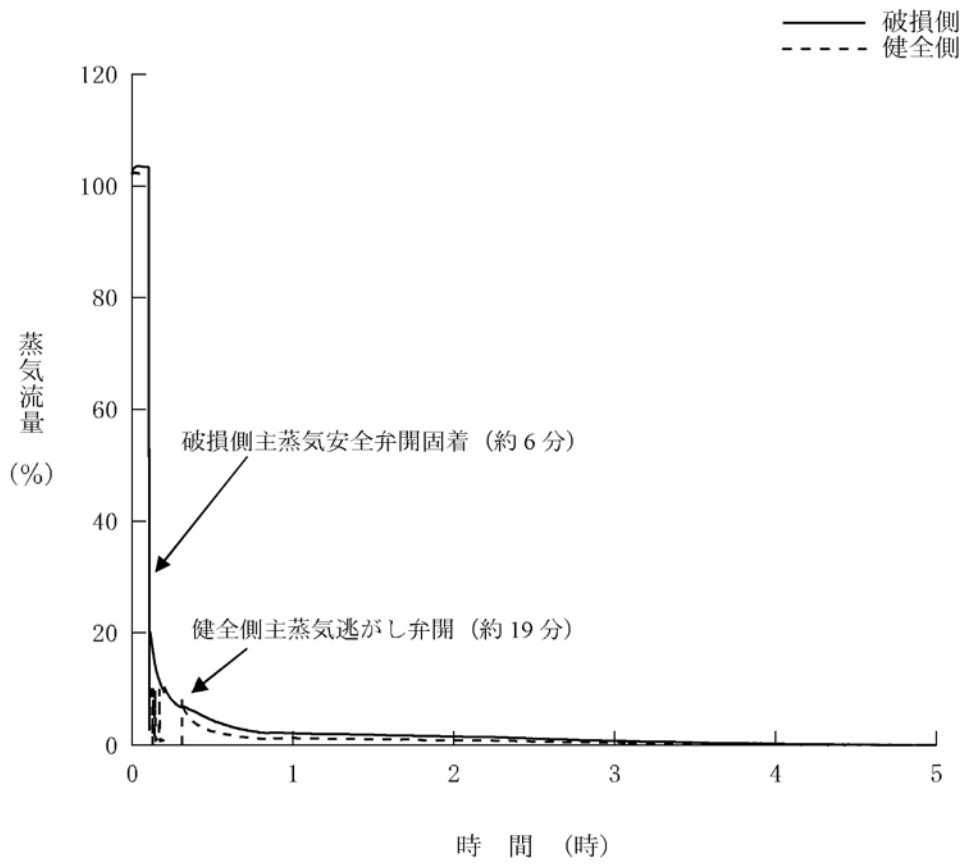
第1.15-331図 燃料被覆管温度の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



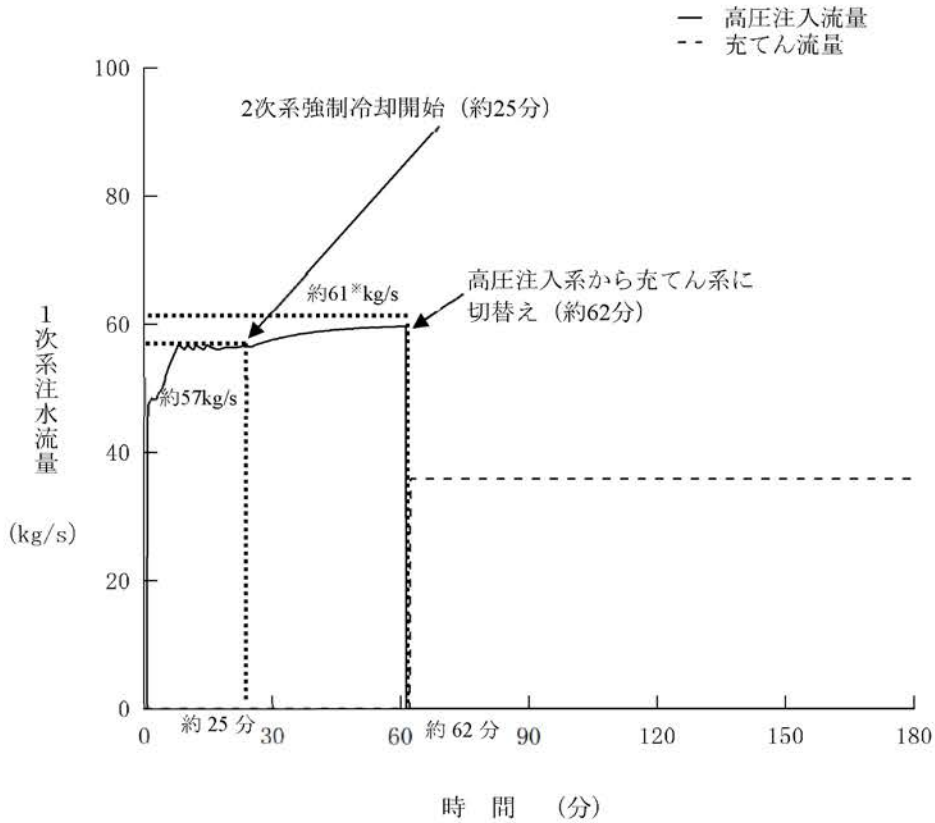
第1.15-332図 蒸気発生器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



第1.15-333図 給水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)

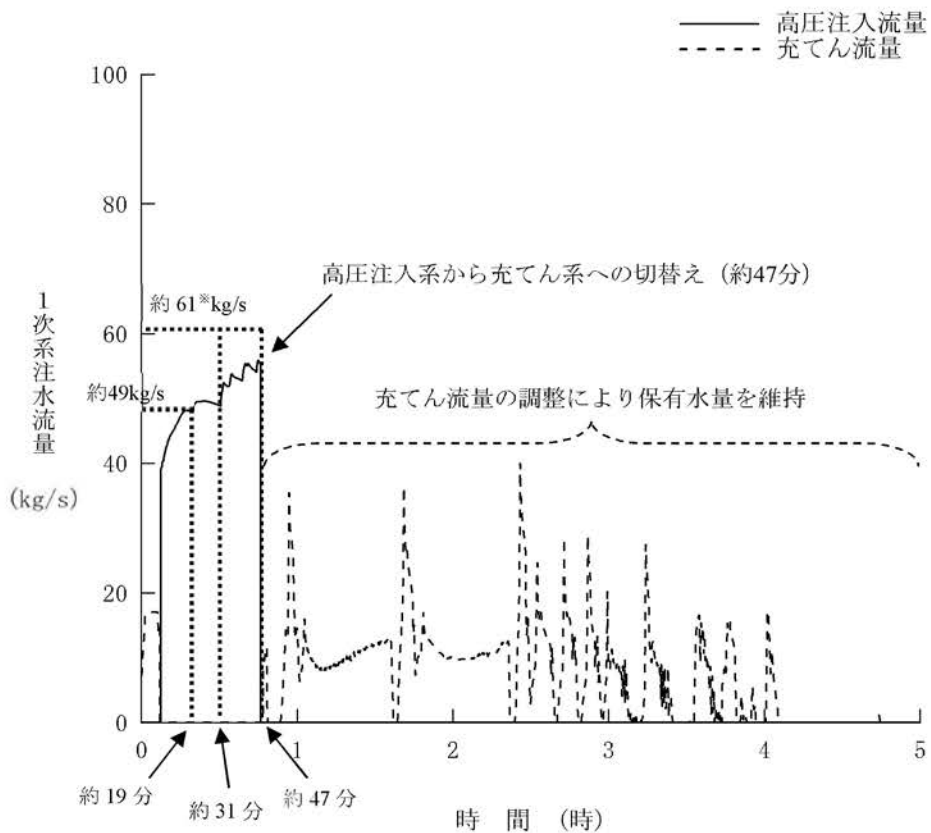


第1.15-334図 蒸気流量の推移
 (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



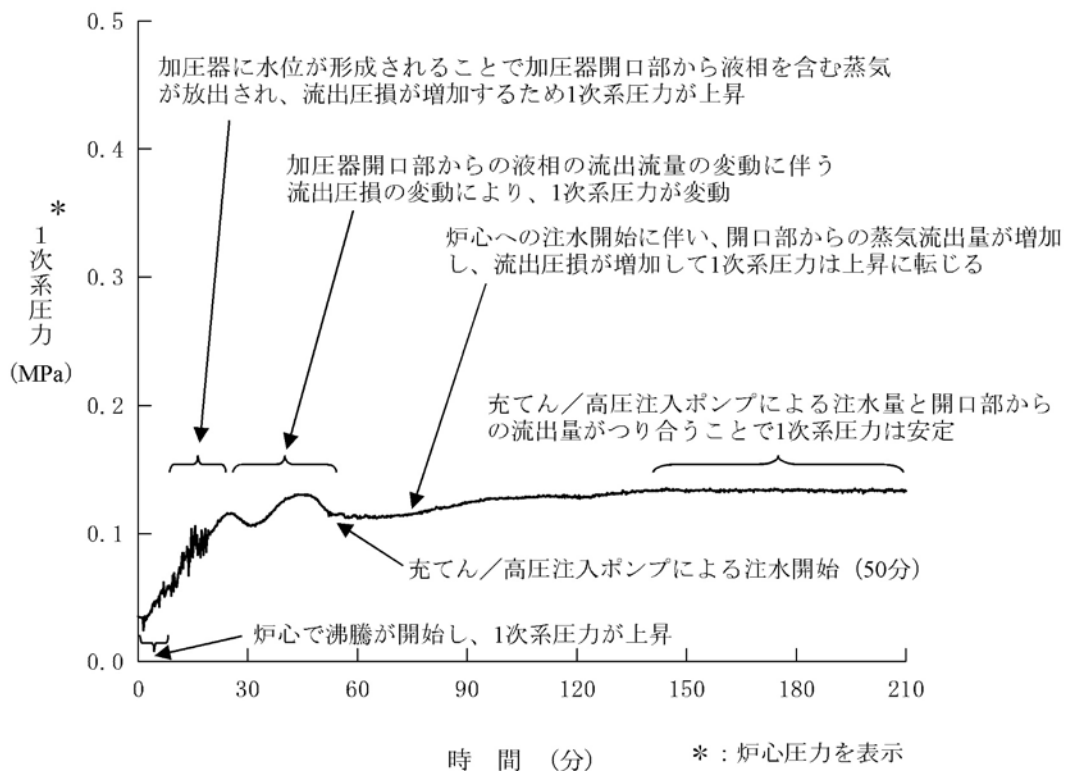
※：主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

第1.15-335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) (操作時間余裕確認)

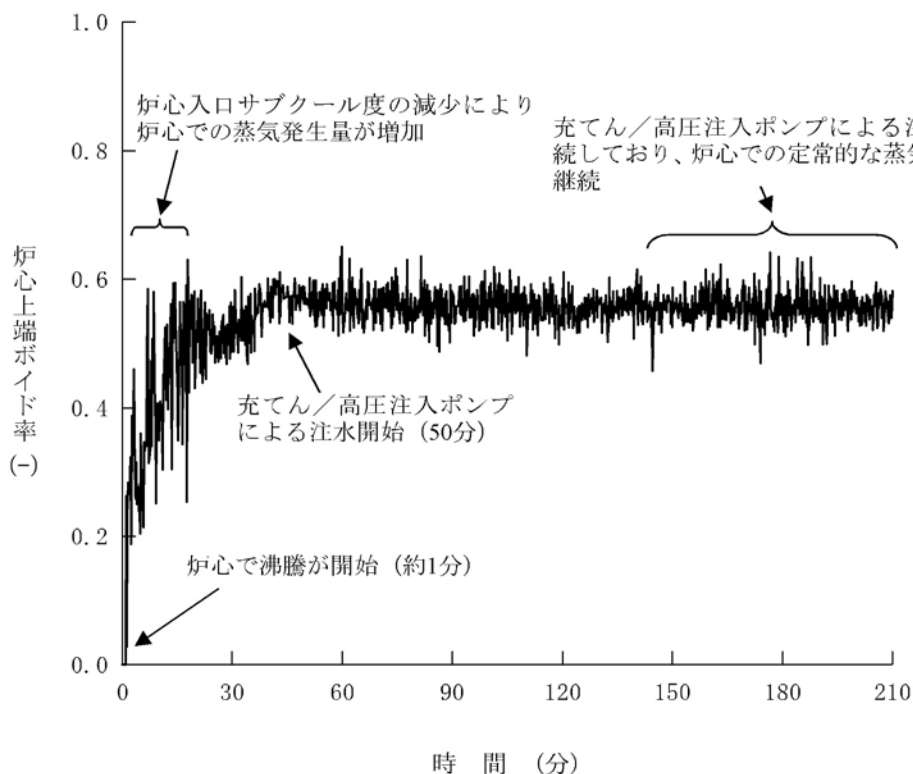


※：健全側主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

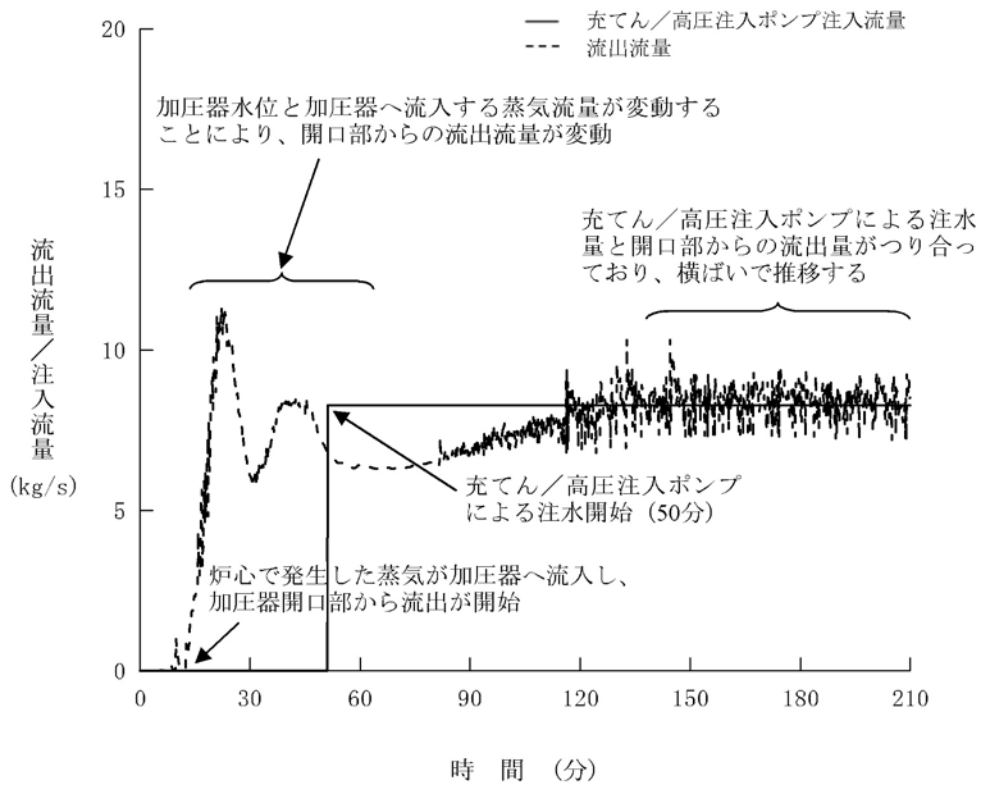
第1.15-336図 1次系注水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗) (操作時間余裕確認)



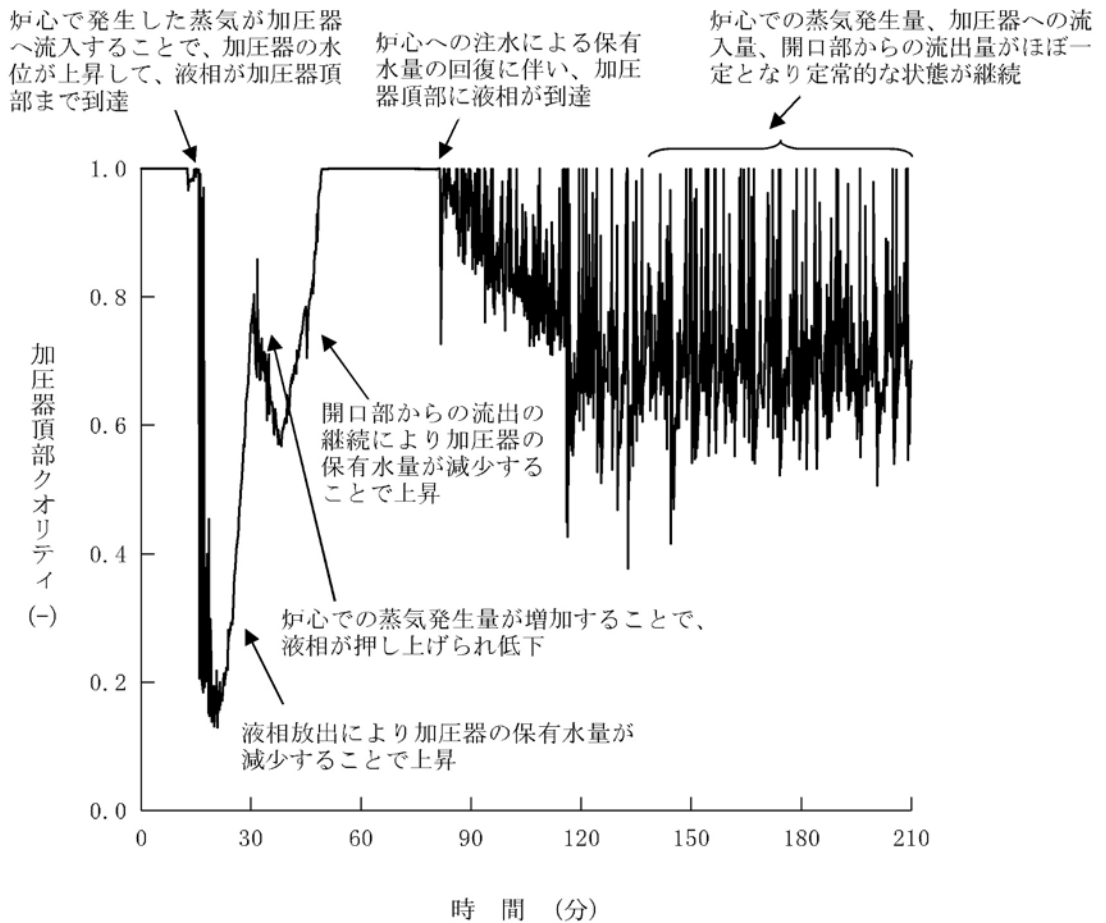
第1.15-337図 1次系圧力の推移



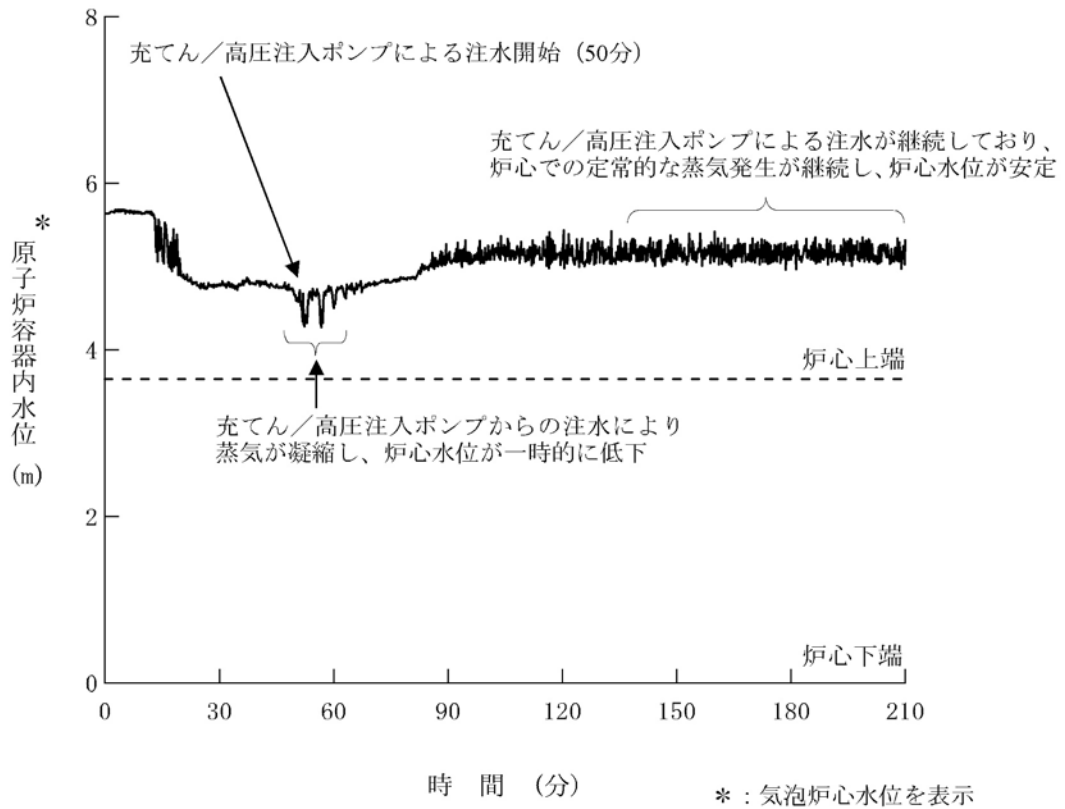
第1.15-338図 炉心上端ボイド率の推移



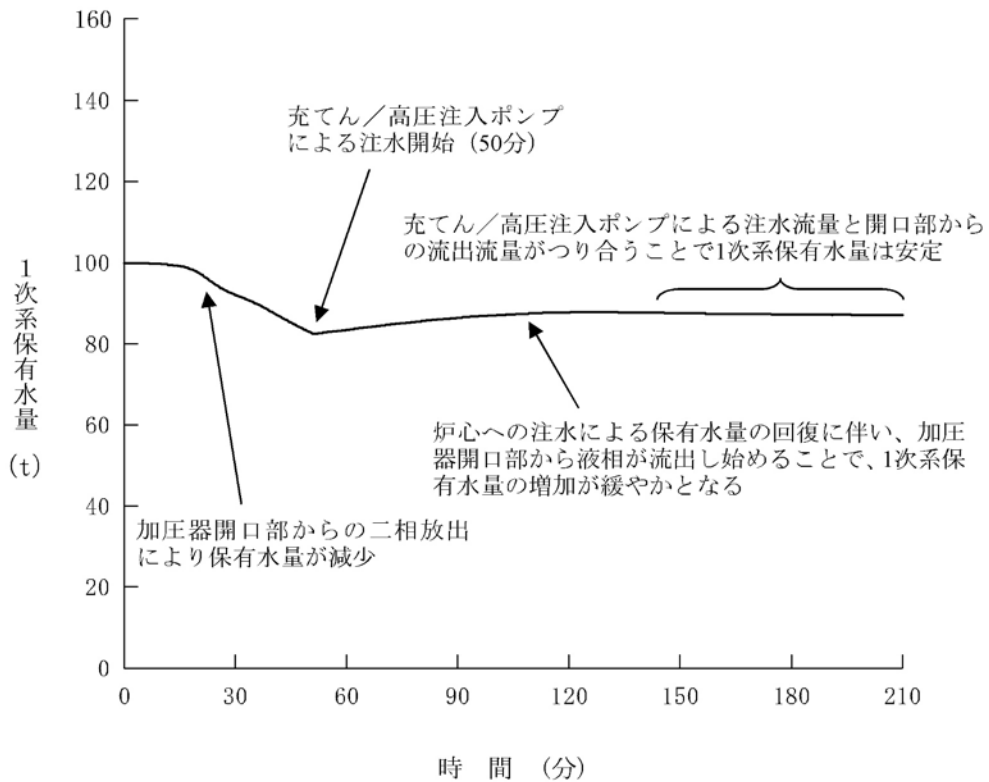
第1.15-339図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



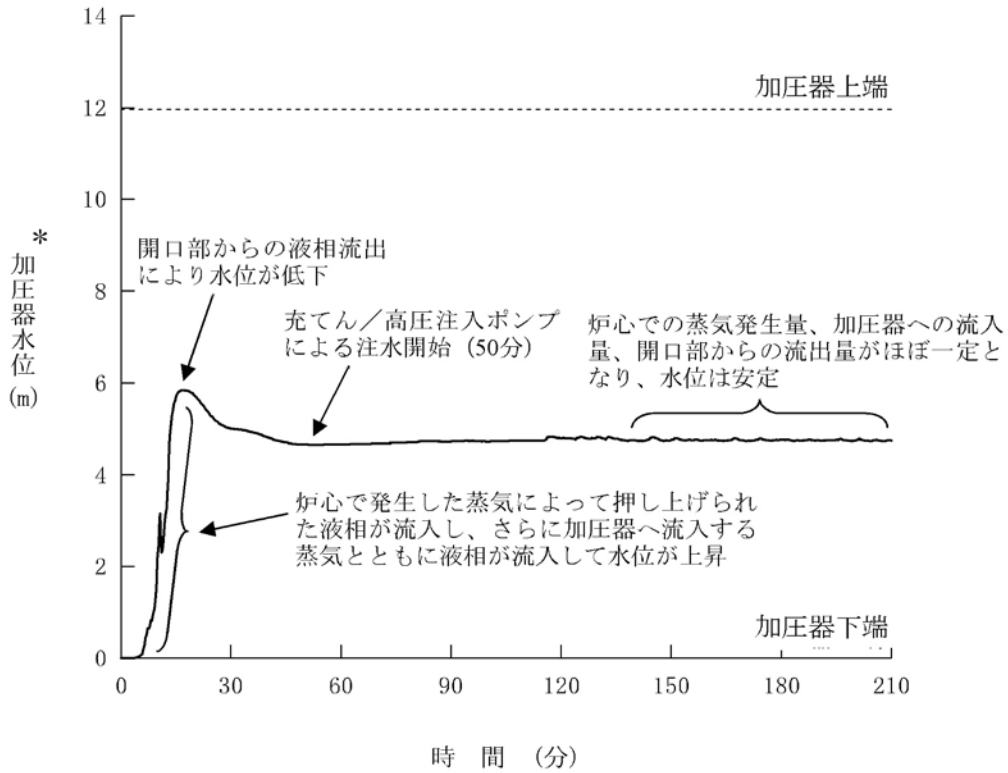
第1.15-340図 加圧器頂部クオリティの推移



第1.15-341図 原子炉容器内水位の推移

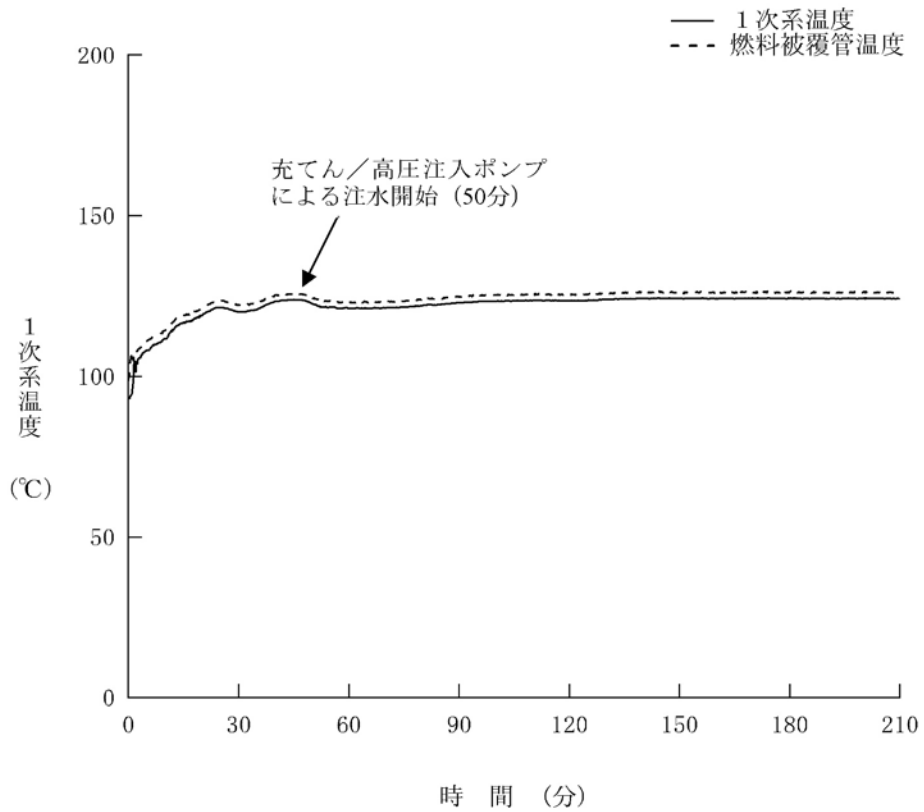


第1.15-342図 1次系保有水量の推移

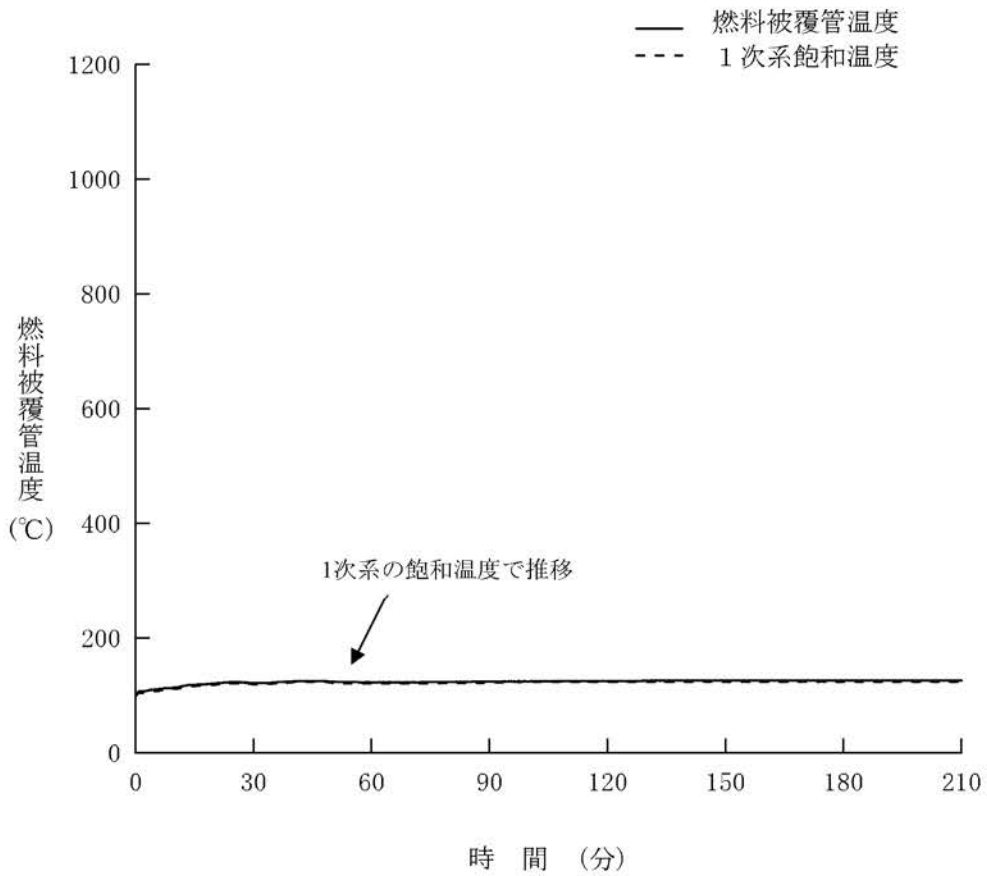


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表

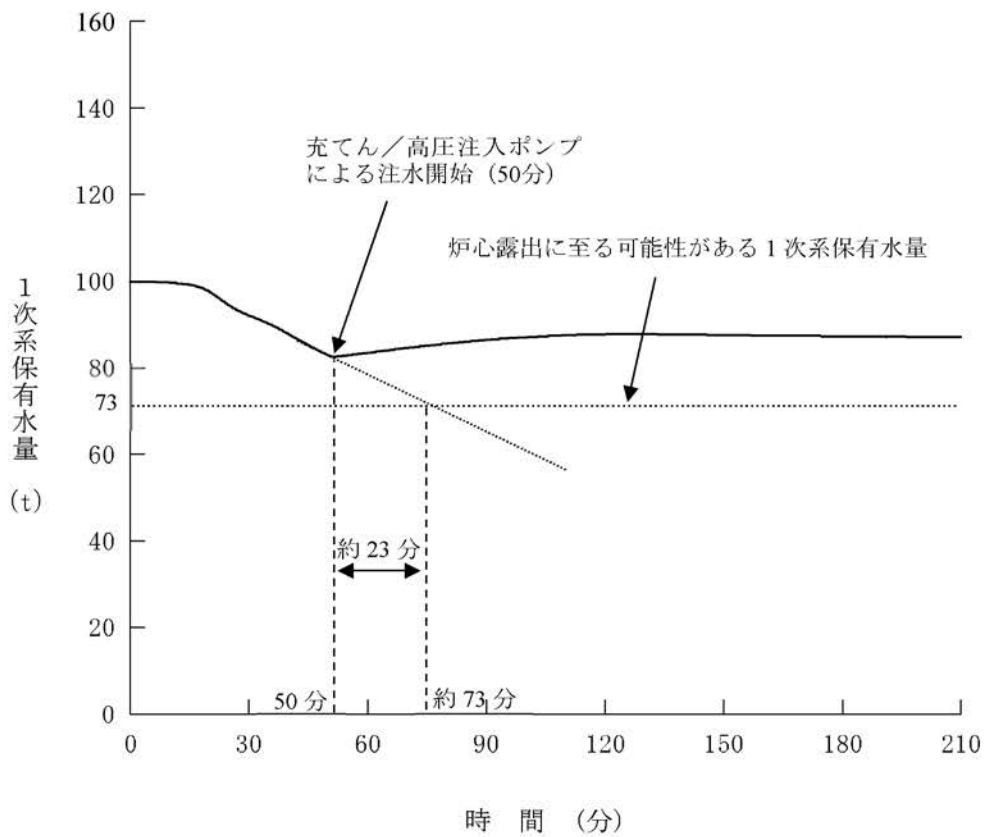
第1.15-343図 加圧器水位の推移



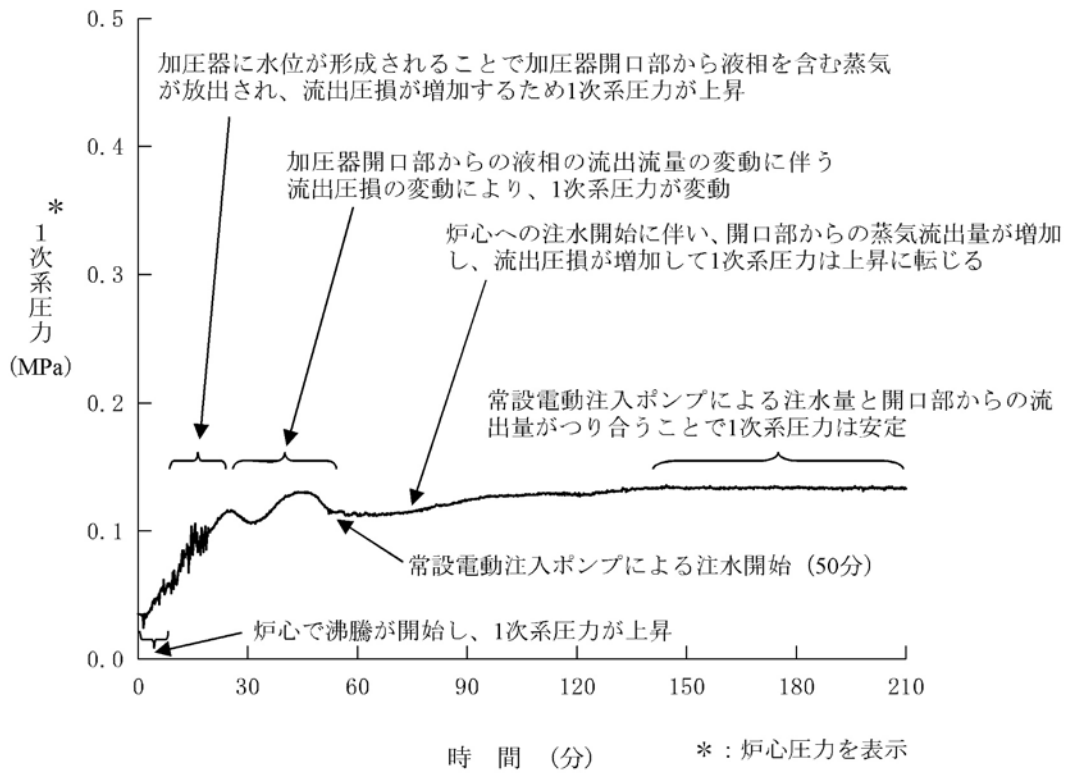
第1.15-344図 1次系温度の推移



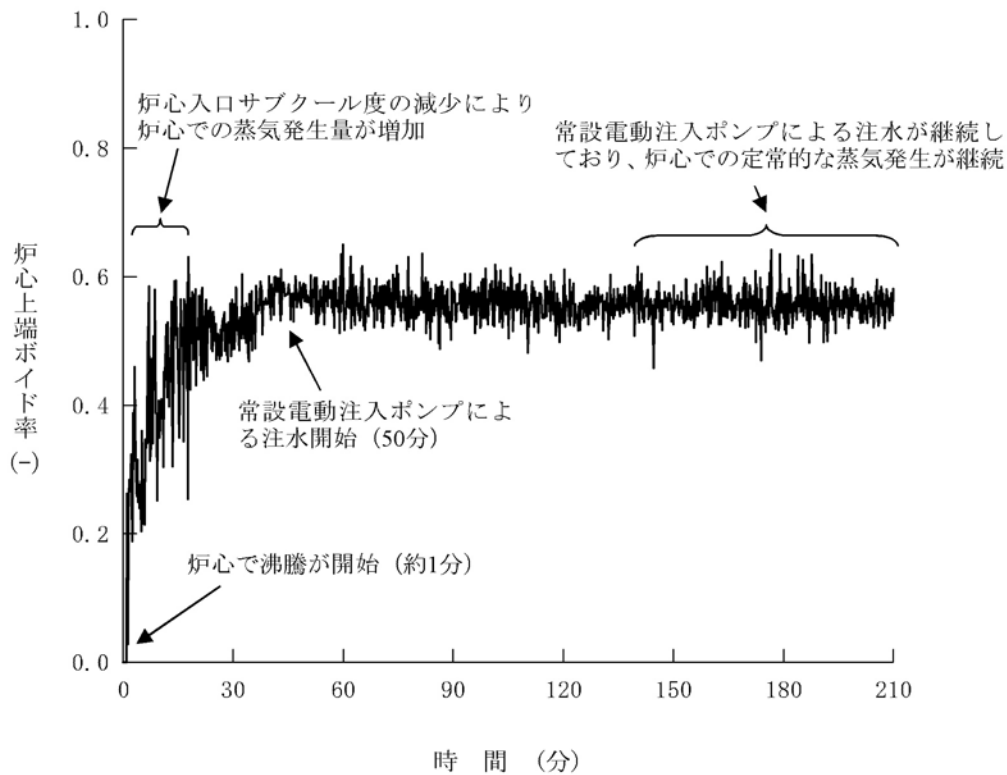
第1.15-345図 燃料被覆管温度の推移



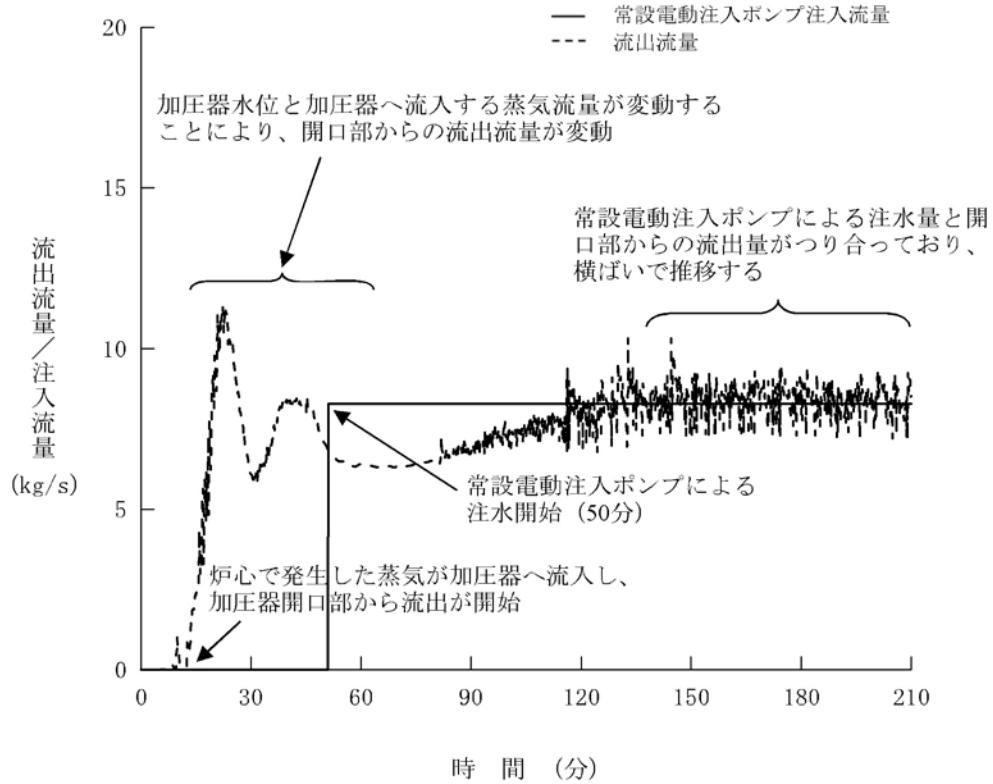
第1.15-346図 1次系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)



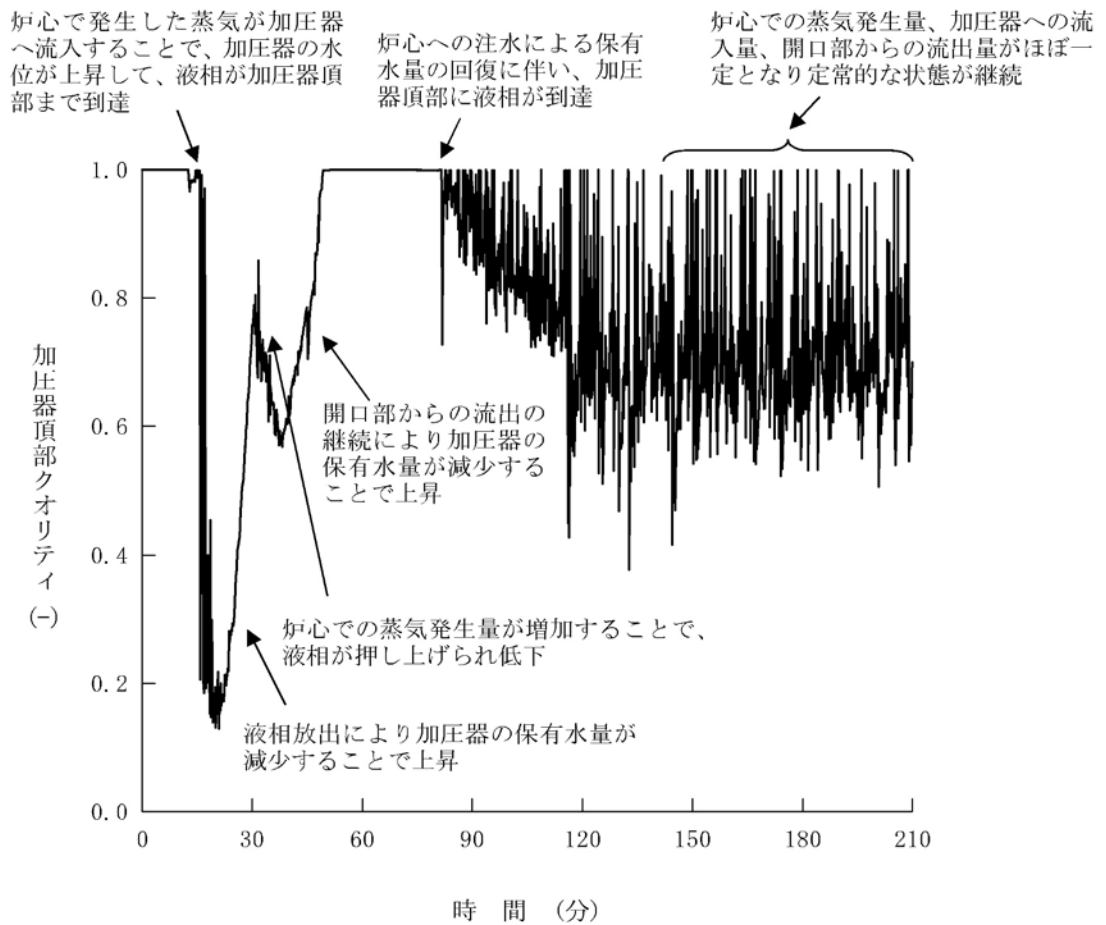
第1.15-347図 1次系圧力の推移



第1.15-348図 炉心上端ボイド率の推移



第1.15-349図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



第1.15-350図 加圧器頂部クオリティの推移