

第7.1.4.2表 主要解析条件 (原子炉格納容器の除熱機能喪失) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3, 411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮。
	原子炉格納容器 自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉容器自由体積が小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象 (破断位置、破断口径)	大破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：配管口径約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断	大破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器2次側保有水の有する熱量が、原子炉格納容器へ放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力上昇の早さの観点も踏まえて、低温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失 及び 低圧再循環機能喪失	格納容器スプレイ注入機能が喪失し、低圧再循環機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より炉心崩壊熱が大きい状態で格納容器再循環サンプに貯水された高温の水を炉心注水することになり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加する。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。

第 7.1.4.2 表 主要解析条件 (原子炉格納容器の除熱機能喪失) (2 / 3)

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機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間 2.0 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、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。
	ECCS 作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間 0 秒)	ECCS 作動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 ECCS 作動限界値を設定。ECCS の作動が早くなることにより、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は 0 秒と設定。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性： 0～約 360m <sup>3</sup> /h、 0～約 15.8MPa[gage])	炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ 2 台及び余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、再循環切替え後は低圧再循環機能喪失を想定し、高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとする。原子炉格納容器圧力及び温度評価を厳しくする観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。破断口からの流出量が増加し、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
	余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (低圧注入特性： 0～約 2,500m <sup>3</sup> /h、 0～約 1.5MPa[gage])	
	補助給水ポンプ	ECCS 作動限界値到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
370m <sup>3</sup> /h / 4 SG		電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー流量除く) を想定) に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。	

第7.1.4.2表 主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）（3 / 3）

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機器条件	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	標準的に最低の保持圧力を設定。蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最低の保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基（3基） (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最小の保有水量を設定。
	再循環切替	燃料取替用水タンク 水位低（16%）到達	再循環切替を行う燃料取替用水タンク水位として設定。
	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168℃、 約4.1MW～約11.2MW)	A、B格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	△、B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	原子炉格納容器最高使用圧力 (0.392MPa[gage]) 到達 から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、原子炉補機冷却水サージタンクの現場での加圧操作、中央制御室での冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])到達から30分を想定して設定。

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について（1 / 2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
運転時の異常な過渡変化の発生及び原子炉トリップ機能喪失の判断	<p>運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉トリップすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域起動率計指示が止である場合には、原子炉トリップ機能喪失を判断する。</p> <p>非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。</p> <p>原子炉トリップ機能喪失時は、中央制御室での手動による対応として原子炉トリップ、タービントリップ、常用系パワーセンタ母線遮断器の開放操作による電動発電機電源断、制御棒の手動挿入等の操作を行う。この中央制御室での対応で原子炉が停止状態とならなければ、現場での対応による原子炉トリップ遮断器の開放操作等を行う。</p>	【原子炉トリップスイッチ】	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
多様化自動作動設備の作動及び作動状況確認	<p>運転時の異常な過渡変化の発生時に原子炉トリップ機能喪失となった事象のうち、蒸気発生器の水位が低下する事象に対しては、多様化自動作動設備が作動し、主蒸気ライン隔離等並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが自動起動し、補助給水流量の確立を確認する。</p> <p>主蒸気ライン隔離等による1次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認する。</p> <p>補助給水ポンプ自動起動並びに加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動によって1次系圧力上昇が抑制されていることを確認する。</p>	多様化自動作動設備 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.5.1 表 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策について (2 / 2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離	制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、ほう酸水注入の実施を判断し、化学体積制御設備等によりほう酸水を炉心へ注入し、1次冷却材のほう酸濃度を上昇させるとともに、ほう酸希釈ラインを隔離する。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てんポンプ 緊急ほう酸注入弁	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
原子炉未臨界状態及びほう酸濃度の確認並びに1次系の減温及び減圧	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であることにより、原子炉が未臨界であることを確認する。 1次冷却材中のほう酸濃度が、燃料取替ほう酸濃度以上であることをサンプリングにより確認する。 その後、燃料取替ほう酸濃度以上を満足していれば、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイにより1次系の減温、減圧を行う。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却への切替え	長期対策として、1次冷却材圧力計指示が2.7MPa [gage]以下及び1次冷却材高温側温度計 (広域) 指示が177℃未満となり、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、余熱除去系の運転状態を確認する。 余熱除去系による炉心冷却は継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第 7.1.5.2 表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)) (1/2))

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt)	定格値を設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41MPa[gage]	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	減速材温度係数 (初期)	-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう -16pcm/℃ に設定。減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき 3次元炉心動特性モデルにより評価する。
	ドップラ特性	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は、取替炉心ごとに大きく変わらず、評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性に基づき評価。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき 3次元炉心動特性モデルにより評価する。
	対象炉心	ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、上記の減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した設定。

第 7.1.5.2 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故））（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起回事象	主給水流量喪失	「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の起回事象として、主給水流量の喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉トリップ機能喪失	原子炉トリップ機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから、1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備 作動設定値 (主蒸気ライン隔離及び 補助給水ポンプ起動)	蒸気発生器狭域水位 7 % (応答時間 2.0 秒)	多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位 7 %を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	多様化自動作動設備 作動設定値到達から 17 秒後に主蒸気隔離弁閉止完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備 作動設定値到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び補助給水ポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h / 4 SG	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.5.3 表 主要解析条件 (原子炉停止機能喪失 (負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)) (1/2))

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt)	定格値を設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41MPa [gage]	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	減速材温度係数 (初期)	-16pcm/℃	ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化及び取替炉心のばらつき等のプラント特性並びに解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう -16pcm/℃ に設定。減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価する。
	ドップラ特性	ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は、取替炉心ごとに大きく変わらず、評価結果に与える影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心のドップラ特性に基づき評価。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価する。
対象炉心	ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、上記の減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい減速材反応度帰還効果を保守的に考慮した設定。	

第 7.1.5.3 表 主要解析条件（原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故））（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	蒸気負荷の喪失及び主給水流量喪失	「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の起因事象として、圧力評価の観点で評価項目に対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水流量喪失が同時に起こる全ての主蒸気隔離弁閉止若しくは復水器の故障が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉トリップ機能喪失	原子炉トリップ機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから、1次冷却材流量が低下せず、1次系温度上昇が小さくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため圧力評価の観点から厳しい設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備作動設定値（主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプ起動）	蒸気発生器狭域水位 7 %（応答時間 2.0 秒）	多様化自動作動設備作動設定値は、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位 7 %を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
		多様化自動作動設備作動設定値到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び補助給水ポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h / 4 SG	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第 7.1.5.4 表 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果

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
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値)	考慮しない	約 18.6MPa[gage]
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値) +20%	考慮する*	約 19.4MPa[gage]

\*：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 7.1.5.5 表 原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）の感度解析結果

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
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値)	考慮しない	約 18.9MPa[gage]
-16pcm/°C	ウラン燃料を装荷した 平衡炉心のドップラ特性 (標準値) +20%	考慮する*	約 19.6MPa[gage]

\*：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 7.1.6.1 表 「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策について（1 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信の確認	ECCS 作動信号の発信及び余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク ディーゼル発電機* 燃料油貯油そう* 燃料油貯蔵タンク*	タンクローリ*	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
1 次冷却材の漏えいの判断	1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
燃料取替用水タンクへの補給準備	1 次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備  
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 7.1.6.1 表 「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策について (2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧注水機能喪失の判断及び回復操作等	高圧注水ポンプの起動失敗又は高圧注水ポンプ流量が上昇しないことにより高圧注水機能喪失と判断するとともに、高圧注水系の回復操作、充てんポンプによる炉心注水を行う。	【高圧注水ポンプ】 【燃料取替用水タンク】 【充てんポンプ】	—	高圧注水ポンプ流量 燃料取替用水タンク水位
2次系強制冷却	高圧注水機能喪失を判断した後に、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行い、蓄圧注入、低圧注入の促進及び漏えい量の抑制を図る。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
イグナイタの起動	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う 1次冷却材喪失時に高圧注水機能が喪失した場合に、イグナイタを起動する。また、イグナイタの運転状態を電気式水素燃焼装置動作監視装置により確認する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注水ポンプ流量】
格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度計指示が 350℃に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う 1次冷却材喪失時に高圧注水機能が喪失した場合に、格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。	—	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
蓄圧注入系作動の確認	1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	蓄圧タンク	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力
蓄圧タンク出口弁閉止	2次系強制冷却により 1次系を減温・減圧することで蓄圧注入を促進し、1次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

第 7.1.6.1 表 「ECCS 注水機能喪失」の重大事故等対策について (3 / 3)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認	2次系強制冷却等による1次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク	—	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位
低圧再循環への切替え	燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計 (広域) 指示65%以上を確認し、低圧再循環に切替え、低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。 以降、長期対策として、低圧再循環による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	1次冷却材高温側温度 (広域) 1次冷却材低温側温度 (広域) 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 燃料取替用水タンク水位

第 7.1.6.2 表 主要解析条件 (ECCS 注水機能喪失) (1 / 2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3, 411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入及び低圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起回事象 (破断位置、破断口径)	中破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：約15cm (6 inch)、 約10cm (4 inch)、 約5 cm (2 inch)	中破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCS注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第 7.1.6.2 表 主要解析条件 (ECCS 注水機能喪失) (2 / 2)

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機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0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、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。
	ECCS作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	ECCS作動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ECCS作動限界値を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	余熱除去ポンプ	最小注入特性 (2台) (低圧注入特性： 0～約1,010m <sup>3</sup> /h、 0～約0.9MPa[gage])	炉心への注水は、余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量を少なくするため、注入配管の流路抵抗を大きく、ポンプ揚程を小さく設定することにより求められる最小注入特性として設定。
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値 到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h / 4 SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%/個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (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て設定。
蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基(3基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	ECCS作動信号発信から 10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(1)及び(2)に従い、事象発生を検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第 7.1.7.1 表 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について（1 / 4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1 次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蓄圧タンク	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
原子炉格納容器スプレイ作動信号発信の確認	原子炉格納容器スプレイ作動信号が発信した場合は、格納容器スプレイポンプの自動作動を確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	—	B 格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位

第 7.1.7.1 表 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について（2 / 4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1 次冷却材の漏えいの判断	1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度 (SA) 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)
燃料取替用水タンクへの補給準備	1 次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】
高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環への切替え	燃料取替用水タンク水位計指示が 16% となれば、格納容器再循環サンプ水位計 (広域) 指示 65% 以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切り替える。 原子炉格納容器スプレイ系が作動している場合は、格納容器スプレイ再循環に切り替える。	高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器スプレイポンプ 格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 余熱除去流量 B 格納容器スプレイ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度 (SA) 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.7.1 表 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について (3 / 4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
低圧再循環機能喪失の判断及び回復操作等	余熱除去ポンプの運転継続失敗等による余熱除去流量の喪失により、低圧再循環機能喪失と判断する。 低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水タンクの補給操作、主蒸気逃がし弁による 2 次系強制冷却を行う。 低圧再循環機能喪失に加えて高圧再循環が機能喪失し、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水が継続している場合は、燃料取替用水タンクの水位低下を低減するために高圧注入ポンプ 1 台運転とする。	【高圧注入ポンプ】 【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】 【格納容器再循環サンプ】 【格納容器再循環サンプスクリーン】 【燃料取替用水タンク】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】	—	【1 次冷却材高温側温度(広域)】 【1 次冷却材低温側温度(広域)】 【1 次冷却材圧力】 【加圧器水位】 【高圧注入ポンプ流量】 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 【蒸気発生器広域水位】 【蒸気発生器狭域水位】 【補助給水流量】 【主蒸気ライン圧力】 【燃料取替用水タンク水位】 【復水タンク水位】
格納容器スプレィ再循環の確認	原子炉格納容器スプレィ系が作動している場合は、原子炉格納容器圧力の変化等により、格納容器スプレィ再循環による格納容器スプレィの状態を確認する。	格納容器スプレィポンプ 格納容器スプレィ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	B 格納容器スプレィ流量積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度 (SA) 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
代替再循環による炉心冷却	余熱除去ポンプの運転継続失敗等による低圧再循環機能喪失時の対応操作として、B 格納容器スプレィポンプ (RHRS-CSS タイライン使用) による代替再循環の準備を行う。 準備が完了すれば、代替再循環を開始し、代替再循環による炉心注水の状態を確認する。 以降、長期対策として、代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。	B 格納容器スプレィポンプ (RHRS-CSS タイライン使用) B 格納容器スプレィ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	—	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.7.1 表 「ECCS 再循環機能喪失」の重大事故等対策について (4 / 4)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
原子炉格納容器の健全性維持	長期対策として、A格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環により、原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。	A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンブ 格納容器再循環サンブスクリーン	—	格納容器内温度 格納容器内温度 (SA) 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンブ水位 (広域) 格納容器再循環サンブ水位 (狭域)

第 7.1.7.2 表 主要解析条件 (ECCS 再循環機能喪失) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3, 411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと ECCS による炉心注水のタイミングが遅くなるとともに、炉心注水流量が少なくなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと ECCS による炉心注水のタイミングが遅くなるとともに、炉心注水流量が少なくなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起回事象 (破断位置、破断口径)	大破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：配管口径約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断	大破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器とECCSの注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m (27.5inch) の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	低圧再循環機能喪失 及び 高圧再循環機能喪失	低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、ECCSの作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却上厳しい設定。
	再循環切替	燃料取替用水タンク水位低 (16%) 到達時に再循環機能喪失	再循環切替えを行う燃料取替用水タンク水位として設定。

第 7.1.7.2 表 主要解析条件 (ECCS 再循環機能喪失) (2 / 3)

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	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間 2.0 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、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。
ECCS 作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間 0 秒)	ECCS 作動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 ECCS 作動限界値を設定。ECCS の作動が早くなることで、再循環切替えの時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1 次系保有水量の減少が早く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 (0.205MPa[gage]) (応答時間 0 秒)	原子炉格納容器スプレイ作動設定値に計装誤差を考慮した高めの値として、解析に用いる原子炉格納容器スプレイ作動限界値を設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで、再循環切替えの時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1 次系保有水量の減少が早く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0 ~ 約 360m <sup>3</sup> /h、 0 ~ 約 15.8MPa[gage])	炉心への注水は、再循環切替え前は高圧注入ポンプ 2 台及び余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、再循環切替え後は高圧及び低圧再循環機能喪失を想定するものとする。再循環切替え時間を早くする観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。 炉心への注水流量が多いと、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1 次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しい設定。
余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) 低圧注入特性 (0 ~ 約 2,500m <sup>3</sup> /h、 0 ~ 約 1.5MPa[gage])	
格納容器スプレイポンプ	最大流量 (注入時: 2 台、再循環時: 1 台)	再循環切替え前は原子炉格納容器への注水として格納容器スプレイポンプ 2 台を使用するものとし、再循環切替え後は格納容器スプレイポンプ 1 台を代替再循環による炉心注水として、もう 1 台を原子炉格納容器への注水として使用するものとする。再循環切替え時間を早くする観点から、最大流量を設定。原子炉格納容器への注水流量が多いと、水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替えの時期が早くなる。このため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1 次系保有水量の減少が早くなることから、炉心冷却の観点で厳しい設定。
補助給水ポンプ	ECCS 作動限界値到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	370m <sup>3</sup> /h / 4 SG	電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台の補助給水全台運転時 (ポンプ容量は設計値 (ミニフロー流量除く) を想定) に 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

10-7-531

第7.1.7.2表 主要解析条件 (ECCS 再循環機能喪失) (3 / 3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (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て設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基 (3基) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の保有水量を設定。
	代替再循環注水流量	200m <sup>3</sup> /h	事象発生約17分後の再循環切替え時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量 (約146m <sup>3</sup> /h) を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替再循環開始	再循環機能喪失から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、代替再循環のための現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から30分を想定して設定。なお、運用上はMAAPコードの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、代替再循環を実際に見込まれる操作時間である再循環機能喪失から15分後 (訓練実績: 13分) までに開始する。

第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について（1 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信等の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 1 次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※ 蓄圧タンク	タンクローリ※	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 【余熱除去流量】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
漏えい箇所判断及び対応操作	1 次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により、余熱除去系からの漏えいによるインターフェイスシステム LOCA の発生を判断する。 インターフェイスシステム LOCA 時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 主蒸気ライン圧力 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位（広域） 格納容器再循環サンプル水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 【燃料取替用水タンク水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について（2 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
漏えい箇所の隔離 （1次系減圧前）	余熱除去系の隔離操作として、余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系の隔離を行う。 1次系保有水量の減少を抑制するために、1次系の減圧操作を開始する前に、漏えい箇所の隔離操作として中央制御室からの操作により1次系と余熱除去系の隔離操作を行う。 隔離操作については破断側系列及び健全側系列ともに行う。	—	—	余熱除去流量 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系隔離失敗の判断	余熱除去系の隔離操作後に1次冷却材圧力の低下が継続することにより、余熱除去系の漏えい箇所の隔離に失敗したことを判断する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位
2次系強制冷却	余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。 その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
燃料取替用水タンクへの補給及び漏えい箇所の隔離準備（1次系減圧後）	余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。 余熱除去系隔離失敗時の対応操作として、1次系の減圧状態を確認し、現場操作等による隔離操作の準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】
加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧	ECCS 停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。	加圧器逃がし弁	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.1 表 「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の重大事故等対策について（3 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
蓄圧タンク出口弁閉止	1次系からの漏えい量を抑制するため、ECCS 停止条件の満足又は 1 次冷却材圧力計指示が約 0.6MPa[gage]となれば、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	—	1 次冷却材圧力
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	ECCS 停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替える。 充てんポンプによる炉心注水状態を確認する。 充てんポンプへの切替え後に高圧注入ポンプを停止する。	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位
健全側余熱除去系による炉心冷却への切替え	1 次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177℃未満となり余熱除去系が使用可能となれば、健全側の余熱除去系による炉心冷却を開始する。 余熱除去系の運転状態を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
余熱除去系からの漏えい停止	1 次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下であることを確認し、漏えい箇所の隔離操作として現場操作等により余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁等を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。 以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	余熱除去ポンプ入口弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量

第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の  
重大事故等対策について（1 / 4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
プラントトリップの確認	事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
ECCS 作動信号発信の確認	ECCS 作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。	高圧注入ポンプ 【余熱除去ポンプ】 燃料取替用水タンク 電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 【余熱除去流量】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
漏えい箇所判断及び対応操作	1 次冷却材圧力の低下、加圧器水位の低下、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタの指示上昇、破損側蒸気発生器水位上昇等により、蒸気発生器伝熱管破損発生判断及び破損側蒸気発生器の判定を行う。 蒸気発生器伝熱管破損時に燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給準備を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位（広域） 格納容器再循環サンプル水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力 【燃料取替用水タンク水位】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備  
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の  
重大事故等対策について（2 / 4）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
漏えい箇所との隔離	破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。	主蒸気隔離弁	—	—
破損側蒸気発生器隔離失敗の判断	破損側蒸気発生器の隔離操作後に破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力より低下し、減圧が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離に失敗したことを判断する。	—	—	1次冷却材圧力 加圧器水位 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
2次系強制冷却	破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の開操作により、1次系の減温、減圧を行う。 その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 主蒸気ライン圧力 復水タンク水位
燃料取替用水タンクへの補給	破損側蒸気発生器隔離失敗時の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【燃料取替用水タンク水位】
加圧器逃がし弁開操作による1次系の減圧	ECCS停止条件を早期に確立し、1次系からの漏えい量を抑制するため、1次系のサブクール度を確保した段階で加圧器逃がし弁を手動で開操作することで1次系の減圧を行う。	加圧器逃がし弁	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	—	1次冷却材圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の  
重大事故等対策について（3 / 4）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
高圧注入系から充てん系への切替え及び高圧注入ポンプの停止	ECCS 停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切り替える。 充てんポンプによる炉心注水状態を確認する。 充てんポンプへの切替え後に高圧注入ポンプを停止する。	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却への切替え	1 次冷却材圧力計指示が 2.7MPa[gage] 以下及び 1 次冷却材高温側温度計（広域）指示が 177°C 未満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する。 余熱除去系の運転状態を確認する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量
1、2 次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	1 次系の減圧により 1 次系と破損側蒸気発生器 2 次側を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。 以降、長期対策として余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 主蒸気ライン圧力

第 7.1.8.2 表 「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）」の  
重大事故等対策について（4 / 4）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系のフィードアンドブリード	余熱除去系の接続に失敗する場合には、この対応操作として、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。	充てんポンプ 燃料取替用水タンク 加圧器逃がし弁	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位（広域） 格納容器再循環サンプル水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位
代替再循環による炉心冷却	余熱除去系の接続に失敗する場合の長期対策として、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示が70%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替再循環に切り替えることにより、代替再循環による炉心注水状態を確認する。 以降、長期対策として代替再循環による炉心冷却を継続的に行う。	B格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用） B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプル 格納容器再循環サンプルスクリーン 加圧器逃がし弁	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位（広域） 格納容器再循環サンプル水位（狭域）

第 7.1.8.3 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。		
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411Mwt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。	
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入及び蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。	
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入及び蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。	
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。	
事故条件	起因事象	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとして設定。	
		破断箇所	破断口径	余熱除去系逃がし弁2個については、実機における口径を基に設定。余熱除去系機器等からの漏えいについては、実機での破断面積に係る評価結果から算出した等価直径を上回る値として、NUPEC報告書の値を基に設定。 なお、余熱除去系の破断面積の評価においては、余熱除去系の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることなく、余熱除去系の低圧側に静的に1次系の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。
		原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁	等価直径 約2.5cm (1 inch)	
		原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁	等価直径 約10cm (4 inch)	
	原子炉格納容器外の余熱除去系機器等	等価直径 約2.8cm (1.12inch)		
安全機能の喪失に対する仮定	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。		

第 7.1.8.3 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (2 / 3)

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機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0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、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。
	ECCS作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	ECCS作動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ECCS作動限界値を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性：0～約360m <sup>3</sup> /h、 0～約15.8MPa[gage])	炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h / 4 SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%/個	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (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て設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基(4基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
余熱除去系逃がし弁 吹止まり圧力	余熱除去冷却器出口逃がし弁 及び 余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	余熱除去系逃がし弁の閉止圧力を基に設定。	

第 7.1.8.3 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)) (3 / 3)

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	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	ECCS作動信号発信から 24分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象判断に10分、ECCS作動信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系の中央制御室からの隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁の操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
	加圧器逃がし弁の開閉	加圧器逃がし弁の開閉に係る 条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば適宜開閉するように設定。
	高圧注入系から充てん系 への切替	ECCS停止条件成立後	運転員等操作として、ECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプへ同時に切り替えることを想定して設定。
	健全側余熱除去系による 炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するように設定。
	充てんポンプの停止	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が 発生した側の余熱除去ポンプ入口弁 の閉止と同時	運用上実際の操作では、充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するが、漏えい停止時点で事象は収束しているため、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去ポンプ入口弁の閉止と同時に充てんポンプを停止するものとして設定。

第 7.1.8.4 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)) (1 / 3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ポイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) ×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、高圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材を注水するタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
事故条件	起因事象	1基の蒸気発生器の伝熱管1本の 両端破断	1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	主蒸気安全弁1個の開固着	原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第 7.1.8.4 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)) (2 / 3)

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機器条件	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒) あるいは、 過大温度 $\Delta T$ 高 (1次冷却材温度等の関数) (応答時間6.0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、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。	
	ECCS作動信号  原子炉圧力低 (12.04MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	ECCS作動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ECCS作動限界値を設定。検出遅れ及び信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	
	高圧注入ポンプ  最大注入特性 (2台) (高圧注入特性：0～約360m <sup>3</sup> /h、 0～約15.8MPa[gage])	炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、注入配管の流路抵抗を小さく、ポンプ揚程を大きく設定することにより求められる最大注入特性として設定。	
	補助給水ポンプ	ECCS作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		370m <sup>3</sup> /h / 4 SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10%/個 (3個 (健全側蒸気発生器))	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。	

第 7.1.8.4 表 主要解析条件 (格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)) (3 / 3)

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	①破損側蒸気発生器への補助給水停止 ②破損側蒸気発生器からのタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止 ③破損側蒸気発生器の主蒸気隔離弁閉止	原子炉トリップ信号発信から10分後に開始し約2分で終了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(1)及び(2)に従い、事象発生を検知及び判断に10分、①、②及び③の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	破損側蒸気発生器隔離終了から開始し1分で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(2)に従い、破損側蒸気発生器隔離終了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室での操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
	加圧器逃がし弁の開閉	加圧器逃がし弁の開閉に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば適宜開閉するように設定。
	高圧注入系から充てん系への切替	ECCS停止条件成立から2分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、高圧注入ポンプの停止に1分、充てんポンプの起動に1分を想定して設定。
	充てんポンプによる注水流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内に維持するように設定。
	余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するように設定。

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（1 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（安全防護系用）	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 (1 / 2)	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後に B 充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともに B 充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	大容量空冷式発電機* 常設電動注入ポンプ 【B 充てんポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク* 大容量空冷式発電機用燃料タンク* 大容量空冷式発電機用給油ポンプ* 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ*	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンブ水位（広域） 格納容器再循環サンブ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（2/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 (2/2)	<p>全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p> <p>漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 <math>1 \times 10^5 \text{mSv/h}</math> 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p>	—	—	—
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<p>全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。</p>	<p>アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット</p>	窒素ポンプ（アニュラス空気浄化ファン兼用）	—

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（3 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を 2.0MPa [gage] 以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 【加圧器逃がし弁】	【可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）】 【窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）】	【1次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃ に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示 350℃ 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5$ mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置動作監視装置】 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
水素濃度監視	ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（5 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	<p>A、B 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車により A、B 格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。</p>	<p>A、B 格納容器再循環ユニット</p> <p>【A、B 原子炉補機冷却水ポンプ】</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク】</p> <p>【A 原子炉補機冷却水冷却器】</p> <p>【A、B 海水ポンプ】</p> <p>燃料油貯蔵タンク</p>	<p>【窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】</p> <p>移動式大容量ポンプ車</p> <p>タンクローリ</p>	<p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度（SA）</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM 用格納容器圧力</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク水位】</p> <p>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）</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（1 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3, 411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと、高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。

第 7.2.1.1.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（2 / 3）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 (破断位置、破断口径)	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m (29inch) の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約 0.74m (29inch)）の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.1.1.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（3 / 3）

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機器条件	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 1.5 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、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、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m <sup>3</sup> /h / 4 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (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	26.9m <sup>3</sup> /基 (4 基) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、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	130m <sup>3</sup> /h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	格納容器再循環ユニット	2 基	A、B 格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 168℃、約 4.1MW～約 11.2MW)			
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。	
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	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。
	A、B 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	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7. 2. 1. 2. 1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（1 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（安全防護系用）	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 （1 / 2）	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後に B 充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともに B 充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	大容量空冷式発電機※ 常設電動注入ポンプ 【B 充てんポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※ 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（2 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 (2 / 2)	<p>全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p> <p>漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃ 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 <math>1 \times 10^5 \text{mSv/h}</math> 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p>	—	—	—
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<p>全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。</p>	<p>アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット</p>	窒素ポンプ（アニュラス空気浄化ファン兼用）	—

第 7. 2. 1. 2. 1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（3 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンペ（加圧器逃がし弁）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で 1 次冷却材圧力を 2.0MPa[gage] 以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁）の準備を行う。	【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】 加圧器逃がし弁 蓄圧タンク	【可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁）】 窒素ポンペ（加圧器逃がし弁）	1 次冷却材圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃ に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1 次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示 350℃ 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5$ mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置動作監視装置】 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（4 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心落下に伴う熔融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料取替用水タンク 復水タンク 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給 用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	AM用消火水積算流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位
水素濃度監視	ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の重大事故等対策について（5 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	<p>△、B 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車により△、B 格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。</p>	<p>△、B 格納容器再循環ユニット</p> <p>【A、B 原子炉補機冷却水ポンプ】</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク】</p> <p>【A 原子炉補機冷却水冷却器】</p> <p>【A、B 海水ポンプ】</p> <p>燃料油貯蔵タンク</p>	<p>【窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】</p> <p>移動式大容量ポンプ車</p> <p>タンクローリ</p>	<p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度（SA）</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM 用格納容器圧力</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク水位】</p> <p>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）</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.2.1.2.2表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（1／3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。

第 7.2.1.2.2 表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（2 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内交流動力電源喪失</li> <li>・補助給水機能喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	RCPシール部からの 漏えい率 (初期)	定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ 相当となる口径約 $0.2\text{cm}$ (約 $0.07\text{inch}$ )/台 (4台) (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第7.2.1.2.2表 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（3／3）

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 機器条件	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1.5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、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。	
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (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	26.9m <sup>3</sup> /基(4基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。	
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。	
	常設電動注入ポンプ	130m <sup>3</sup> /h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。	
	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168℃、約4.1MW～約11.2MW)	A、B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。	
重大事故等対策に関連する 操作条件	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始から10分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、現場での加圧器逃がし弁への代替空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。	
	常設電動注入 ポンプの 運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量2,000m <sup>3</sup> 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未達	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。(燃料取替用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 から30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		停止	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。
A、B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	事象発生から24時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。		

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1 / 4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉容器破損時の1次系圧力の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2／4）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用所内交流動力電源喪失</li> <li>・補助給水機能喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	RCPシール部からの漏えい率（初期）	定格圧力において1.5m <sup>3</sup> /h/台相当となる口径約0.2cm（約0.07inch）/台（4台）（事象発生時からの漏えいを仮定）	RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した結果と同程度の値として設定。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（3／4）

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 機器条件	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 1.5 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、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。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (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	26.9m <sup>3</sup> /基 (4 基) (最小保有水量)	標準的に最小の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2 個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	常設電動注入ポンプ	130m <sup>3</sup> /h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	格納容器再循環 ユニット	2 基  1 基当たりの除熱特性 (100°C～約 168°C、約 4.1MW～約 11.2MW)	A、B 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。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

第 7. 2. 2. 1 表 主要解析条件（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（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	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始から 10 分後	運転員等操作時間として、「6. 3. 5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)及び(5)に従い、現場での加圧器逃がし弁への代替空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に 10 分を想定して設定。	
	常設電動注入ポンプの 運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6. 3. 5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量 2, 000m <sup>3</sup> 到達 ＋原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。（燃料取替用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量）
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 から 30 分後	運転員等操作時間として、「6. 3. 5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		停止	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。
A、B 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		事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として「6. 3. 5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。	

第 7.2.3.1 表 主要解析条件 (原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用) (1 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。

第 7.2.3.1 表 主要解析条件（原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）（2 / 4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起回事象 （破断位置、破断口径）	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m （29inch）の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約 0.74m（29inch））の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失  ・外部電源喪失時に非常用所内 交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。  外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム—水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.3.1 表 主要解析条件（原子炉压力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用）（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 1.5 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、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 秒後に給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	200m <sup>3</sup> /h / 4 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 4 基への蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (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	26.9m <sup>3</sup> / 基 (4 基) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、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	130m <sup>3</sup> /h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
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 168℃、約 4.1MW～約 11.2MW)	A、B 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。
原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
熔融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。

第 7.2.3.1 表 主要解析条件（原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）（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	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	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。
	A、B 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	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について (1 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	【蓄電池（安全防護系用）】	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 (1 / 2)	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1 次冷却材圧力の低下等により、1 次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている 10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きい LOCA の発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きい LOCA への進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後に B 充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きい LOCA が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともに B 充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	【大容量空冷式発電機※】 【常設電動注入ポンプ】 【B 充てんポンプ（自己冷却）】 【燃料油貯蔵タンク※】 【大容量空冷式発電機用燃料タンク※】 【大容量空冷式発電機用給油ポンプ※】 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水タンク	【移動式大容量ポンプ車】 【取水用水中ポンプ】 【水中ポンプ用発電機】 【復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ】 【使用済燃料ピット補給用水中ポンプ】 【中間受槽】 【タンクローリ※】	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 格納容器再循環サンパ水位（広域） 格納容器再循環サンパ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について (2/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 (2/2)	<p>全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p> <p>漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 <math>1 \times 10^5 \text{mSv/h}</math> 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p>	—	—	—
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<p>全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給換作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。</p>	<p>アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット</p>	【空素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン兼用）】	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について (3/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として空素ポンベ（加圧器逃がし弁）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で 1 次冷却材圧力を 2.0MPa[gage] 以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁）の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 【加圧器逃がし弁】	【可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）】 【空素ポンベ（加圧器逃がし弁用）】	【1 次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350℃ に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時においては、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1 次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示 350℃ 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5$ mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について (4/5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の熔融炉心落下に伴う熔融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。 代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク水位計の指示が16%以下となれば、復水タンクとの連絡を行い、復水タンクに補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	【常設電動注入ポンプ】 【B充てんポンプ（自己冷却）】 【燃料取替用水タンク】 【復水タンク】 【燃料油貯蔵タンク】	【取水用水中ポンプ】 【水中ポンプ用発電機】 【復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ】 【中間受槽】 【タンクローリ】	【AM用消火水積算流量】 【格納容器内温度】 【格納容器内温度（SA）】 【格納容器圧力】 【AM用格納容器圧力】 【格納容器再循環サンプ水位（広域）】 【格納容器再循環サンプ水位（狭域）】 【原子炉格納容器水位】 【原子炉下部キャビティ水位】 【燃料取替用水タンク水位】 【復水タンク水位】
水素濃度監視	ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。 アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。	【燃料油貯蔵タンク】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】 【移動式大容量ポンプ車】 【タンクローリ】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】 【アニュラス水素濃度計測装置】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等対策について (5 / 5)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	<p>A、B 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車により A、B 格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。</p>	<p>A、B 格納容器再循環ユニット</p> <p>A、B 原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>A 原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>A、B 海水ポンプ</p> <p>【燃料油貯蔵タンク】</p>	<p>窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)</p> <p>【移動式大容量ポンプ車】</p> <p>【タンクローリ】</p>	<p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度 (SA)</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM 用格納容器圧力</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>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)</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.2表 主要解析条件（水素燃焼）（1 / 4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
	GOTHIC	本評価事故シーケンスの重要現象である原子炉格納容器における区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器スプレイ及び水素処理を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力（初期）	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力（初期）	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度（初期）	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。

第 7.2.4.2表 主要解析条件（水素燃焼）（2 / 4）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉格納容器 自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと原子炉格納容器内の水素濃度の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 大きめの値	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。ヒートシンクが大きいと水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器内初期温度	49℃	設計値を基に設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧 (0kPa [gage])	評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した低めの値として設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第 7.2.4.2表 主要解析条件（水素燃焼）（3 / 4）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 (破断位置、破断口径)	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径 約 0.74m (29inch) の 完全両端破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなるため、静的触媒式水素再結合装置の水素処理が厳しくなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（口径約 0.74m (29inch)）の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	低圧注入機能及び 高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点から厳しい設定。
	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全炉心内のジルコニウム量の 75% と水の反応による発生を考慮</li> <li>・水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジン分解による発生を考慮</li> </ul>	水の放射線分解による水素の生成割合は、標準値として設定。金属腐食で考慮する金属量及び表面積は標準値として設定。また、ヒドラジン分解による水素生成割合及びヒドラジン重量は、標準値として設定。

第 7.2.4.2表 主要解析条件（水素燃焼）（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機器条件	原子炉トリップ	事故初期からの原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉自動停止時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉自動停止を仮定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (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	26.9m <sup>3</sup> /基（4基） (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	静的触媒式水素再結合装置性能	1.2kg/h/基 (水素濃度 4 vol%、 圧力 0.15MPa[abs]時)	設計値を基に設定。
	静的触媒式水素再結合装置基数	5基	配備基数を設定。
	イグナイタ	効果を期待しない	水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しない。
	格納容器スプレイポンプ	事象発生 160 秒後に スプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、作動遅れ等を考慮して設定。
最大流量		原子炉格納容器へのスプレイは、格納容器スプレイポンプ 2 台を使用するものとし、スプレイ流量は評価結果を厳しくするように、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと、水蒸気の凝縮が促進されるため、水素濃度の観点から厳しい設定。	

第7.2.5.1表 主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。

第 7.2.5.1 表 主要解析条件 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起回事象 (破断位置、破断口径)	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m (29inch) の完全両端破断	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(口径約 0.74m (29inch)) の完全両端破断が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第 7.2.5.1 表 主要解析条件 (溶融炉心・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 1.5 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、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 秒後に給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	200m <sup>3</sup> /h / 4 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (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	26.9m <sup>3</sup> /基 (4 基) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、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	130m <sup>3</sup> /h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
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 168℃、約 4.1MW～約 11.2MW)	△、B 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。
溶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、溶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。
溶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 <sup>2</sup> 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶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。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶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、溶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。

第7.2.5.1表 主要解析条件（溶融炉心・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	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 30分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(4)に従い、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場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	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。
	A、B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	事象発生から24時間後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第7.3.1.1表 「想定事故1」の重大事故等対策について（1／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の回復操作	使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。	—	—	—
燃料取替用水タンク等からの注水準備	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備  
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.3.1.1表 「想定事故1」の重大事故等対策について（2／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む] 】
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率(低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率(高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位(広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む] 】
使用済燃料ピット注水機能喪失の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.3.1.1表 「想定事故1」の重大事故等対策について（3／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +10.96m、注水開始水位 EL. +10.78m の範囲で維持する。以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.3.1.2 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	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱の合計が、最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物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-0.09m）	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	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、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においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m（NWL-約 3.27m）	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棟の遮へい設計基準値（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	25m <sup>3</sup> /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率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による使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7 時間 50 分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へい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、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して設定。

第7.3.2.1表 「想定事故2」の重大事故等対策について（1/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位低下の確認	使用済燃料ピット水位低警報の発信を確認する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
漏えい箇所の特定、隔離操作	使用済燃料ピット水位低下の原因調査を行い、使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施する。	—	—	—
燃料取替用水タンク等からの注水準備	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット水位計指示がEL. +10.75m 未満に低下している場合は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）【使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む】】
使用済燃料ピット水温の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備  
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 7.3.2.1 表 「想定事故 2」の重大事故等対策について (2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水タンク等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット注水機能の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク (2次系純水タンク、原水タンク) のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水確認を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水 (八田浦貯水池) 又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。 使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +9.46m、注水開始水位 EL. +9.28m の範囲で維持する。 以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.3.2.2 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	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料の崩壊熱の合計が、最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物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	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、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	NWL—約 1.41m	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し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を期待。
	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においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から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 関連する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL—約 3.27m)	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棟の遮へい設計基準値（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	25m <sup>3</sup> /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率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 関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7時間 50分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へい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、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して設定。

第 7.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の  
重大事故等対策について（1 / 2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
余熱除去機能喪失の判断	余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は余熱除去冷却器による冷却機能喪失を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を行う。	【余熱除去ポンプ】 【余熱除去冷却器】	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してユバキューションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機* 燃料油貯油そう* 燃料油貯蔵タンク*	タンクローリ*	—
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa[gage]となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	—	【格納容器圧力】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第 7.4.1.1 表 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の  
重大事故等対策について（2 / 2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	<p>余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が 16% となれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示 65% 以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水から B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及び A、B 格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。</p> <p>以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。</p>	<p>B 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）</p> <p>B 格納容器スプレイ冷却器</p> <p>格納容器再循環サンプル</p> <p>格納容器再循環サンプルスクリーン</p> <p>A、B 格納容器再循環ユニット</p> <p>A、B 原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>A 原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>A、B 海水ポンプ</p>	窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	<p>1 次冷却材高温側温度（広域）</p> <p>1 次冷却材低温側温度（広域）</p> <p>1 次冷却材圧力</p> <p>加圧器水位</p> <p>余熱除去流量</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度（SA）</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM 用格納容器圧力</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（狭域）</p> <p>燃料取替用水タンク水位</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>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）</p>

第 7.4.1.2 表 主要解析条件 (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)) (1 / 2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査の工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	大気圧 (0MPa [gage])	ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 (初期)	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が多くなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ+20cm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起回事象	運転中の全ての 余熱除去機能喪失	余熱除去系による浄化及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により全ての余熱除去系の機能が喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	運転中の全ての 余熱除去機能喪失	起回事象として全ての余熱除去系の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においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第7.4.1.2表 主要解析条件（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））（2／2）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	充てんポンプ	37m <sup>3</sup> /h	炉心への注水は、充てんポンプ2台を使用するものとする。原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生50分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m <sup>3</sup> /h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	充てんポンプによる 炉心注水開始	事象発生から50分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生50分後の検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

第7.4.2.1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について（1/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
全交流動力電源喪失の判断	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、全ての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。	蓄電池（安全防護系用）	—	—
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	全交流動力電源喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応準備	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。	常設電動注入ポンプ 大容量空冷式発電機※ 燃料油貯蔵タンク※ 大容量空冷式発電機用燃料タンク※ 大容量空冷式発電機用給油ポンプ※	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用 水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ※	—
燃料取替用水タンクによる代替が心注水	全交流動力電源喪失時の対応操作として、燃料取替用水タンク水位が確保されている場合は、燃料取替用水タンク水によるが心への重力注水を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	【加圧器水位】 【燃料取替用水タンク水位】
原子炉格納容器隔離操作	放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確認するため、大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、格納容器隔離弁を閉止する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	—	—	—
常設電動注入ポンプによる代替が心注水	大容量空冷式発電機等により電源が供給され、常設電動注入ポンプの準備が完了次第、が心への注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。また、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 【B充てんポンプ（自己冷却）】	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 余熱除去流量 AM用消火水積算流量 燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

※：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

第7.4.2.1表 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
直流負荷切離し	大容量空冷式発電機からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池（安全防護系用）に加え、蓄電池（重大事故等対処用）を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。	【蓄電池（安全防護系用）】 【蓄電池（重大事故等対処用）】	—	—
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後に、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。 なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するため、蓄電池室排気ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	【窒素ポンペ（アニュラス空気浄化ファン弁用）】	—
高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）への冷却水通水の準備が完了すれば通水を開始し、格納容器内自然対流冷却を開始する。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認する。 以降、長期対策として高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。	B高圧注入ポンプ（海水冷却） 格納容器再循環サンプル 格納容器再循環サンプルスクリーン A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 高圧注入ポンプ流量 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプル水位（広域） 格納容器再循環サンプル水位（狭域） 燃料取替用水タンク水位 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）
原子炉補機冷却海水系の復旧	設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、余熱除去系による炉心冷却を行う。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第7.4.2.2表 主要解析条件（全交流動力電源喪失）（1／2）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査の工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力（初期）	大気圧(OMPa[gage])	ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度（初期）	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が多くなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系水位（初期）	原子炉容器出入口配管中心高さ+20cm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起回事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	・非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源喪失	外部電源なし	起回事象として、外部電源が喪失するものとしている。

第 7.4.2.2 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失）（2 / 2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関する機器条件	常設電動注入ポンプ	37m <sup>3</sup> /h	炉心への注水は、常設電動注入ポンプを使用するものとする。 原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生から50分後の常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m <sup>3</sup> /h）を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 関する操作条件	常設電動注入ポンプによる 代替炉心注水開始	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる代替炉心注水操作に要する時間を上回る時間として50分を想定して設定。

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について（1 / 2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	1次冷却材の流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプが運転不能となれば、余熱除去ポンプを停止する。 余熱除去系2系列が運転不能となれば、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去ポンプ回復操作を行うとともに、1次冷却材流出の原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	—	余熱除去流量
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	余熱除去機能喪失時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	余熱除去機能喪失時の対応操作として、放射性物質の原子炉格納容器内への閉じ込め機能を確保するため、格納容器隔離弁を閉止する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	—
充てんポンプによる炉心注水	余熱除去機能喪失時の対応操作として、充てんポンプによる炉心注水を行い、1次系保有水量を確保するとともに、取り外している加圧器安全弁の開口部からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	充てんポンプ 燃料取替用水タンク	—	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
アニュラス空気浄化系の起動	アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、格納容器圧力計指示が 39kPa [gage] となれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	【アニュラス空気浄化ファン】 【アニュラス空気浄化フィルタユニット】	—	【格納容器圧力】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備  
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

第7.4.3.1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
代替再循環及び格納容器内自然対流冷却	<p>余熱除去機能が喪失した状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、充てんポンプによる炉心注水からB格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)による代替再循環に切替え、代替再循環による炉心注水状態を確認する。</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンクの窒素加圧及びA、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。準備操作が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。</p> <p>以降、長期対策として代替再循環及び格納容器内自然対流冷却による炉心冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に行う。</p>	<p>B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS タイライン使用)</p> <p>B格納容器スプレイ冷却器</p> <p>格納容器再循環サンプ</p> <p>格納容器再循環サンプスクリーン</p> <p>A、B格納容器再循環ユニット</p> <p>A、B原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>A原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>A、B海水ポンプ</p>	<p>窒素ポンプ(原子炉補機冷却水サージタンク用)</p>	<p>1次冷却材高温側温度(広域)</p> <p>1次冷却材低温側温度(広域)</p> <p>1次冷却材圧力</p> <p>加圧器水位</p> <p>余熱除去流量</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度(SA)</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM用格納容器圧力</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位(狭域)</p> <p>燃料取替用水タンク水位</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>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)</p>

第 7.4.3.2 表 主要解析条件 (原子炉冷却材の流出) (1 / 2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするように、燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査の工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	大気圧 (0MPa [gage])	ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 (初期)	93℃	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次冷却材の保有熱量が大きくなり、1次系保有水量確保の観点から厳しい設定。
	1次系水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ+20cm	プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起回事象	余熱除去系からの1次冷却材の流出	余熱除去系から1次冷却材が流出するものとして設定 (ミッドループ運転中に1次系と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、1次冷却材の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系からの流出を設定)。
		450m <sup>3</sup> /h (余熱除去機能喪失まで流量一定で流出)	余熱除去系の浄化及び冷却運転時の標準値として設定。
		燃料取替用水タンク戻り配管の口径である 約20cm (8 inch) 口径相当の漏えい (余熱除去機能喪失後)	誤開した弁の復旧を見込まず、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出口径は余熱除去系統の最大口径を設定。
	安全機能の喪失に 対する仮定	1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失	余熱除去系による浄化及び冷却運転中において、余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で全ての余熱除去系の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、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第7.4.3.2表 主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（2/2）

	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する機器条件	充てんポンプ	45m <sup>3</sup> /h	炉心への注水は、充てんポンプ2台を使用するものとする。 原子炉停止72時間後を事象開始として、事象発生から約22分後の充てんポンプによる炉心注水を開始する時点の炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約36.6m <sup>3</sup> /h）を上回る流量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込んだ流量として設定。
重大事故等対策に関する操作条件	充てんポンプによる炉心注水開始	余熱除去機能喪失から20分後	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(5)に従い、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として計20分を想定して設定。

第7.4.4.1表 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について

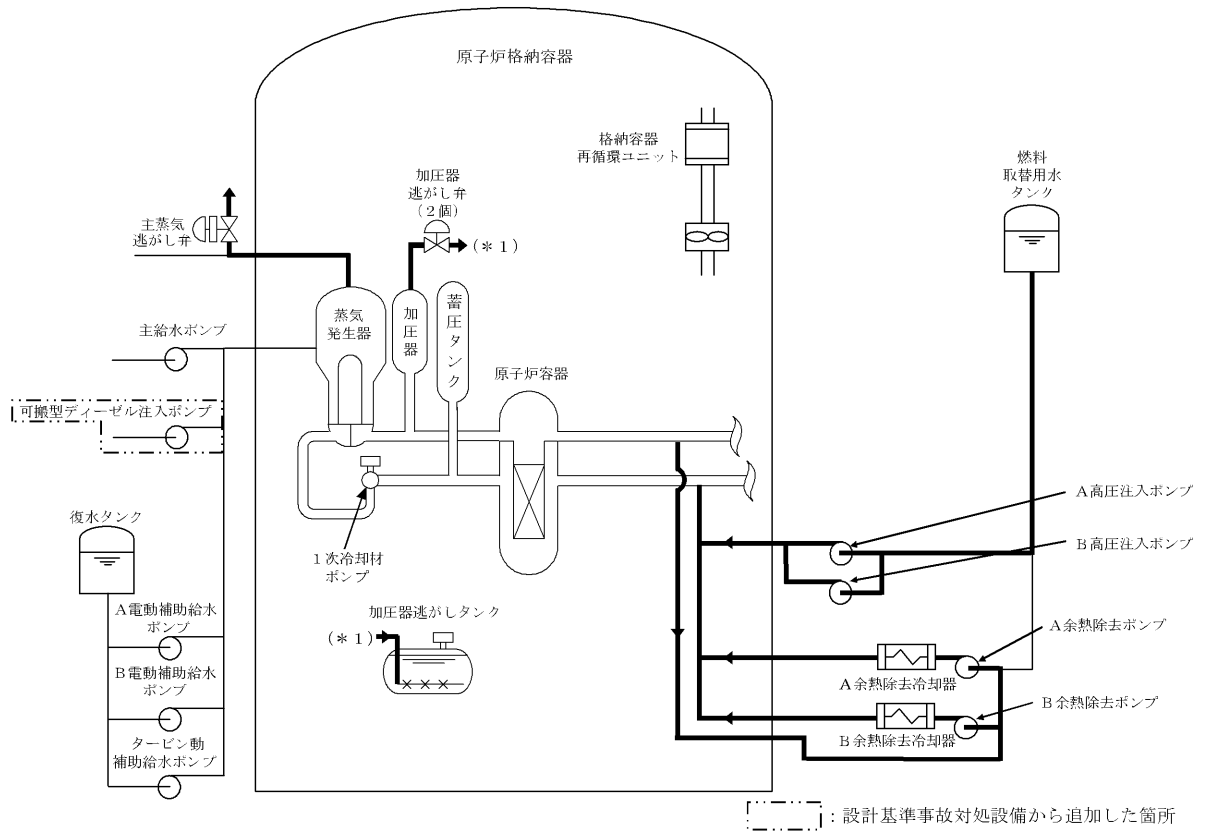
判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	1次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューションアラーム又はベージング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
希釈ラインの隔離	反応度の誤投入時の対応操作として、1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。	—	—	—
ほう酸濃縮操作	反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。	ほう酸ポンプ 充てんポンプ ほう酸タンク 緊急ほう酸注入弁	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
未臨界状態の確認	中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。 ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。 以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

第7.4.4.2表 主要評価条件（反応度の誤投入）（1／2）

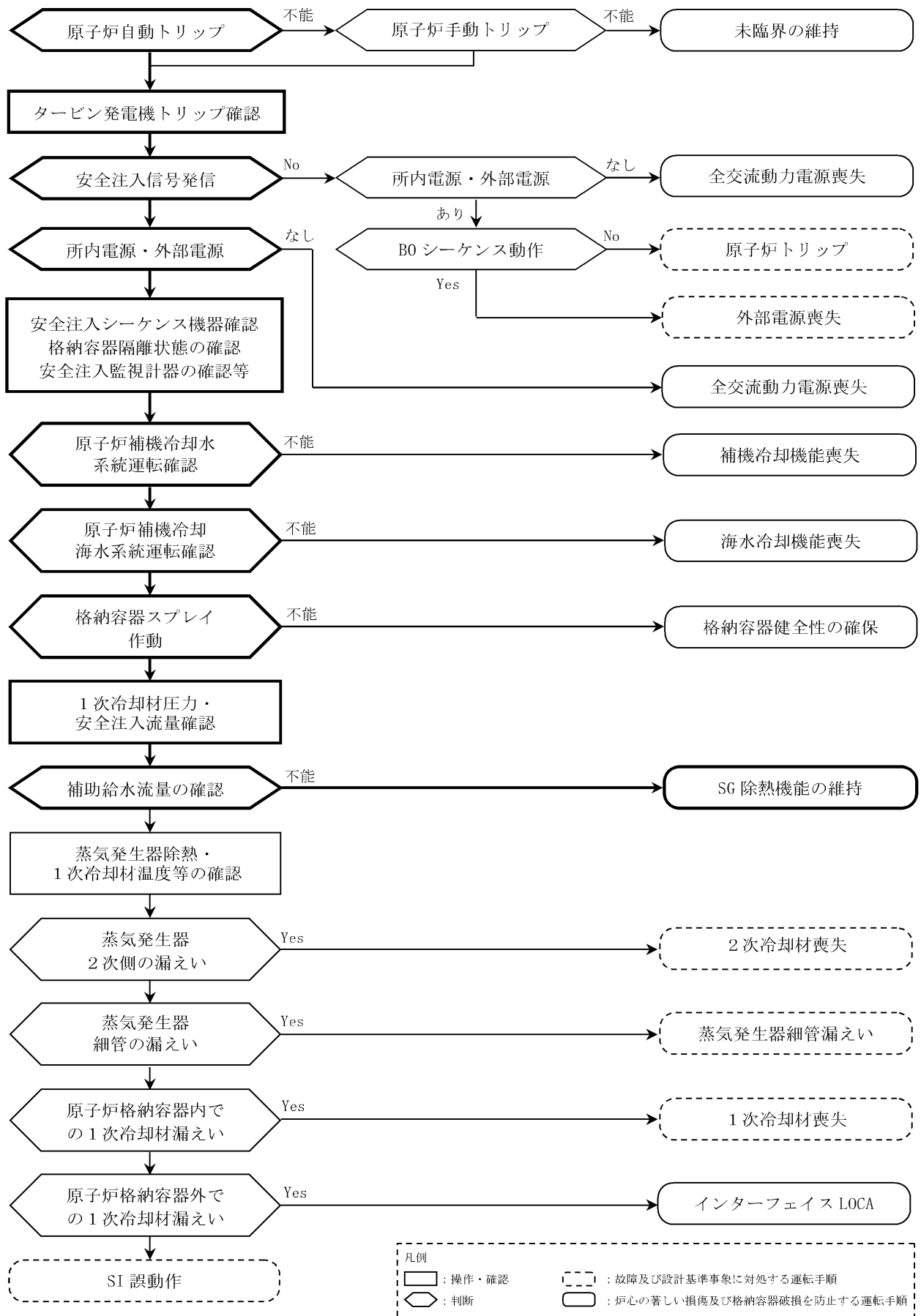
項目	主要評価条件	条件設定の考え方	
初期条件	制御棒	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。全挿入の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
	1次冷却材の有効体積	261m <sup>3</sup>	1次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	3,100ppm (燃料取替え時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次系は、4号炉燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値を設定。実際の原子炉停止中の1次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	2,000ppm	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるウラン炉心の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなり、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起回事象	1次系への純水注水	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により1次冷却材中に純水が注水されるものとして設定。
		81.8m <sup>3</sup> /h	1次系純水流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約60m <sup>3</sup> /h）に余裕をもたせた値として設定。1次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり	1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。

第7.4.4.2表 主要評価条件（反応度の誤投入）（2/2）

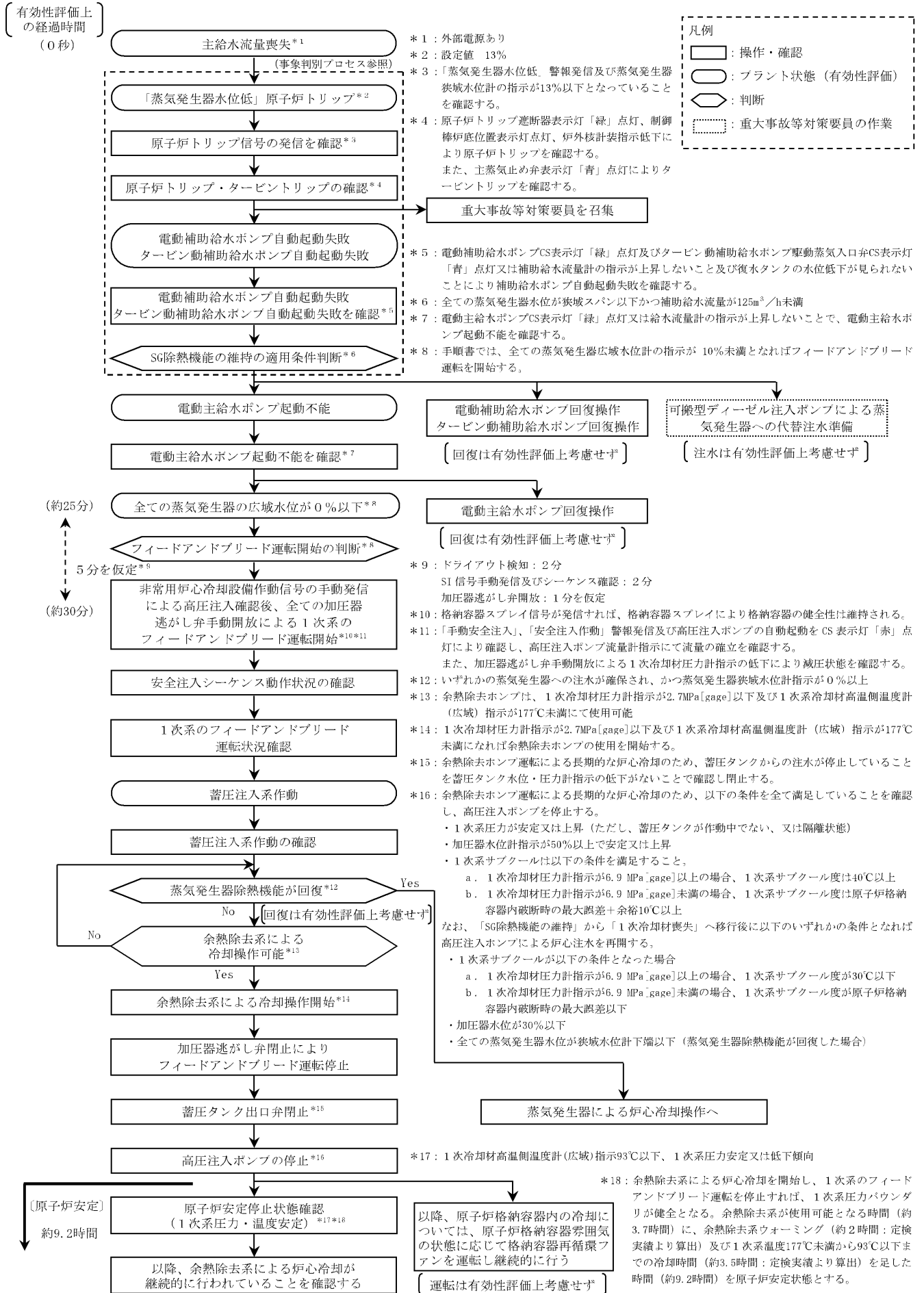
	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関する機器条件	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」信号	停止時中性子束レベルの 0.8デカード上	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（ $10^{0.5}$ =約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、計装誤差を考慮した0.8デカード（ $10^{0.8}$ =約6.3倍）上として設定。
重大事故等対策に 関する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信から10分後に開始し、 希釈停止操作時間（1分）で完了	運転員等操作時間として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の(3)に従い、事象発生を検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。



第 7.1.1.1 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7. 1. 1. 2 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要  
(事象判別プロセス)



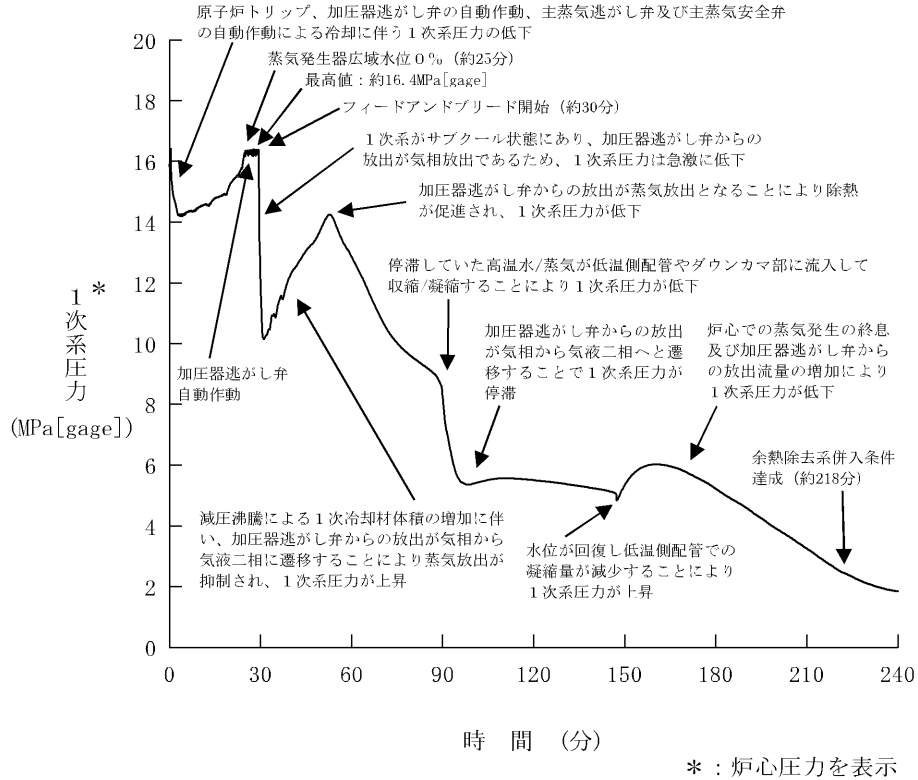
第 7. 1. 1. 3 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要  
 (「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展)



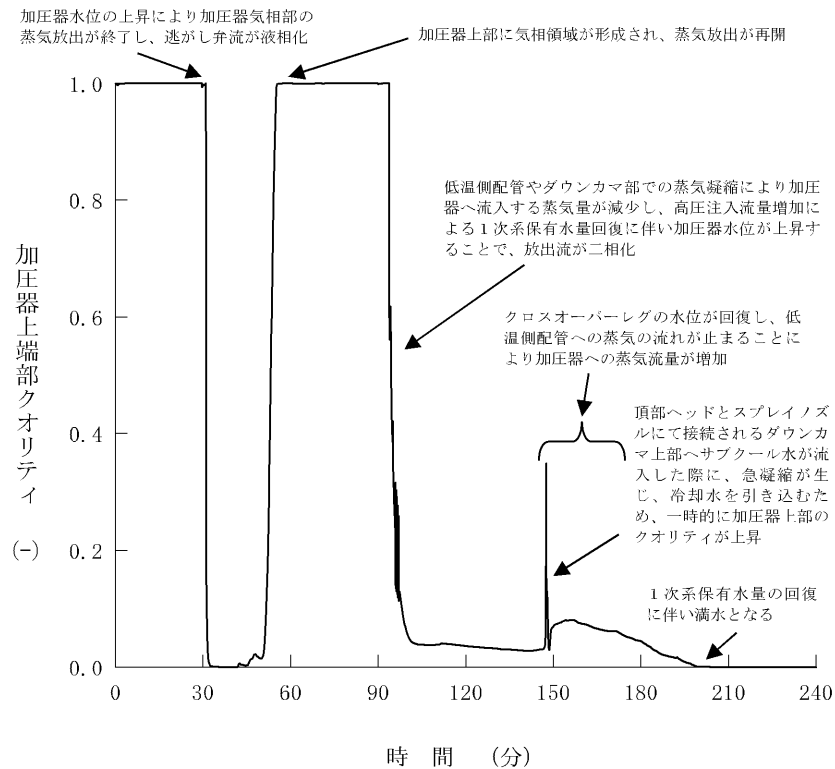
必要な要員と作業項目				経過時間（時間）													備考
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	3号	4号														
		蒸気発生器注水回復操作	重大事故等 対策要員（初動） 係修対応要員 6名 ＋ 重大事故等 対策要員（初動後） 係修対応要員 8名	7	7	約7.5時間 可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水											
●可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の運搬	1時間																
【7】	【7】		●可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の設置 可搬型ディーゼル注入ポンプ水張り、起動														
【1】	【1】		●給水、可搬型ディーゼル注入ポンプ監視、 可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給														
監視、燃料補給	約2時間40分に1回																
運転員A	【1】	【1】	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 （中央制御室操作）														
5分																	
重大事故等対策要員（初動） 運転対応要員E、F	【2】	【2】	●可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への 代替注水系統構成 （現場操作）														
40分	適宜流量調整																

・燃料補給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

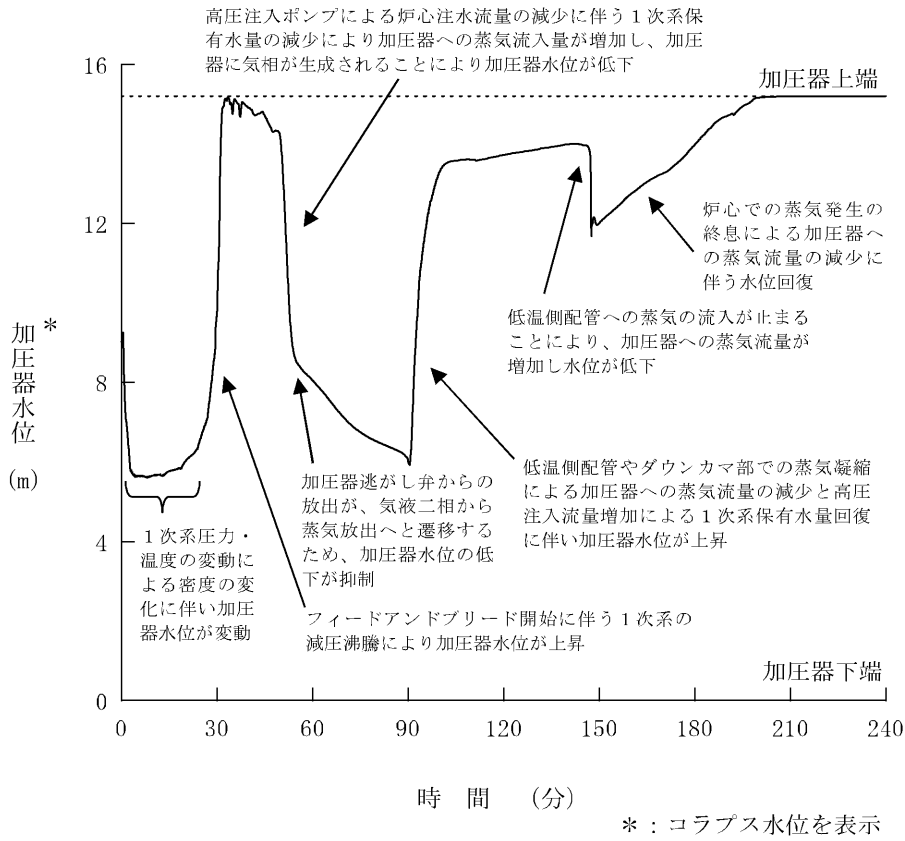
第 7.1.1.4 図 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間（2 / 2）  
（主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故）



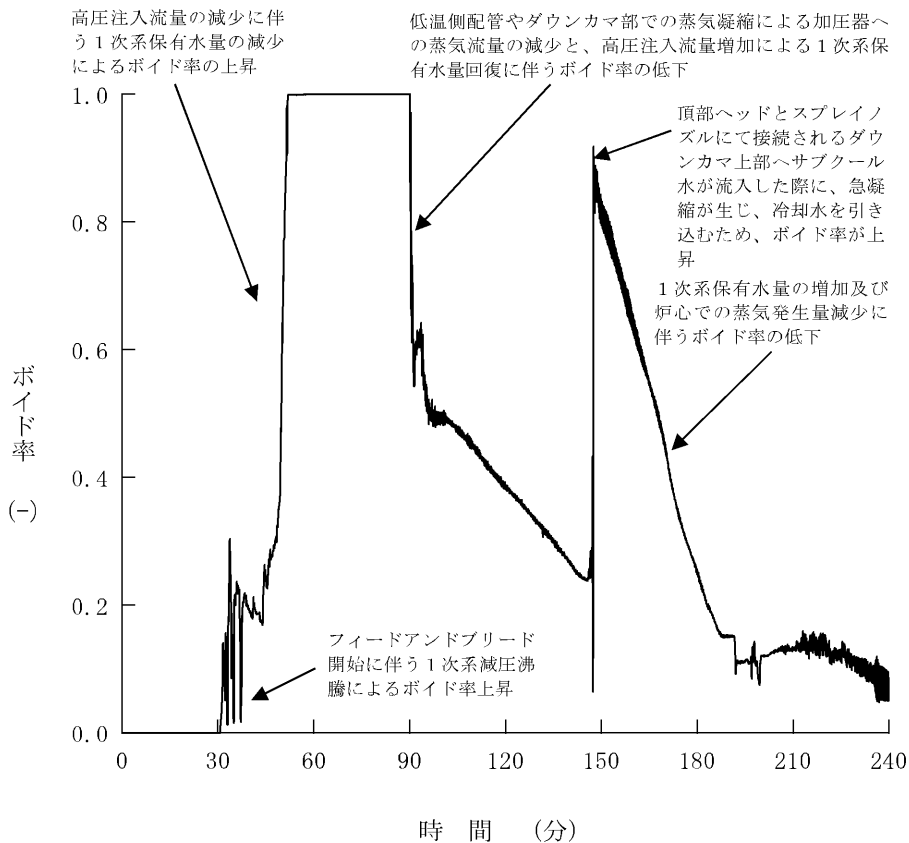
第 7.1.1.5 図 1次系圧力の推移



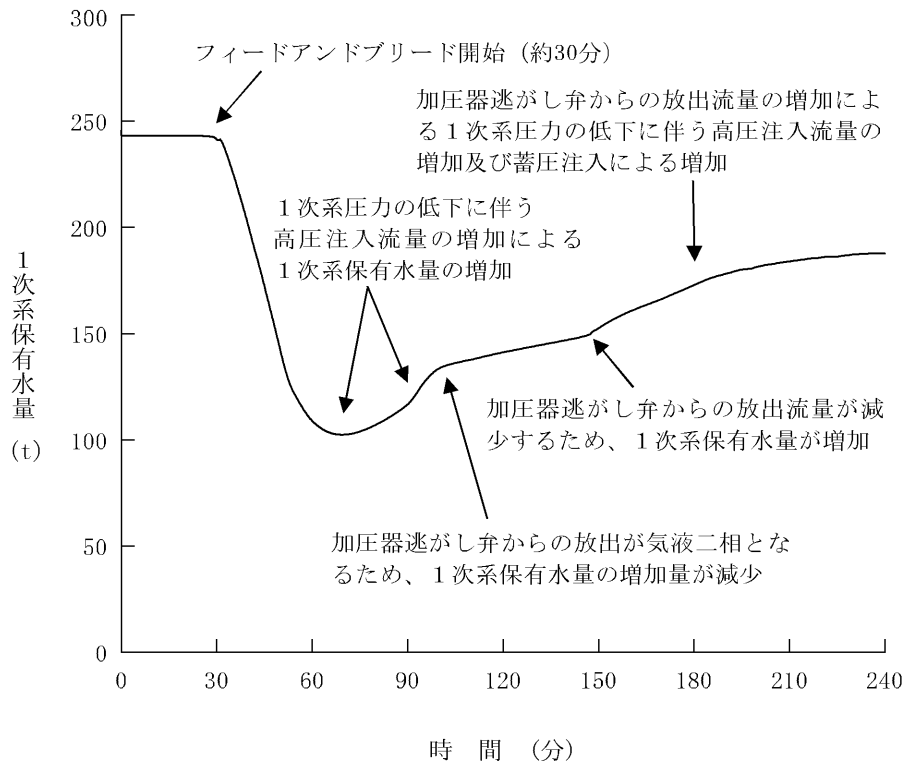
第 7.1.1.6 図 加圧器上端部クオリティの推移



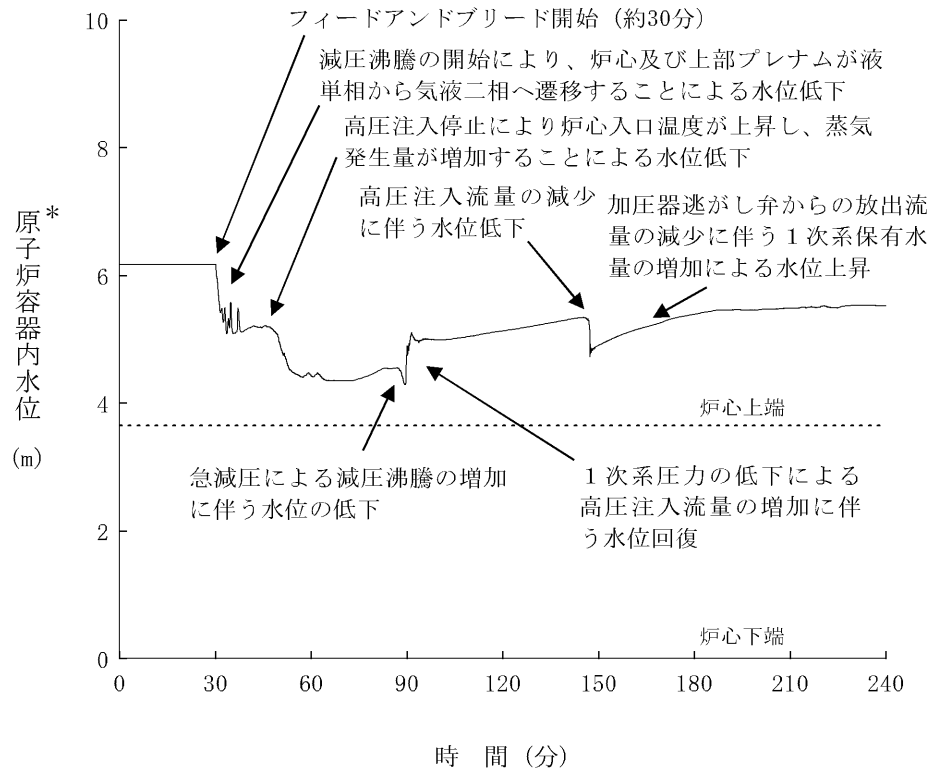
第 7. 1. 1. 7 図 加圧器水位の推移



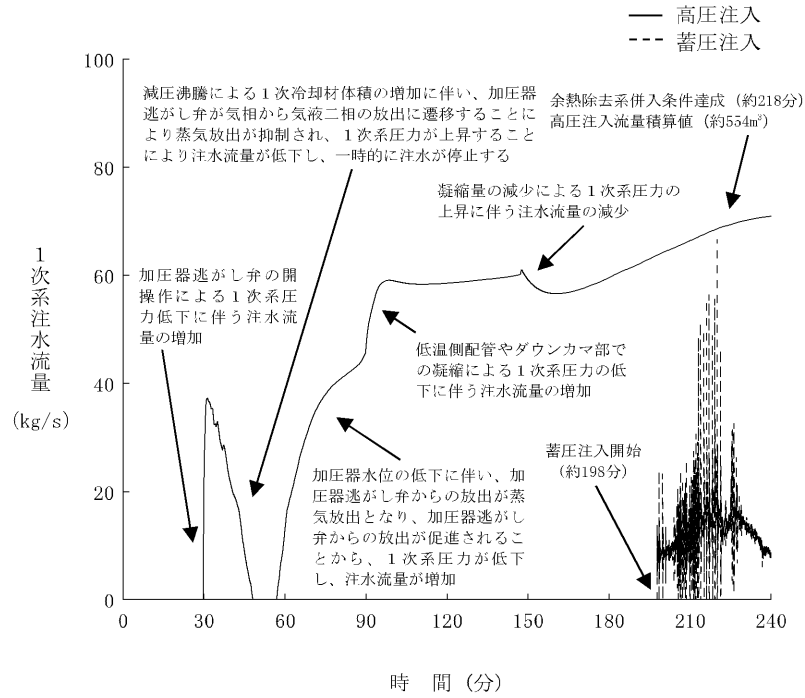
第 7. 1. 1. 8 図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移



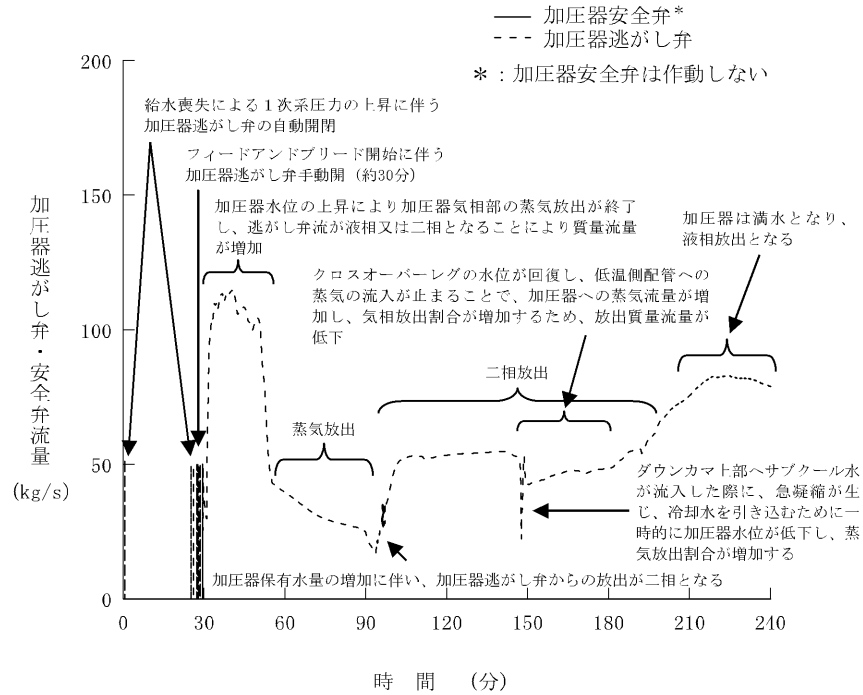
第 7.1.1.9 図 1次系保有水量の推移



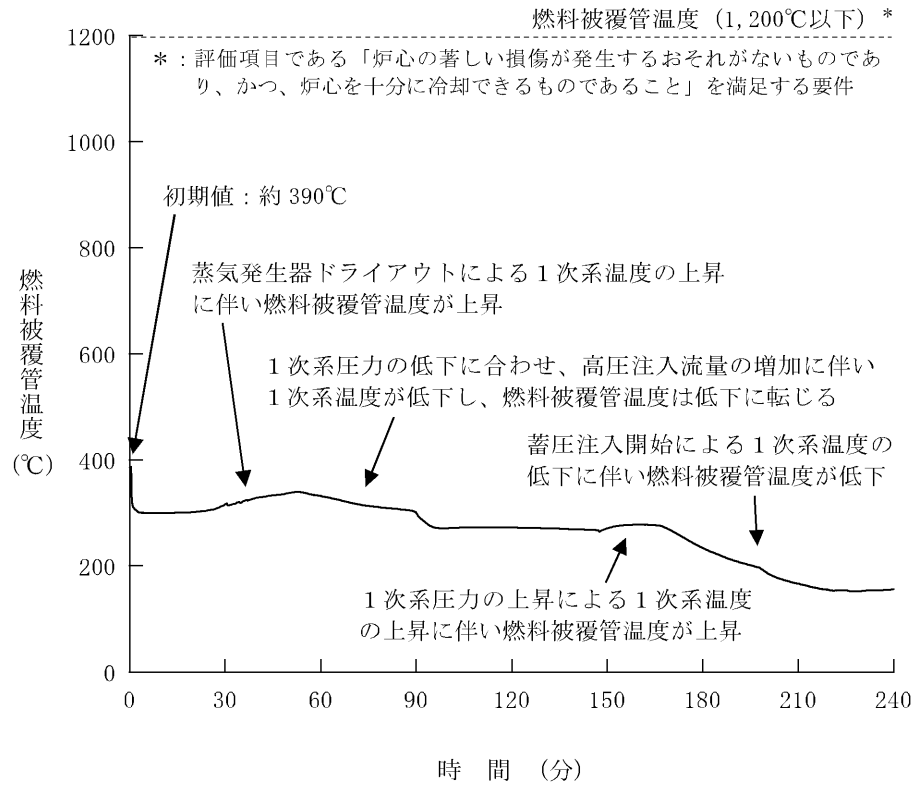
第 7.1.1.10 図 原子炉容器内水位の推移



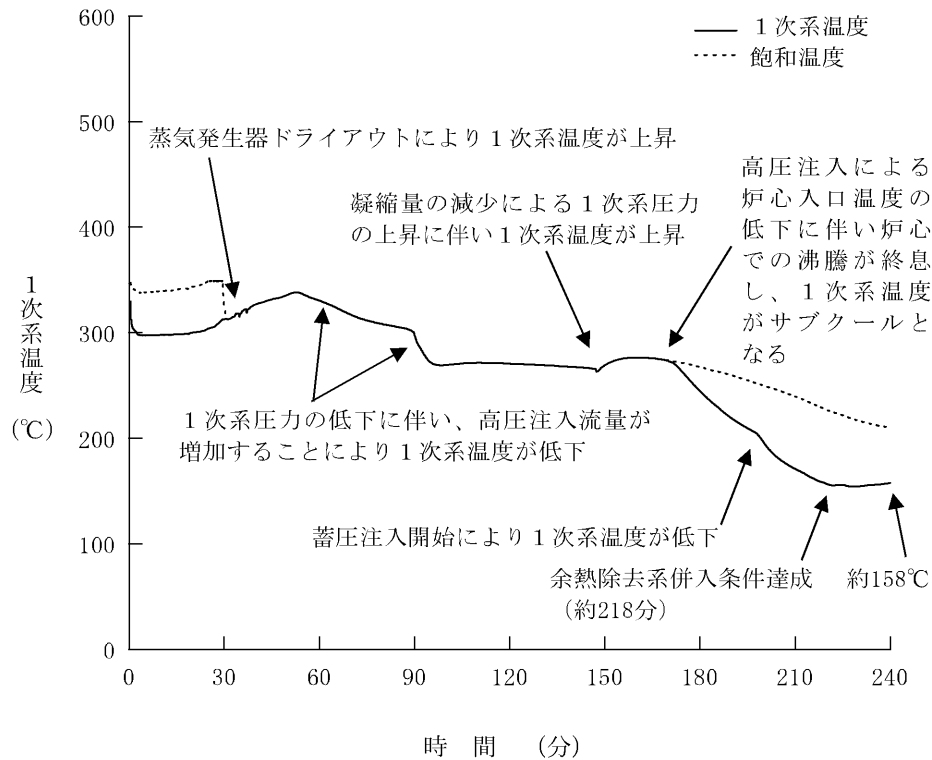
第 7.1.1.11 図 1次系注水流量の推移



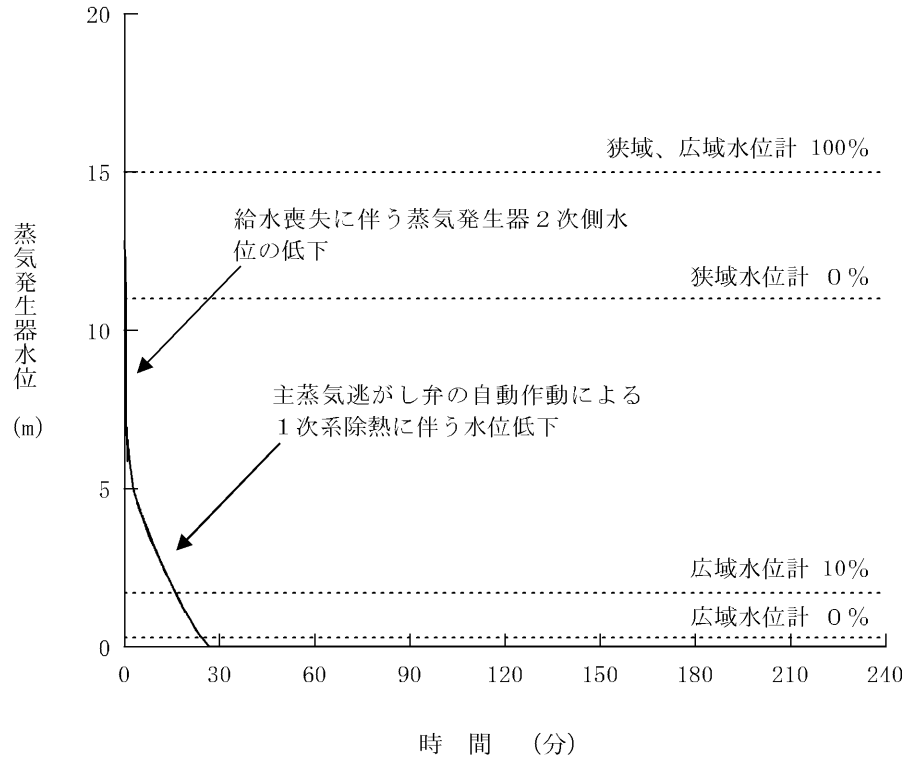
第 7.1.1.12 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



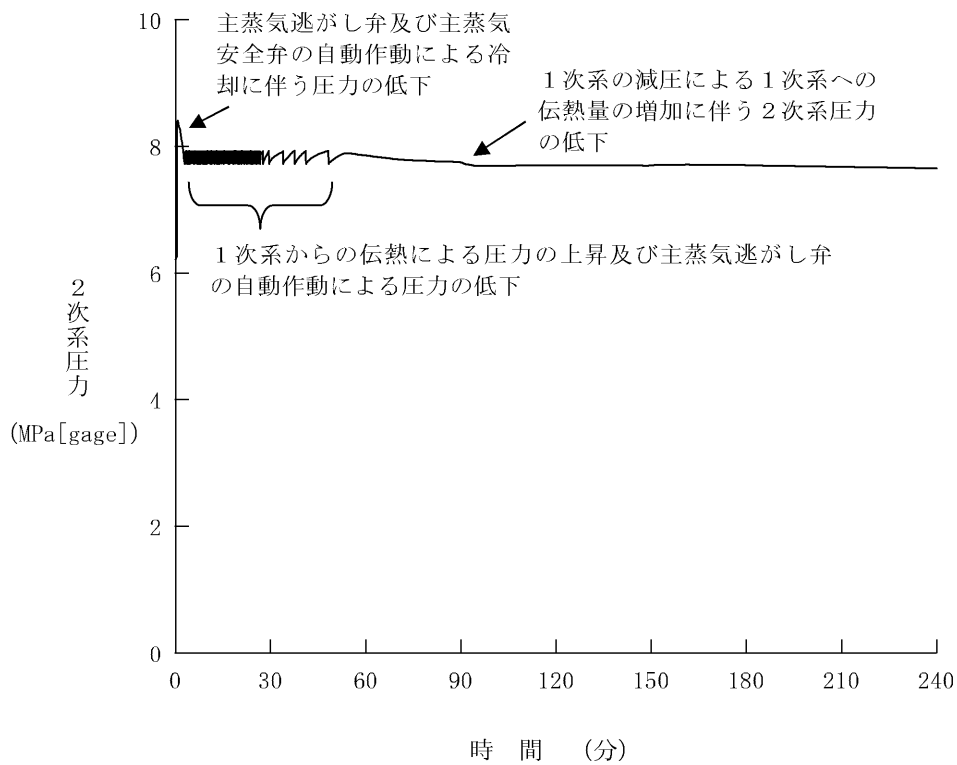
第 7.1.1.13 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.1.1.14 図 1 次系温度の推移

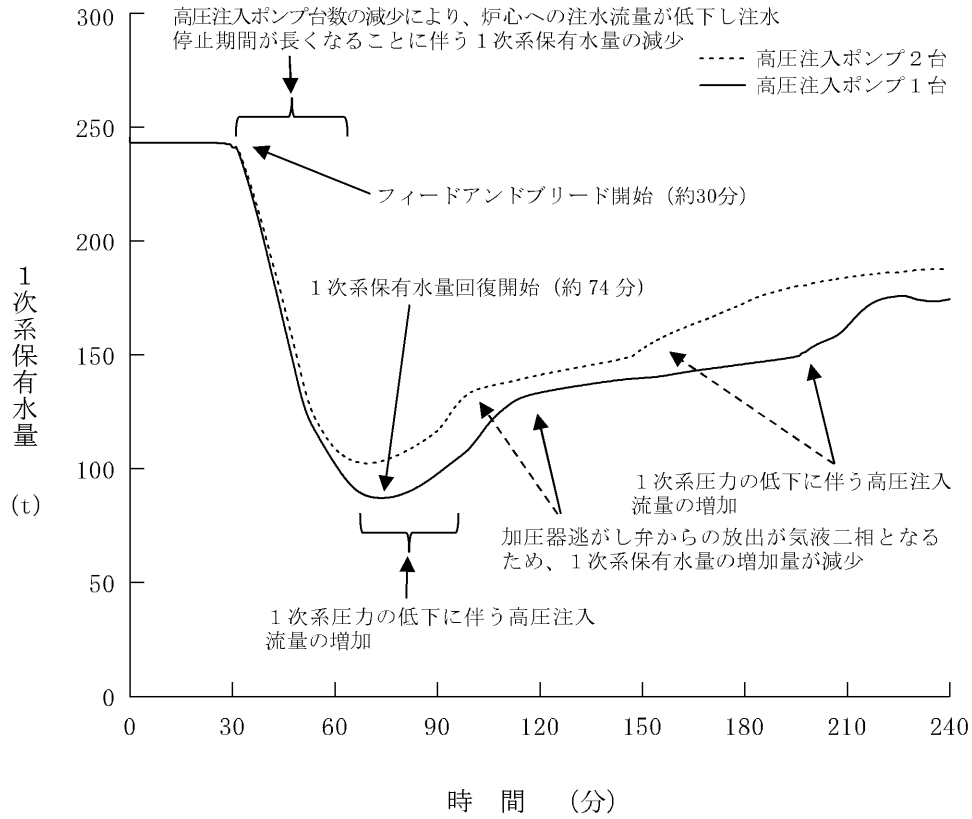


第 7. 1. 1. 15 図 蒸気発生器水位の推移

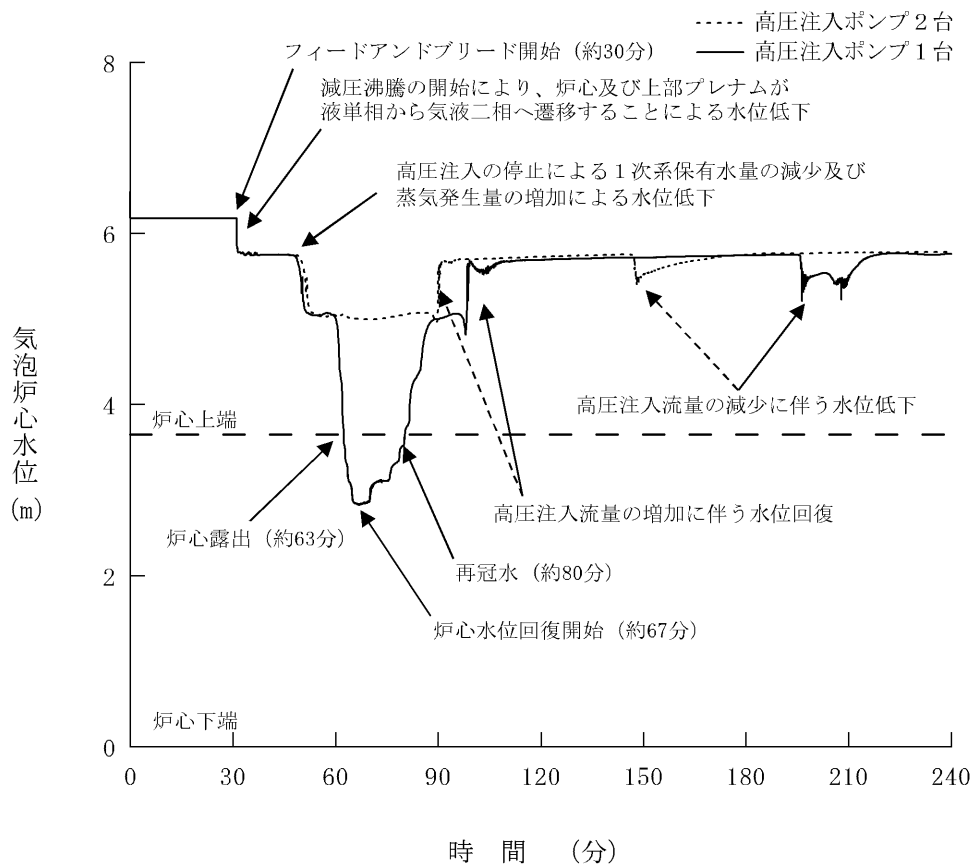


第 7. 1. 1. 16 図 2次系圧力の推移

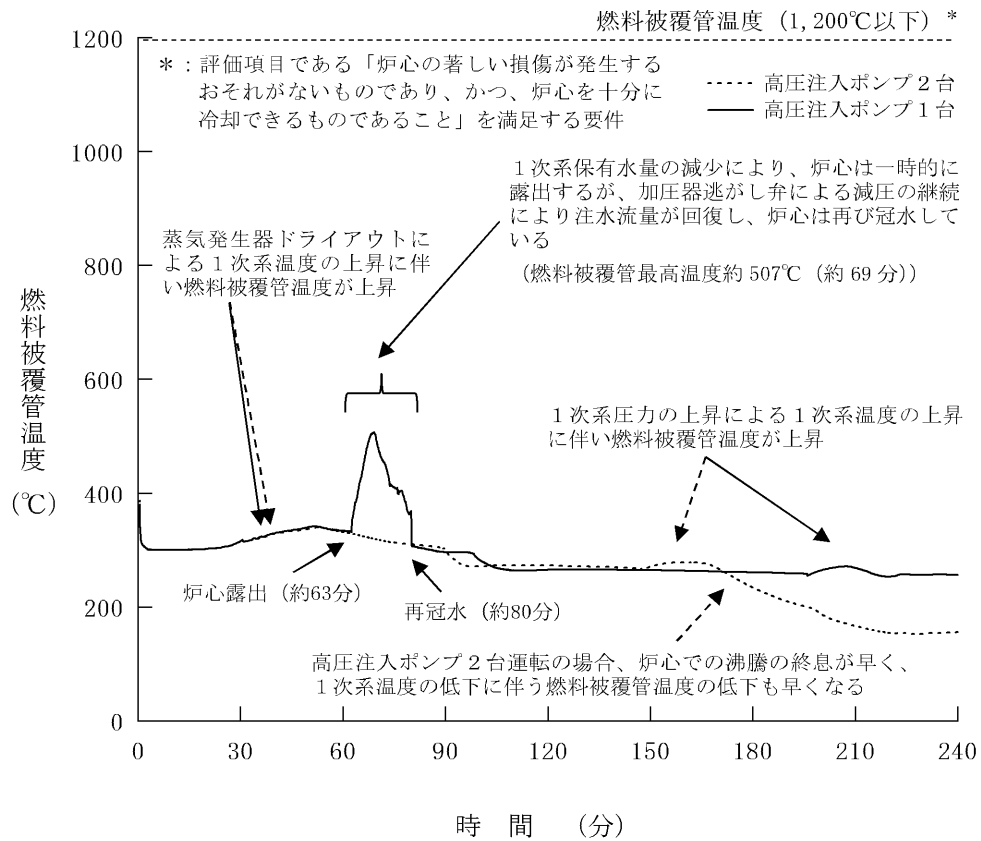




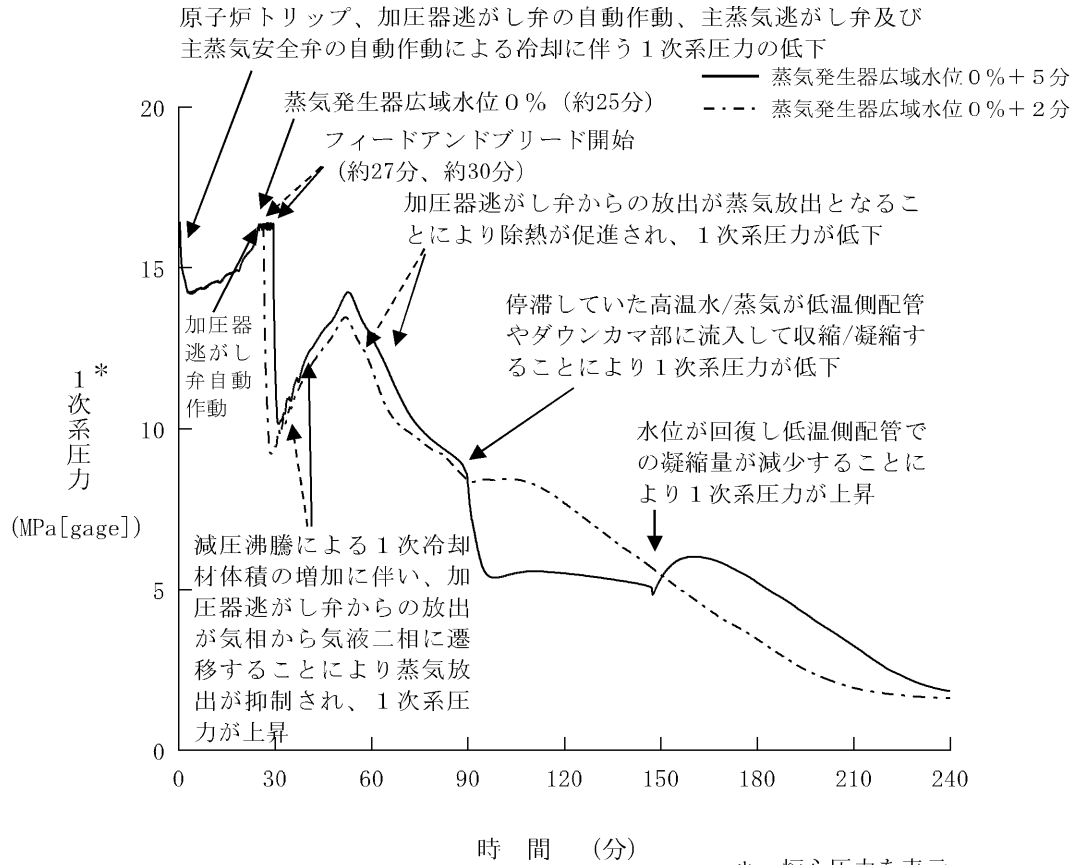
第 7.1.1.19 図 1 次系保有水量の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)



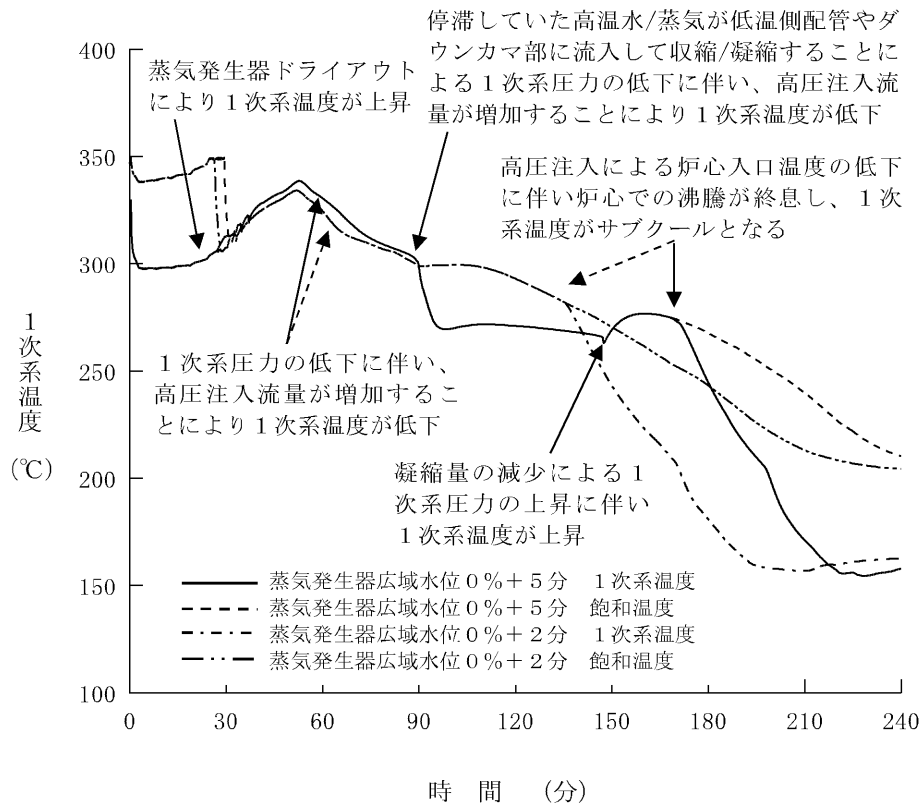
第 7.1.1.20 図 気泡炉心水位の推移 (高圧注入ポンプ 1 台の場合)



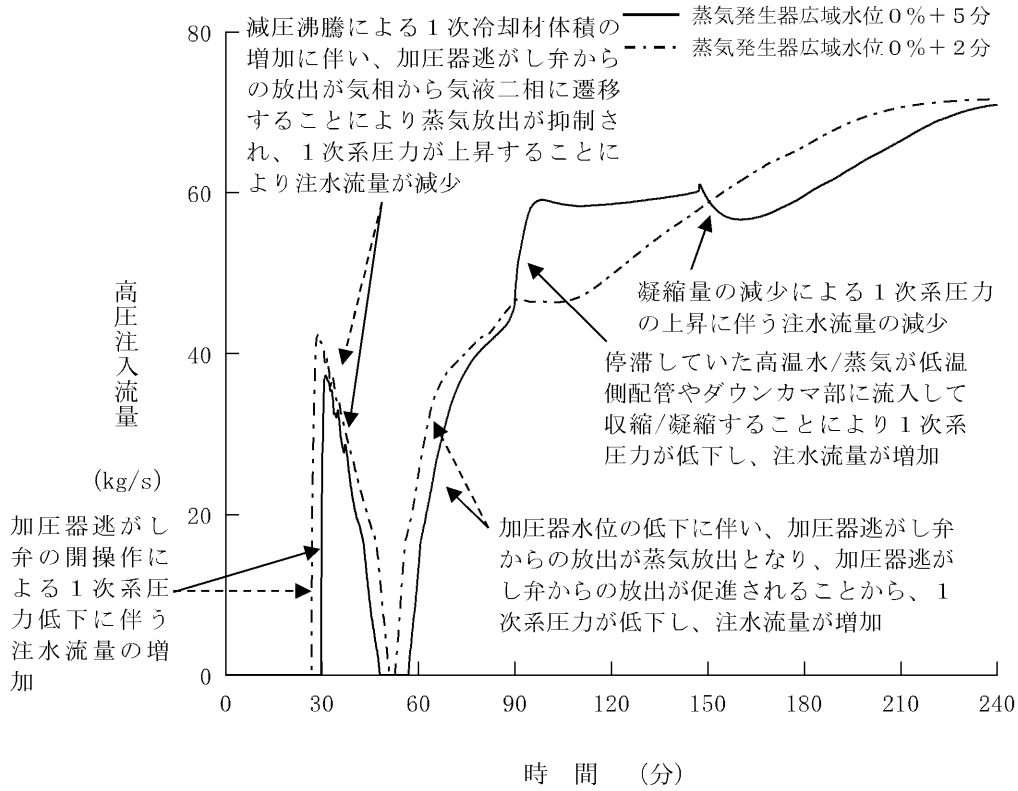
第7.1.1.21 図 燃料被覆管温度の推移 (高圧注入ポンプ1台の場合)



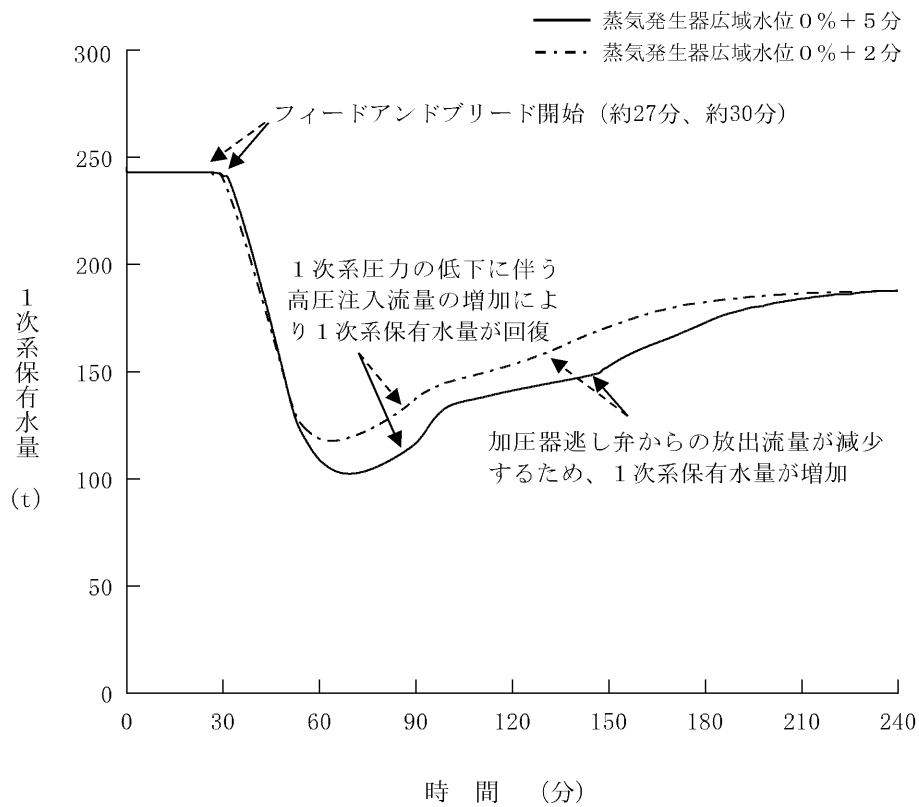
第 7. 1. 1. 22 図 1次系圧力の推移 (開始が早くなる場合)



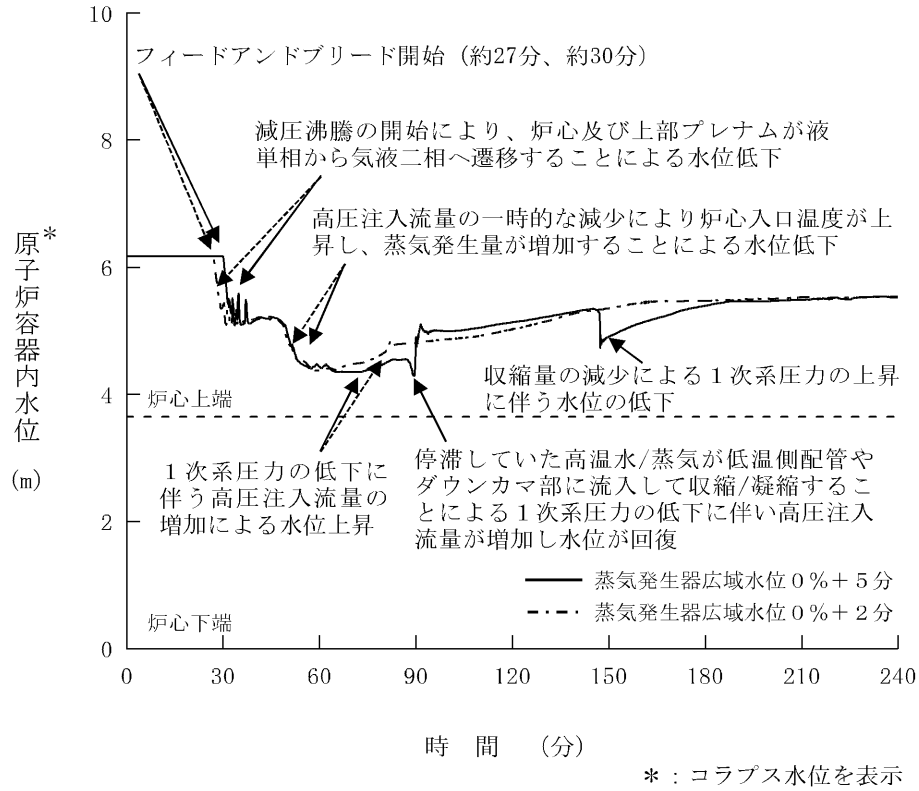
第 7. 1. 1. 23 図 1次系温度の推移 (開始が早くなる場合)



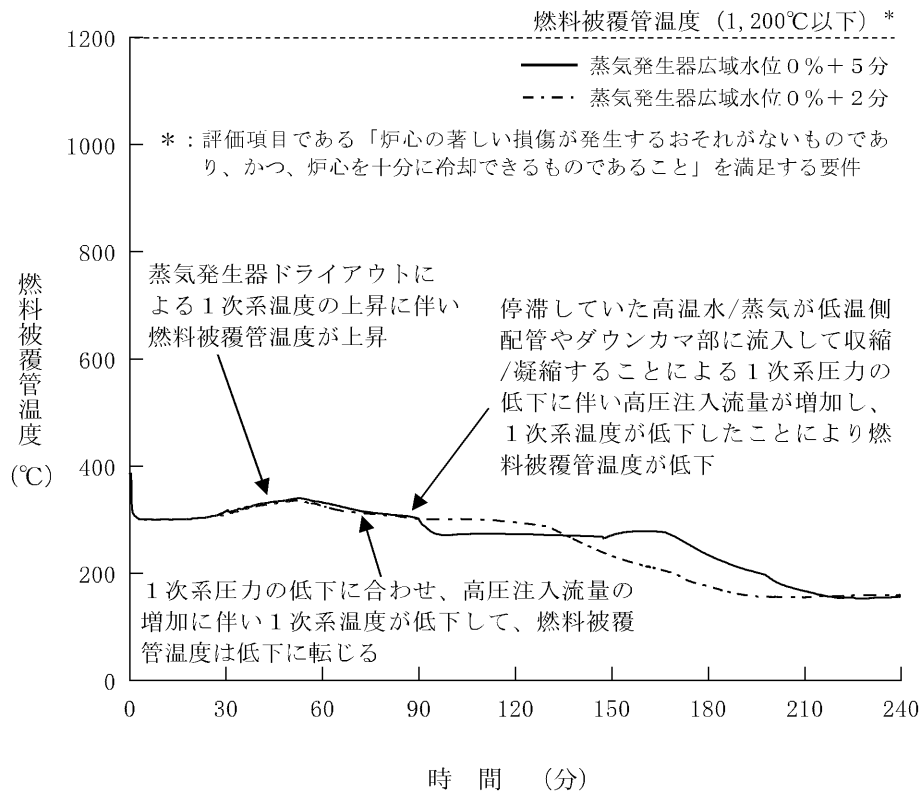
第7.1.1.24図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）



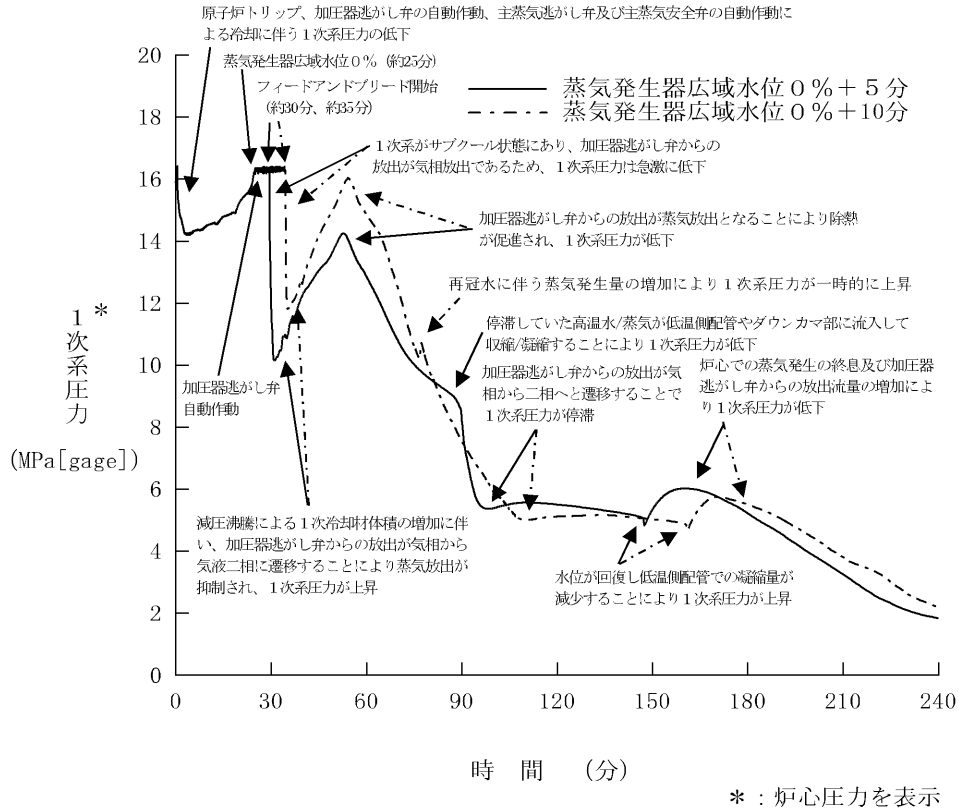
第7.1.1.25図 1次系保有水量の推移（開始が早くなる場合）



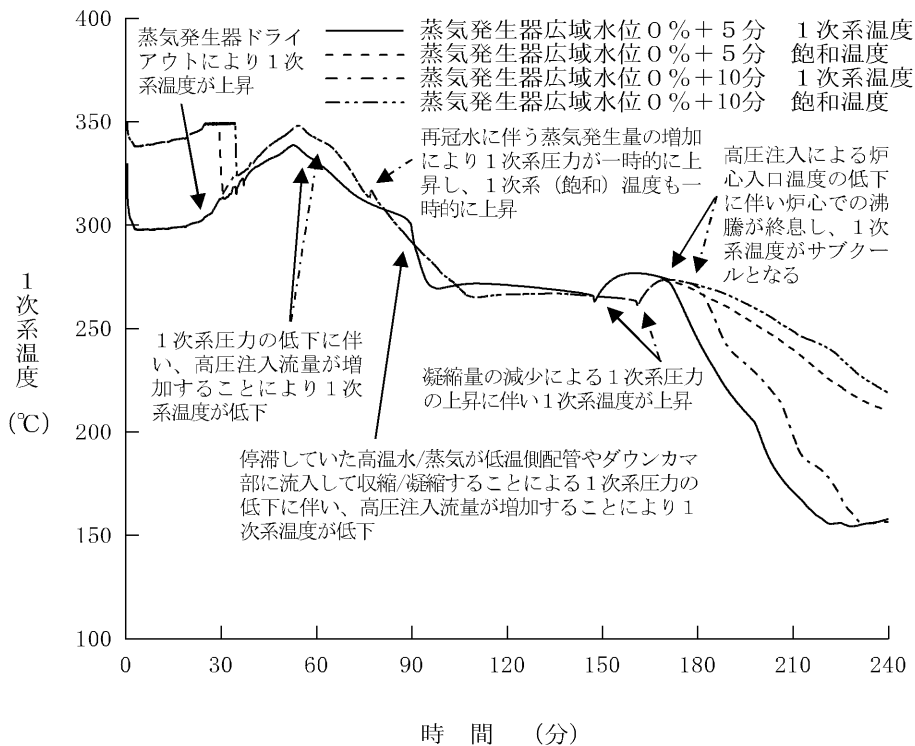
第 7. 1. 1. 26 図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）



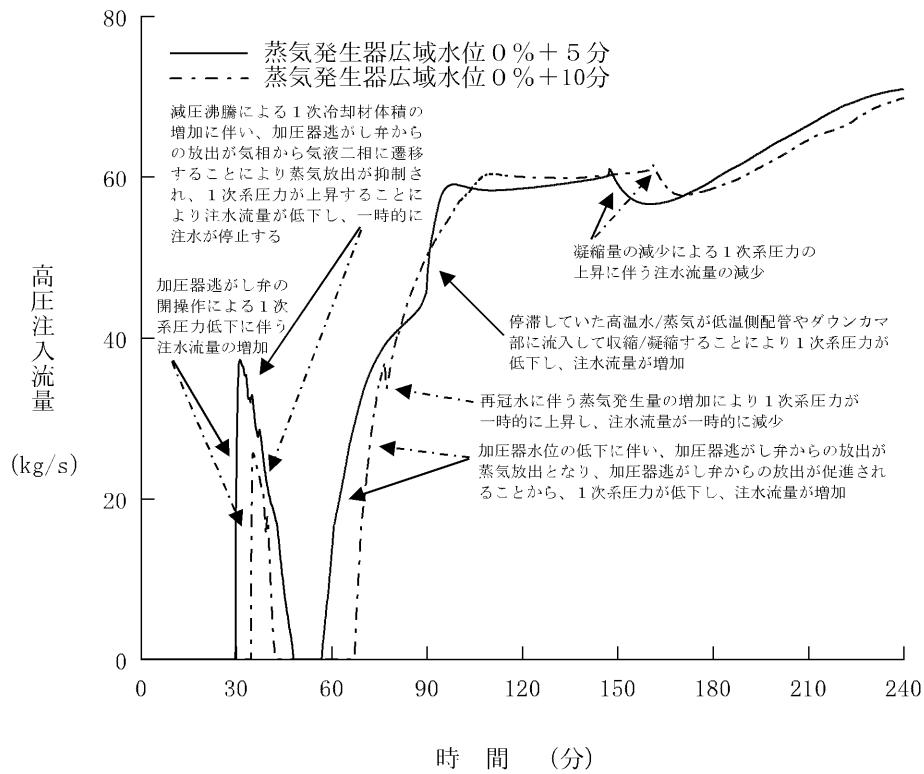
第 7. 1. 1. 27 図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）



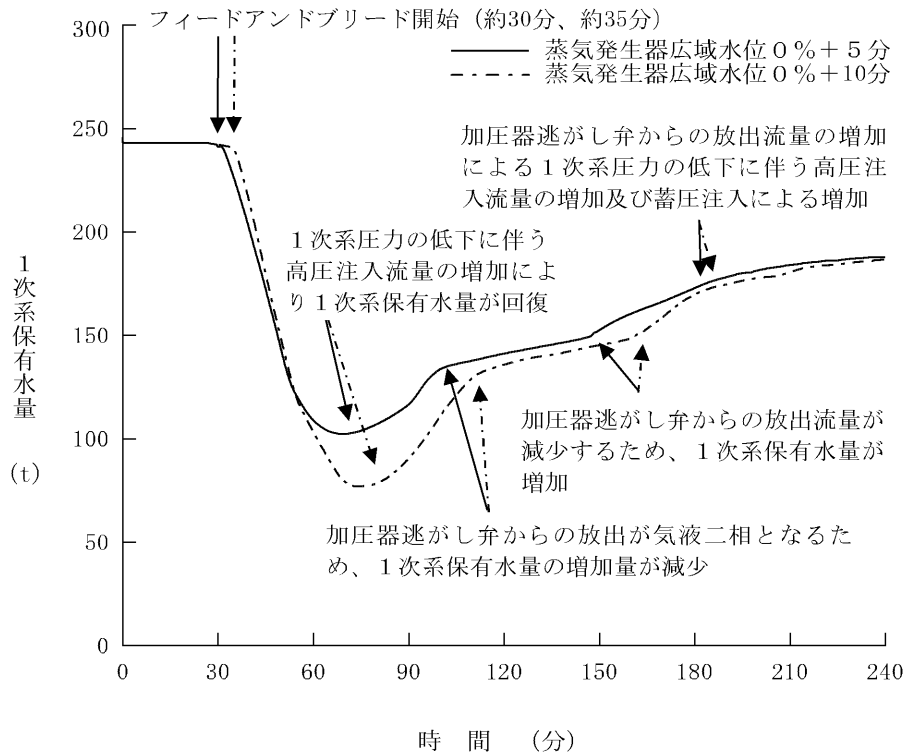
第 7. 1. 1. 28 図 1 次系圧力の推移 (開始が遅くなる場合)



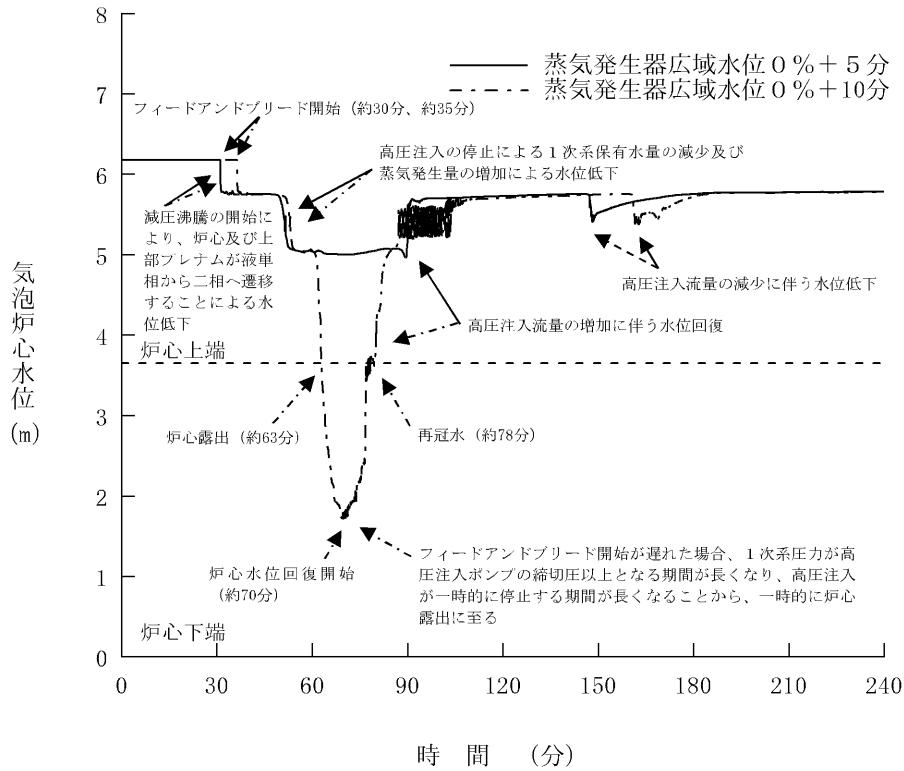
第 7. 1. 1. 29 図 1 次系温度の推移 (開始が遅くなる場合)



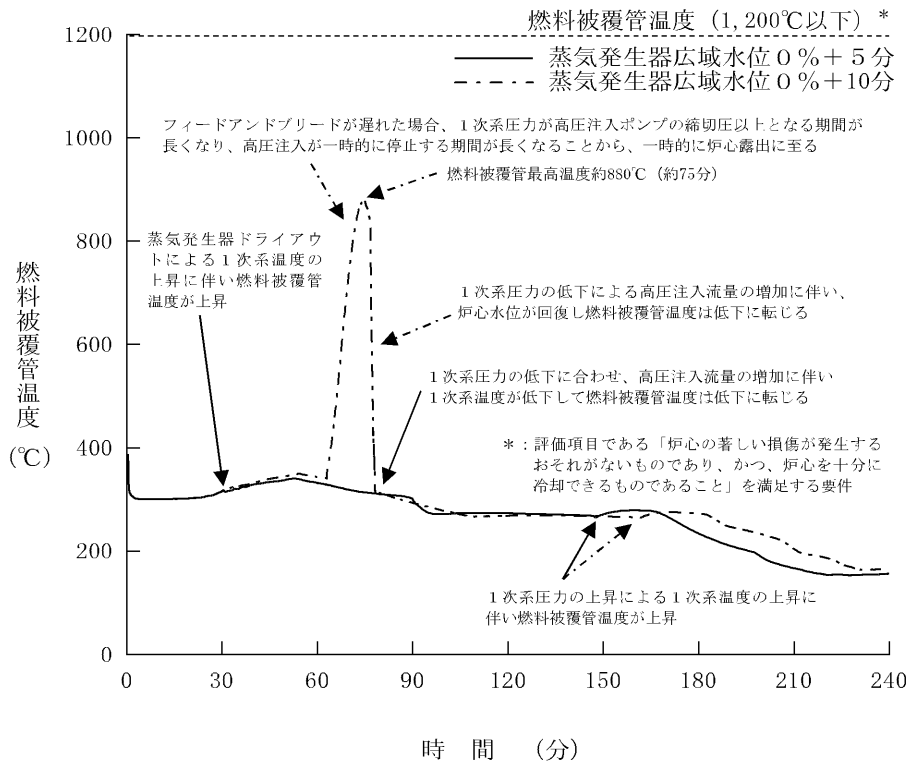
第 7.1.1.30 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）



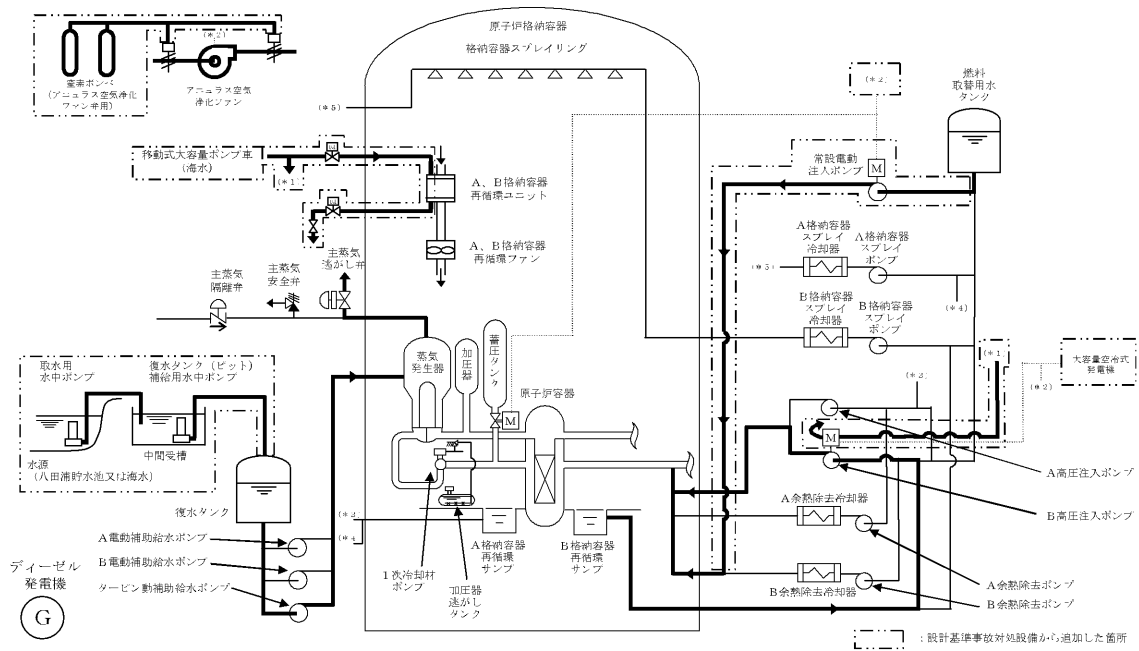
第 7.1.1.31 図 1次系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）



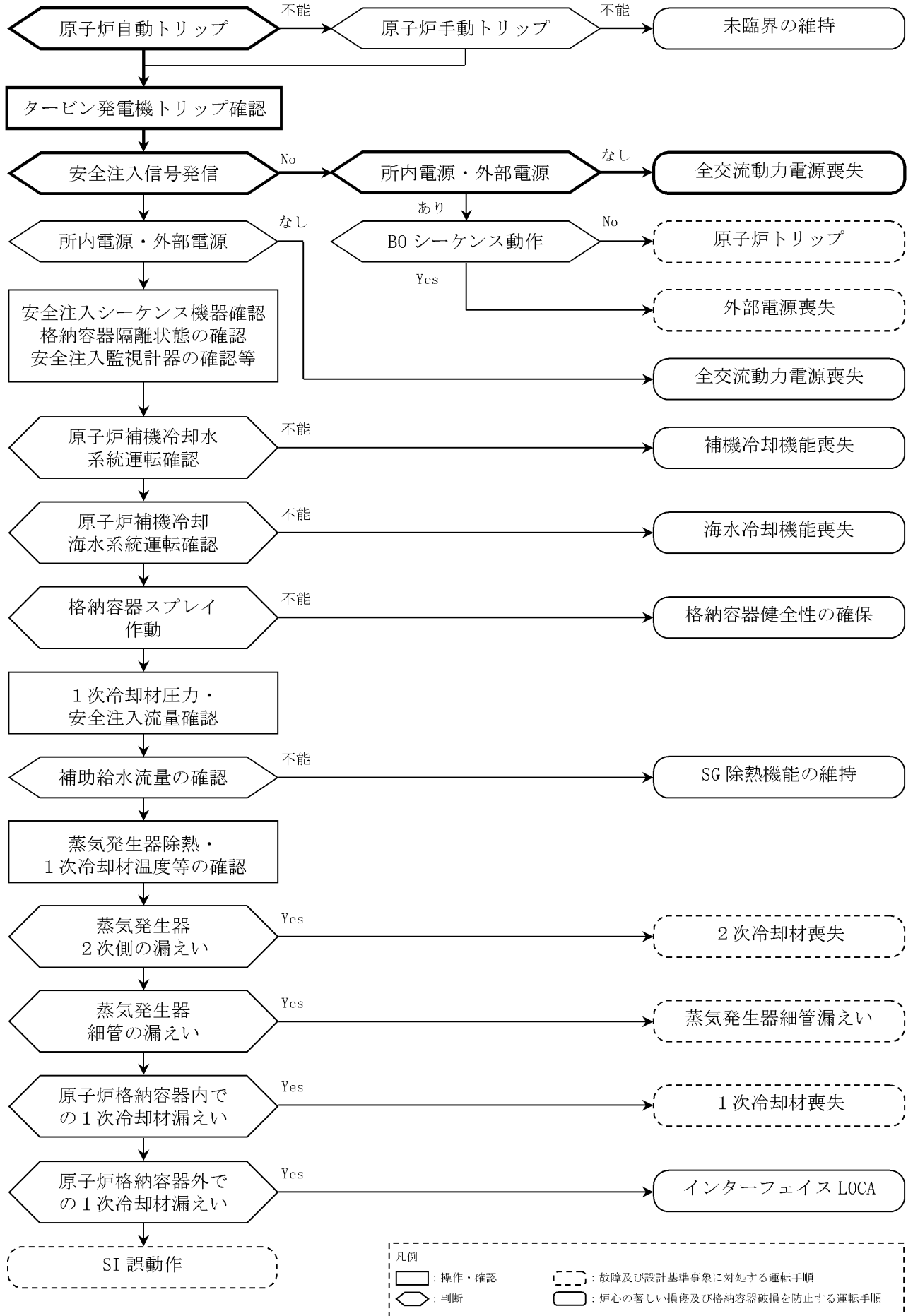
第 7. 1. 1. 32 図 気泡炉心水位の推移（開始が遅くなる場合）



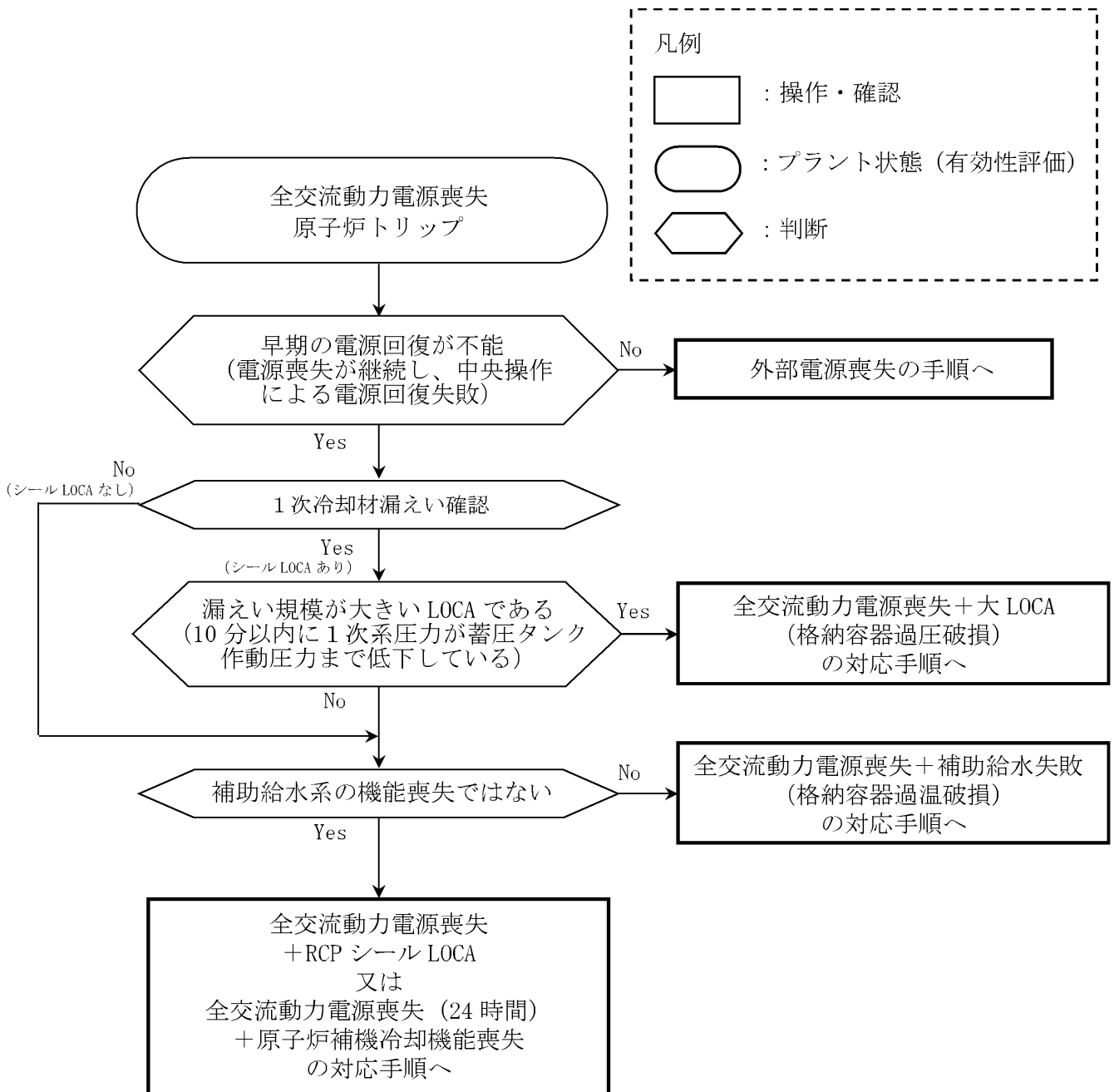
第7. 1. 1. 33図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図

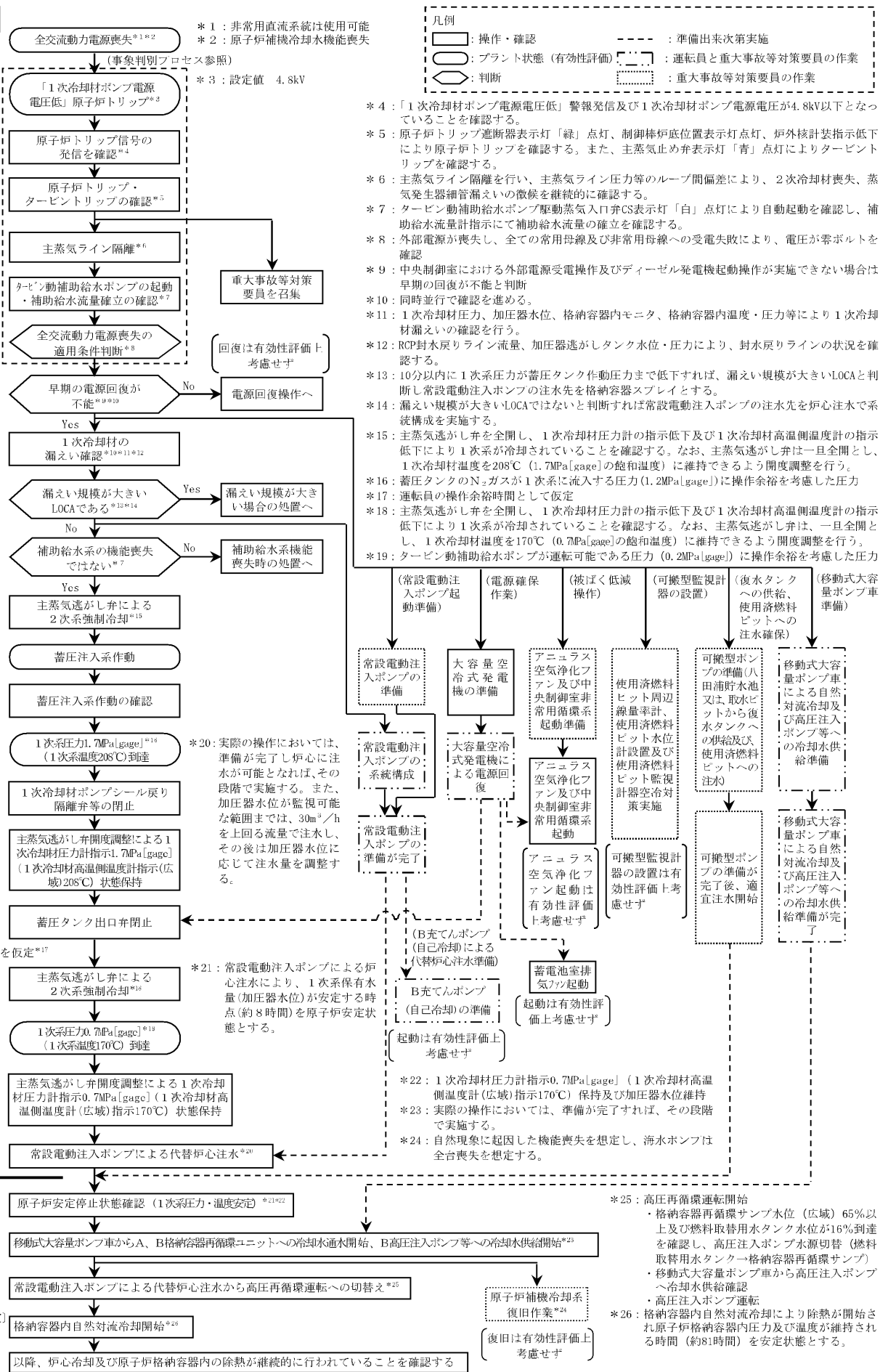


第 7.1.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
(事象判別プロセス)



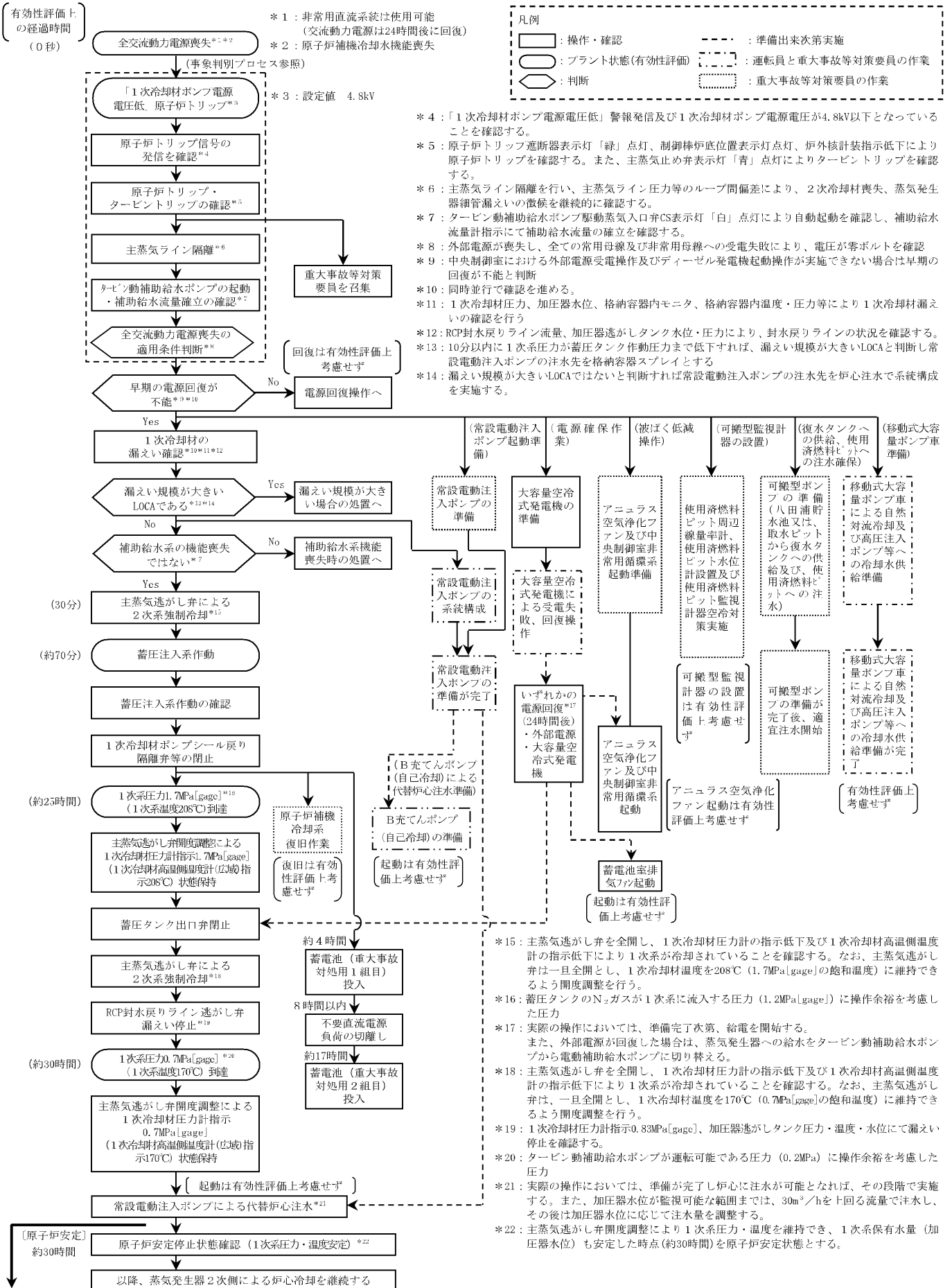
第 7. 1. 2. 3 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
(初期対応手順)

〔有効性評価上の経過時間(0秒)〕



第 7.1.2.4 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

(「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」の事象進展)



第 7.1.2.5 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

(「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)



必要な要員と作業項目			経過時間 (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		経過時間 (時間)																								備考																								
	3号	4号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32	34	36	38	40	42	44	46	48		50	52	54	56	58	60	62	64	66	68	70	72	74	76	78	80	82	84	86	88	90	92	94	96
大容量空冷式発電機対応	2		●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給 2時間30分 (ホースの運搬・設置) 燃料補給 (約10時間に1回)																								約81時間 以降原子炉格納容器安定																								
復水タンクへの供給	[5] +7	[5] +7	●取水用水中ポンプ、復水タンク (ピット) 補給用水中ポンプ、 中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬 1時間 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) ●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 20分 (中間受槽へ水張り) 起動、監視、燃料補給 (約8時間40分に1回) ●復水タンク (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) 3時間 (ポンプ、ホース等設置) ⇒復水タンク・SPPへの注水可能 (14時間) 起動、監視、燃料補給 (約8時間40分に1回)																								蒸気発生器への注水は、復水タンクの水が枯渇する時間 (約14時間) までに対応が可能である																								
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等 対策要員 (初動) 係対応要員 10名		[9]	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置 20分																								2.1日以内に実施																						
可搬型使用済燃料ピット計測装置 設置	重大事故等 対応要員 (初動後) 係対応要員 16名		[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬 1時間																								有効性評価上考慮せず																						
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置 1時間																																																
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) への燃料補給 起動、監視、燃料補給 (約8時間20分に1回)																																																
移動式大容量ポンプ準備	[7]	[7]	●移動式大容量ポンプ車の設置 (水中ポンプの設置含む) 2時間																								移動式大容量ポンプ車 による格納容器再循環 自然対流冷却は、24時間 までに対応が可能である  移動式大容量ポンプ車 による高圧再循環切替 準備は、燃料取替用注 水タンクを水搬とする炉 心注水継続時間 (約 67.5時間) 中に対応可 能である																								
	[6]	[6]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置 3時間																																																
	[9]	[9]	●可搬型ホース接続 8時間																																																
	[2]	[2]	●海水系統へ原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース取替え 1時間																																																
	[2]	[2]	●可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/ 出口温度 (SA) 用) 取付け 1時間																																																
	[2]	[2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給 ⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能 (20時間20分) 起動、監視、燃料補給 (約4時間20分に1回)																																																
	[3]	[3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (現場) 3時間																																																
	[11]	[11]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (中央制御室) 10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																								有効性評価上考慮せず																								

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

### 第 7.1.2.6 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間 (2 / 2)

(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																	経過時間(時間)	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10 20 30 40 50 60 70 80 90 100																	1 2	備考
			3号	4号																約20時間	
状況判断	当直隊長 当直副長 当直主任 運転員	号炉毎 運転操作指揮者	事故発生 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																		
	運転員	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●主蒸気隔離操作 ●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																	主蒸気隔離を行い、ループ間隔離により、2次冷却材喪失・蒸気発生経管漏えいの徴候を継続的に確認する	
電源確保操作	運転員B	●現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) (現場操作)	15分																		
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)	1	電源回復操作																	
2次系強制冷却	運転員C、D 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	●現地移動/主蒸気逃がし弁開放 (現場操作)	20分	適宜調整																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分までに開始することができる	
	運転員D	●現地移動/タービン動補助給水ポンプ出口流量設定弁開度調整 (現場操作)	1	適宜調整																	
常設電動注入ポンプ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	●現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作)	2	70分																	
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●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)	2	30分																	
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/アニュラスダンパ空気供給操作 (現場操作)	1	45分																アニュラスダンパ空気供給操作は有効性評価上考慮せず	
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●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)	【2】	90分																	
使用済燃料ピット周辺除塵等準備	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/使用済燃料ピット周辺除塵率計等設置 (現場操作)	【1】	90分																有効性評価上考慮せず	
B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	●現地移動/B充てんポンプ(自己冷却)系統構成 (現場操作)	【2】	35分																起動は有効性評価上考慮せず	
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/B充てんポンプ自己冷却準備(ディスタンスピース取替え) (現場操作)	2	30分																	
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E、F	●現地移動/1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作 (現場操作)	【2】	50分																	
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	●現地移動/主給水隔離弁の閉止操作 (現場操作)	【2】	50分																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	
中央制御室操作	運転員A	●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起動準備) ●蓄電池室排気ファン起動*1 *2 ●蓄圧タンクバルブ閉止*1 ●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成*1 *2 ●アニュラス空気浄化ファン起動操作*1 *2 ●中央制御室非常用循環ファン起動操作*1 ●常設電動注入ポンプ起動操作*1 *2 (中央制御室操作)	1	電源回復操作																*1 電源回復後、操作を行う *2 起動は有効性評価上考慮せず	
可搬型計測器による計測	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	●現地移動/可搬型計測器接続 (現場操作)	【1】	適宜実施																有効性評価上考慮せず	

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

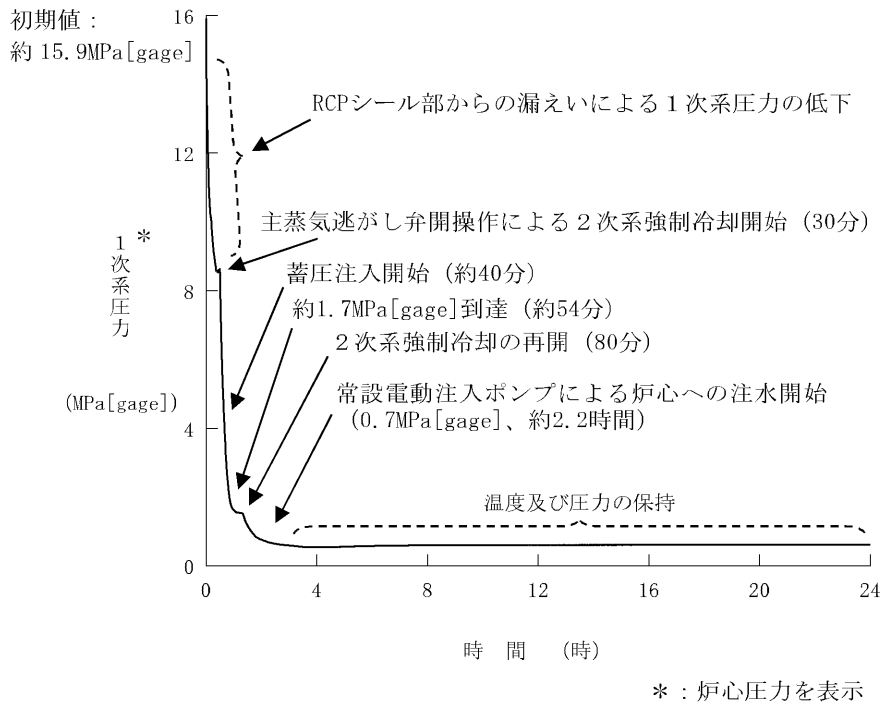
第 7. 1. 2. 7 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(1/2)

(外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)

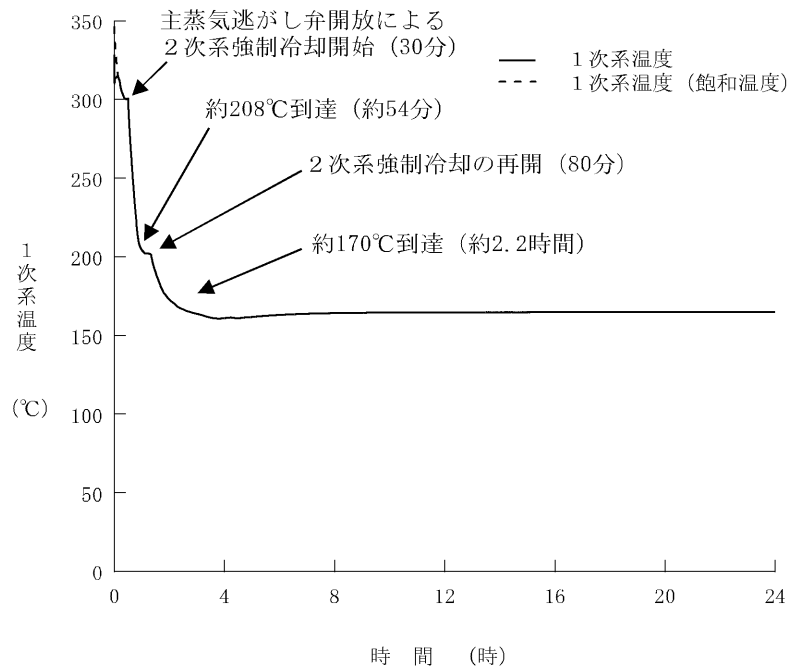
必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																								備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【1】は他作業後移動してきた要員	手順の内容																										
			3号	4号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26	28	30	32								
電源確保操作対応	2	●電源回復操作	適宜実施																								約14時間 復水タンクへの供給	約30時間 以降原子が安定
復水タンクへの供給	[5] 47	●取水用水中ポンプ、復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間																								高気圧発生器への圧力は、復水タンクの圧が枯渇する時間(約14時間)までに対応が可能である	
	[6] [6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分(水中ポンプ用発電機設置) 4時間(ポンプ、ホース等設置)																									
	[11] [11]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給	20分(中間受槽へ水張り) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分/1回																									
	[6] [6]	●復水タンク(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) 3時間(ポンプ、ホース等設置)																									
	[2] [2]	●給水、復水タンク(ピット)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燃料補給	→復水タンク・SFPへの注水可能(14時間) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分/1回																									
使用済燃料ピットへの注水確保	[9] [9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置	20分																								2.1日以内に実施	
可搬型使用済燃料ピット計測装置設置	[2] [2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の運搬	1時間																								有効性評価上考慮せず	
	[2] [2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の設置	1時間																									
	[2] [2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給	起動、監視、燃料補給 → 約8時間20分/1回																									
移動式大容量ポンプ車準備	[7] [7]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)	2時間																								格納容器圧力の上昇次第で通水検討	
	[6] [6]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	3時間																									
	[9] [9]	●可搬型ホース接続	8時間																									
	[2] [2]	●海水系統一原予機補機冷却水系統ディスタンスピース取替え	1時間																									
	[2] [2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(S&N)用)取付け	1時間																									
	[2] [2]	●給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給	格納容器再循環ユニットへの通水可能(20時間20分) 起動、監視、燃料補給 → 約4時間30分/1回																									
	[3] [3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(現場)	3時間																									
	[11] [11]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(中央制御室)	10分																									
直流電源確保操作	[11] [11]	●重大事故用蓄電池投入(中央制御室)	3分																								※3分	※事業継続後、バクスタークを監視する中で、監視機能を確認しないトリップを要報告する
	[11] [11]	●重大事故用蓄電池投入(現場)	10分																									
	[3] [3]	●不要直流電源負荷切離し	10分																								※交流電源による復旧が期待できない場合、8時間以内に実施する	
原子炉補機冷却系復旧作業	参集要員	●海水ポンプ用電動機予備品との取替等	適宜実施																								有効性評価上考慮せず	

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

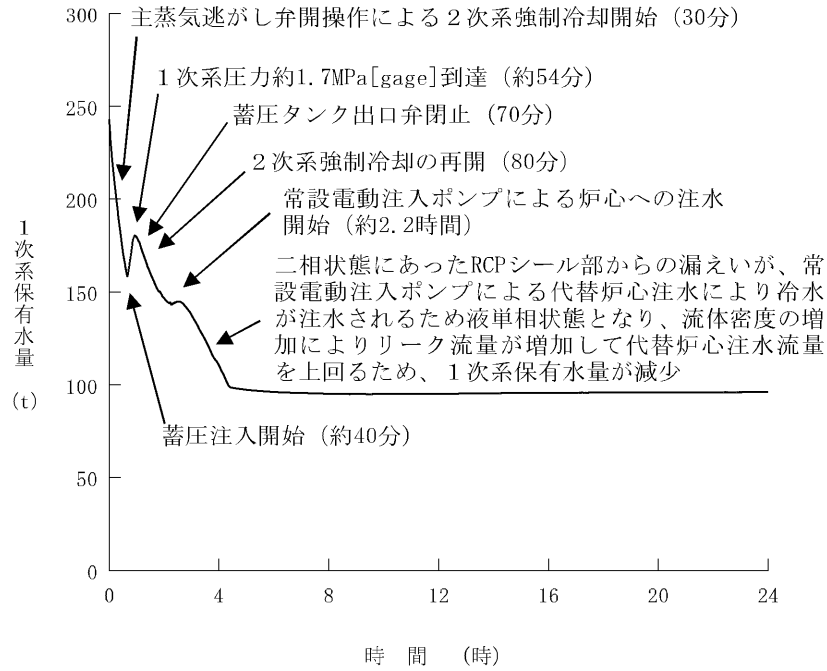
第 7.1.2.7 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間(2/2)  
 (外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)



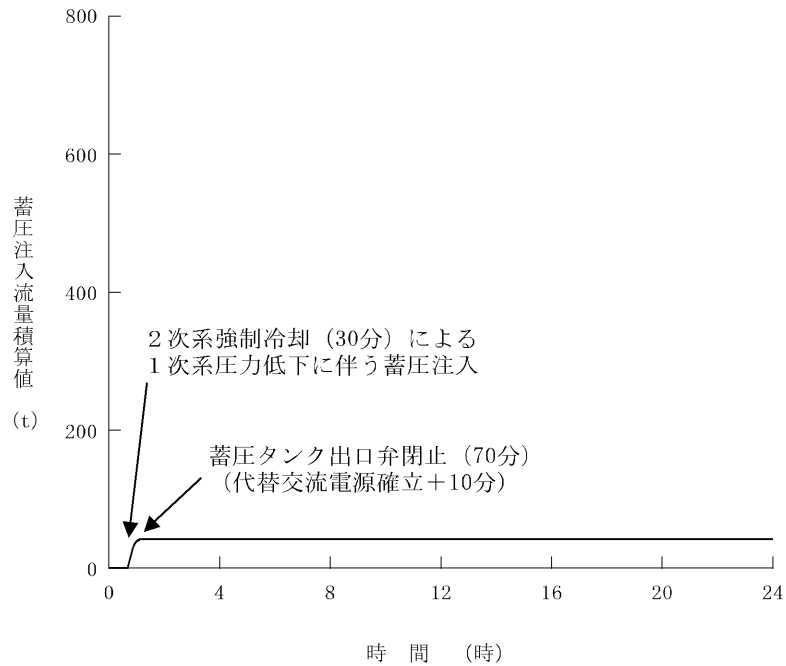
第 7. 1. 2. 8 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



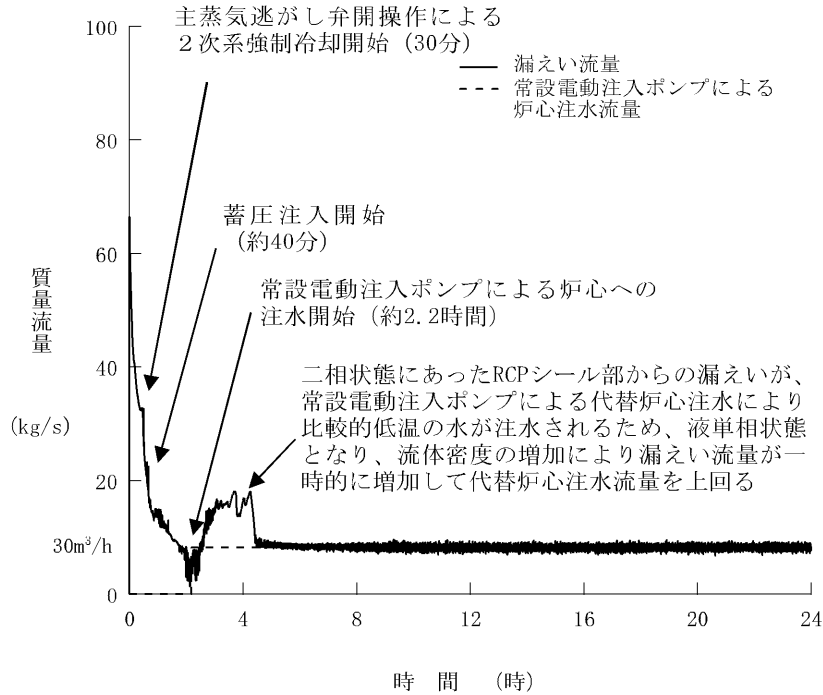
第 7. 1. 2. 9 図 1 次系温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



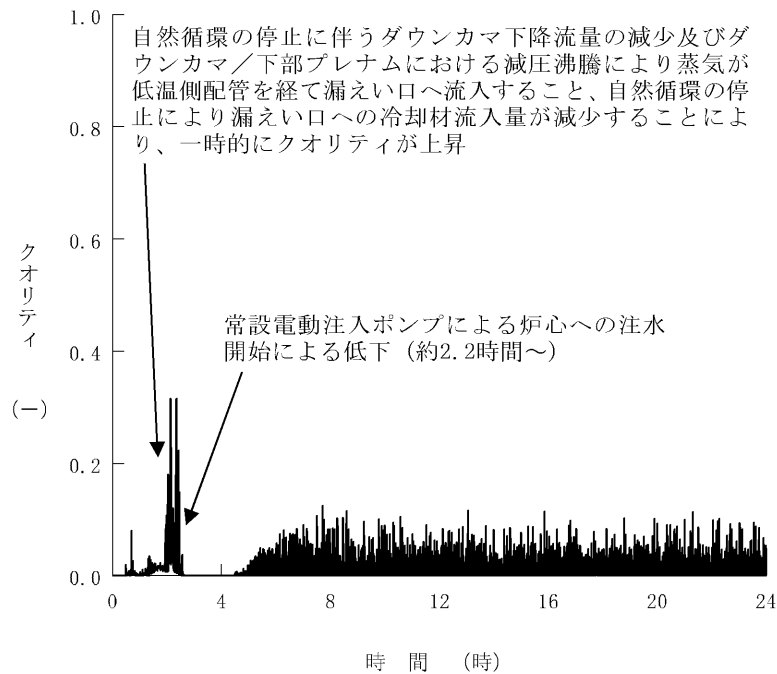
第 7. 1. 2. 10 図 1次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



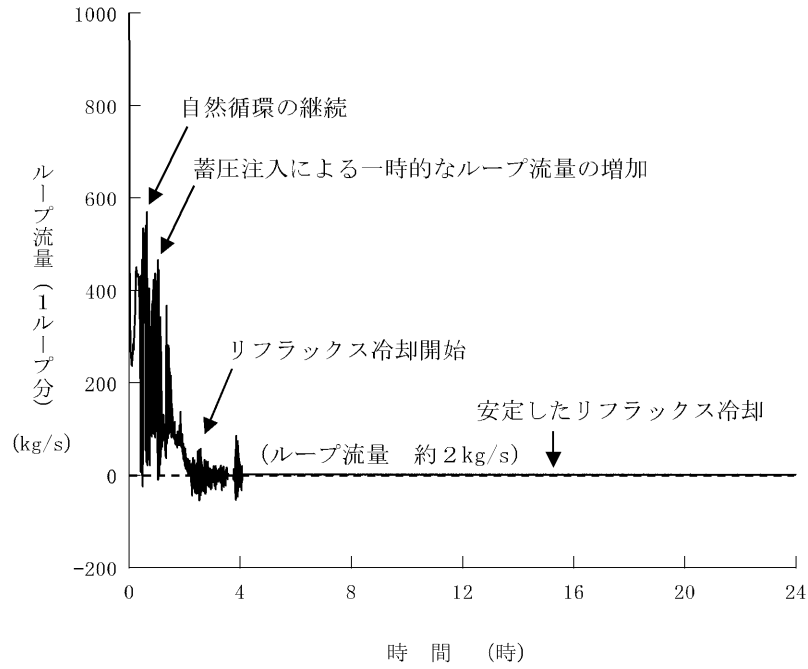
第 7. 1. 2. 11 図 蓄圧注入流量積算値の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



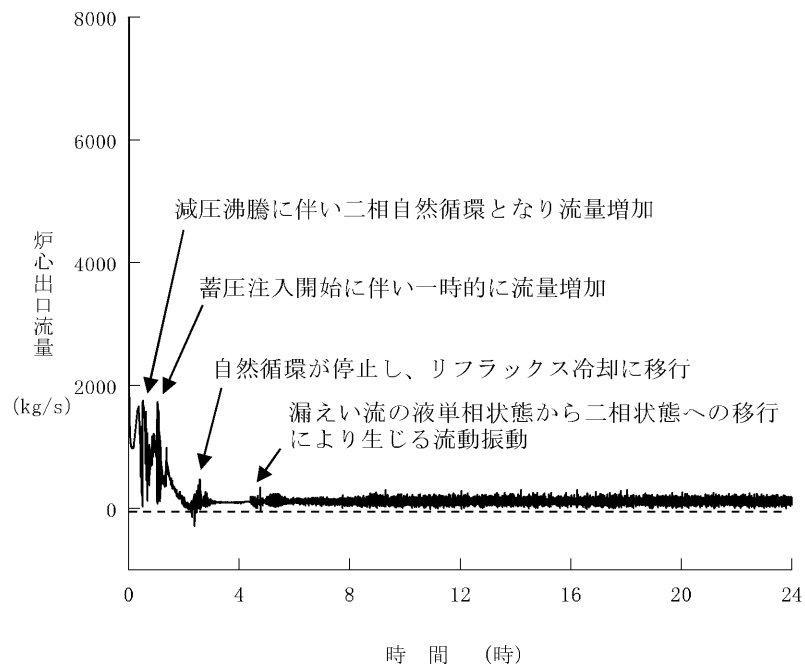
第 7. 1. 2. 12 図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



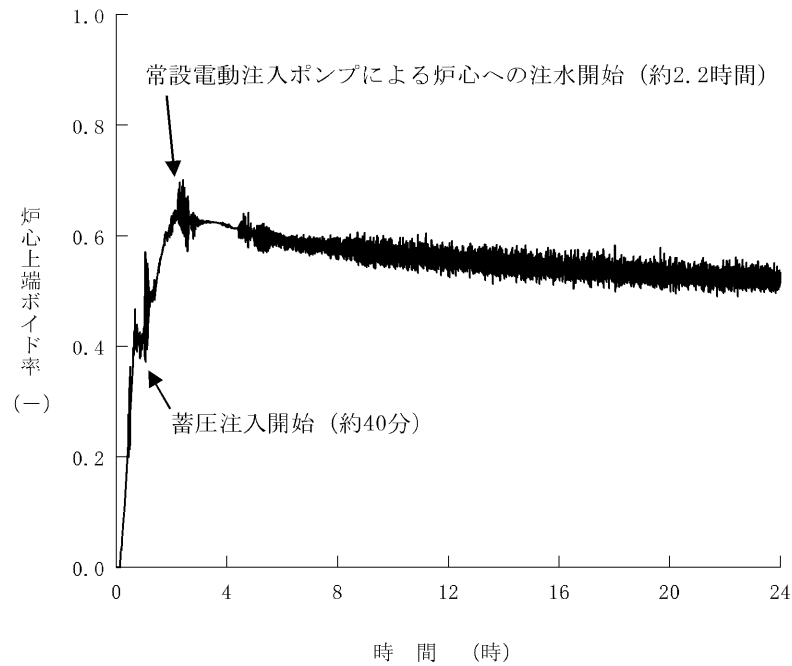
第 7. 1. 2. 13 図 RCP シール部からの漏えいのクオリティの推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



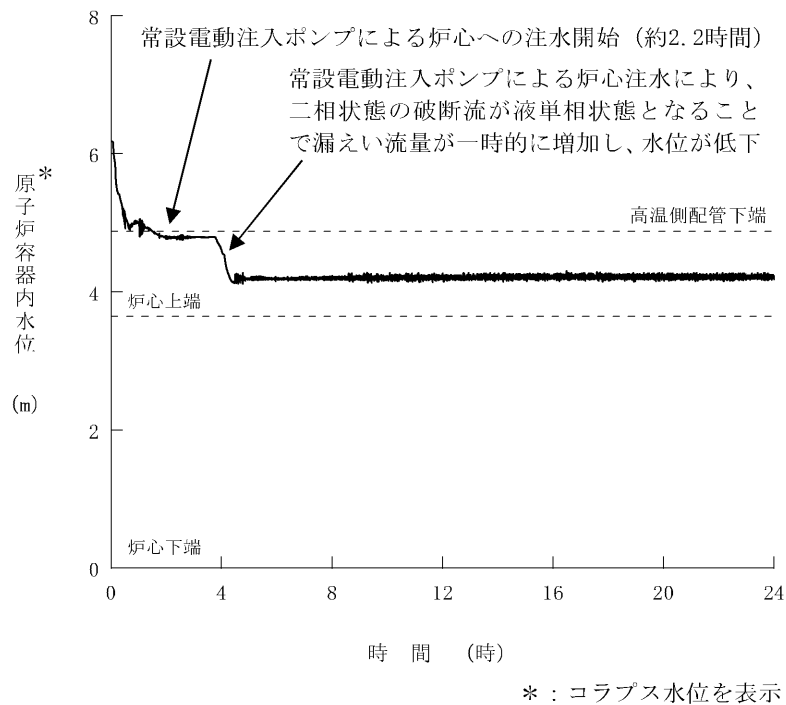
第 7.1.2.14 図 1 次冷却材流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



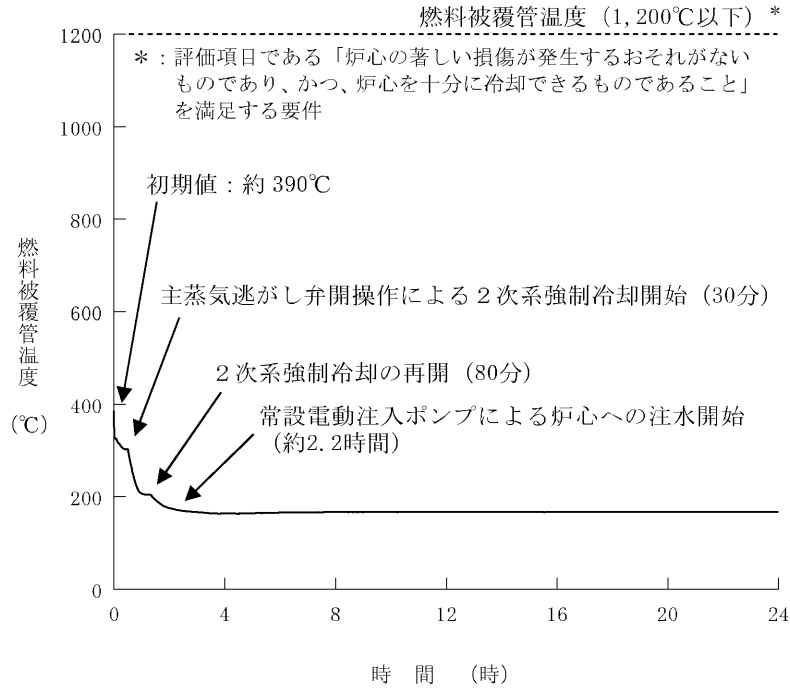
第 7.1.2.15 図 炉心出口流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



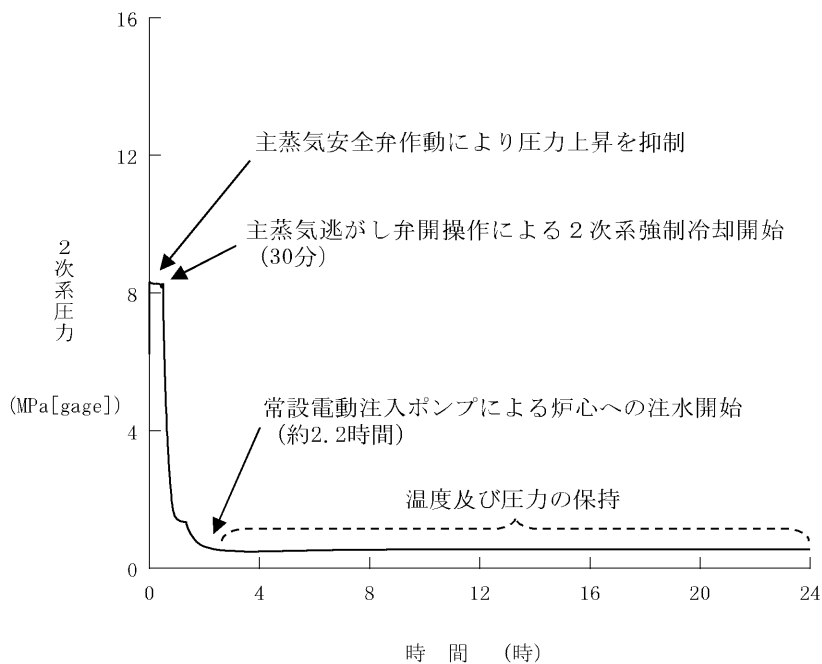
第 7. 1. 2. 16 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



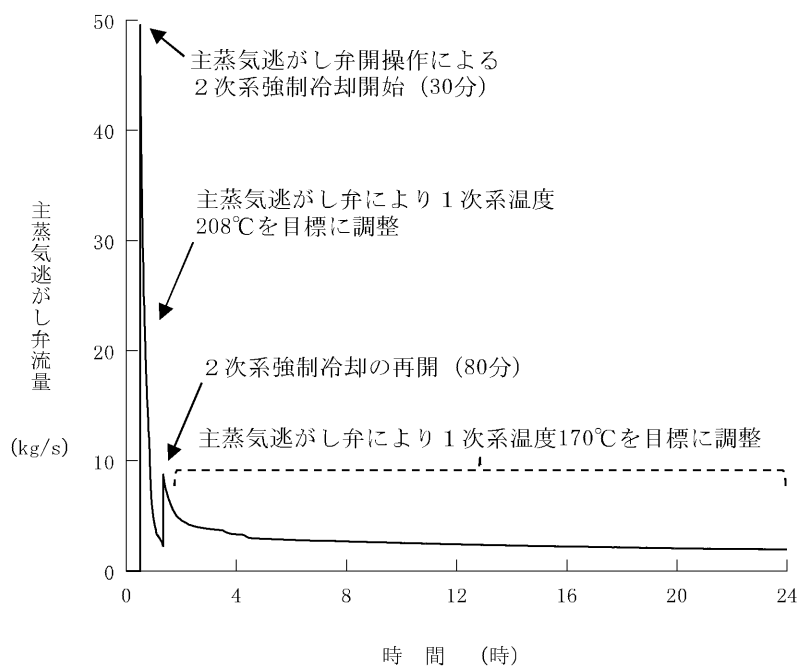
第 7. 1. 2. 17 図 原子炉容器内水位の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



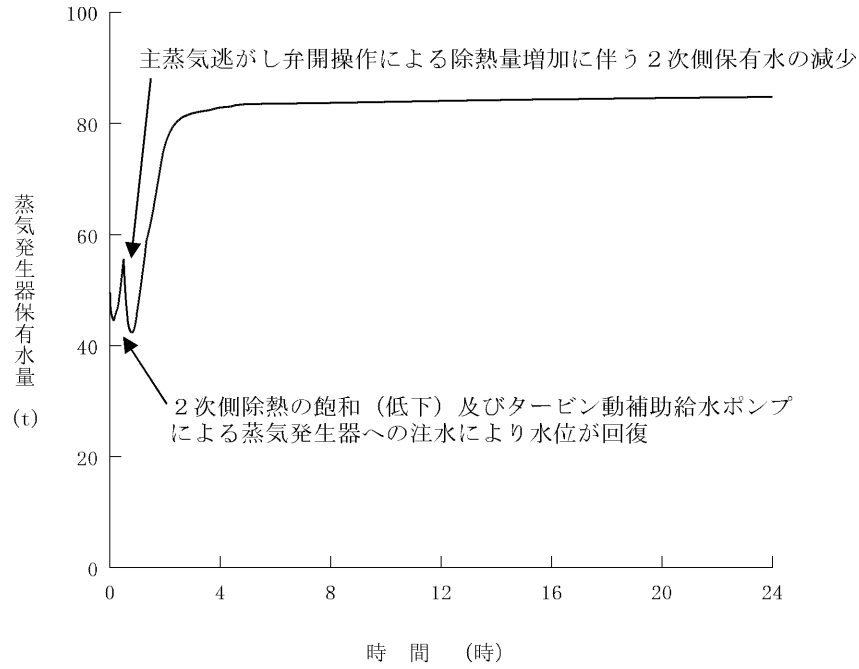
第 7.1.2.18 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



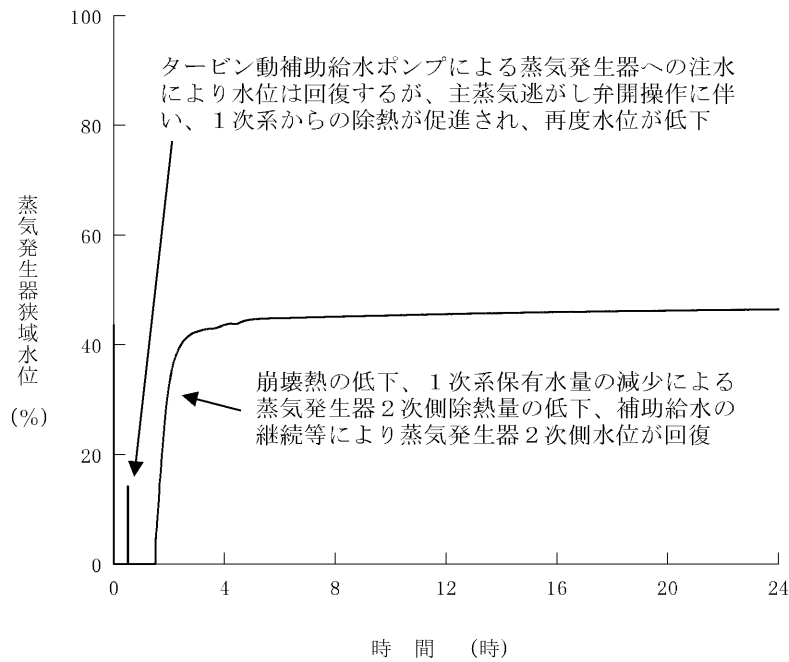
第 7.1.2.19 図 2次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



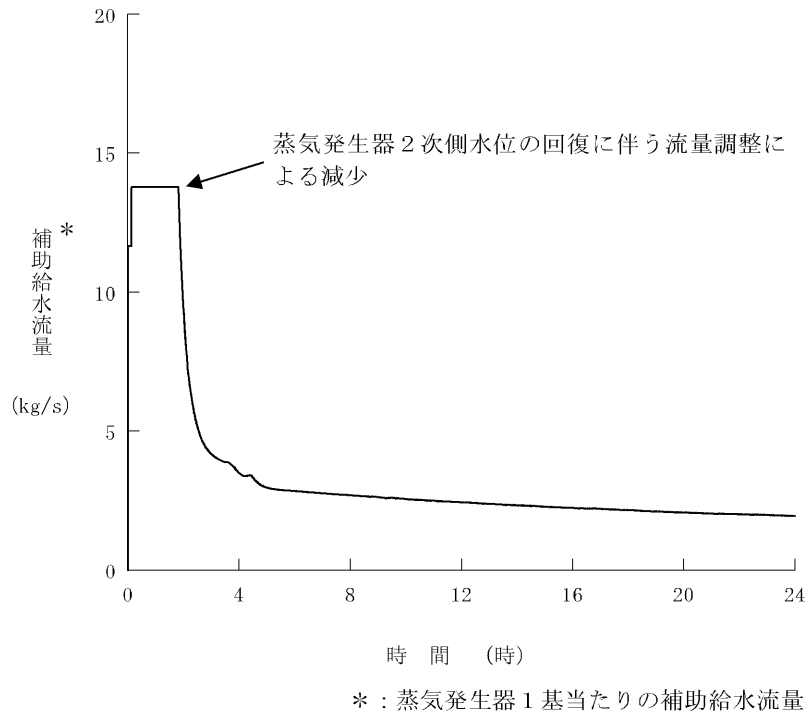
第 7. 1. 2. 20 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



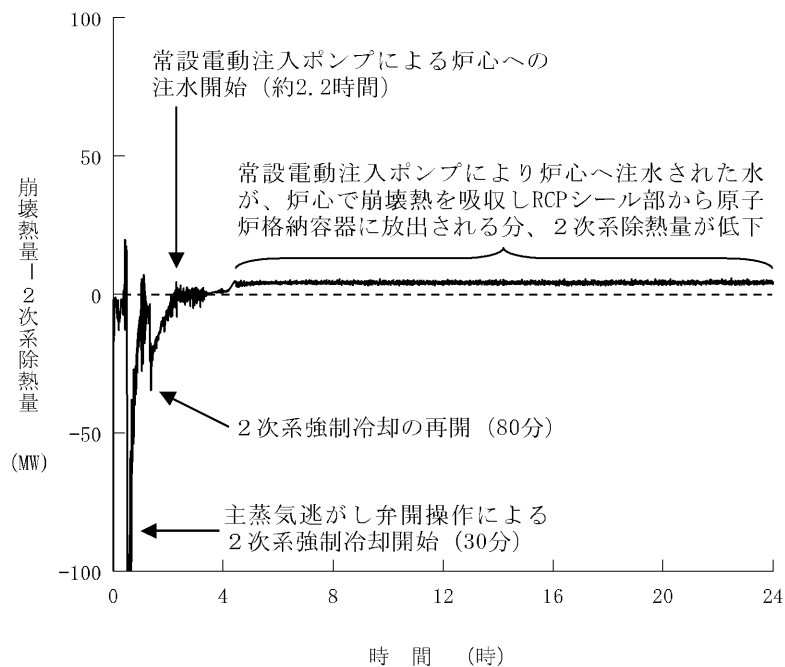
第 7.1.2.21 図 蒸気発生器保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



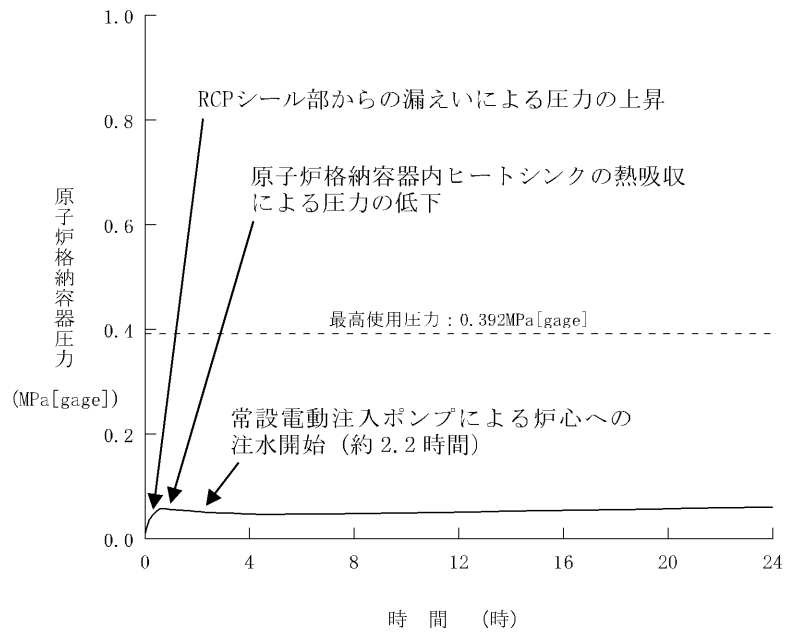
第 7.1.2.22 図 蒸気発生器狭域水位の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



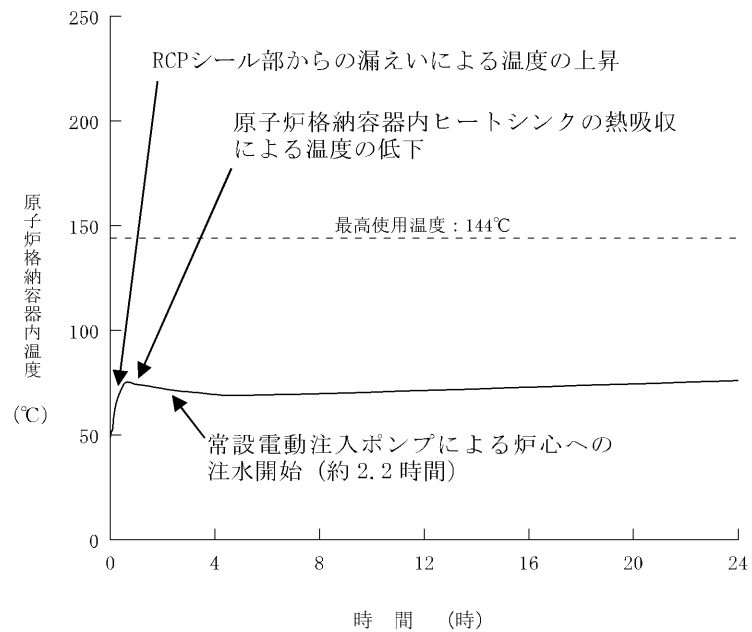
第 7.1.2.23 図 補助給水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



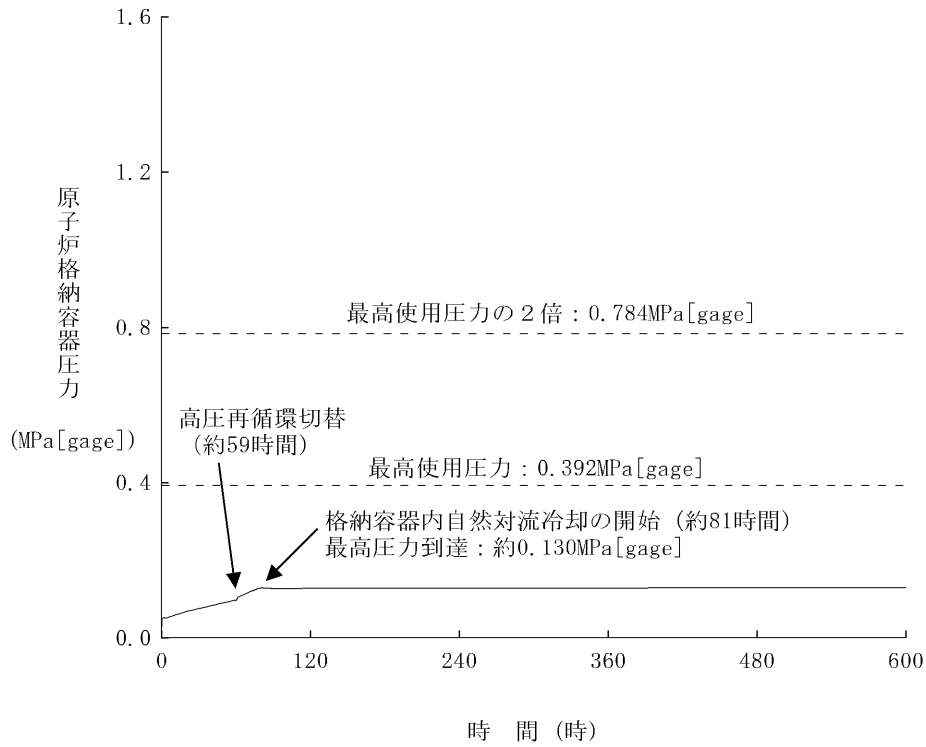
第 7.1.2.24 図 崩壊熱量と2次系除熱量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



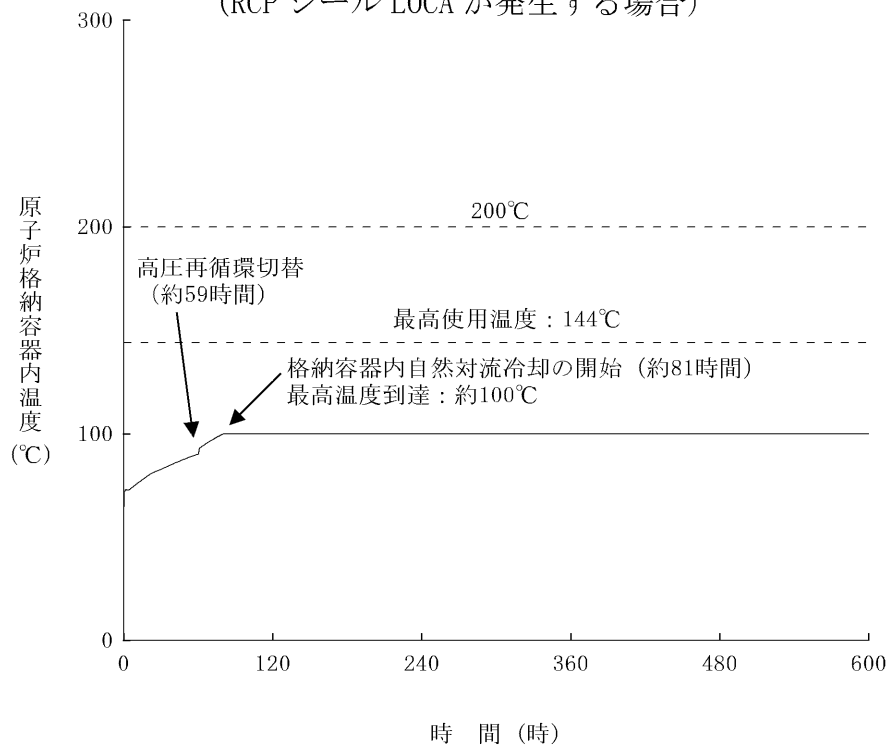
第 7. 1. 2. 25 図 原子炉格納容器圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



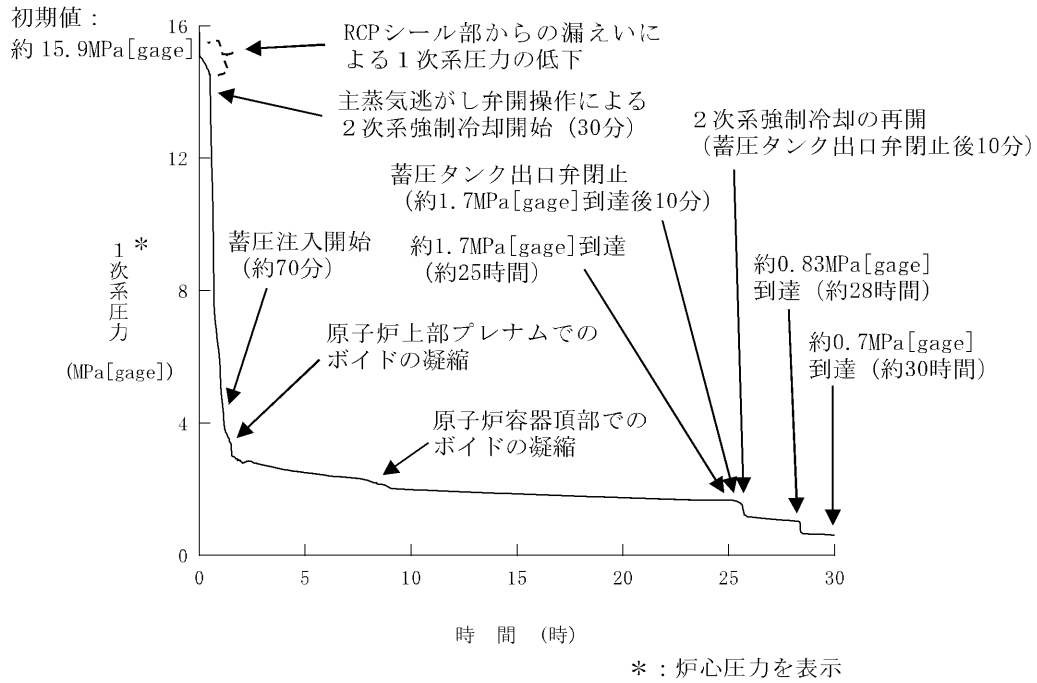
第 7. 1. 2. 26 図 原子炉格納容器内温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



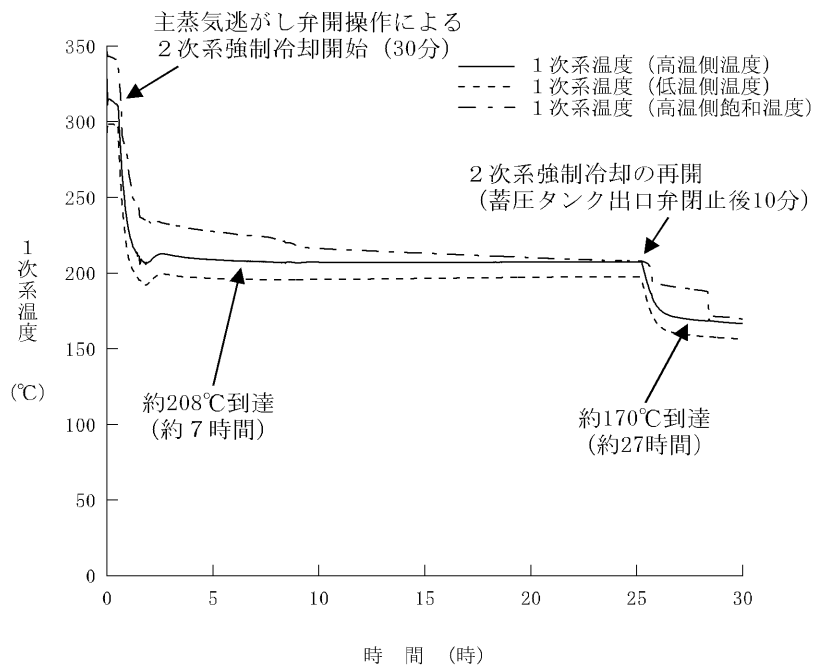
第 7. 1. 2. 27 図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



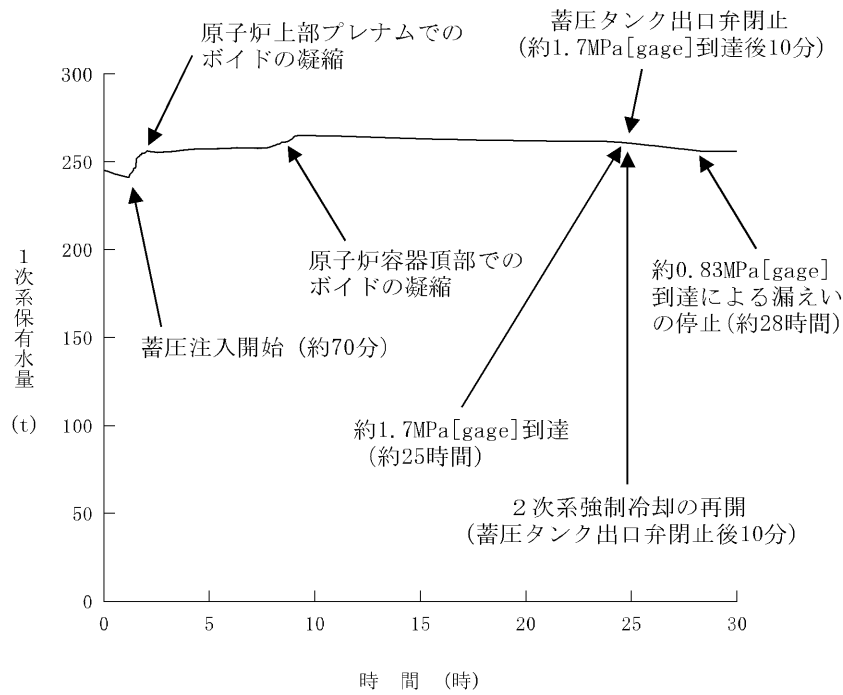
第 7. 1. 2. 28 図 原子炉格納容器内温度の長期間の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



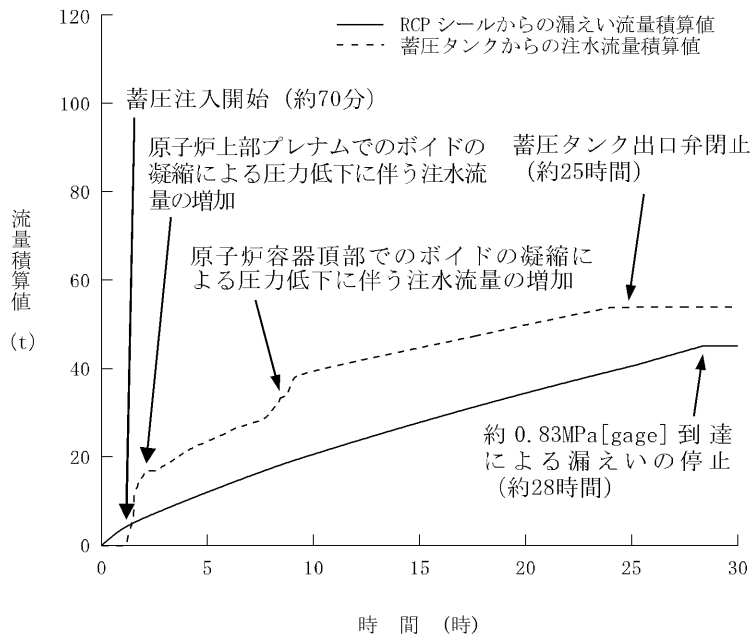
第 7. 1. 2. 29 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



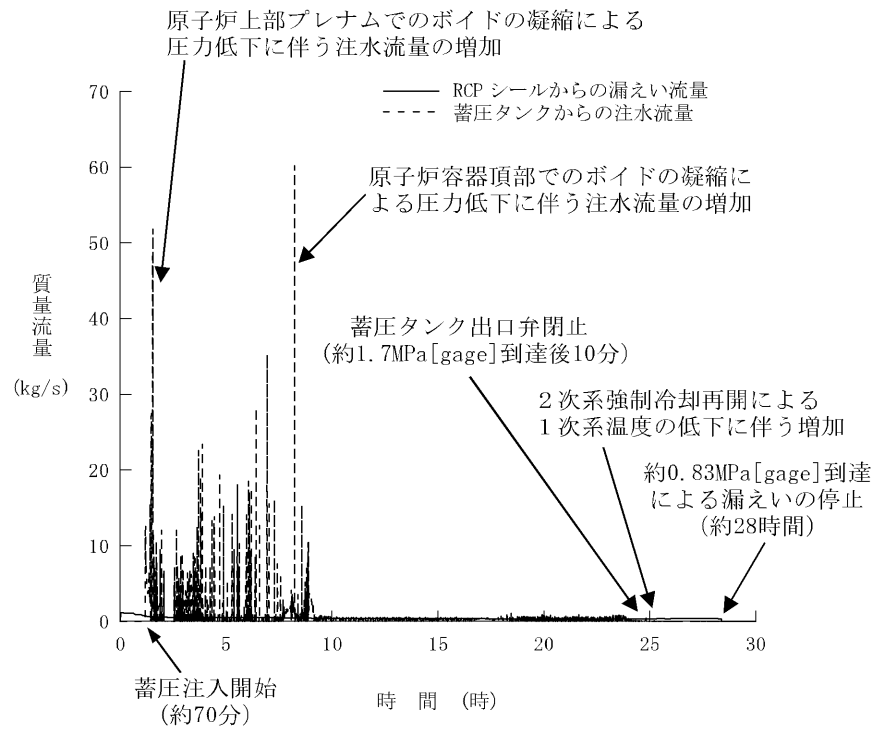
第 7. 1. 2. 30 図 1 次系温度の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



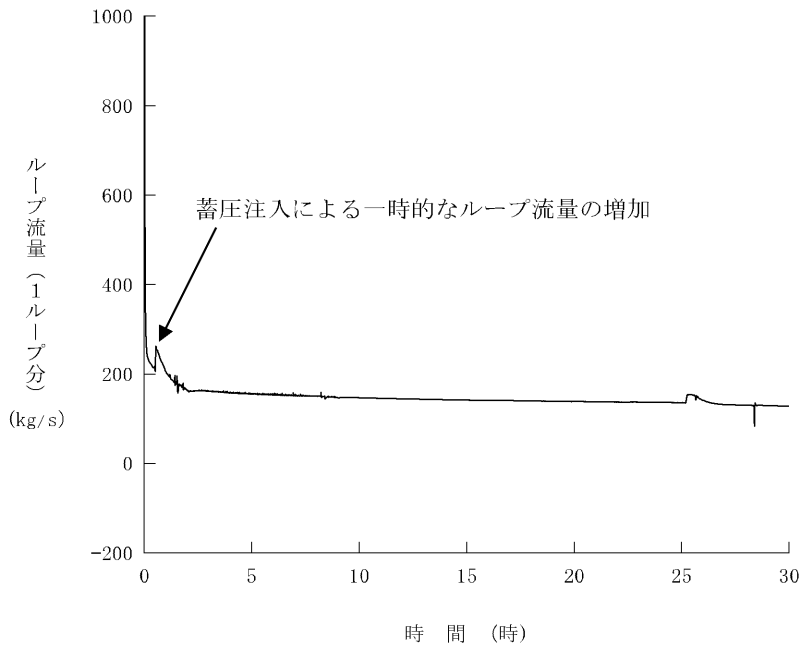
第 7.1.2.31 図 1 次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



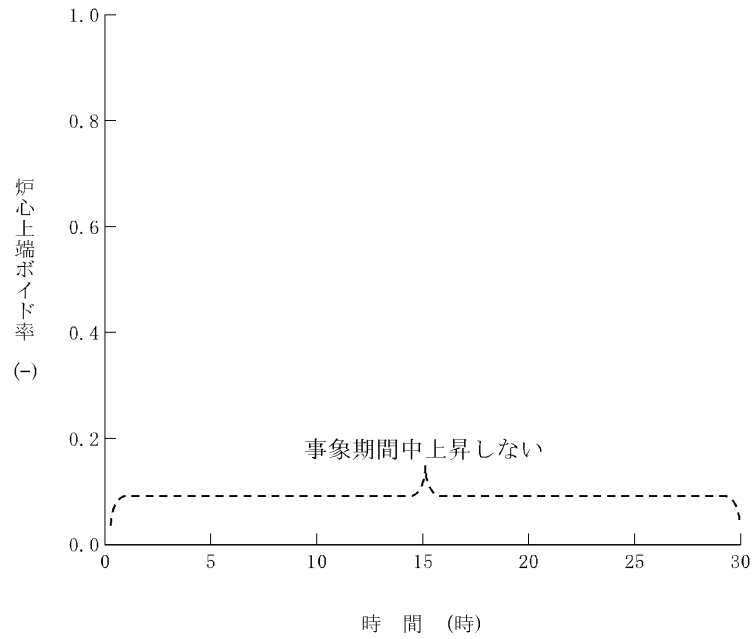
第 7.1.2.32 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



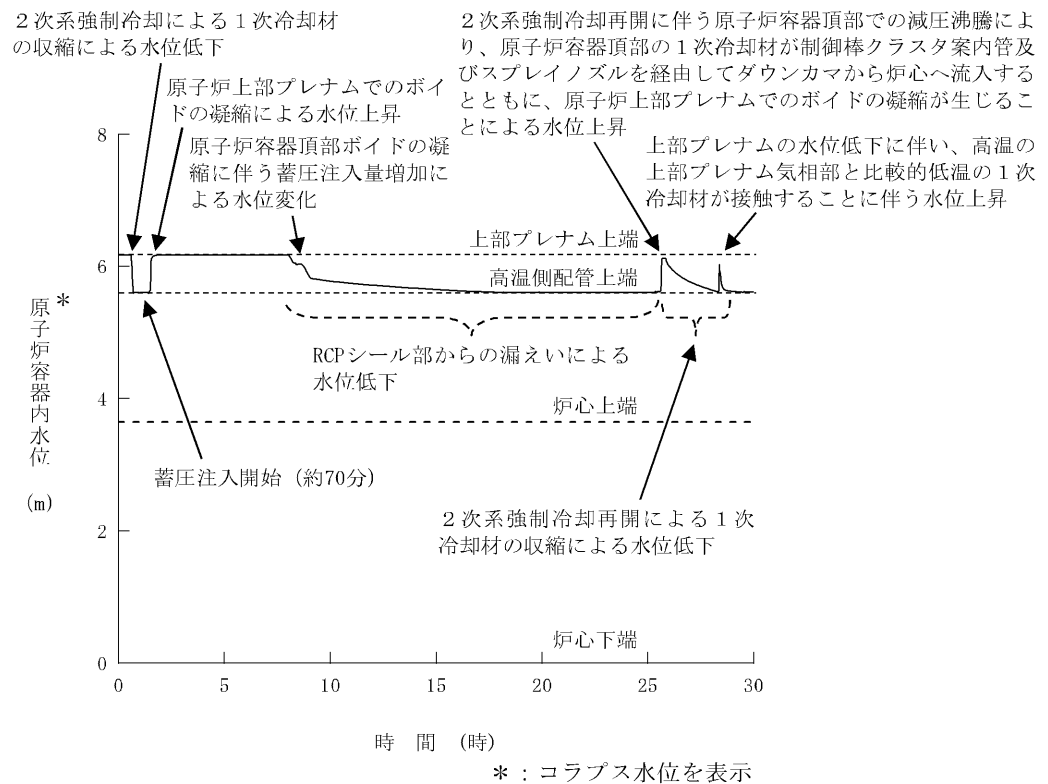
第 7. 1. 2. 33 図 漏えい流量と注水流量の推移  
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



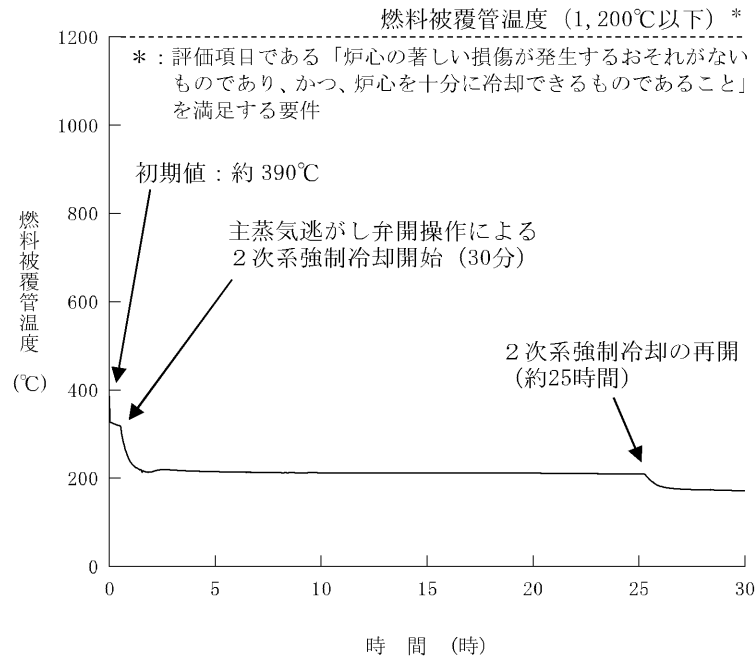
第 7. 1. 2. 34 図 1 次冷却材流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



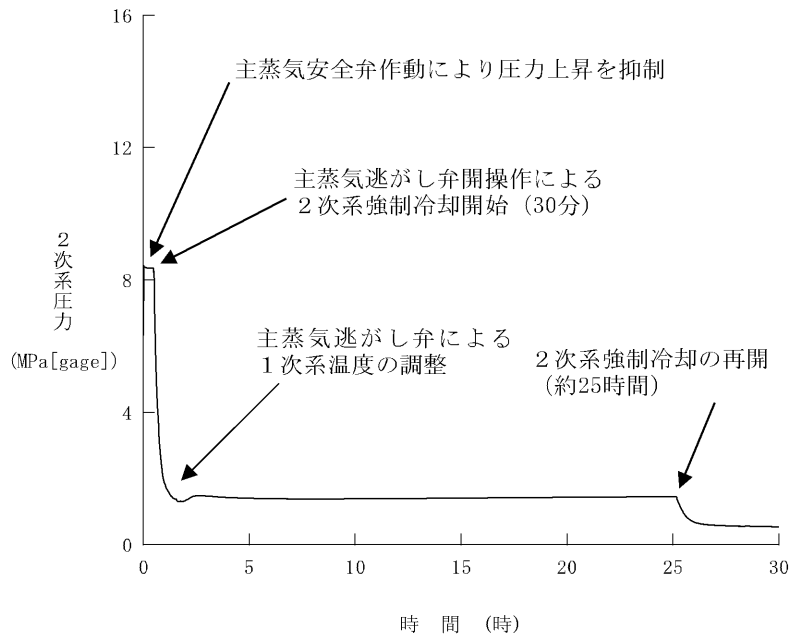
第 7. 1. 2. 35 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



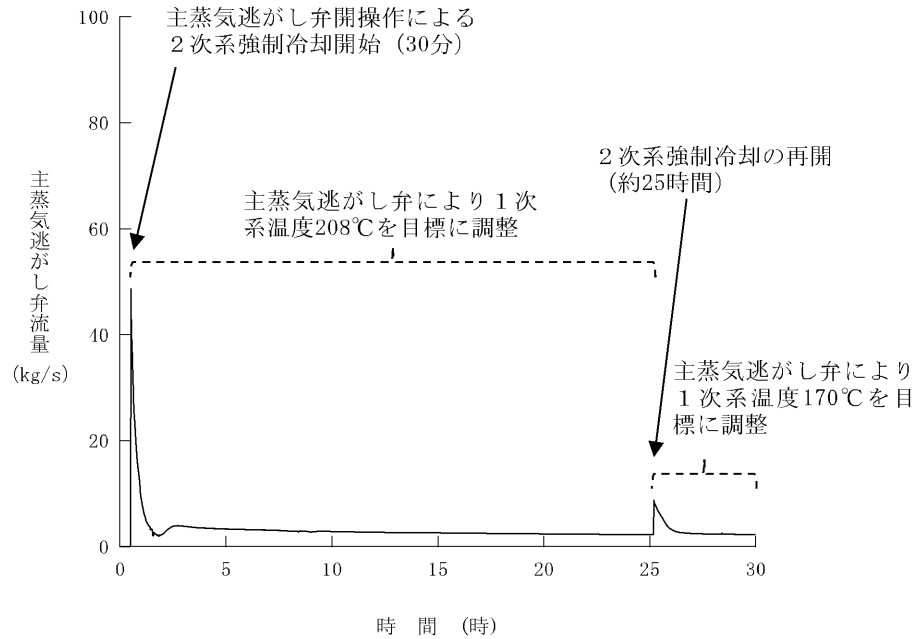
第 7. 1. 2. 36 図 原子炉容器内水位の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



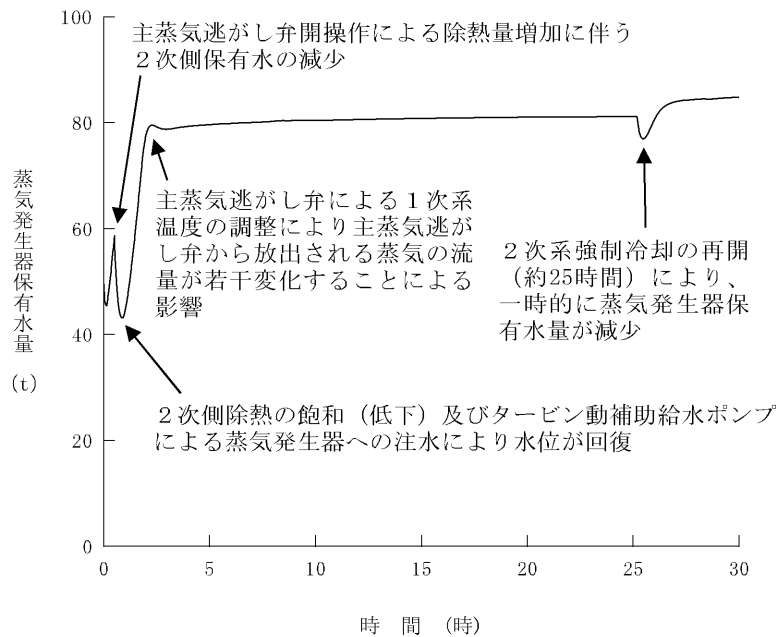
第 7. 1. 2. 37 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



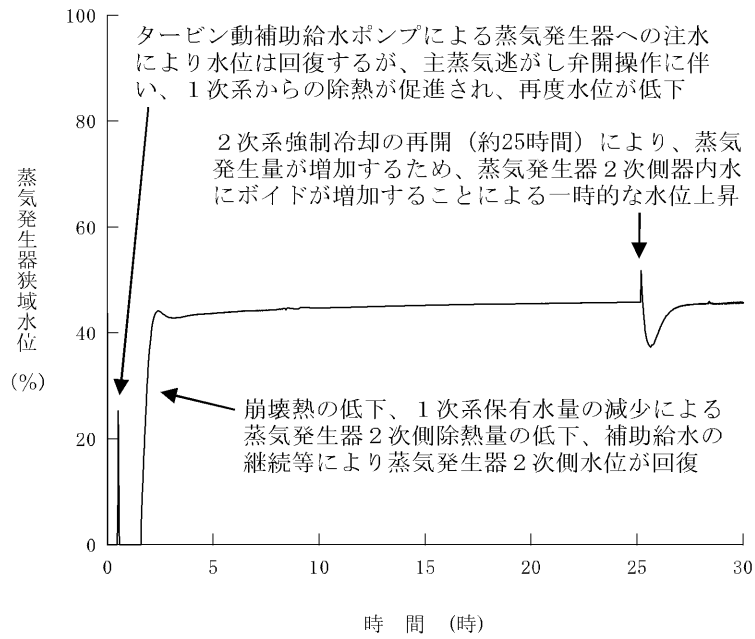
第 7. 1. 2. 38 図 2次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



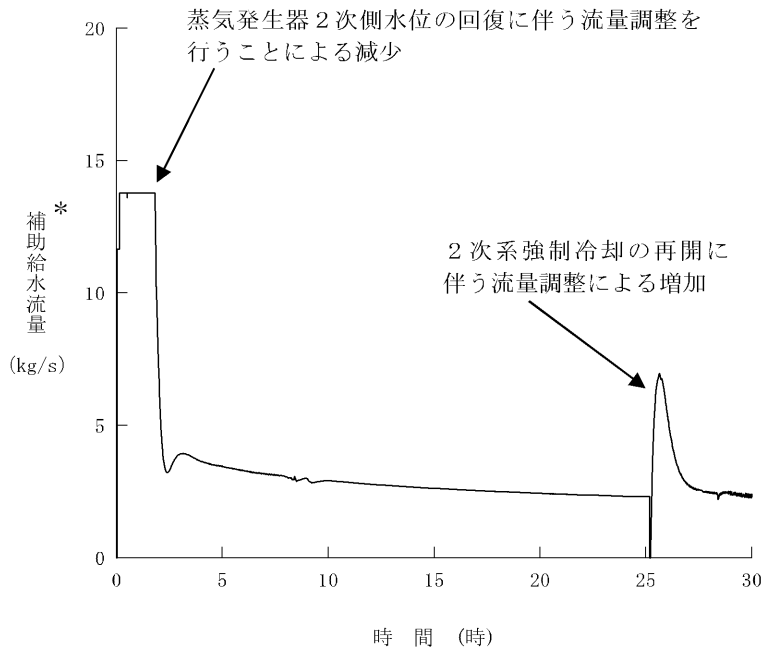
第 7. 1. 2. 39 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



第 7. 1. 2. 40 図 蒸気発生器保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)

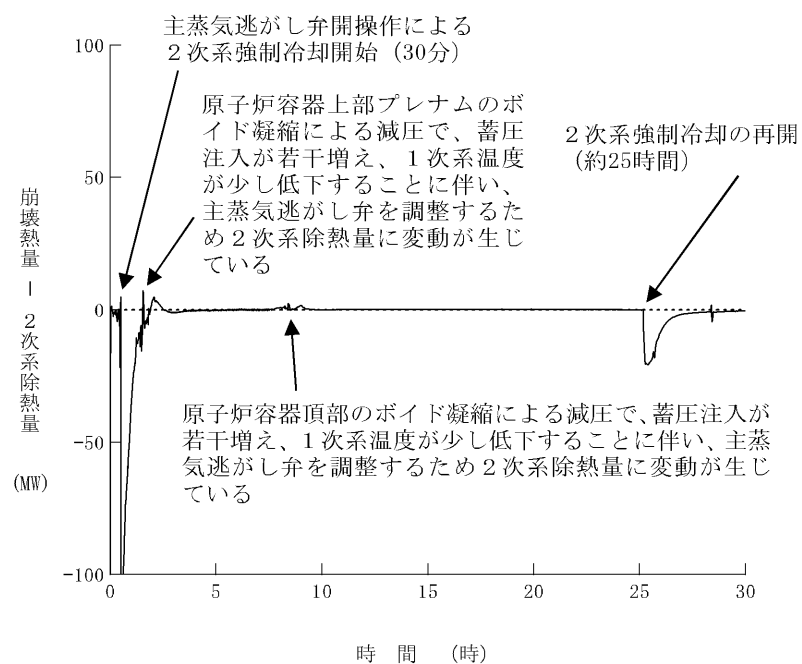


第 7. 1. 2. 41 図 蒸気発生器狭域水位の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)

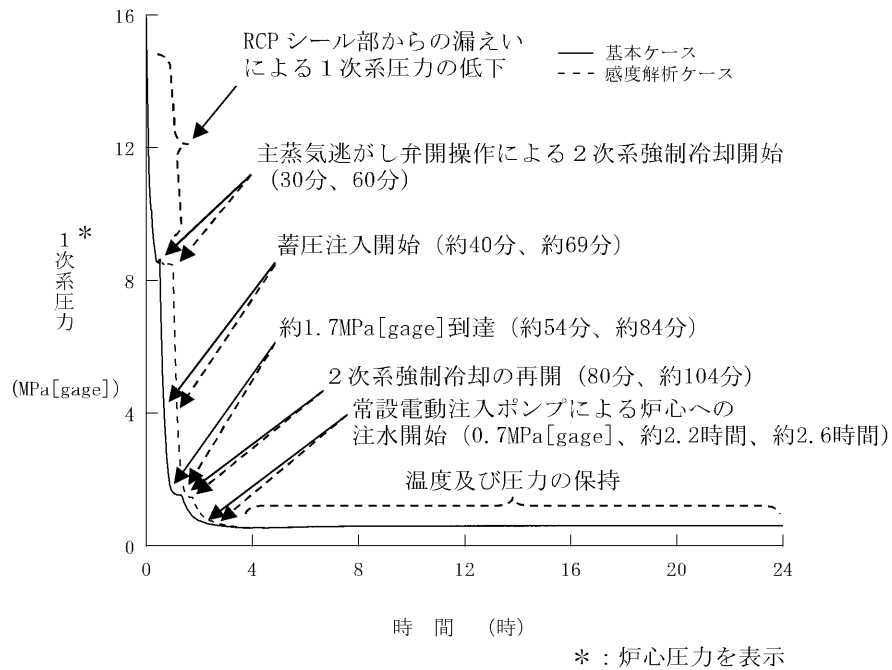


\* : 蒸気発生器1基当たりの補助給水流量

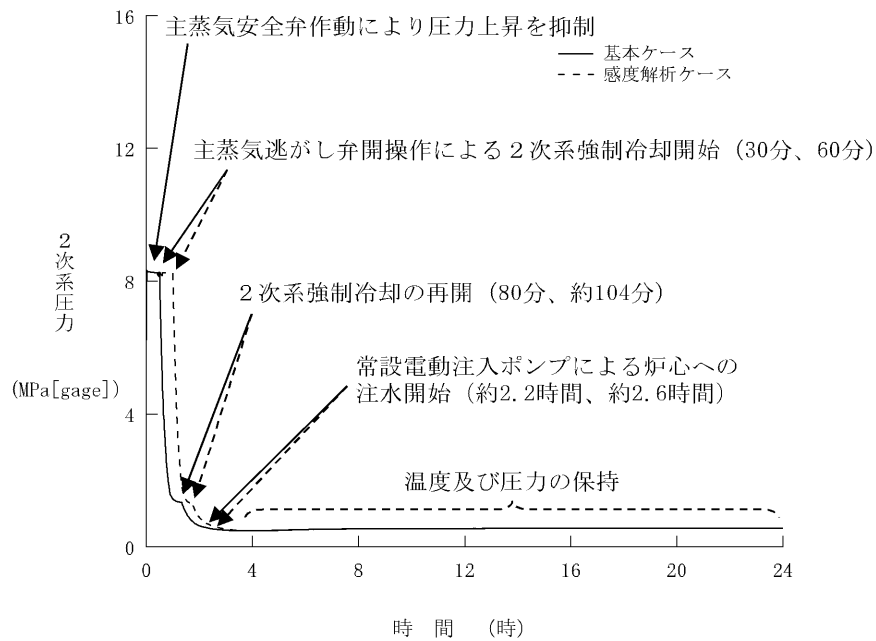
第 7. 1. 2. 42 図 補助給水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



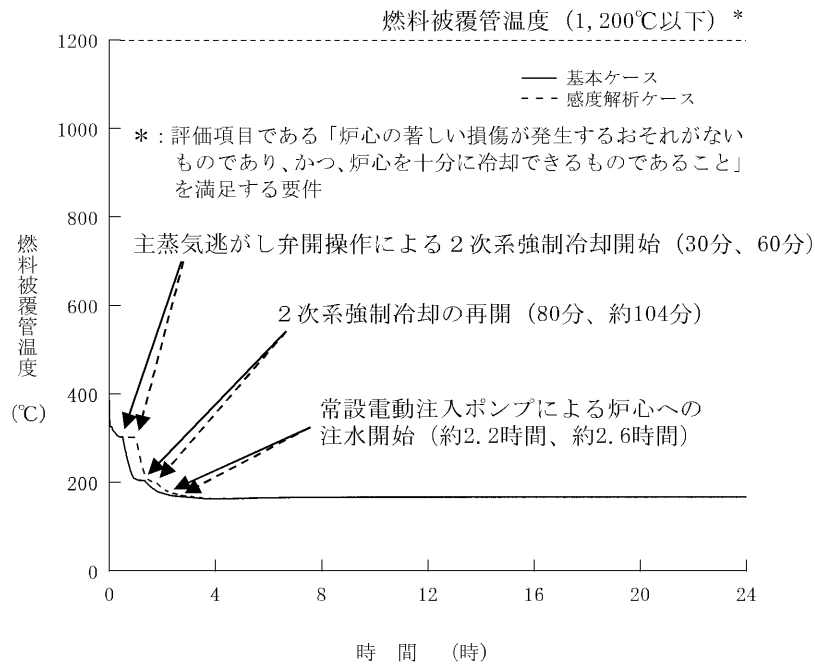
第 7. 1. 2. 43 図 崩壊熱量と 2 次系除熱量の推移  
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



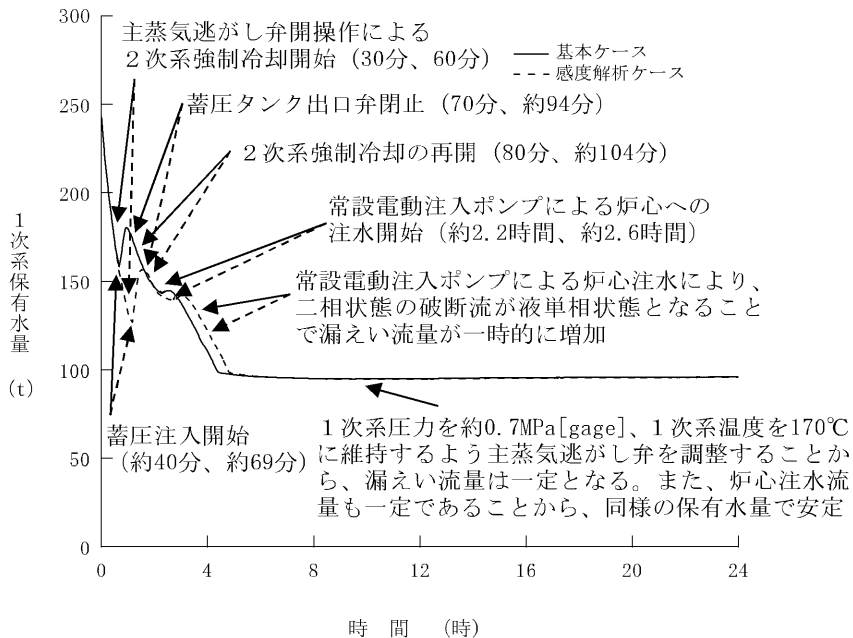
第 7.1.2.44 図 1次系圧力の推移比較 (RCP シール LOCA が発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



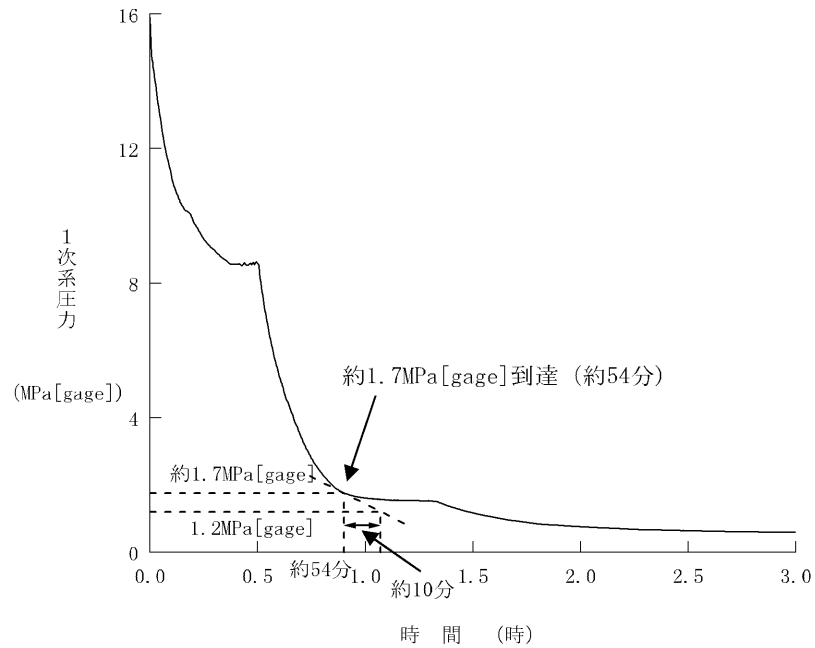
第 7.1.2.45 図 2次系圧力の推移比較 (RCP シール LOCA が発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



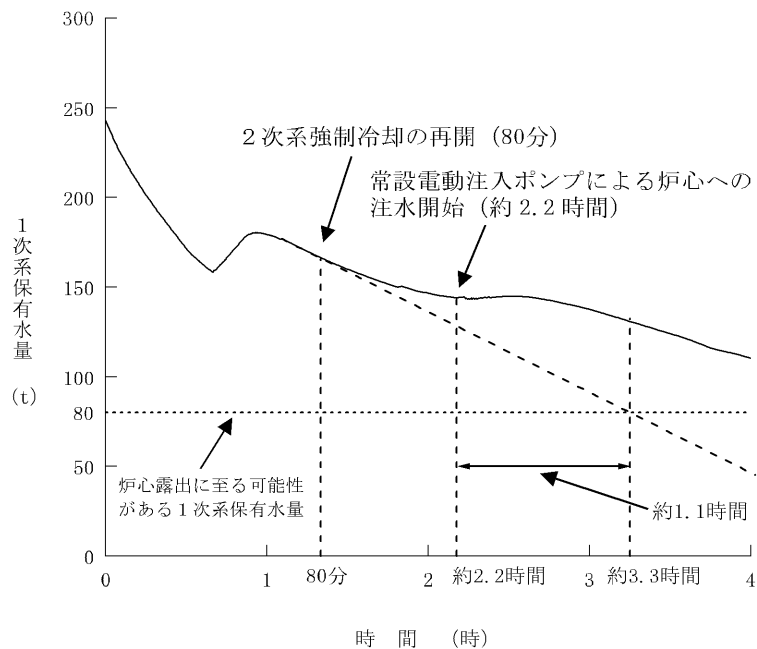
第 7.1.2.46 図 燃料被覆管温度の推移比較 (RCP シール LOCA が発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



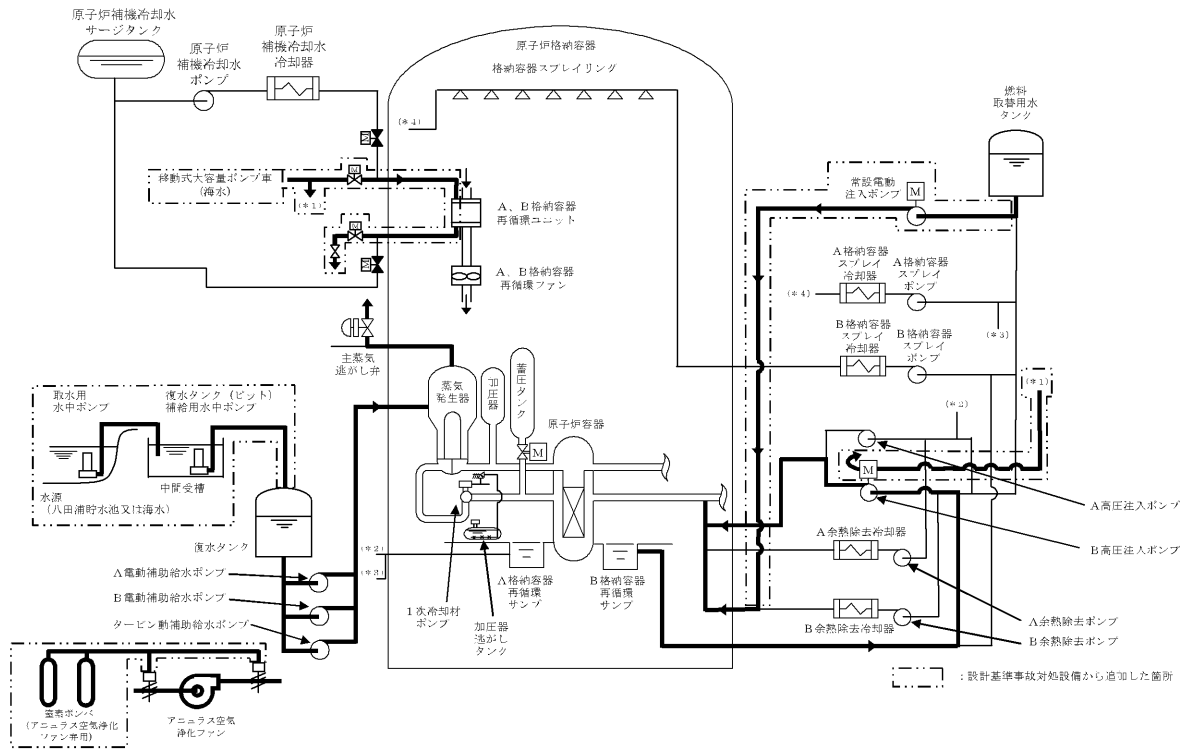
第 7.1.2.47 図 1次系保有水量の推移比較 (RCP シール LOCA が発生する場合)  
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



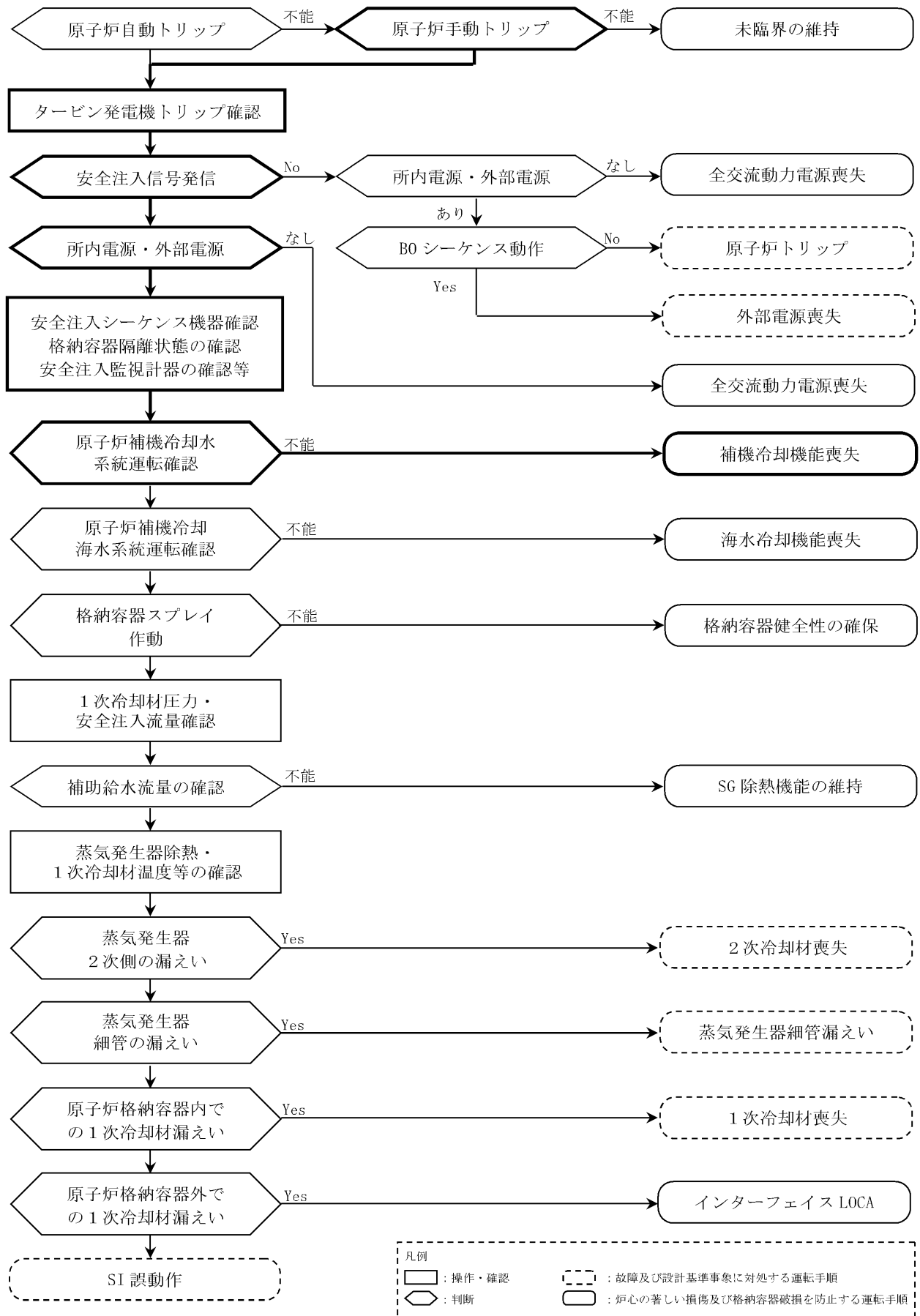
第 7.1.2.48 図 1次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)  
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)



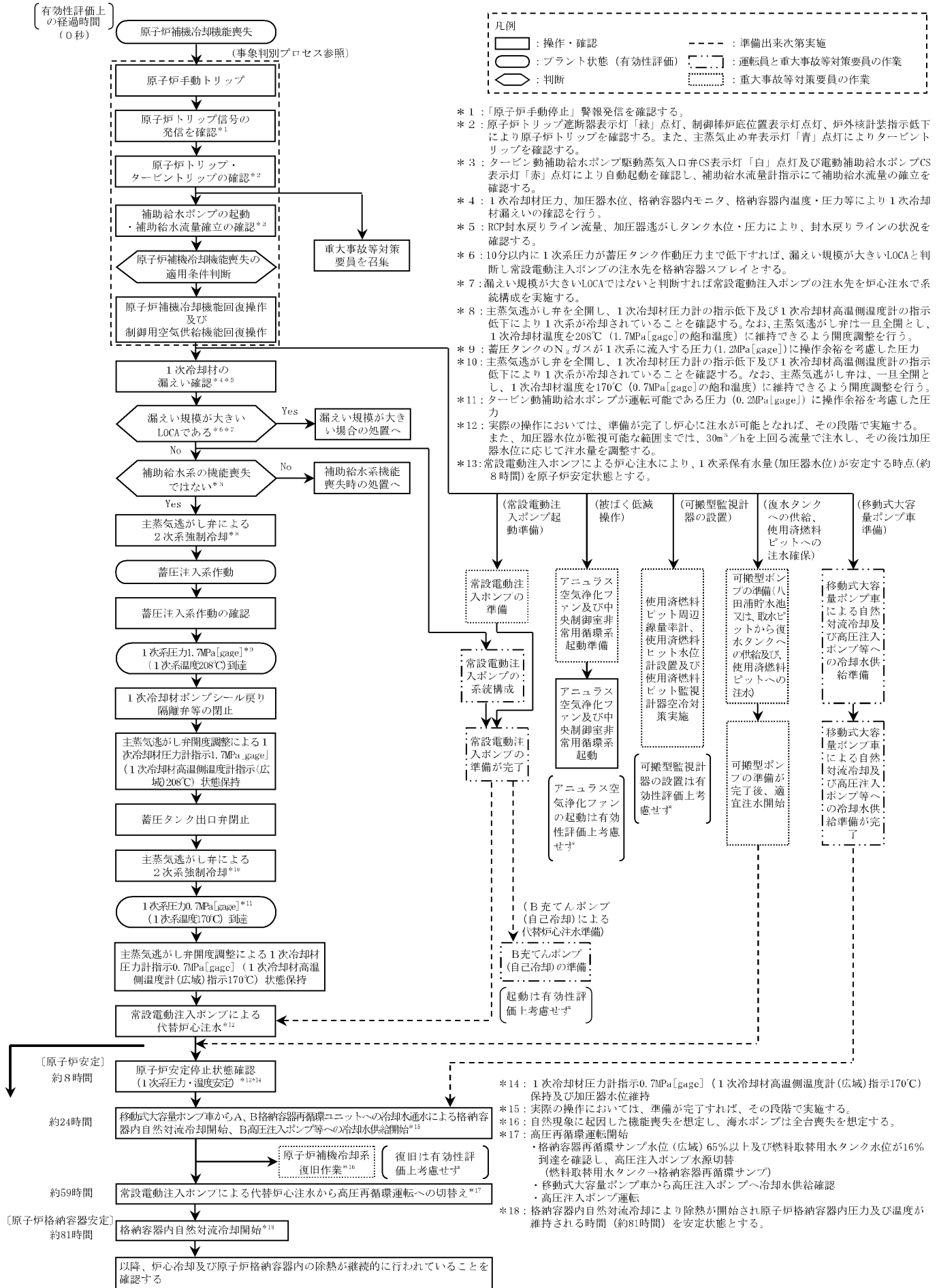
第 7.1.2.49 図 1次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)  
(代替炉心注水操作時間余裕確認)



第 7.1.3.1 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



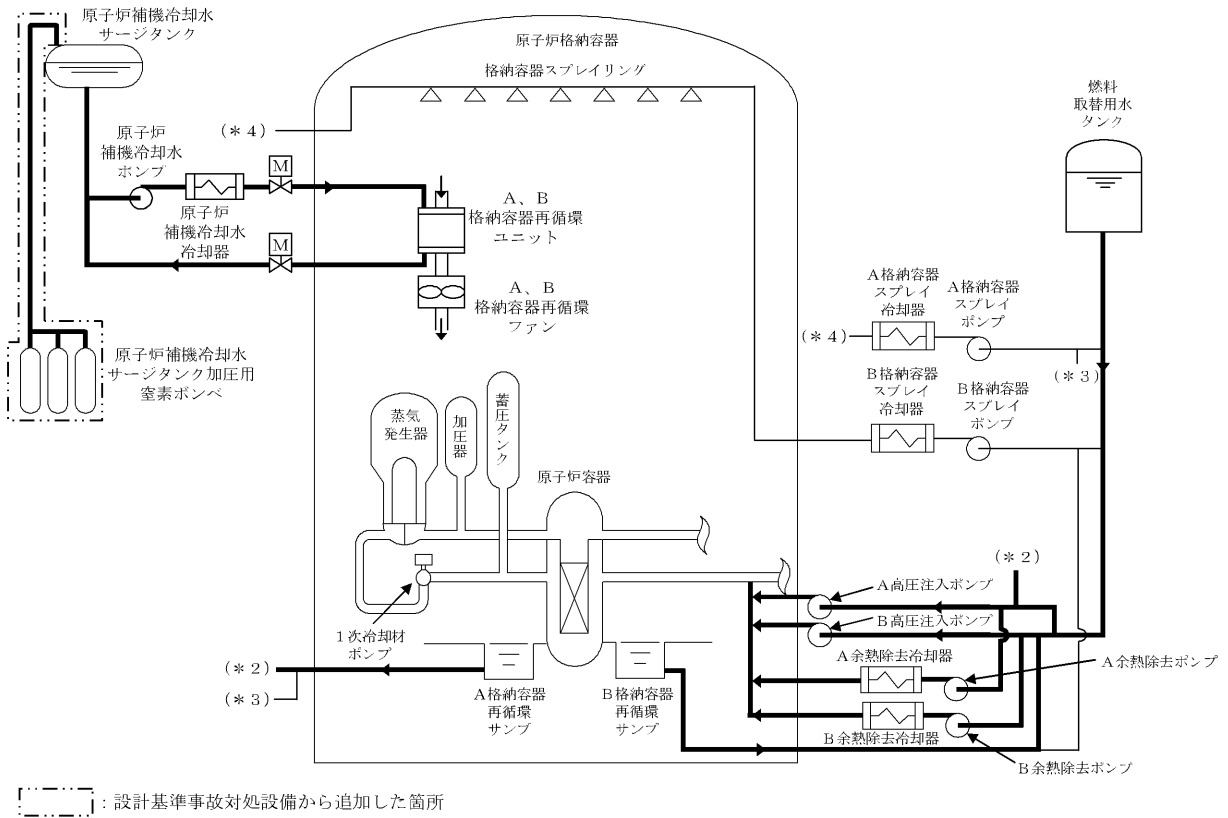
第 7. 1. 3. 2 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要  
(事象判別プロセス)



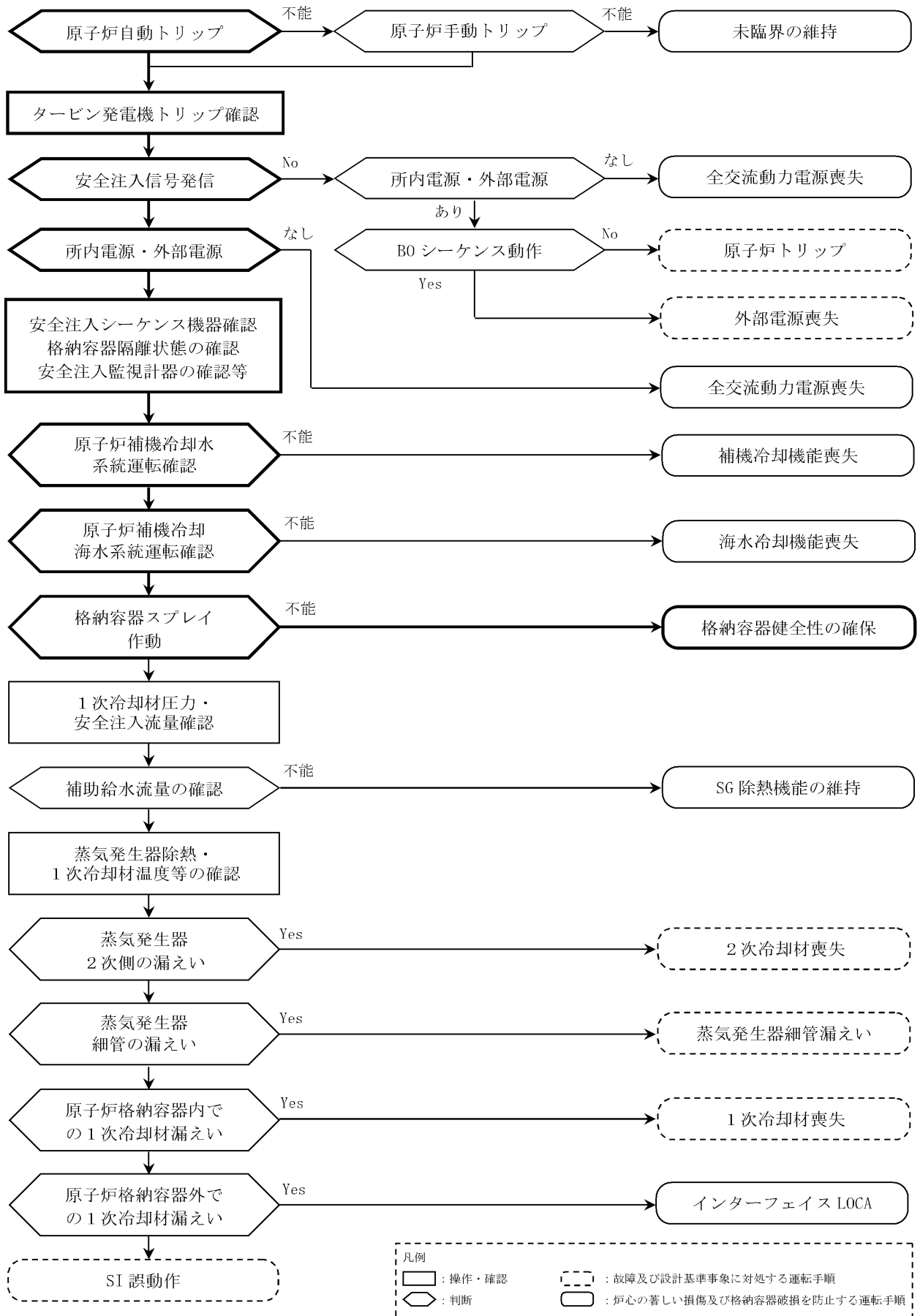
第 7.1.3.3 図 「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要



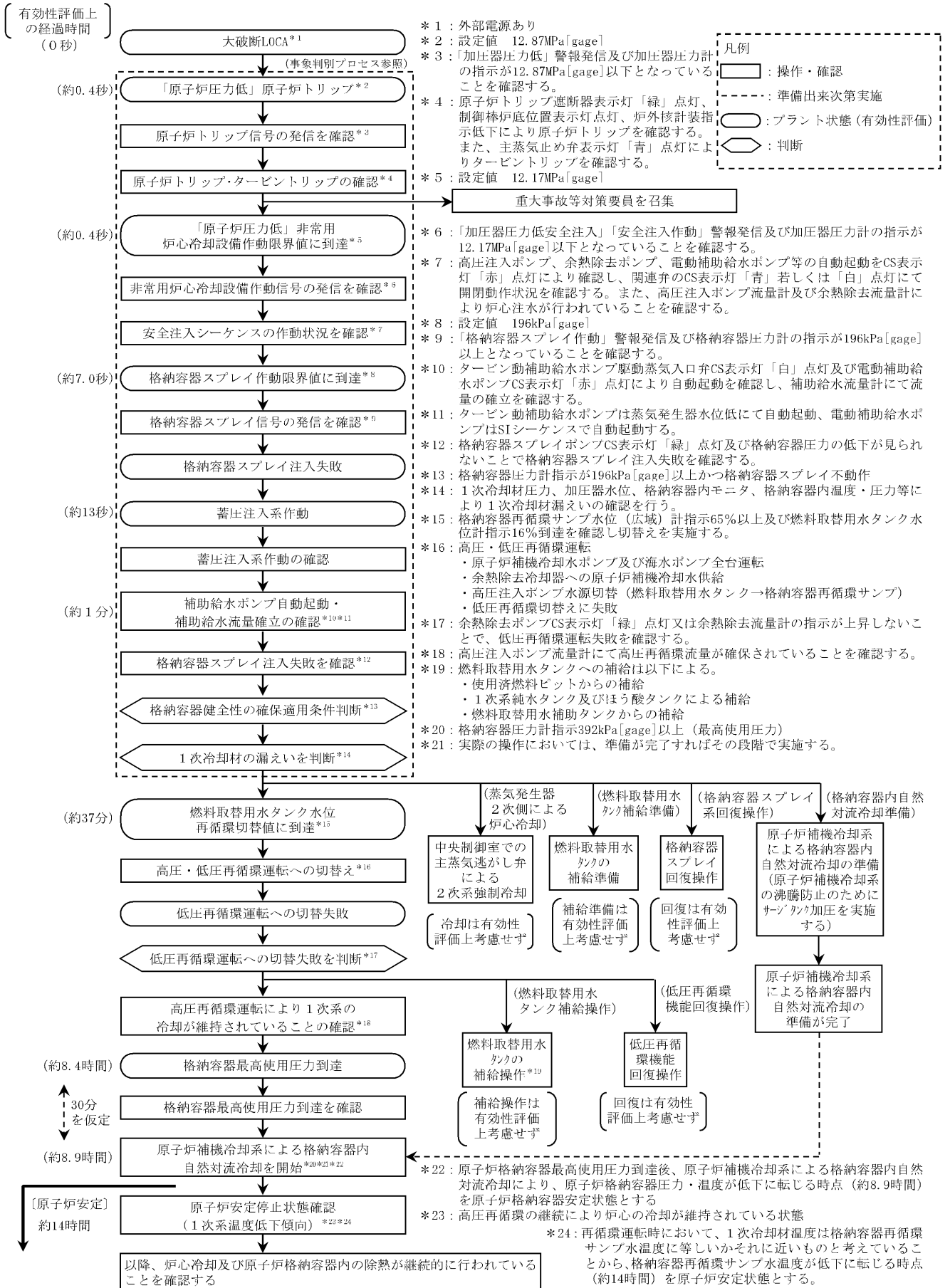




第 7.1.4.1 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.4.2 図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要  
(事象判別プロセス)



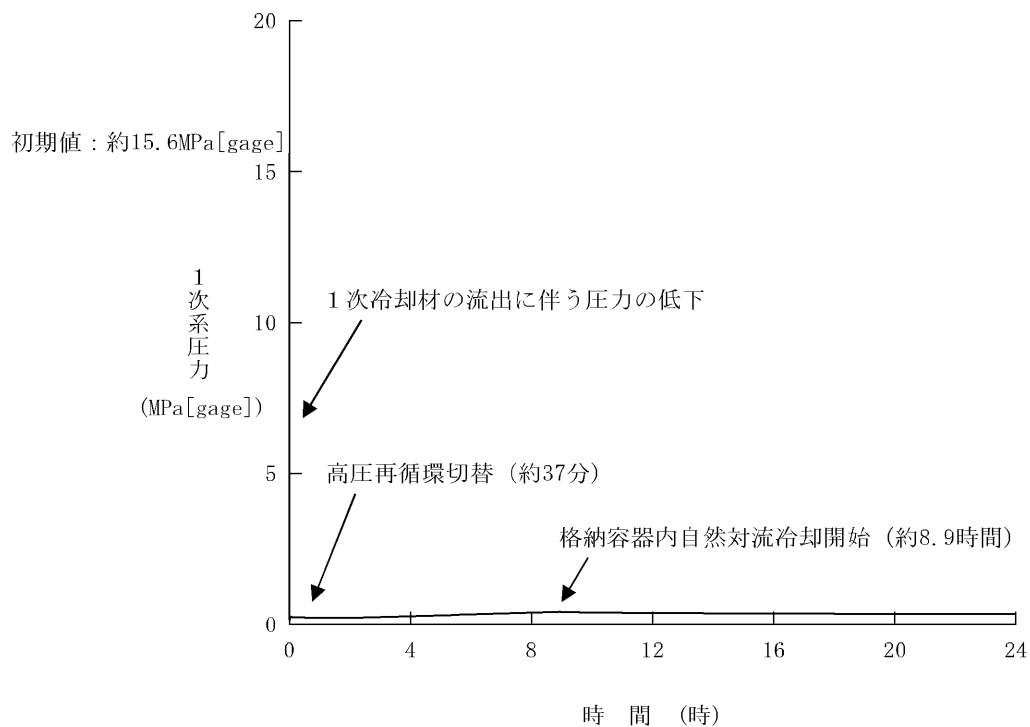
第7.1.4.3図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要  
 («大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間(分)								経過時間(時間)				備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号 4号		手順の内容	10 20 30 40 50 60 70 80 // 7 8 9 // 13 14												
		手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員		3号	4号	手順の内容	事故発生 原子炉トリップ プラント状況判断 大破断LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗判断 約37分 高压再循環切替 低圧再循環切替失敗判断 約38.9時間 格納容器内自然対流冷却開始 (格納容器最高圧力到達+30分後) 約14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	号炉毎 運転操作指揮者													
		1	1	号炉間連絡・運転操作助勢													
状況判断	運転員	-	-	●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況の確認 ●格納容器スプレイ機能喪失確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 (中央制御室確認)	10分												
格納容器スプレイ系回復操作	運転員B	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												有効性評価上考慮せず
	運転員C	1	1	●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												
	運転員D	1	1	●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												
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												格納容器圧力の上昇がおこなわれた事故時においては格納容器スプレイ作動設定値(196kPa)に到達するまでに原子炉補機冷却水系加圧直前までの準備を行う
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	2	2	●現地移動/原子炉補機冷却水系加圧操作 (現場操作)	60分												
	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/可搬型温度計計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)(現場操作)	60分												
2次系強制冷却	運転員B	【1】	【1】	●主蒸気蒸がし弁開放 (中央制御室操作)	適宜実施												有効性評価上考慮せず
高压・低圧再循環切替	運転員B	【1】	【1】	●高压再循環運転切替操作 (中央制御室操作)	15分												
	運転員B	【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												有効性評価上考慮せず
低圧再循環機前回復操作	運転員C	【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												
	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												
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員G、H	2	2	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)	20分												有効性評価上考慮せず
燃料取替用水タンク補給操作	重大事故等対策要員(初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/燃料取替用水タンク補給準備 (ディスタンスボックス取替)(現場操作)	30分												
	運転員B	【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												
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 (中央制御室操作)	10分*												格納容器内自然対流冷却が、有効性評価上、期待している約8.9時間までに実施できる 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
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E、F	【2】	【2】	●現地移動/A、B格納容器再循環ユニット冷却水通り電源操作 (現場操作)	10分*												

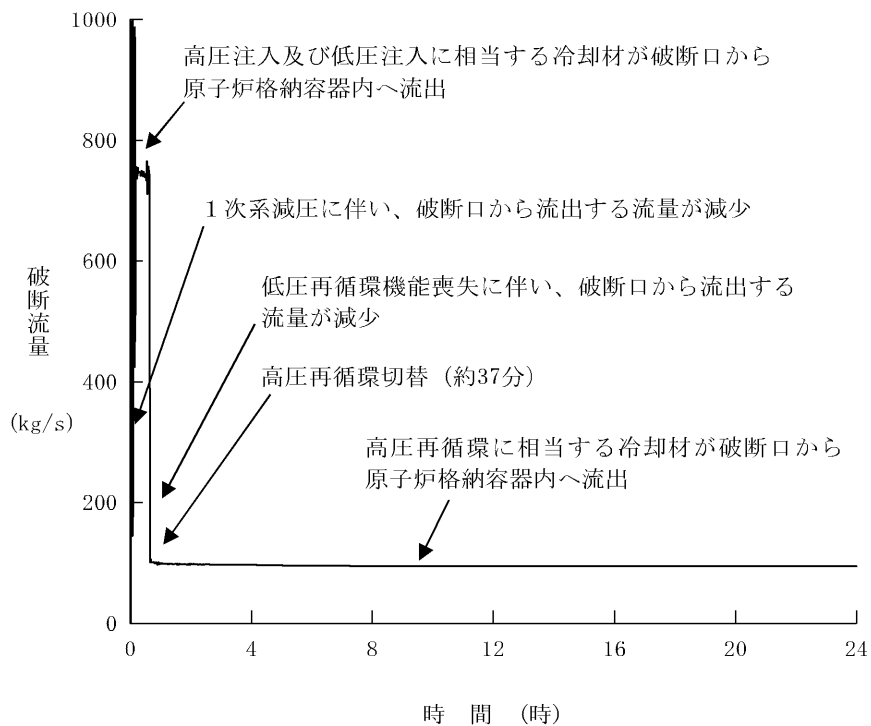
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。  
 (一部、未設置の機器については想定時間により算出)  
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

\*中央制御室にてS番号、T番号をリセットし冷却ユニット入口弁を開弁後、出口弁(隔離弁)は、ファン起動信号がないと閉となる為、CSを開保押し、開状態を現地で電源を開放する。その後、中央制御室にて格納容器再循環ファンを起動する。仮にファン起動に失敗したとしても、以下の理由により影響はない。  
 ・原子炉格納容器内の環境悪化により、セーフティ回路等が発生したとしても、保護継電器により運転機が開放される。  
 ・格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却は阻害されない。(有効性評価上ファン運転は考慮せず)  
 ・炉心が損傷した場合には、水素が発生することから、発火源ともなりうる格納容器再循環ファンの起動は行わない。

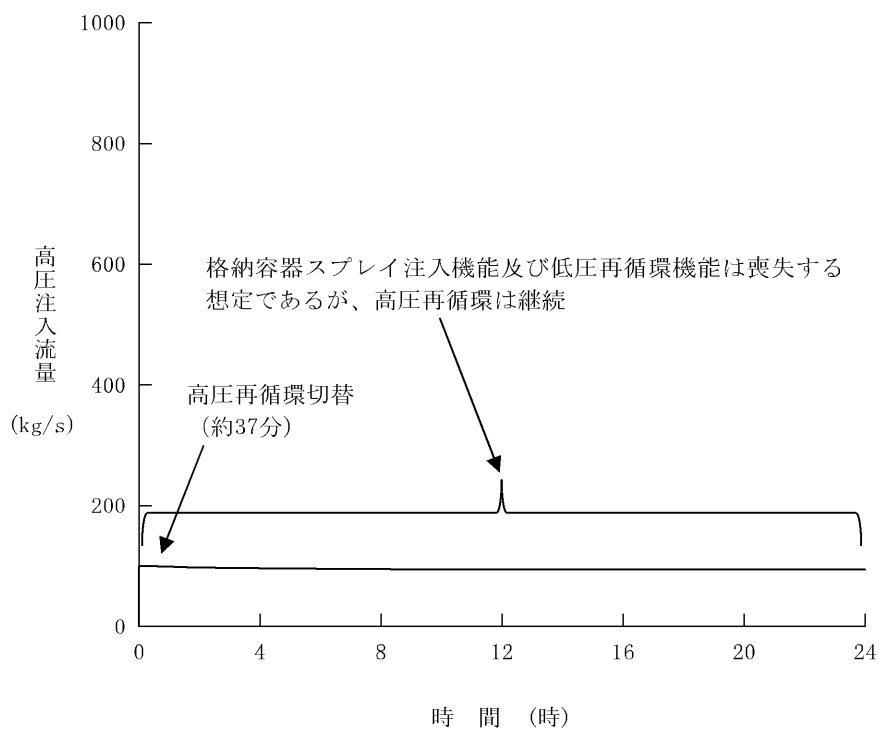
第7.1.4.4図 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間  
 (大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故)



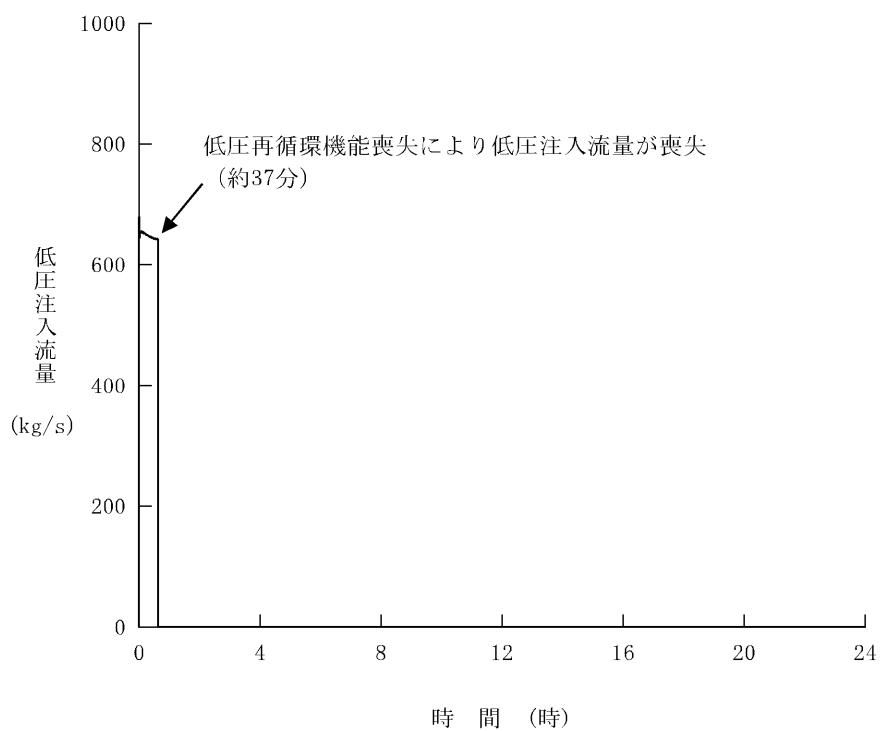
第 7. 1. 4. 5 図 1次系圧力の推移



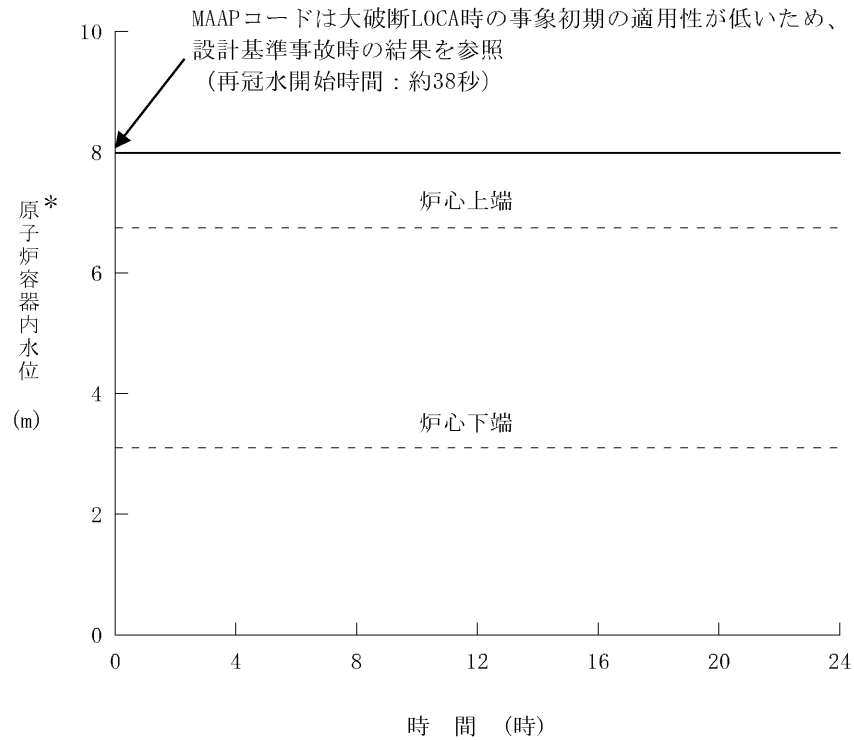
第 7. 1. 4. 6 図 破断流量の推移



第 7. 1. 4. 7 図 高圧注入流量の推移

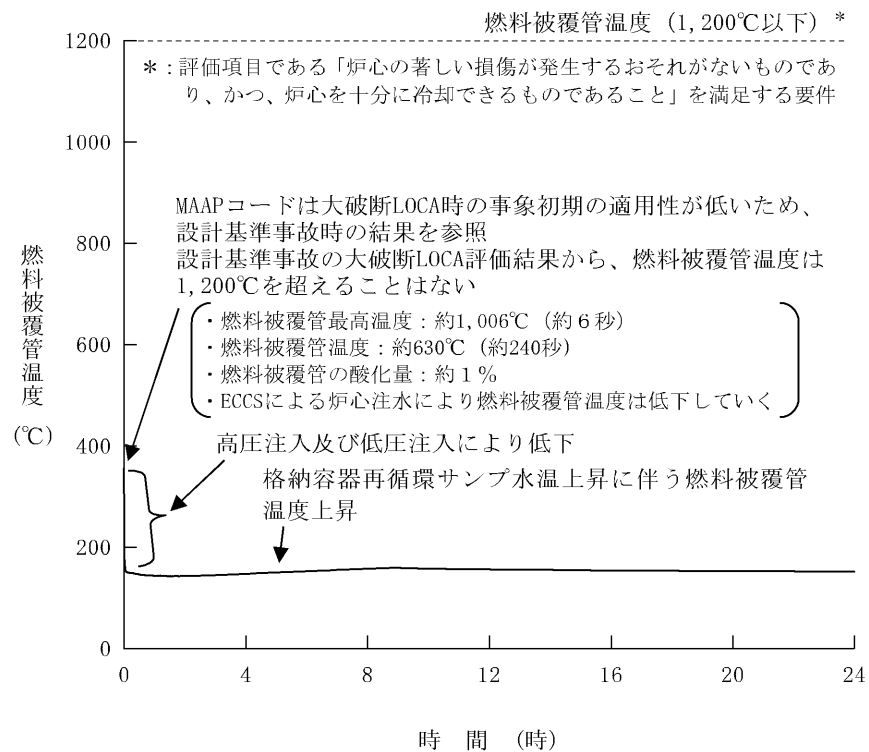


第 7. 1. 4. 8 図 低圧注入流量の推移

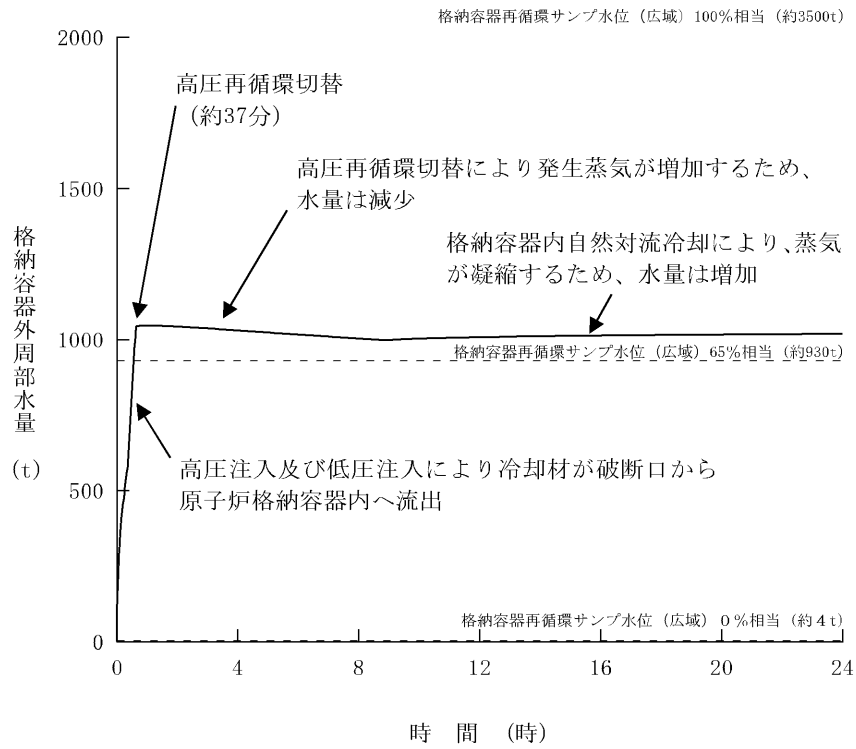


\*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

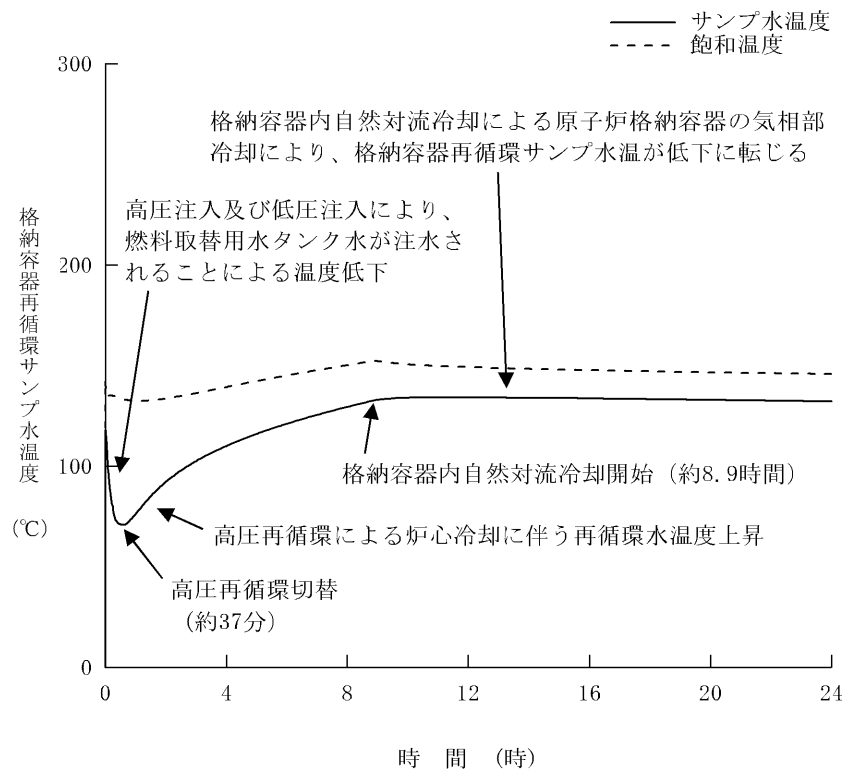
第 7. 1. 4. 9 図 原子炉容器内水位の推移



第 7. 1. 4. 10 図 燃料被覆管温度の推移

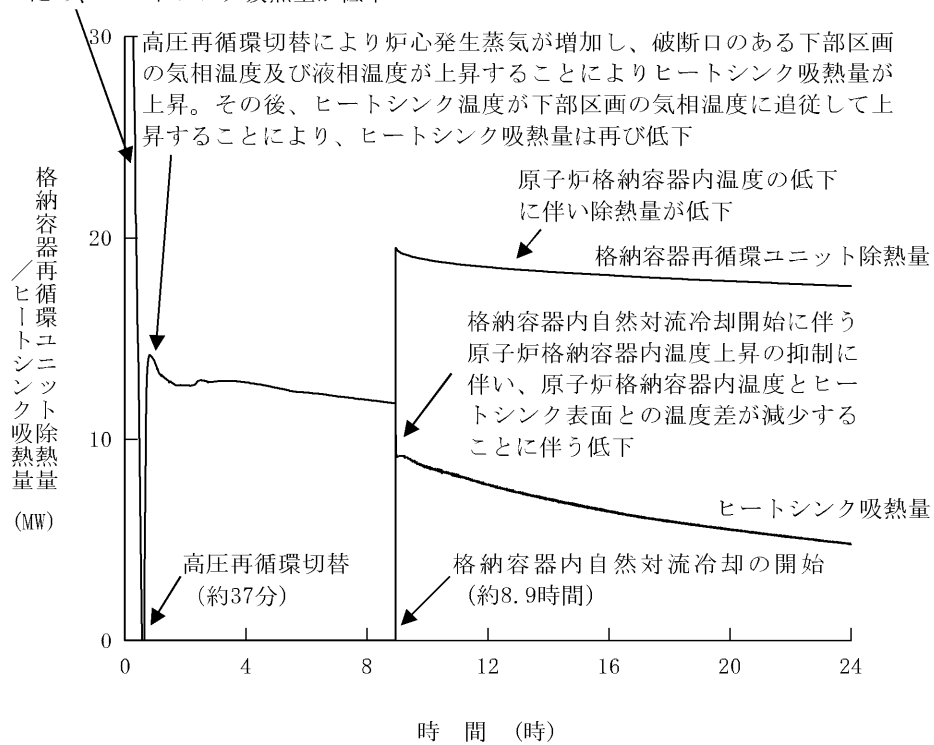


第 7. 1. 4. 11 図 格納容器外周部水量の推移

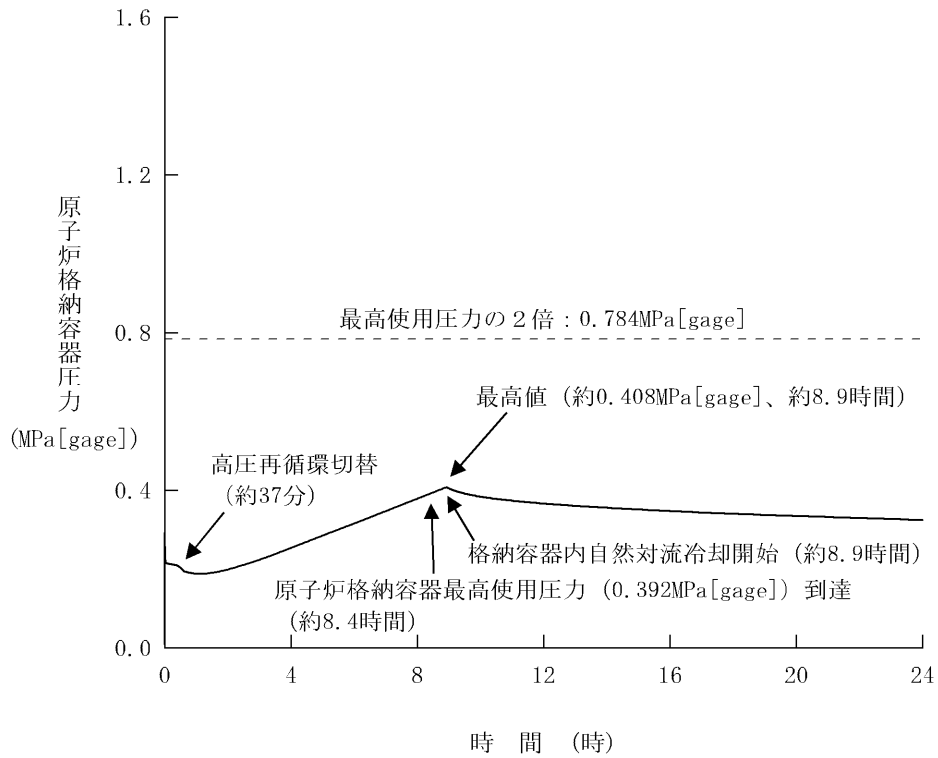


第 7. 1. 4. 12 図 格納容器再循環サンプ水温度の推移

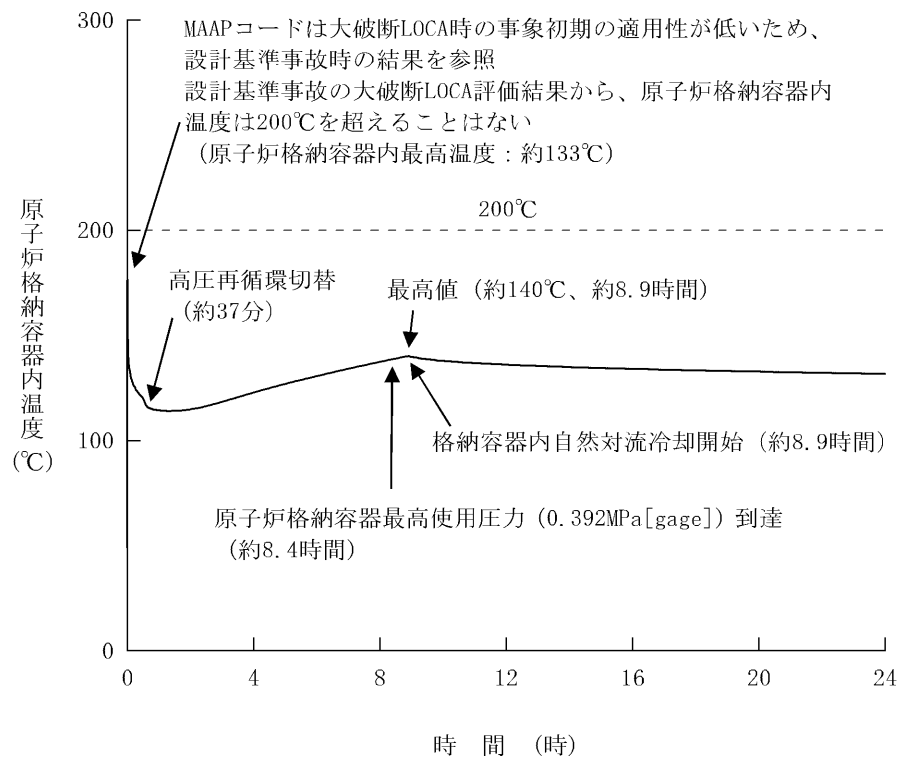
破断流により気相部のヒートシンク温度が上昇すること、高圧注入及び低圧注入により注水される低温の燃料取替用水タンク水の一部が破断口から原子炉格納容器内に流出することにより、水没したヒートシンクから液相へ放熱されるため、ヒートシンク吸熱量が低下



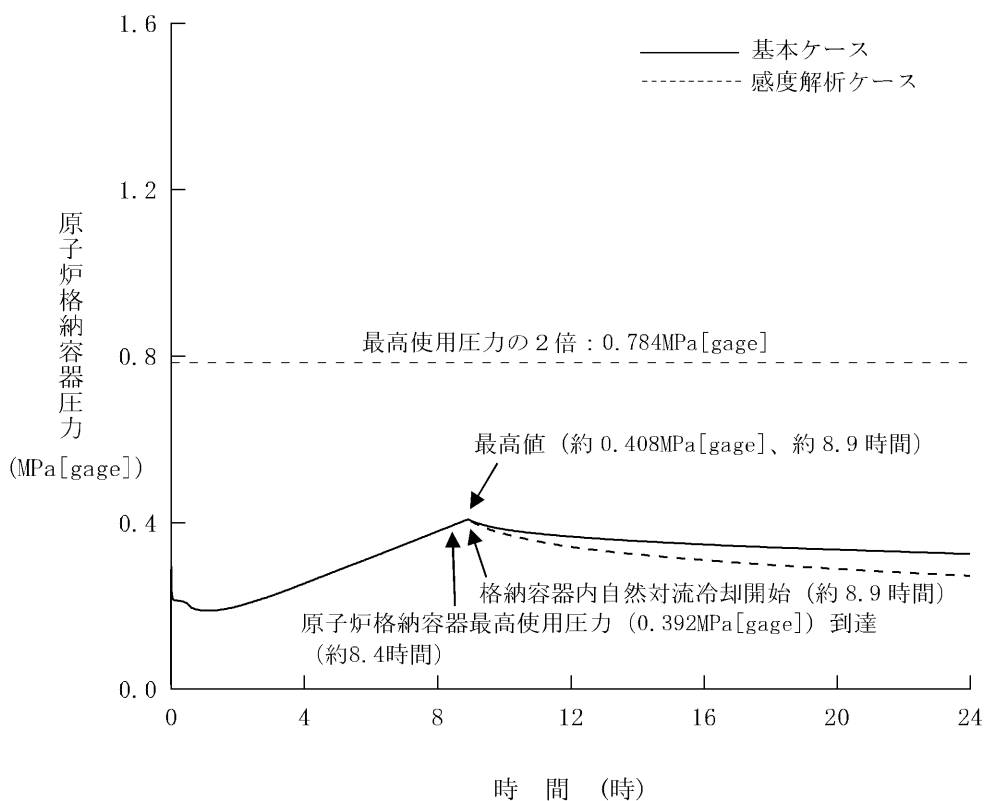
第 7. 1. 4. 13 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



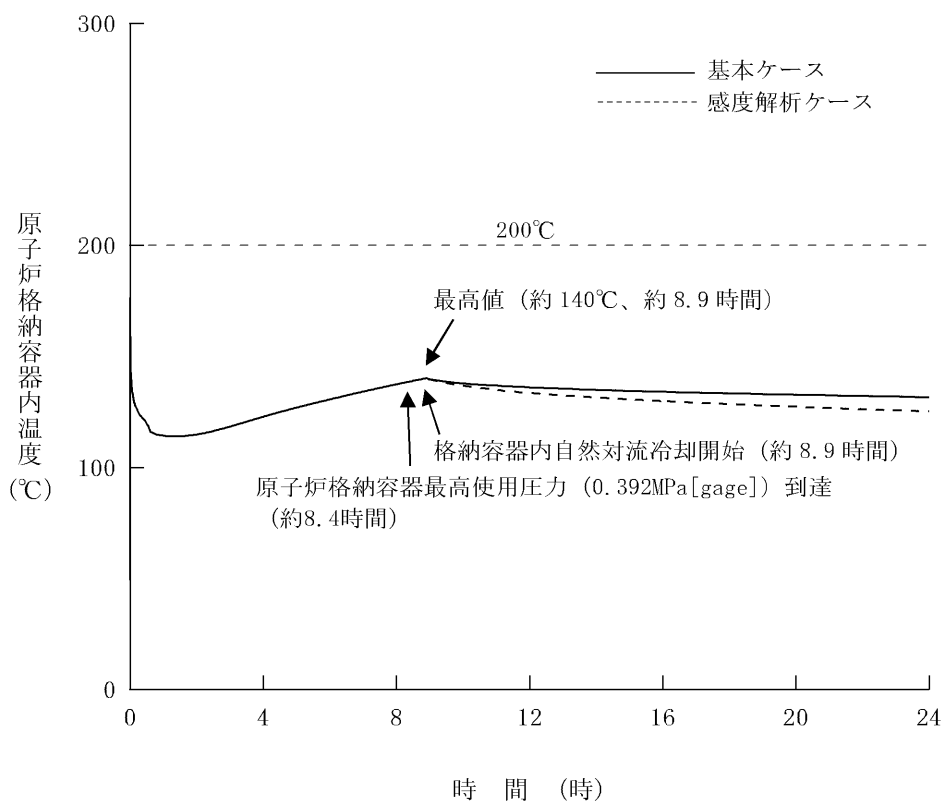
第 7.1.4.14 図 原子炉格納容器圧力の推移



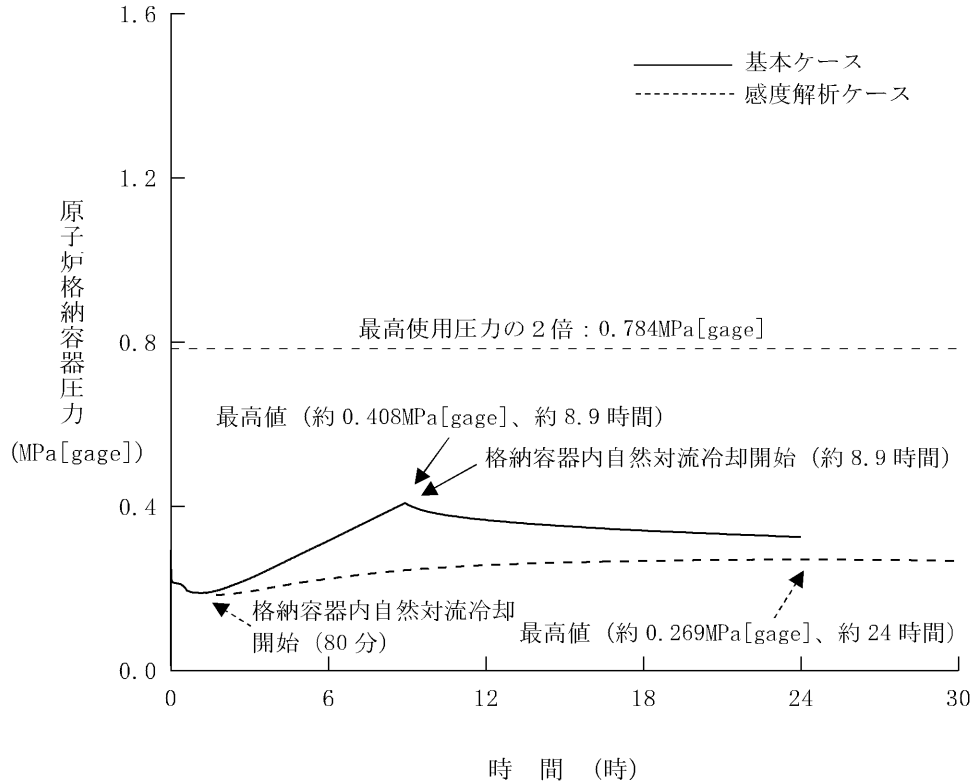
第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器内温度の推移



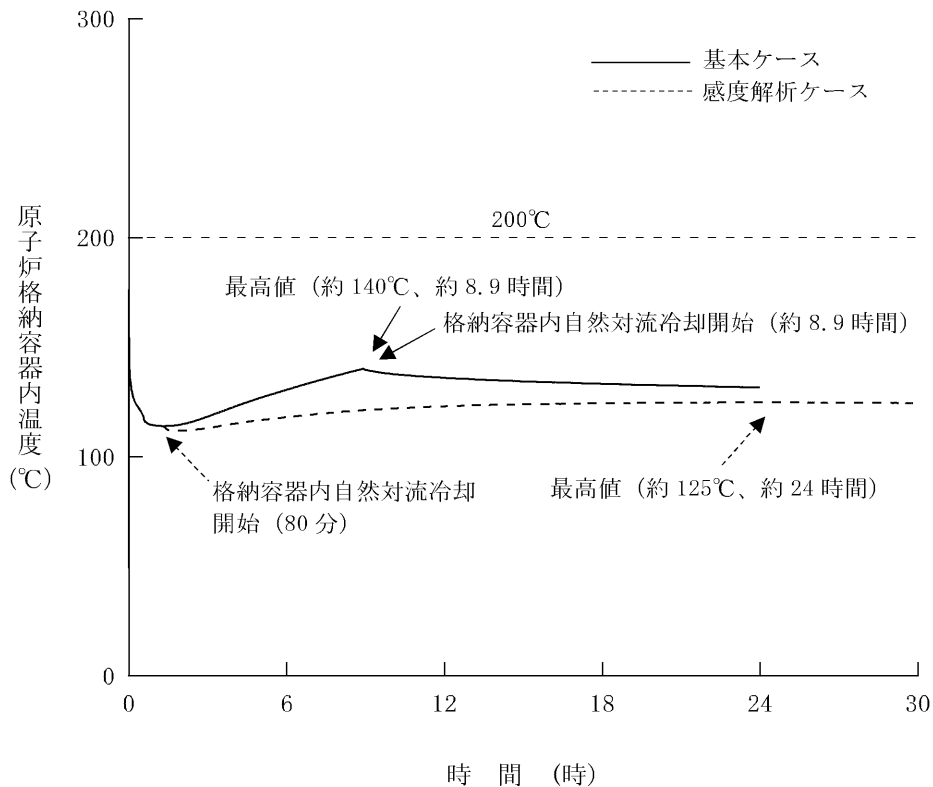
第7.1.4.16図 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



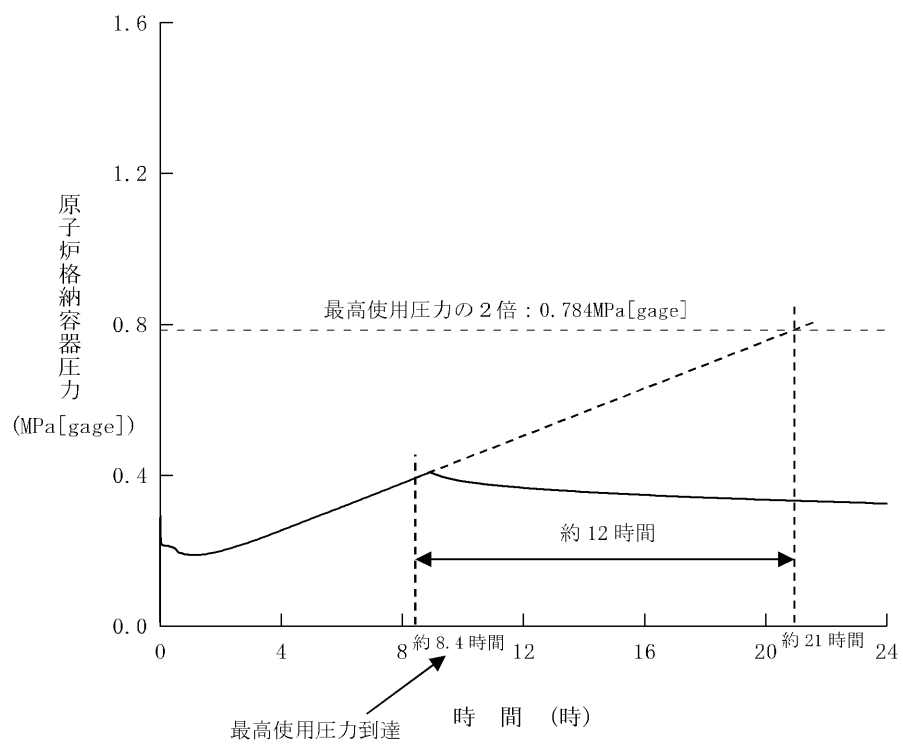
第7.1.4.17図 原子炉格納容器内温度の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



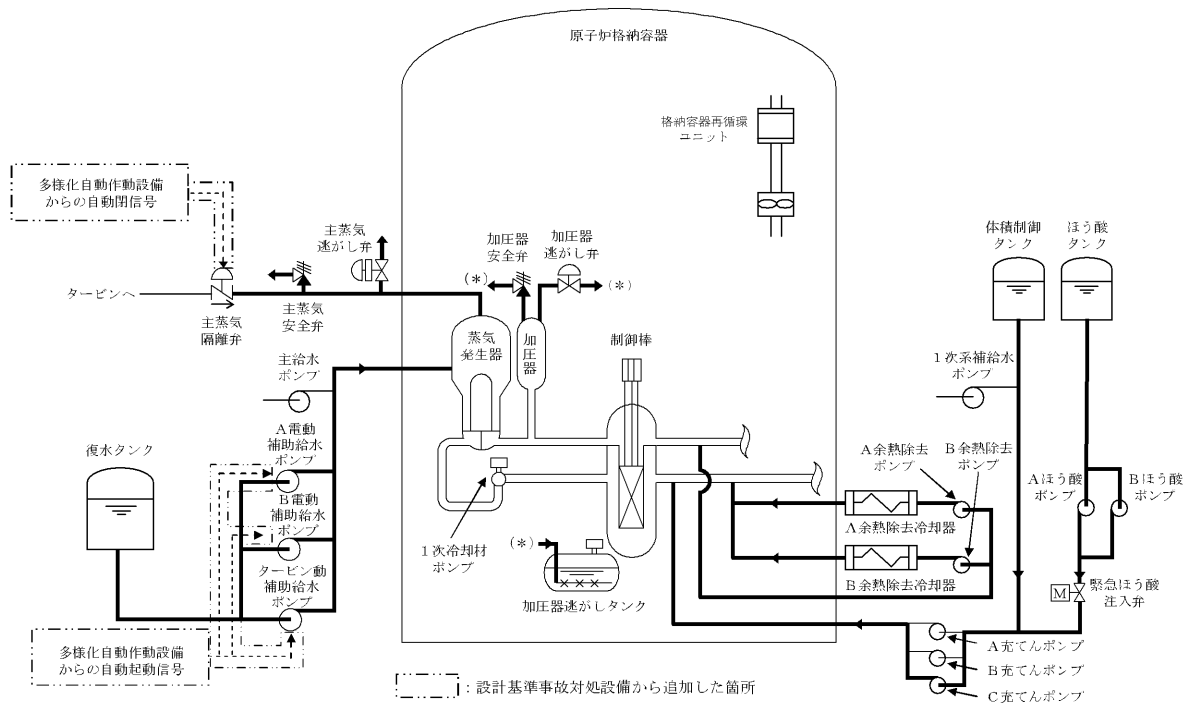
第 7.1.4.18 図 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器内自然対流冷却の早期開始)



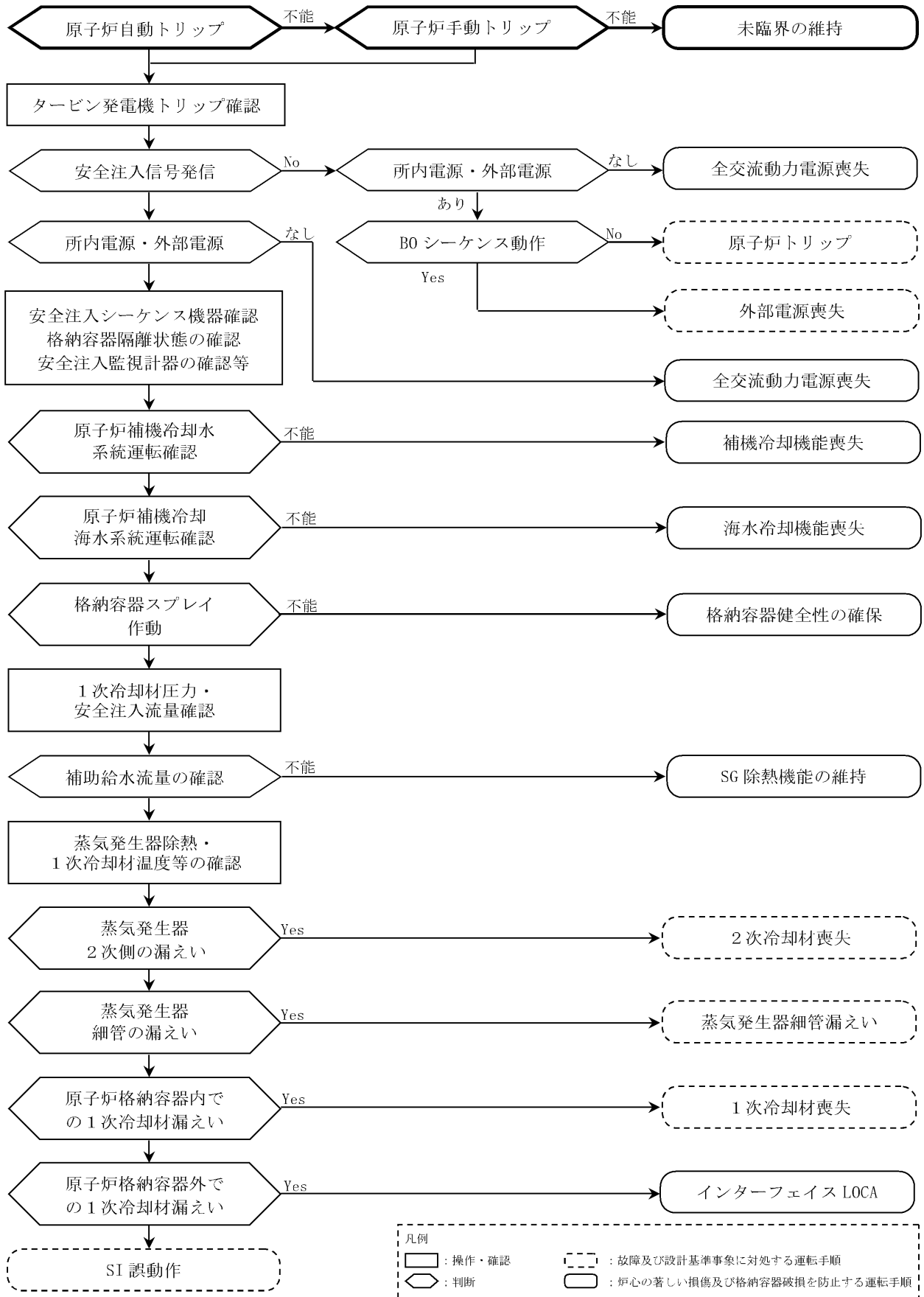
第 7.1.4.19 図 原子炉格納容器内温度の推移  
(格納容器内自然対流冷却の早期開始)



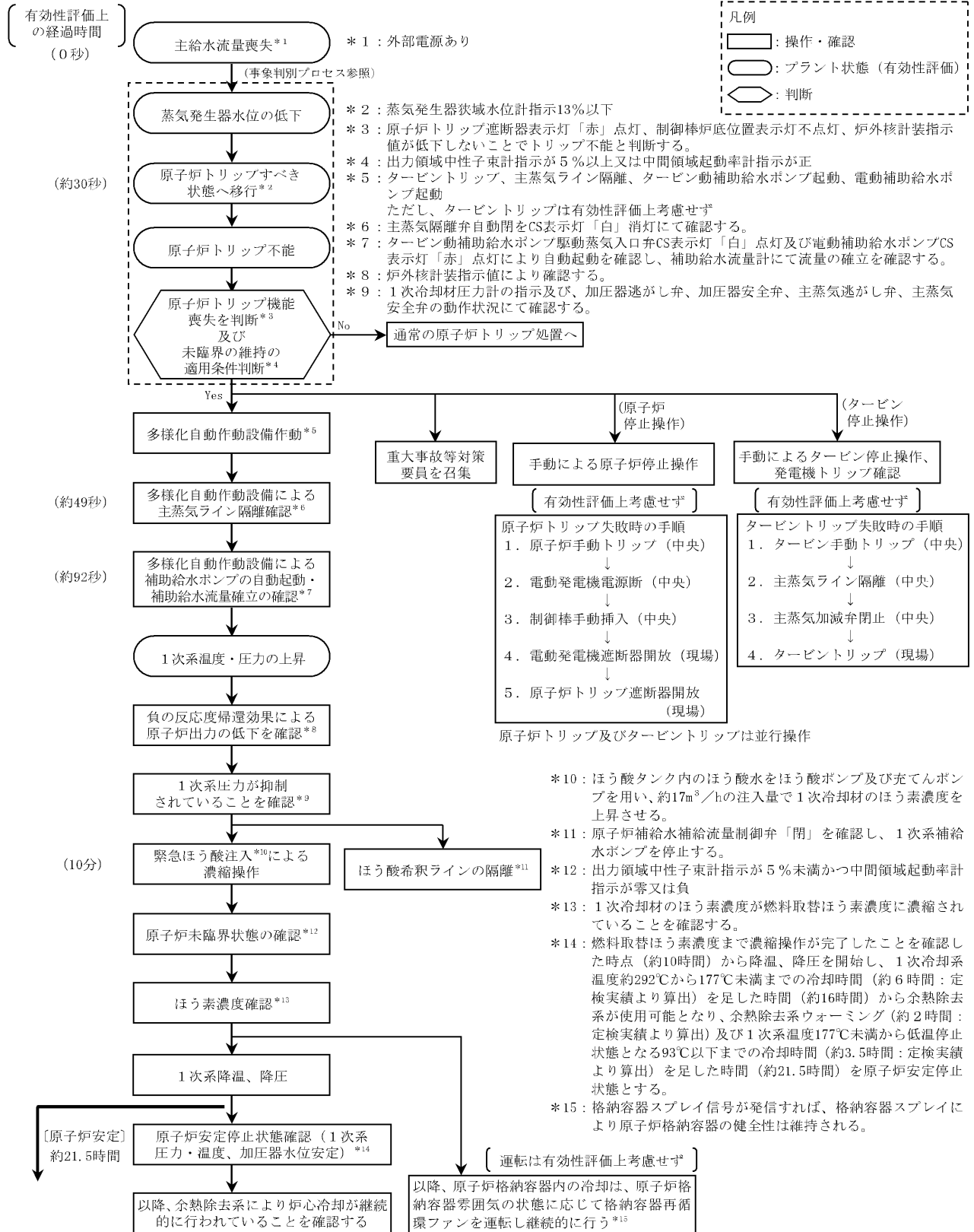
第7.1.4.20図 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認)



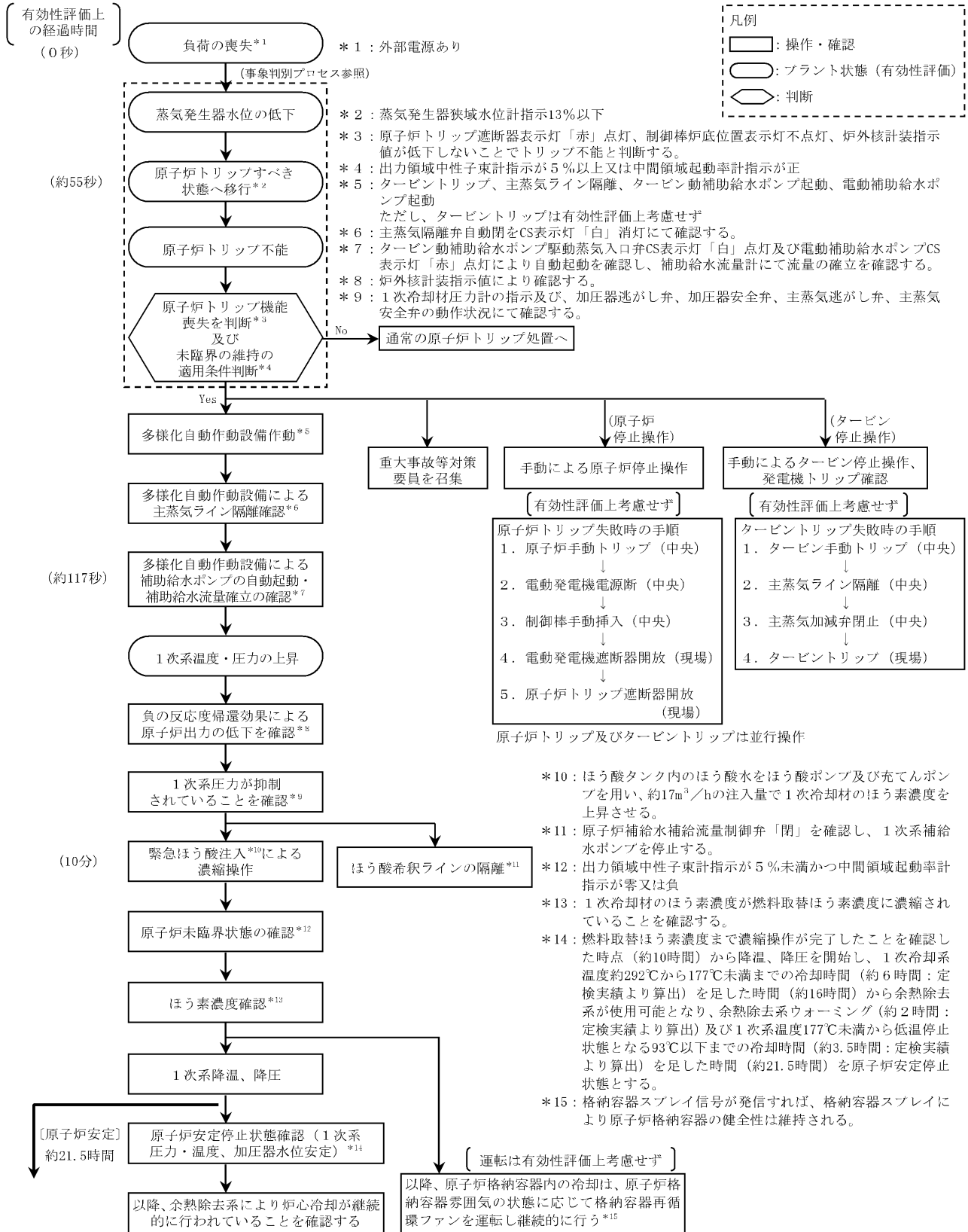
第 7.1.5.1 図 「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



第 7.1.5.2 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (事象判別プロセス)



第 7. 1. 5. 3 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」の事象進展)



第 7. 1. 5. 4 図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要  
(「負荷の喪失時に原子炉トリップ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						
				2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	8	9		10	16	18	20	22	24
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	3号	4号	手順の内容	事象発生 0秒 主給水流量喪失発生 △約49秒 多様化自動作動設備による主蒸気隔離 ▽プラント状況判断 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) 約21.5時間 以降原子炉安定																			
	当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者																				
	当直主任 運転員	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢																				
原子炉停止操作	運転員 A	1	1	●原子炉手動トリップ ●電動発電機電源断 ●制御棒手動挿入 (中央制御室操作)																				有効性評価上考慮せず
	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)																				有効性評価上考慮せず
タービン停止操作	運転員 B	1	1	●タービン手動トリップ * (中央制御室操作)																				有効性評価上考慮せず
多様化自動作動設備の動作確認	運転員 B	【1】	【1】	●タービントリップの動作確認 (有効性評価上、不動作) ●主蒸気隔離弁閉動作確認 ●電動およびタービ電動補助給水ポンプの自動起動確認 (中央制御室操作)																				
原子炉出力・1次冷却材圧力確認	運転員 A	【1】	【1】	●負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認 ●1次冷却材圧力が抑制されていることを確認																				
緊急ほう酸注入操作	運転員 A	【1】	【1】	●緊急ほう酸注入操作 ●原子炉未臨界状態の確認 ●ほう酸濃度確認 (中央制御室操作)																				10分後の開始を想定しているが、実際の操作においては原子炉出力の低下状況により早目に行う サンプリングにより確認
ほう酸希釈ライン隔離操作	運転員 B	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)																				
1次系降温・降圧操作	運転員 A・B	【2】	【2】	●主蒸気逃がし弁による冷却操作 ●加圧器スプレイ弁による降圧操作 (中央制御室操作)																				通常のプラント停止操作
余熱除去系統による低温停止状態までの冷却操作	運転員 A	【1】	【1】	●余熱除去系統運転 ●余熱除去系統による冷却操作 (中央制御室操作)																				通常のプラント停止操作

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。

\*タービン手動トリップ及び多様化自動作動設備の動作も失敗した場合は、主蒸気ライン隔離、主蒸気加減弁閉止、タービントリップ(現場)を行う。

・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

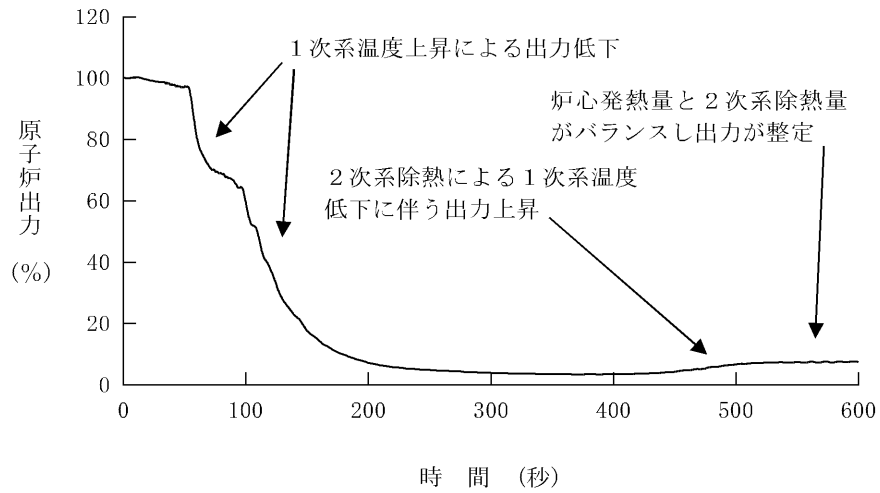
第 7.1.5.5 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

必要な要員と作業項目		経過時間(分)		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	3号	4号	事象発生 0秒 負荷喪失発生 ▽ 約117秒 多様化自動作動設備による補助給水ポンプ起動 ▽ プラント状況判断(負荷の喪失+原子炉トリップ失敗) 約21.5時間 以降原子炉安定										
	当直課長 当直副長	1	1											
	当直主任 運転員	1	1											
原子炉停止操作	運転員A	1	1	●原子炉手動トリップ ●電動発電機電源断 ●制御棒手動挿入 (中央制御室操作)										有効性評価上考慮せず
	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)										有効性評価上考慮せず
タービン停止操作	運転員B	1	1	●タービン手動トリップ * (中央制御室操作)										有効性評価上考慮せず
多様化自動作動設備の動作確認	運転員B	【1】	【1】	●タービントリップの動作確認(有効性評価上、不動作) ●主蒸気隔離弁閉動作確認 ●電動およびタービントリップ補助給水ポンプの自動起動確認 (中央制御室操作)										
原子炉出力・1次冷却材圧力確認	運転員A	【1】	【1】	●負の反応度掃選効果による原子炉出力の低下を確認 ●1次冷却材圧力が抑制されていることを確認										
緊急ほう酸注入操作	運転員A	【1】	【1】	●緊急ほう酸注入操作 ●原子炉未臨界状態の確認 ●ほう酸濃度確認 (中央制御室操作)										10分後の開始を想定しているが、実際の操作においては原子炉出力の低下状況により早目に行う サンプリングにより確認
ほう酸希釈ライン隔離操作	運転員B	【1】	【1】	●ほう酸希釈ライン隔離操作 (中央制御室操作)										
1次系降温・降圧操作	運転員A・B	【2】	【2】	●主蒸気逃がし弁による冷却操作 ●加圧器スプレー弁による降圧操作 (中央制御室操作)										通常のプラント停止操作
余熱除去系統による低温停止状態までの冷却操作	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去系統運転 ●余熱除去系統による冷却操作 (中央制御室操作)										通常のプラント停止操作

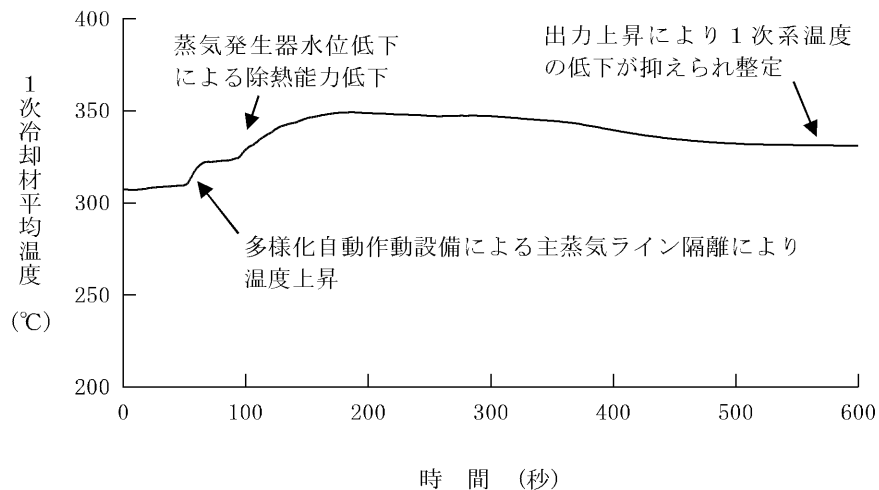
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。  
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

\*タービン手動トリップ及び多様化自動作動設備の動作も失敗した場合は、主蒸気ライン隔離、主蒸気加減弁閉止、タービントリップ(現場)を行う。

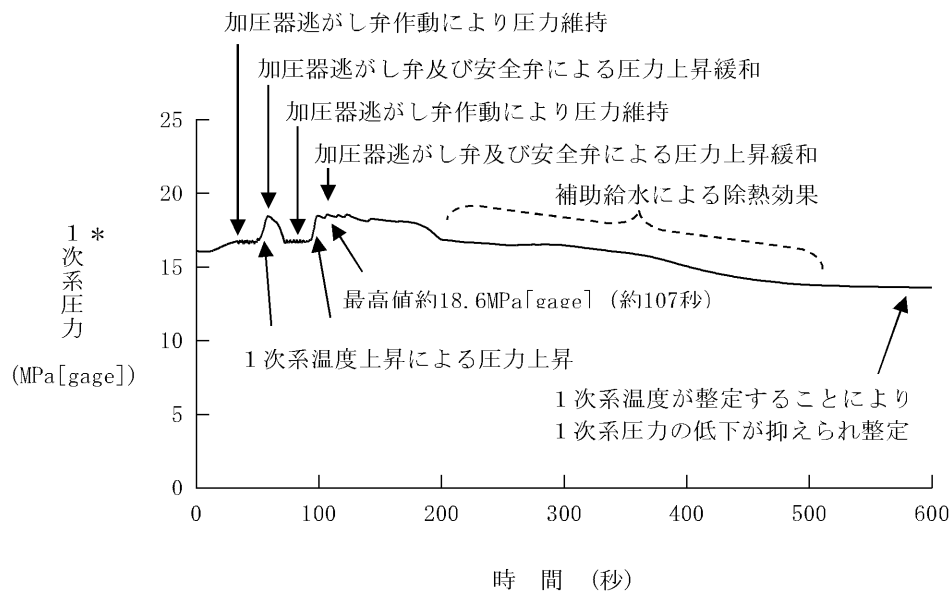
第 7.1.5.6 図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



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

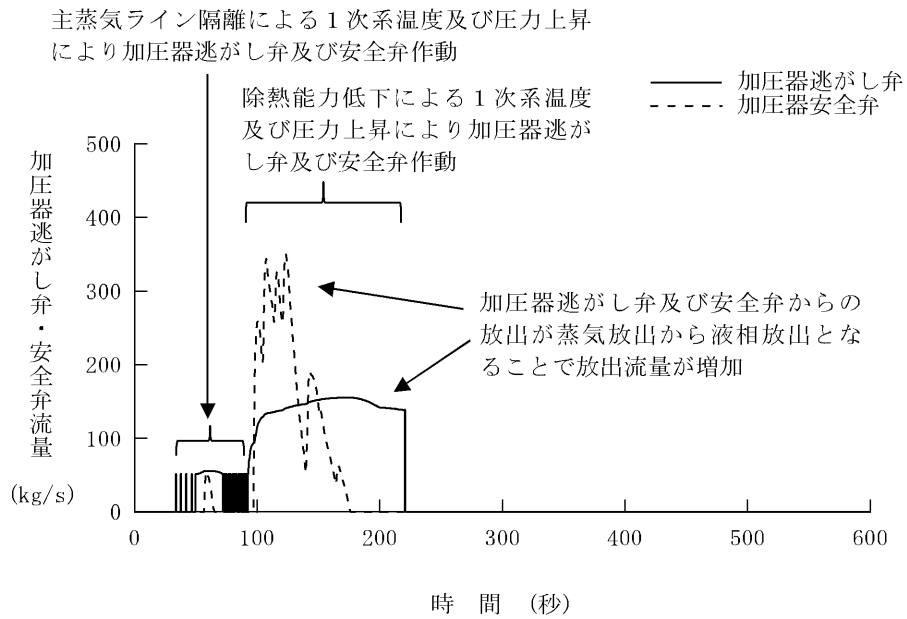


第 7. 1. 5. 8 図 1次冷却材平均温度の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

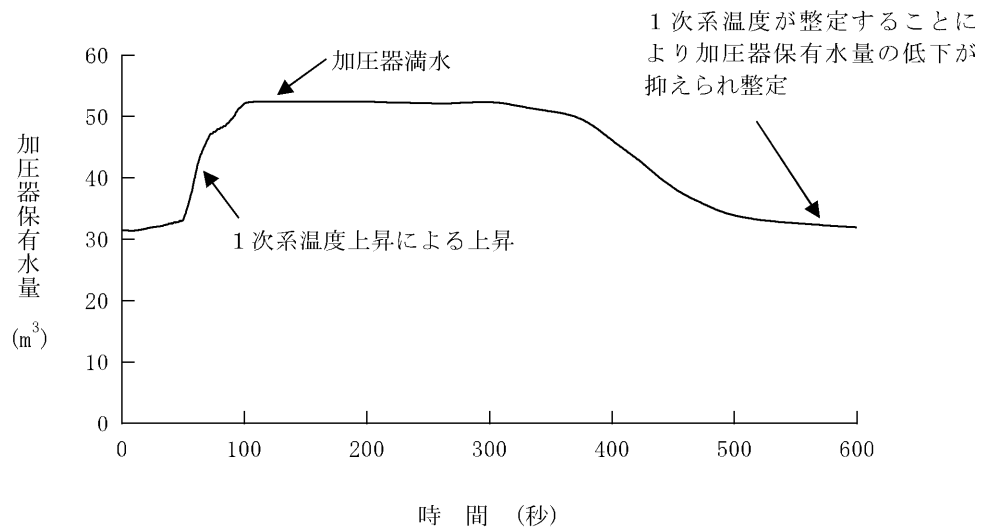


\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

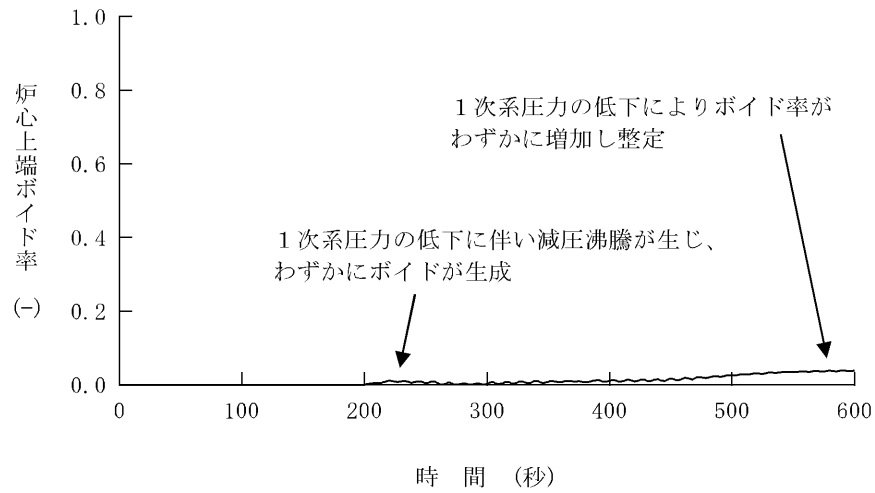
第 7. 1. 5. 9 図 1 次系圧力の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



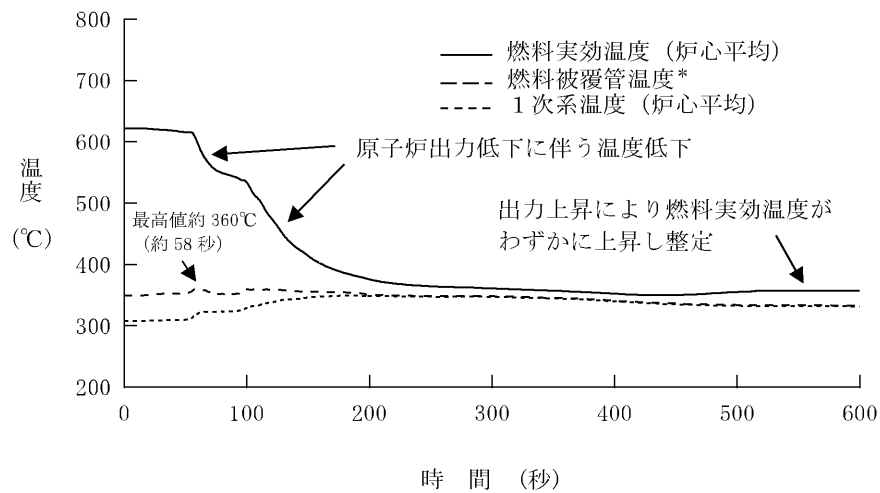
第 7.1.5.10 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第 7.1.5.11 図 加圧器保有水量の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

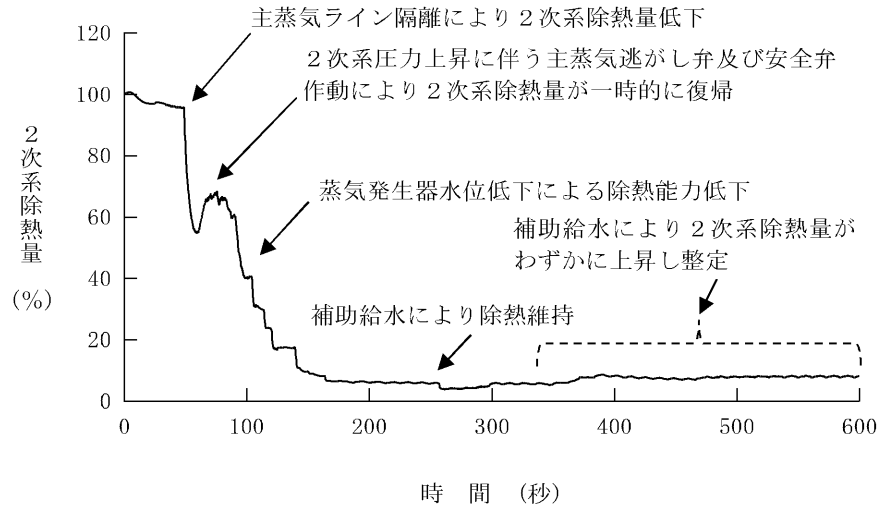


第 7.1.5.12 図 炉心上端ボイド率の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

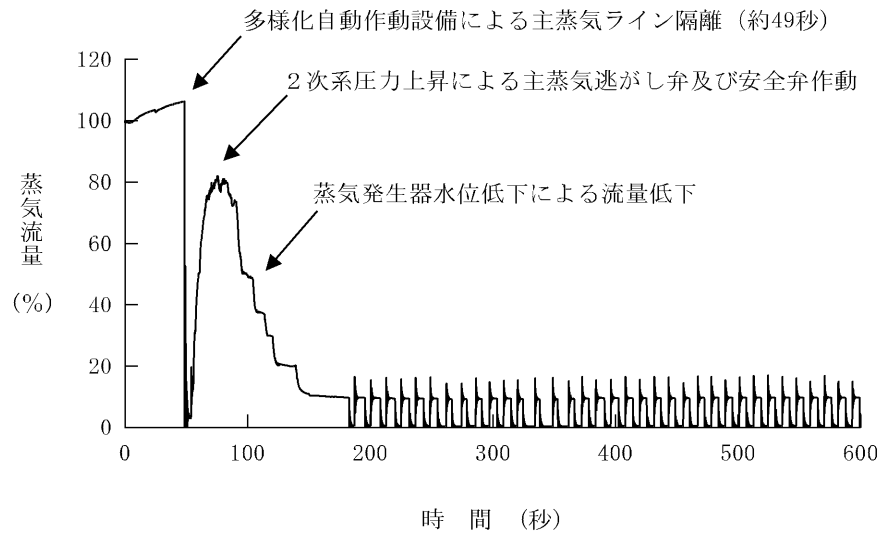


\* : 3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

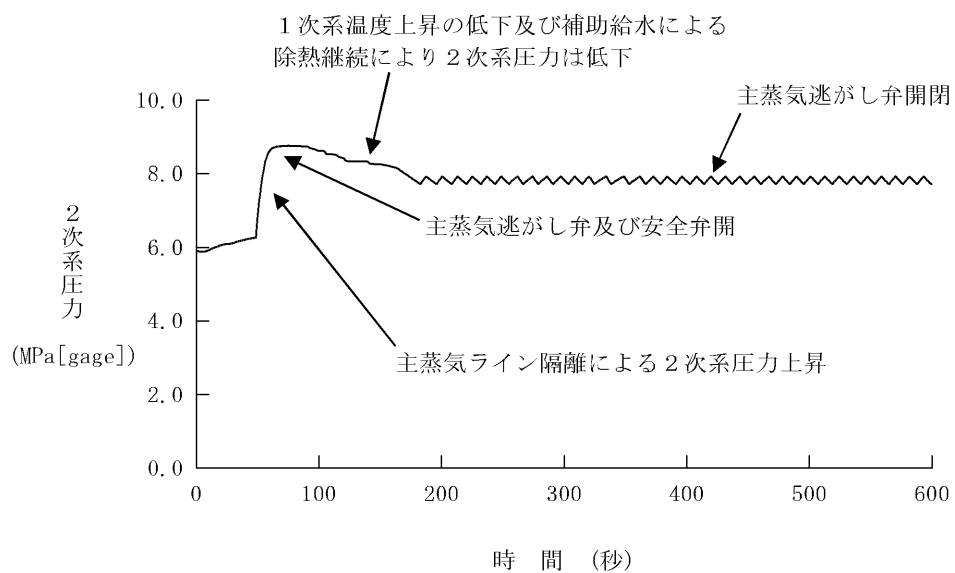
第 7.1.5.13 図 温度の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



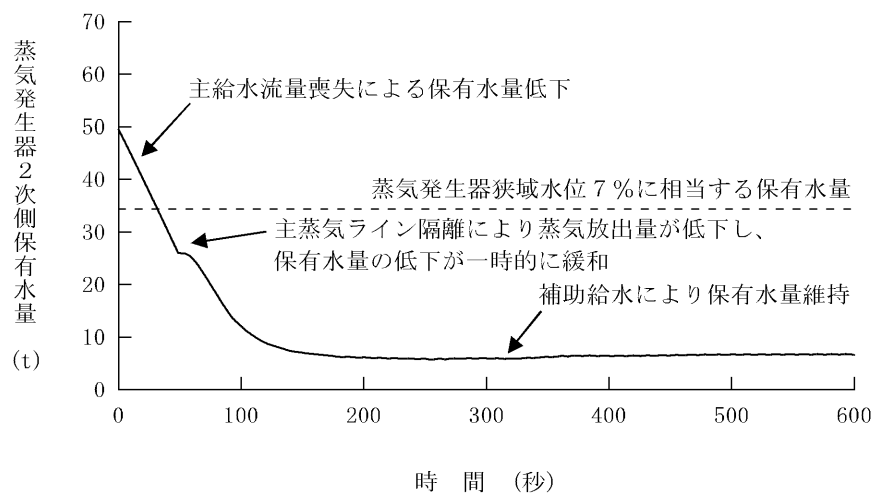
第 7. 1. 5. 14 図 2 次系除熱量の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



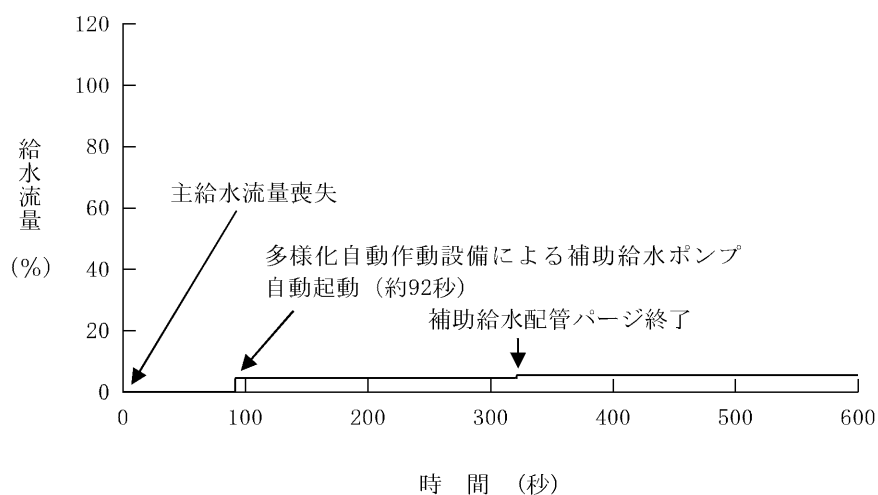
第 7. 1. 5. 15 図 蒸気流量の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



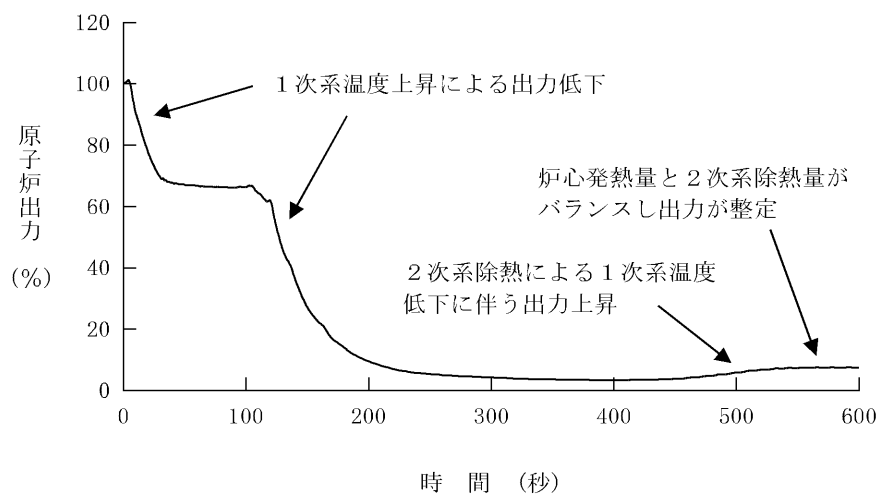
第7.1.5.16図 2次系圧力の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



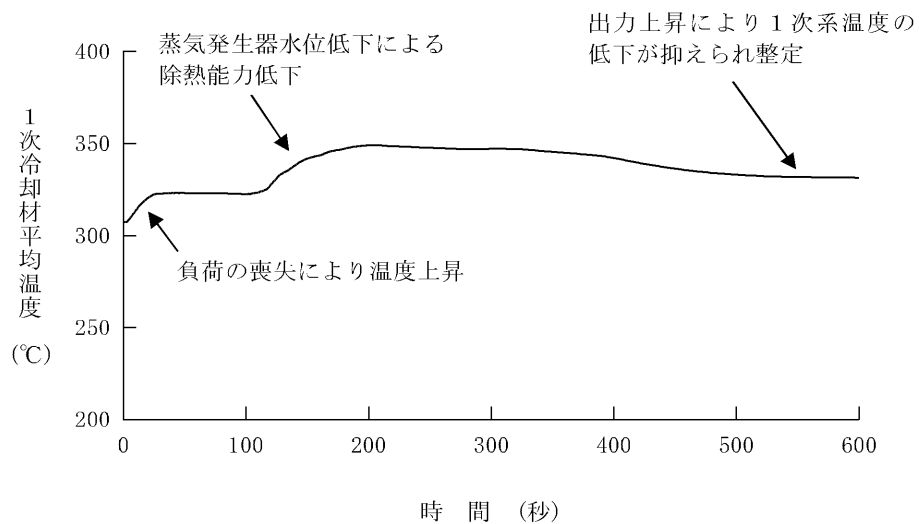
第 7. 1. 5. 17 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



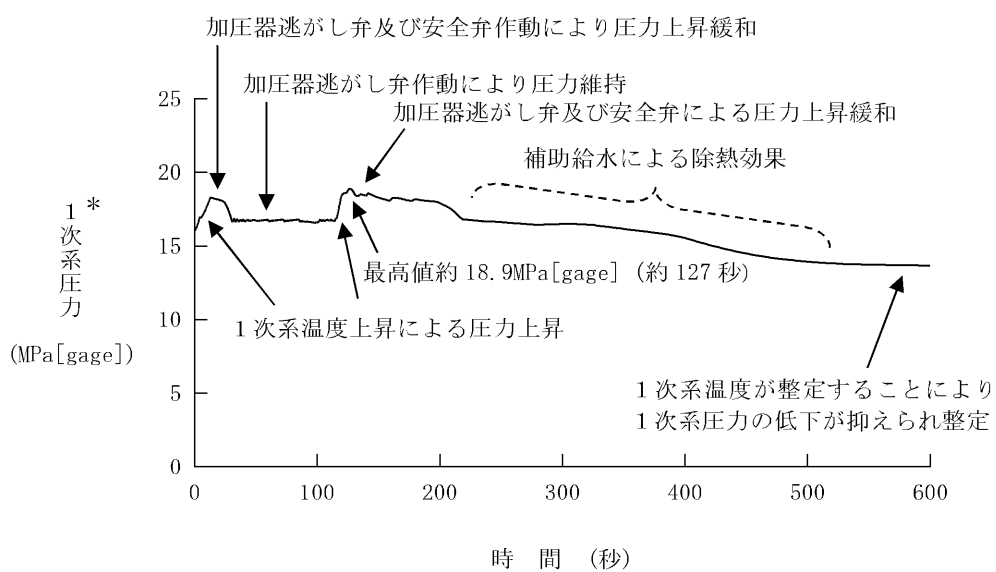
第 7. 1. 5. 18 図 給水流量の推移  
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



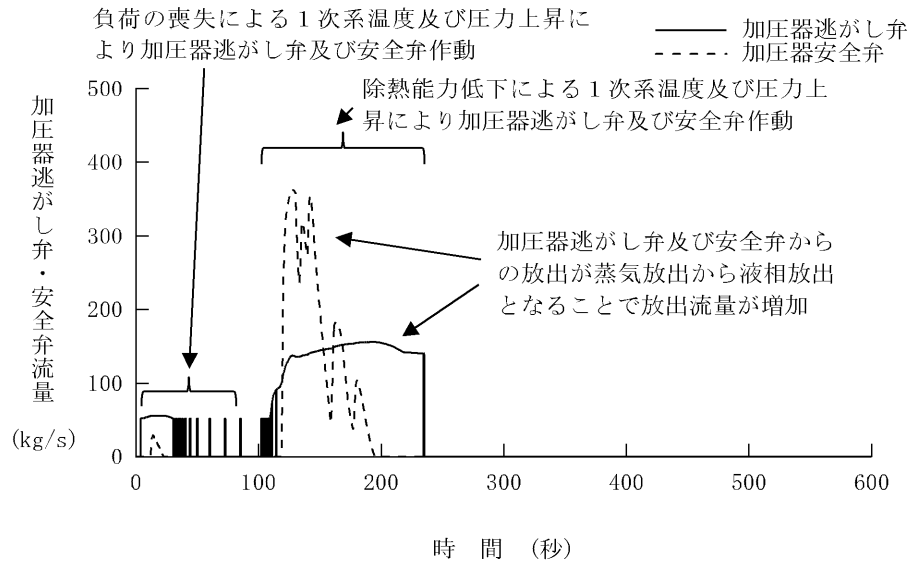
第 7. 1. 5. 19 図 原子炉出力の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



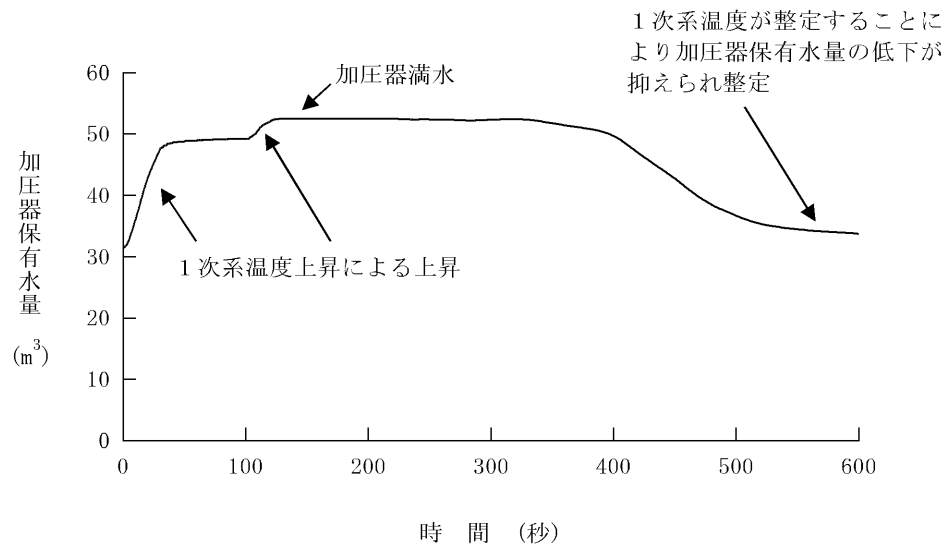
第 7. 1. 5. 20 図 1次冷却材平均温度の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



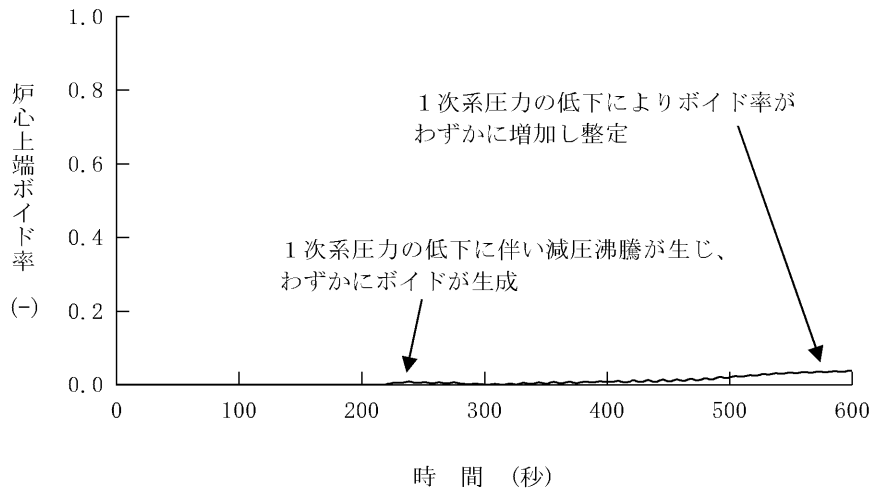
第 7. 1. 5. 21 図 1 次系圧力の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



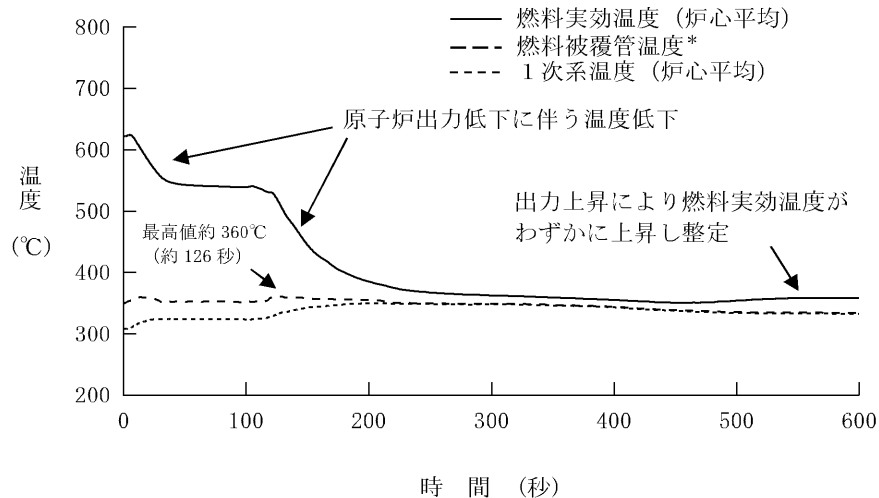
第 7. 1. 5. 22 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



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

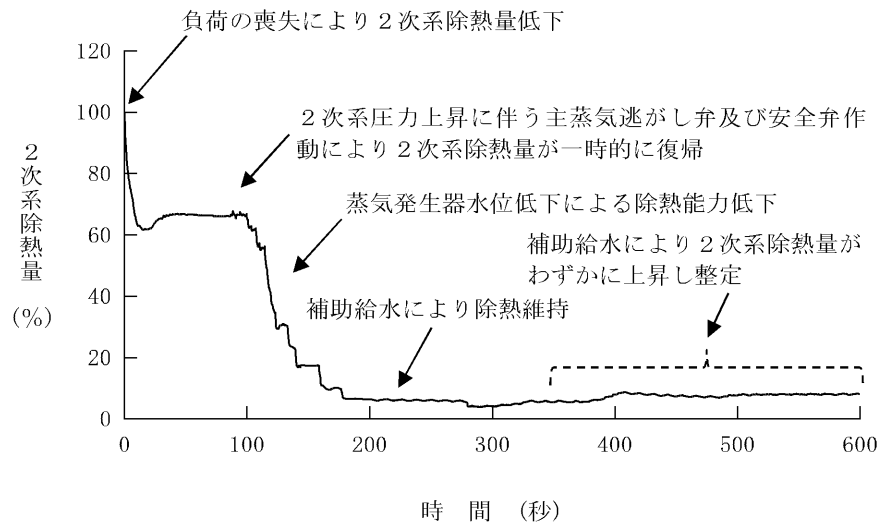


第 7. 1. 5. 24 図 炉心上端ボイド率の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

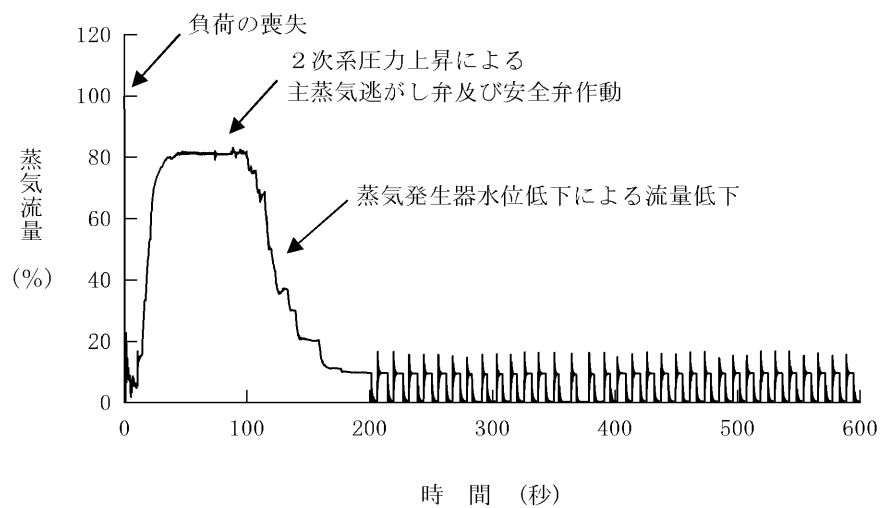


\* : 3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を表示

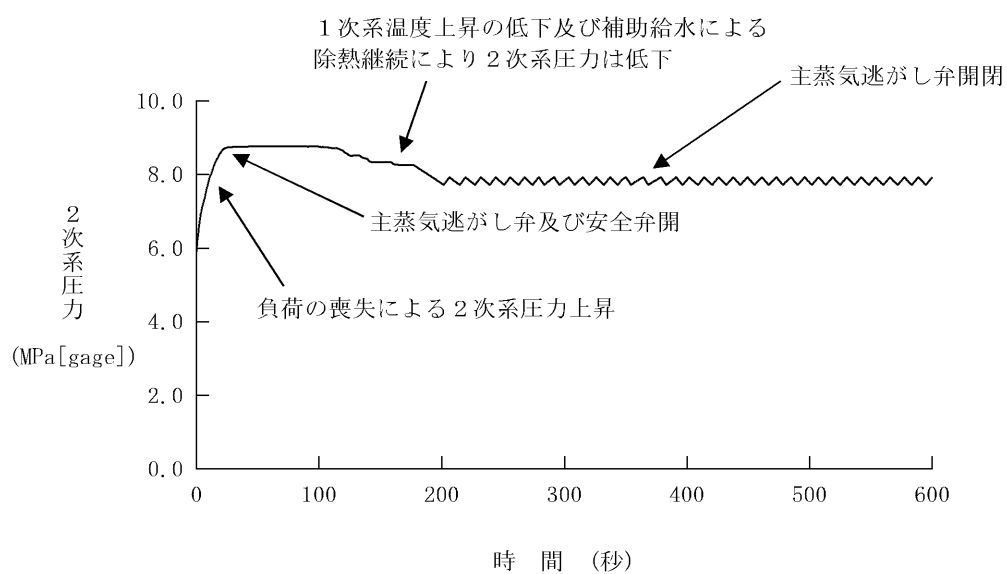
第 7. 1. 5. 25 図 温度の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



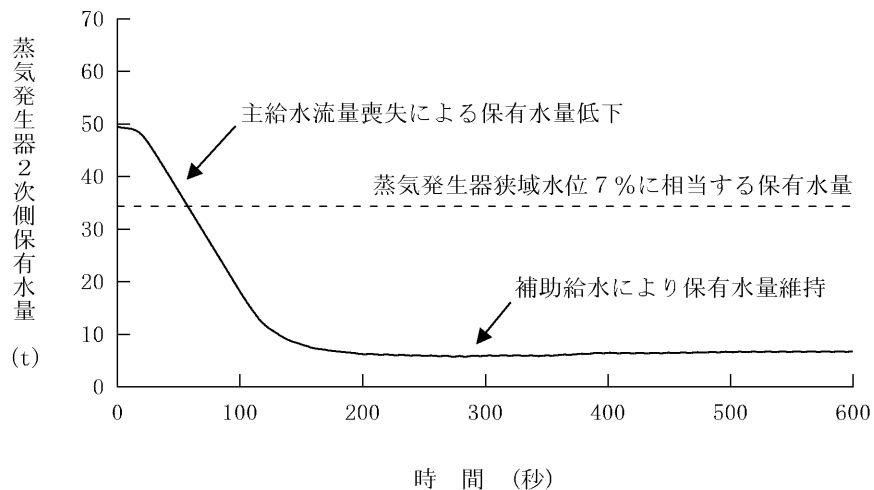
第 7. 1. 5. 26 図 2次系除熱量の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



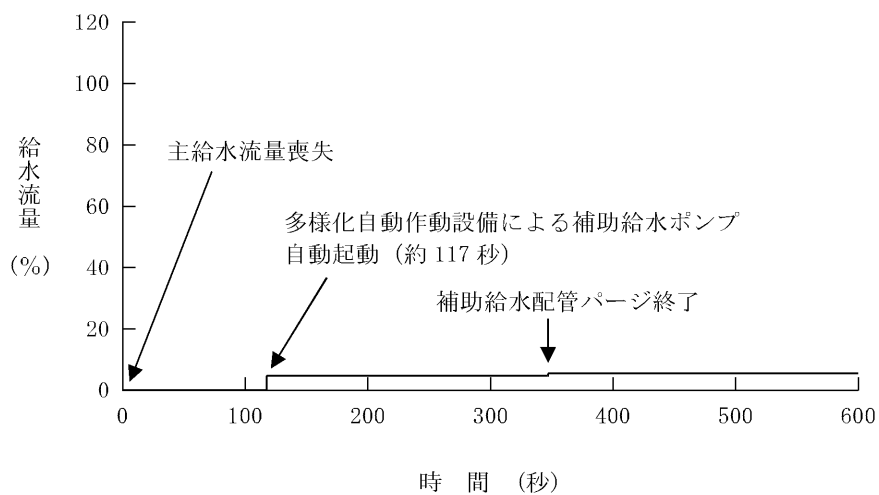
第 7. 1. 5. 27 図 蒸気流量の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



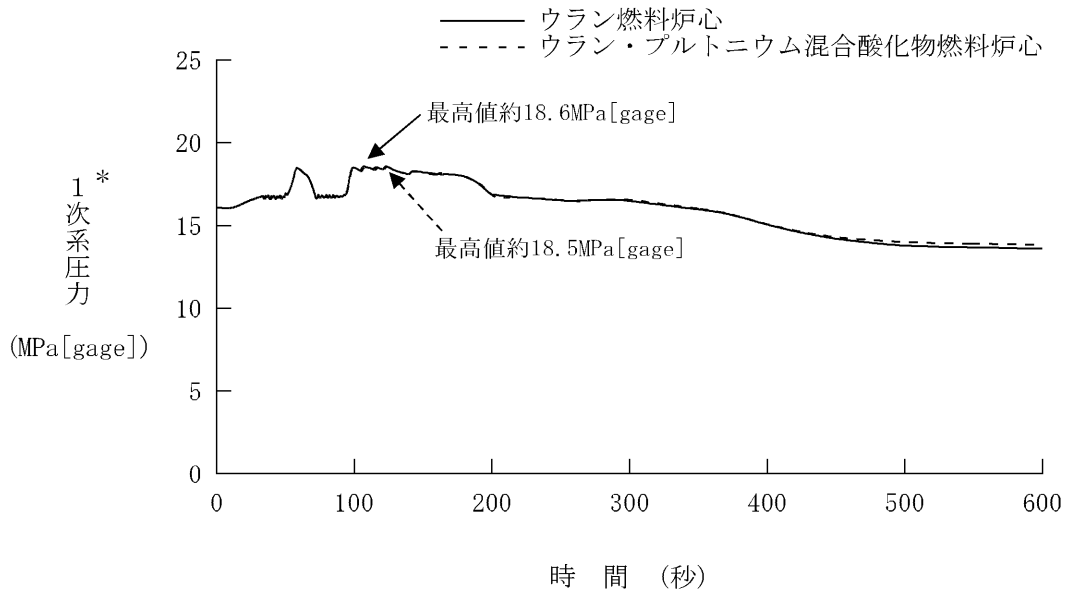
第 7. 1. 5. 28 図 2次系圧力の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



第7.1.5.29 図 蒸気発生器2次側保有水量の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



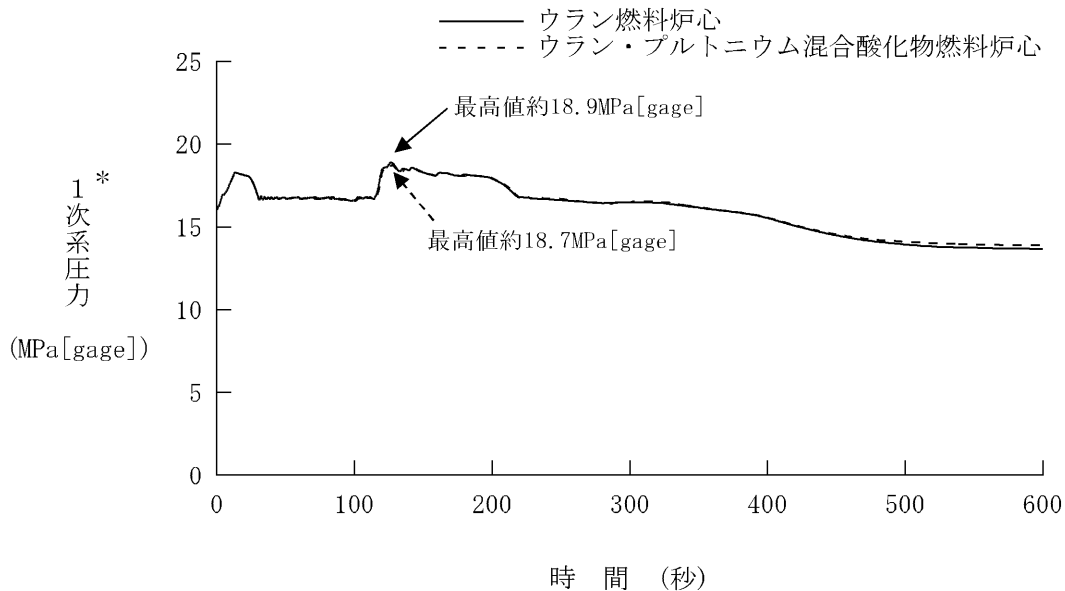
第7.1.5.30 図 給水流量の推移  
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)



\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

#### 第 7. 1. 5. 31 図 1 次系圧力の推移比較

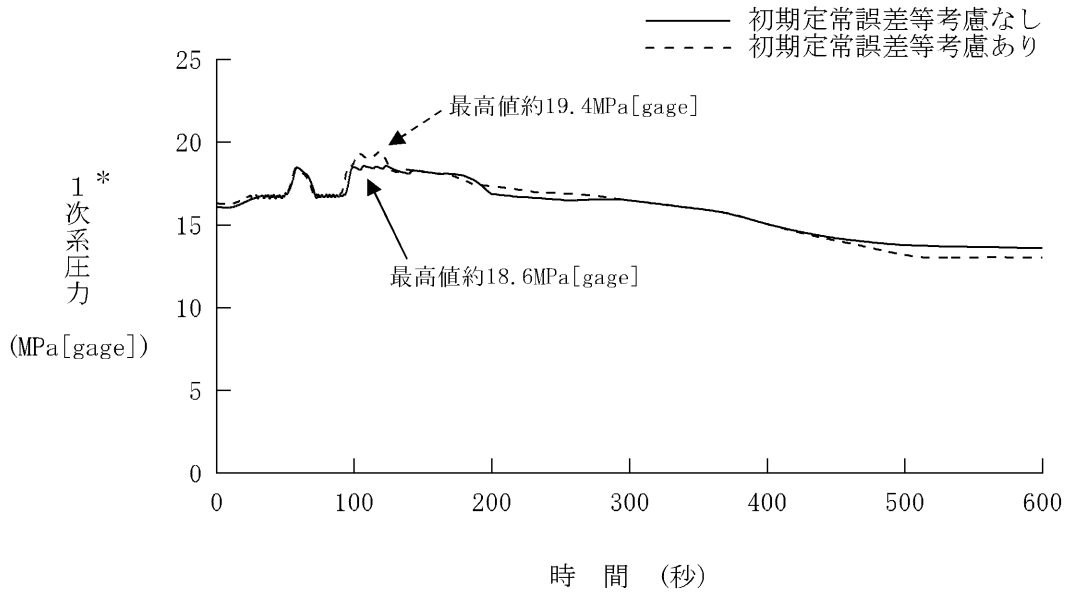
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)  
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認)



\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

#### 第 7. 1. 5. 32 図 1 次系圧力の推移比較

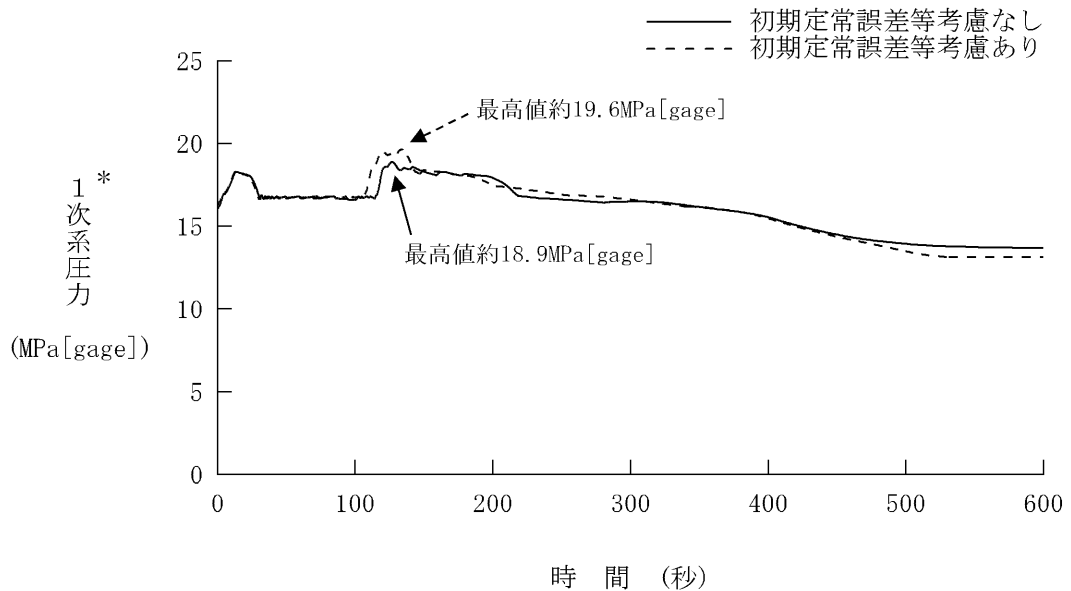
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)  
(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷の感度確認)



\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

図 7.1.5.33 1次系圧力の推移比較

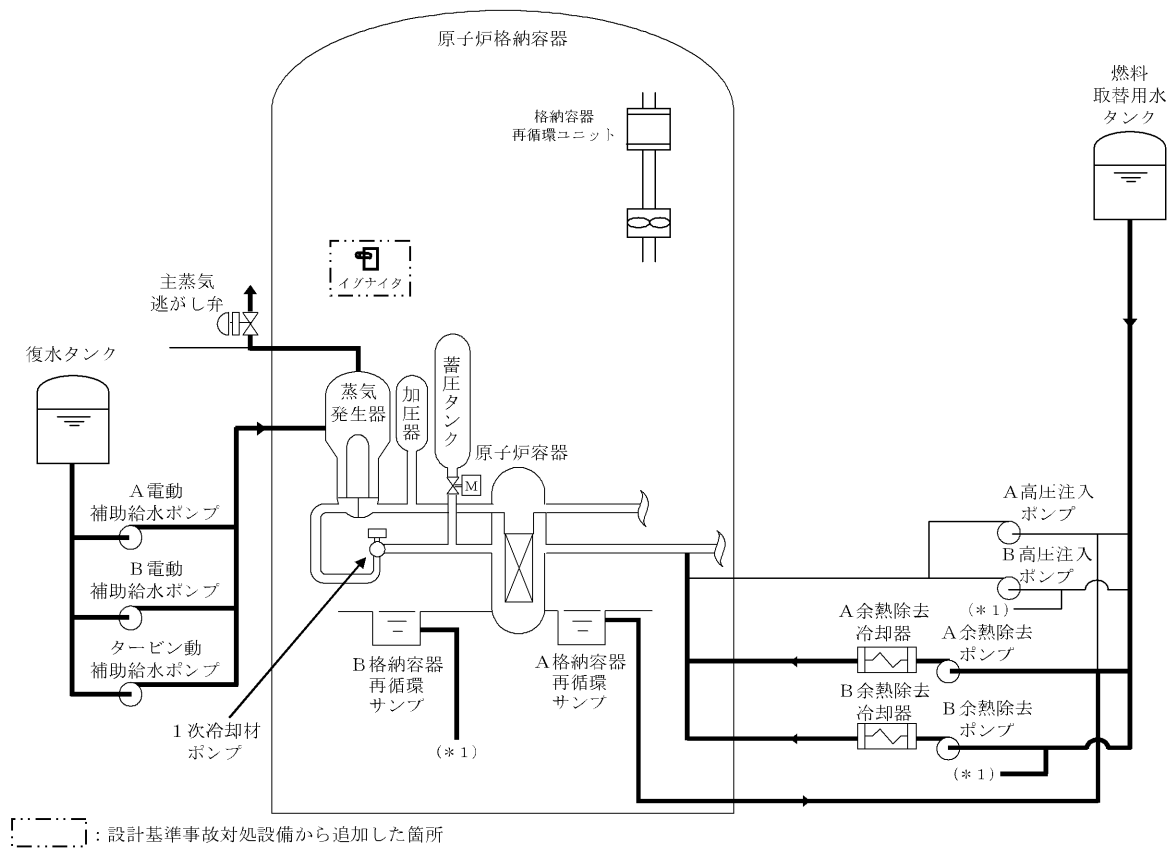
(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)  
 (初期定常誤差及びドップラ特性の感度確認)



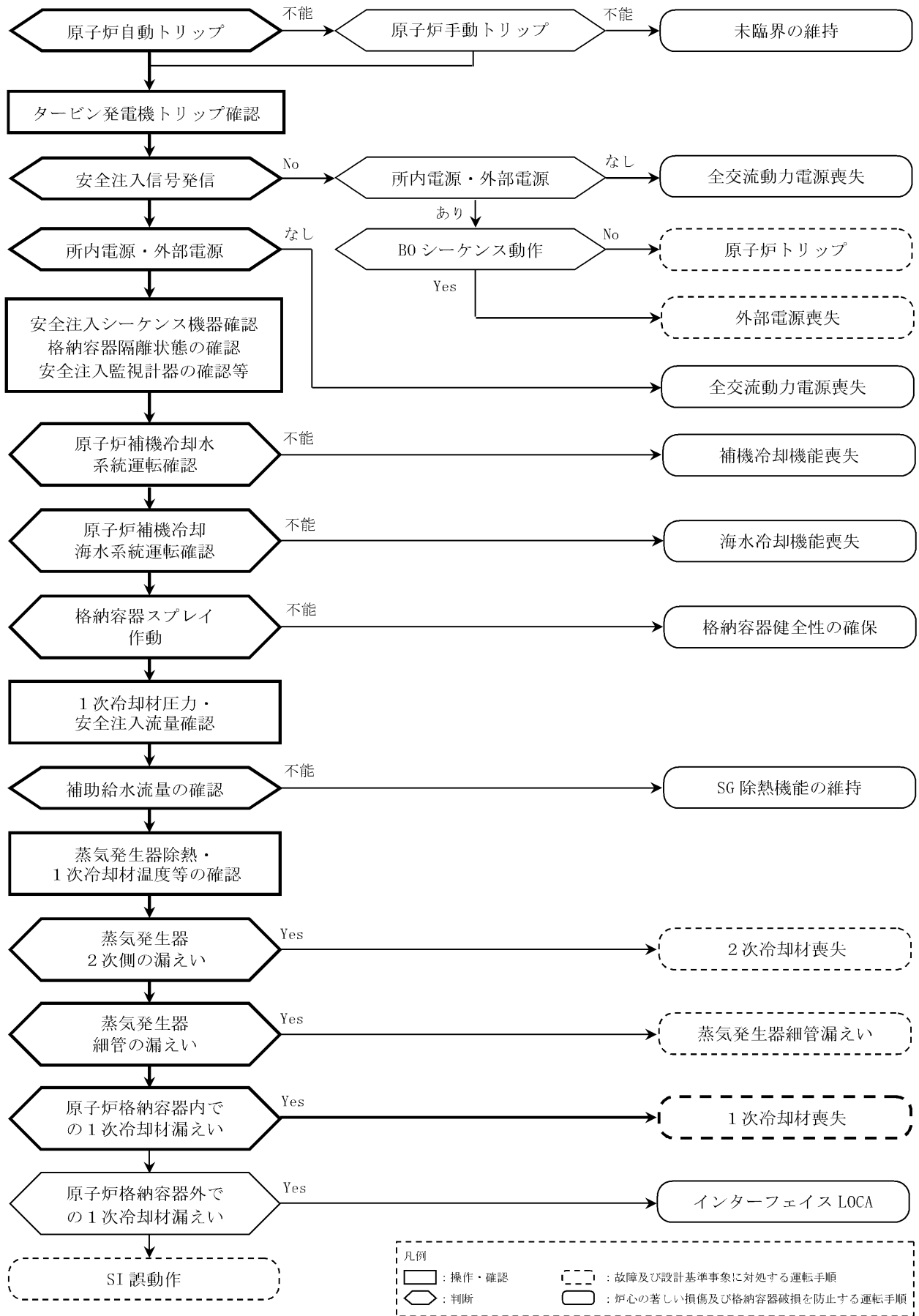
\* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

図 7.1.5.34 1次系圧力の推移比較

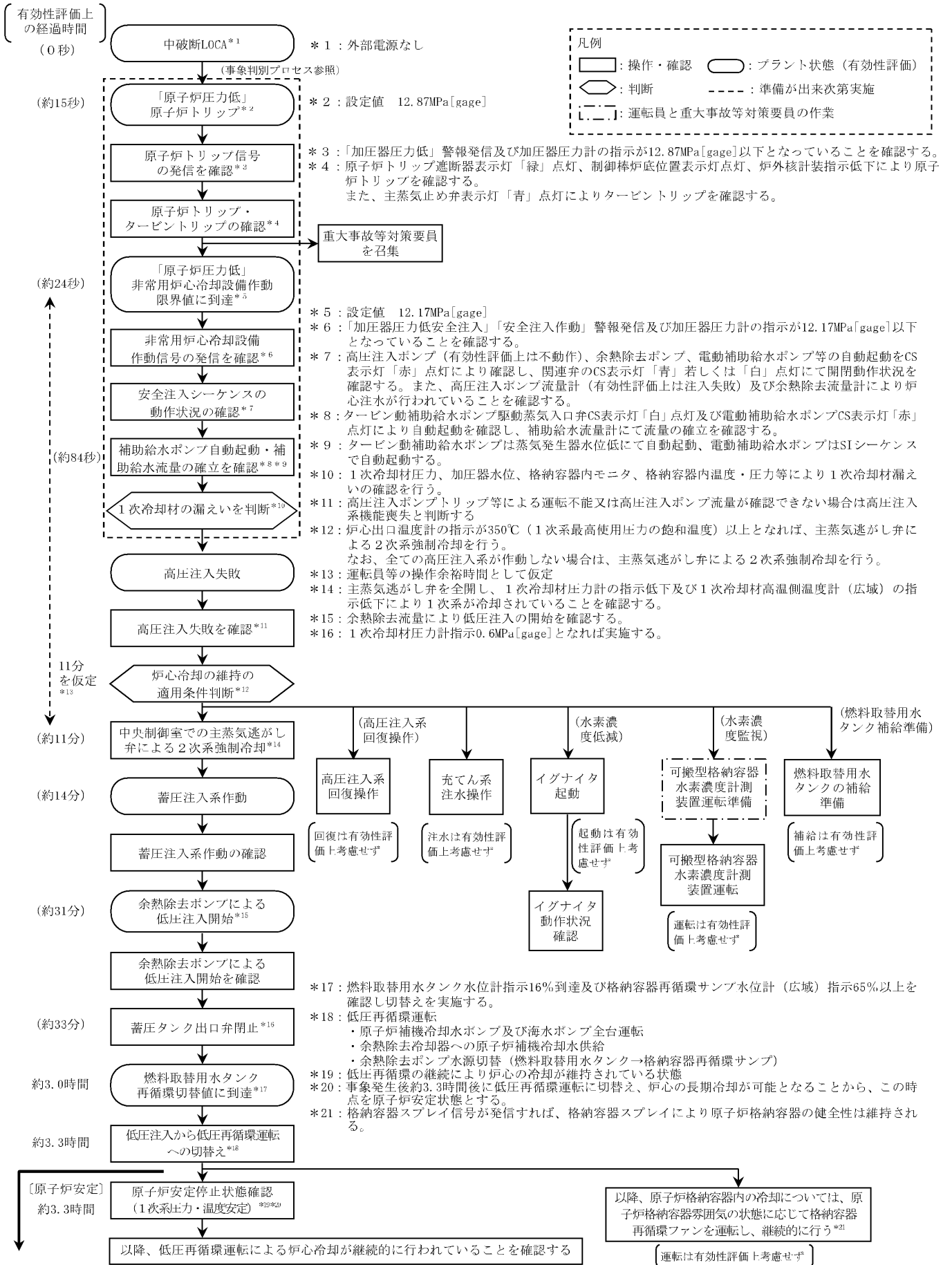
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)  
 (初期定常誤差及びドップラ特性の感度確認)



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



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

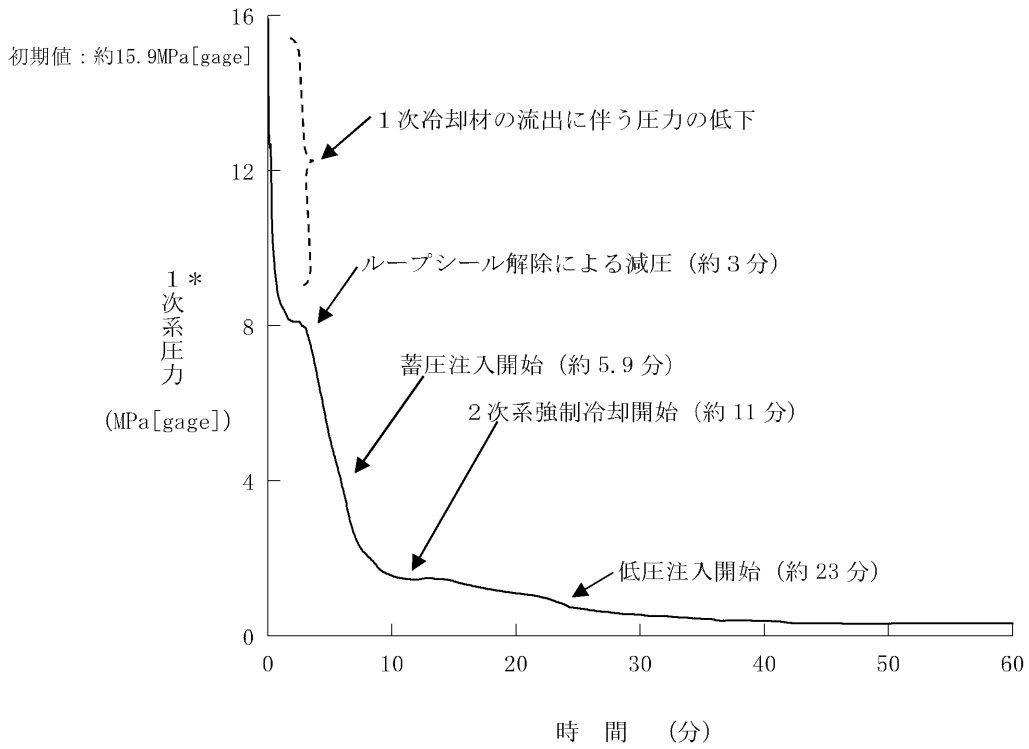


第 7.1.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要  
(「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間 (秒)						経過時間 (分)				経過時間 (時間)		備考	
			10	20	30	40	50	60	10	20	30	40	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	3号 4号	手順の内容 事象発生 約15秒 「加圧器圧力低」 原子炉トリップ 約21秒 「加圧器圧力低」 非常用炉心冷却設備作動 約11分 2次系強制冷却 約14分 蓄圧注入開始 約31分 低圧注入系からの注入 約3.3時間 以降原子炉安定 プラント状況判断 中破断LOCA + 高圧注入失敗													
当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1 1 1	1 1	号炉毎 運転操作指揮者 号炉間連絡・運転操作助勢													
状況判断	運転員	—	●原子炉・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 ●高圧注入失敗確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 (中央制御室操作)													
2次系強制冷却	運転員 A	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)												
高圧注入系回復操作	運転員 A	[1]	[1]	●高圧注入ポンプ手動起動 (中央制御室操作)												
	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/高圧注入ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)												
水素濃度低減	運転員 B	1	1	●電気式水素燃焼装置起動 ●静的触媒式水素再結合装置 及び電気式水素燃焼装置動作状況確認 (中央制御室操作)												
充てん系注水操作	運転員 C	1	1	●充てんポンプ手動起動 (中央制御室操作)												
燃料取替用水タンク 補給準備	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 G、H	2	2	●現地移動/燃料取替用水タンク 補給系統構成 (現場操作)												
	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/燃料取替用水タンク 補給準備 (ディスタンスピース取替) (現場操作)												
水素濃度監視	運転員 B	[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)												
	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・起動 (現場操作)												
	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員	2	2	●現地移動/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)												
蓄圧タンク出口弁操作	運転員 A	[1]	[1]	●蓄圧タンク出口弁閉止 (中央制御室操作)												
低圧再循環運転への 切替え	運転員 A	[1]	[1]	●低圧注入から低圧再循環運転への切替え (中央制御室操作)												

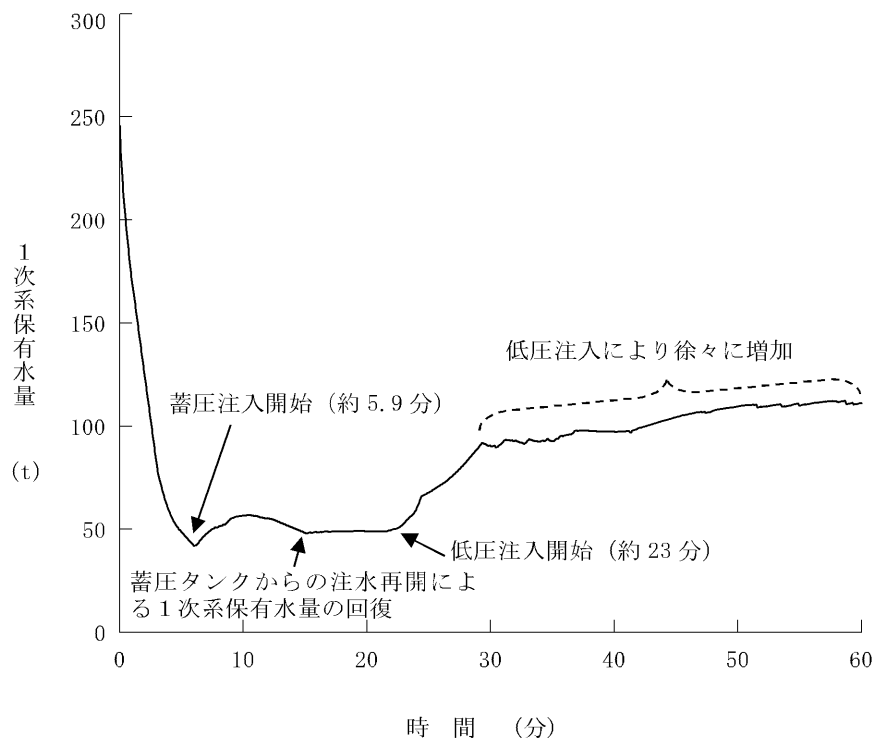
※操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)  
 ・緊急時対策本部要員 (指揮者等) は 4 名であり、全体指揮、連絡連絡等を行う。

第 7.1.6.4 図 「ECCS 注水機能喪失」 の作業と所要時間 (中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故)

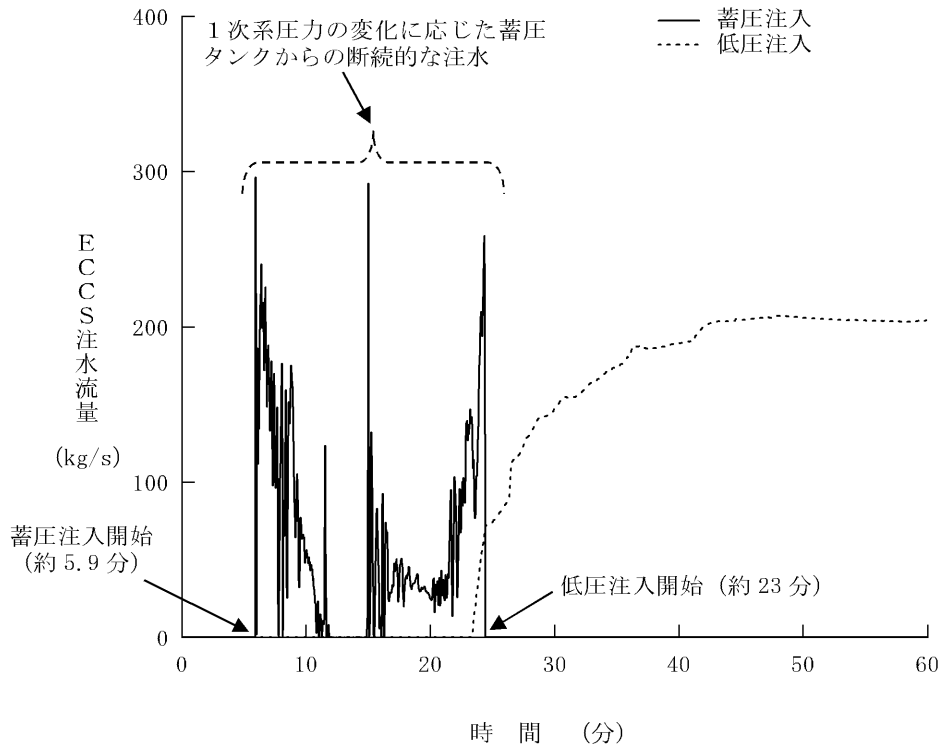


\*：炉心圧力を表示

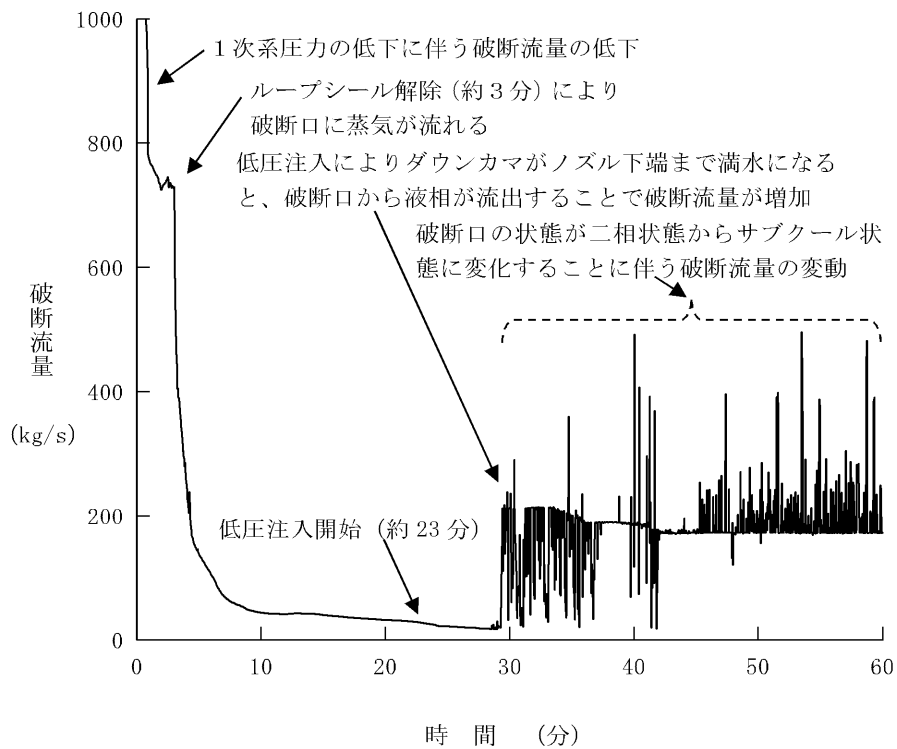
第7.1.6.5図 1次系圧力の推移 (6 inch 破断)



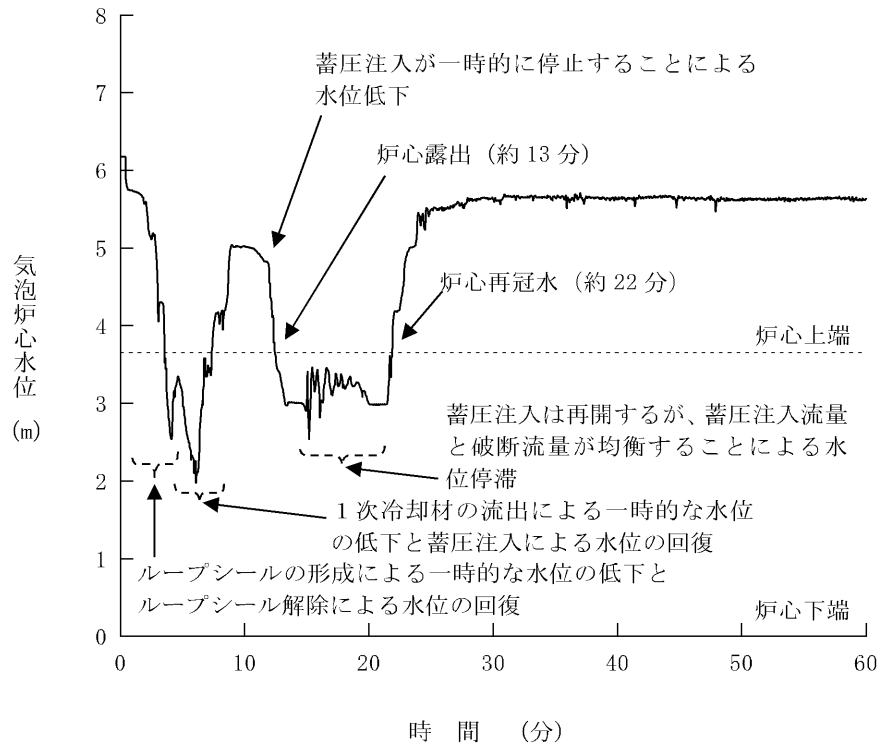
第7.1.6.6図 1次系保有水量の推移 (6 inch 破断)



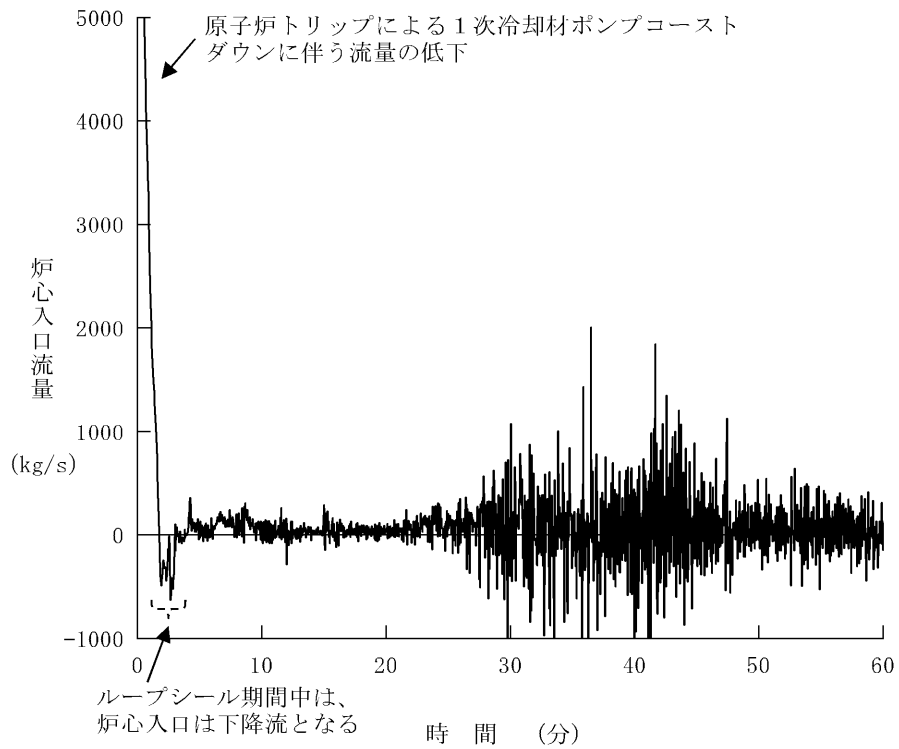
第 7.1.6.7 図 ECCS 注水流量の推移 (6 inch 破断)



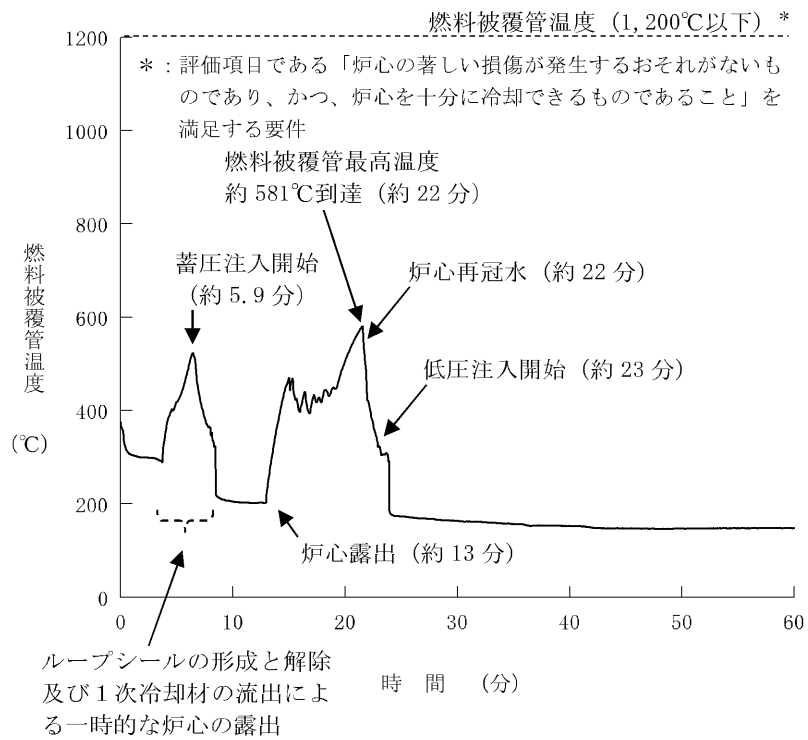
第 7.1.6.8 図 破断流量の推移 (6 inch 破断)



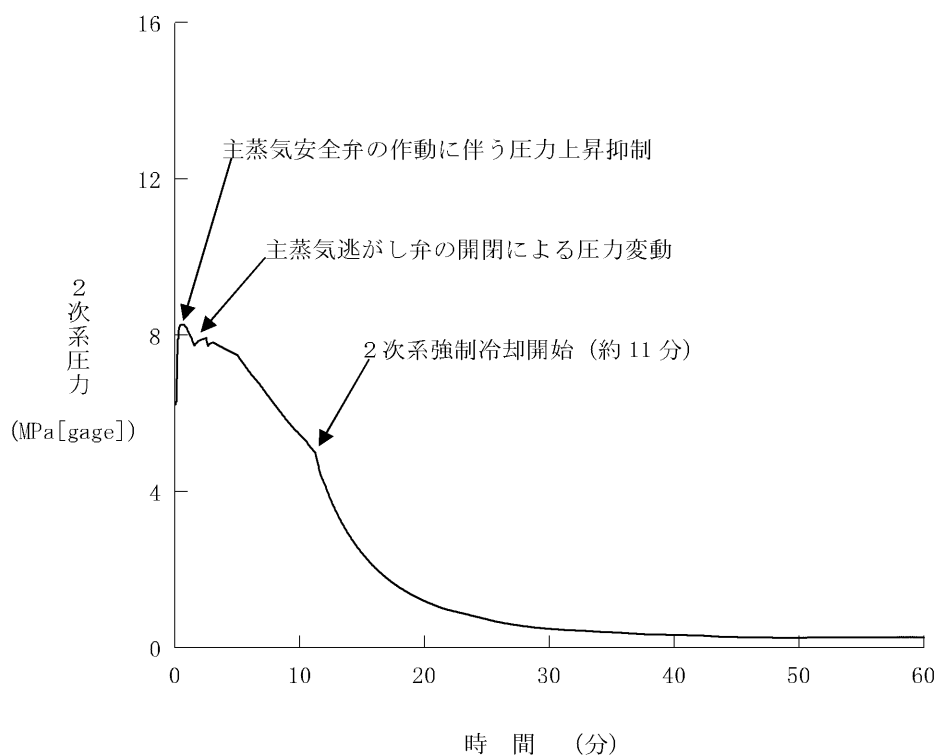
第 7.1.6.9 図 気泡炉心水位の推移 (6 inch 破断)



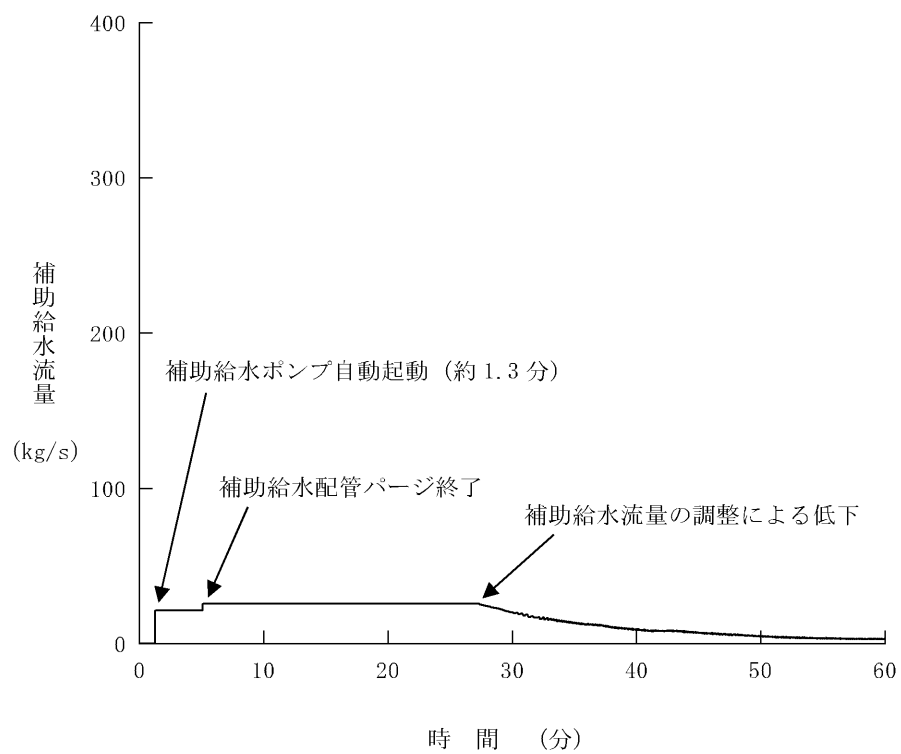
第 7.1.6.10 図 炉心入口流量の推移 (6 inch 破断)



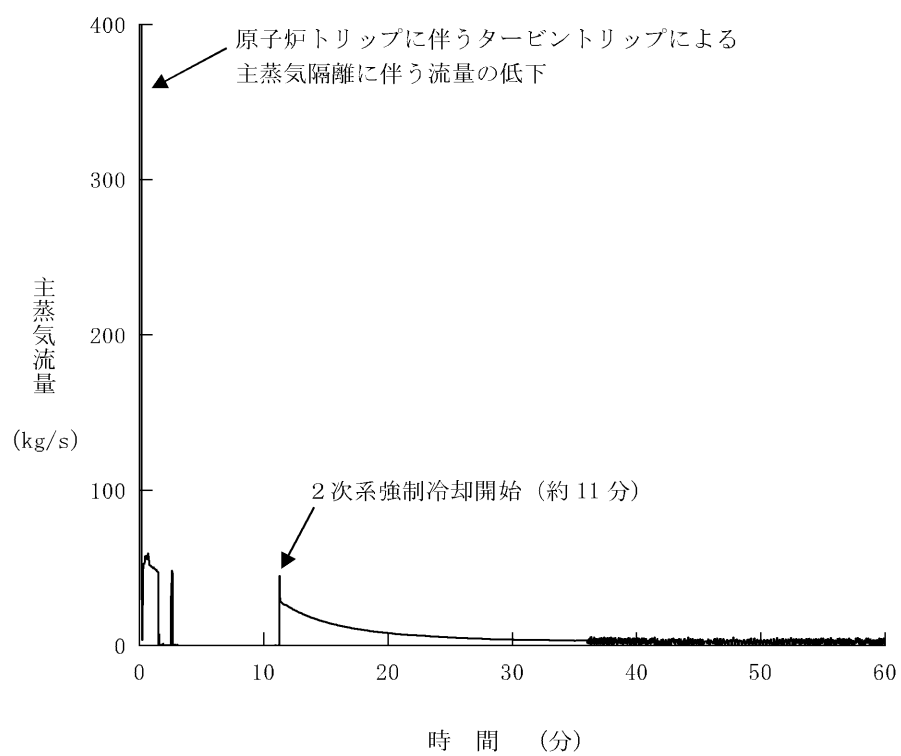
第 7.1.6.11 図 燃料被覆管温度の推移 (6 inch 破断)



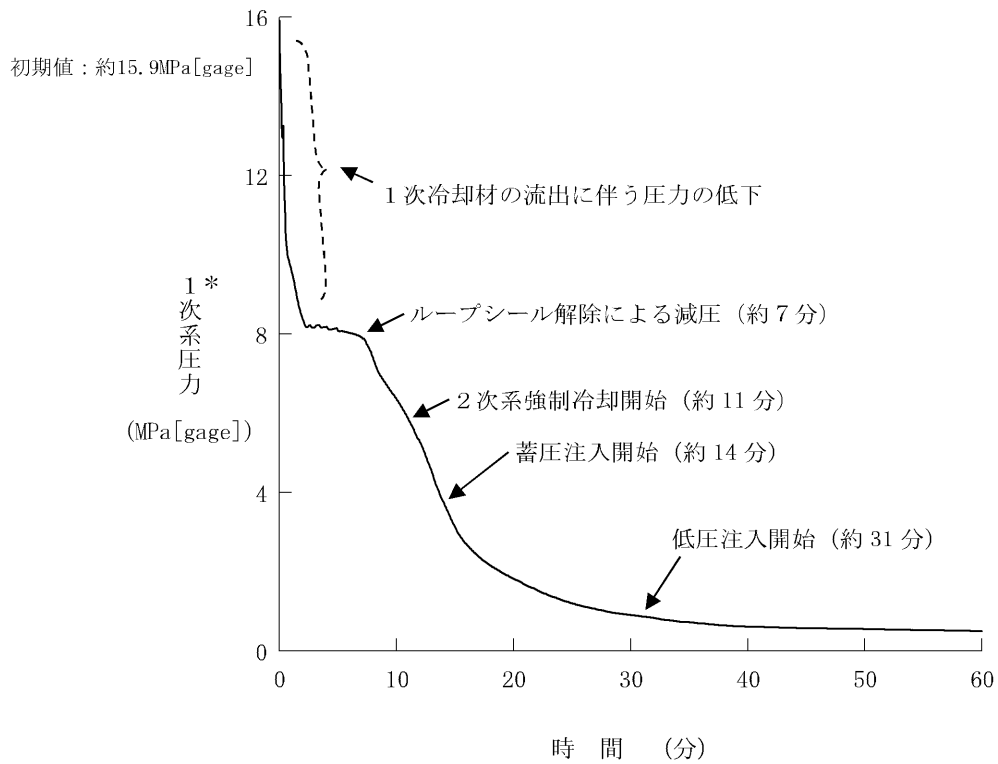
第7.1.6.12図 2次系圧力の推移 (6 inch 破断)



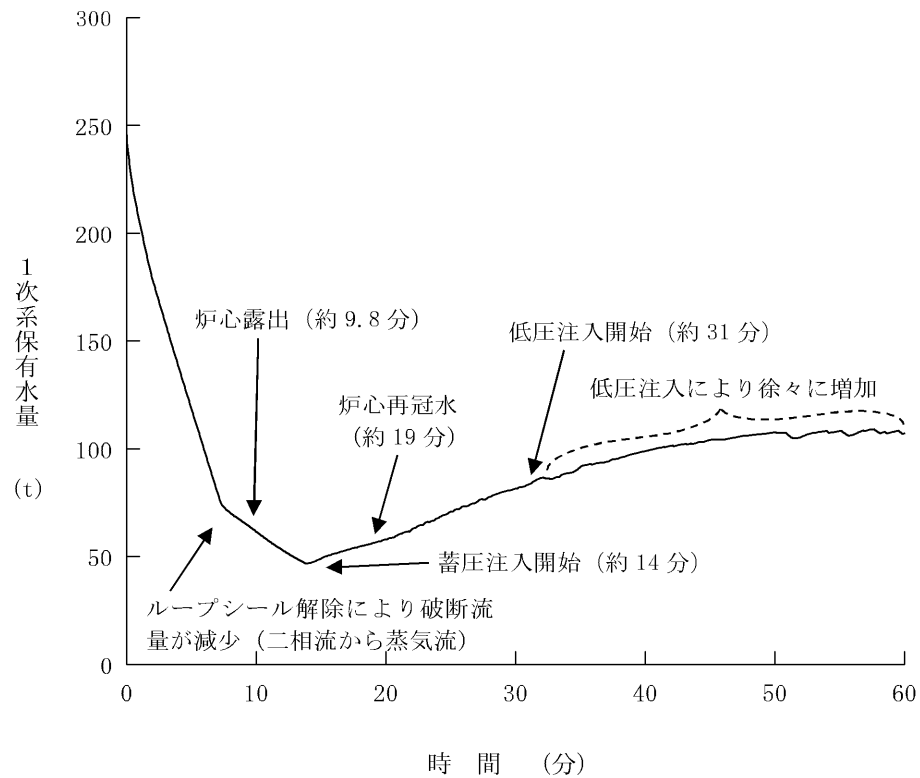
第7.1.6.13図 補助給水流量の推移 (6 inch 破断)



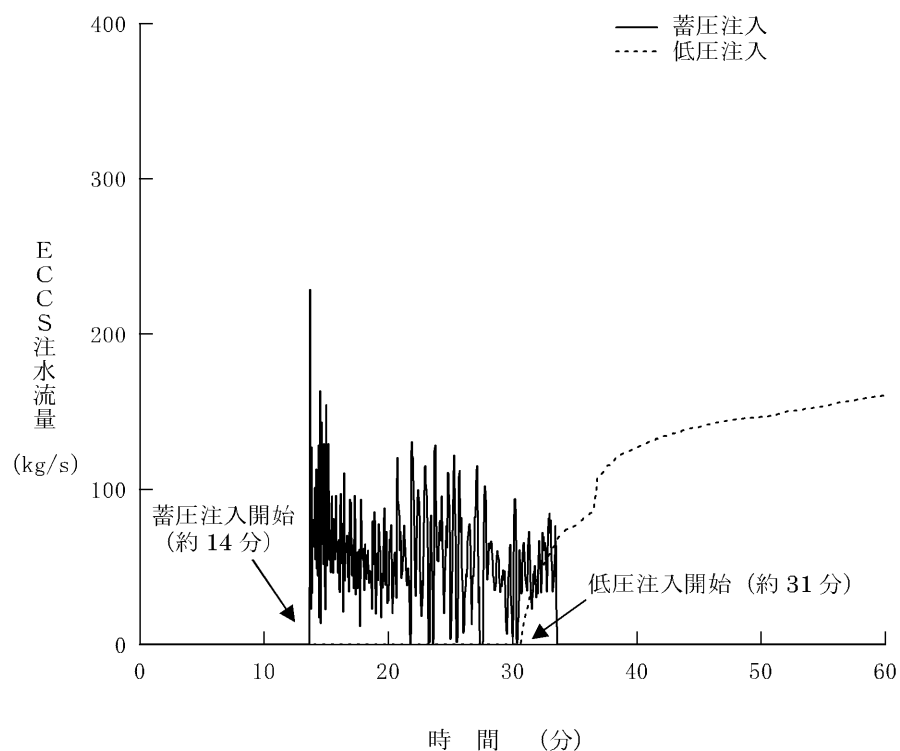
第 7. 1. 6. 14 図 主蒸気流量の推移 (6 inch 破断)



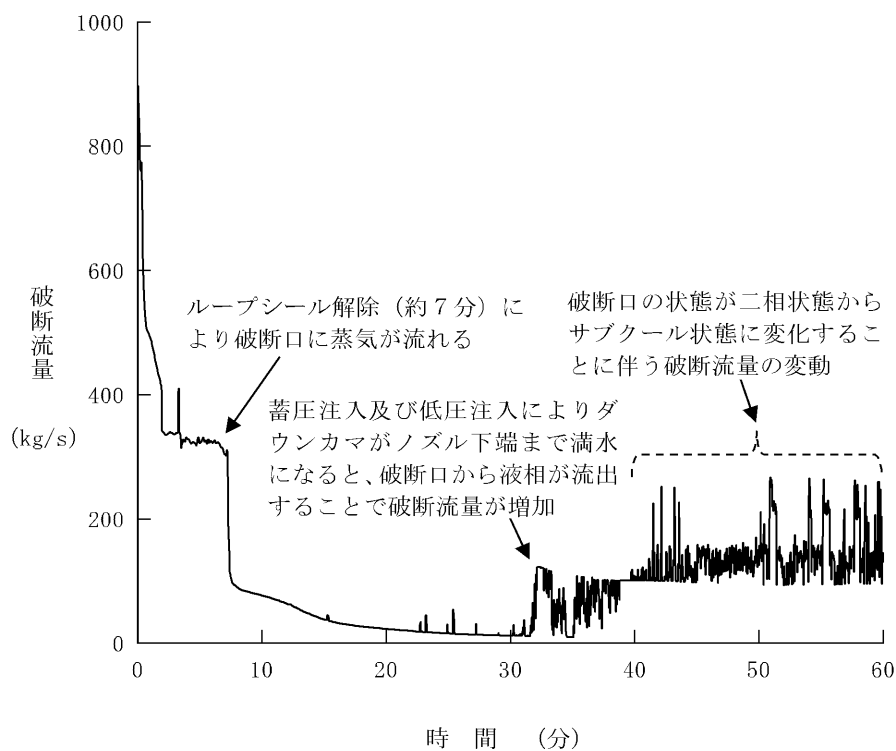
第7.1.6.15図 1次系圧力の推移 (4 inch 破断)



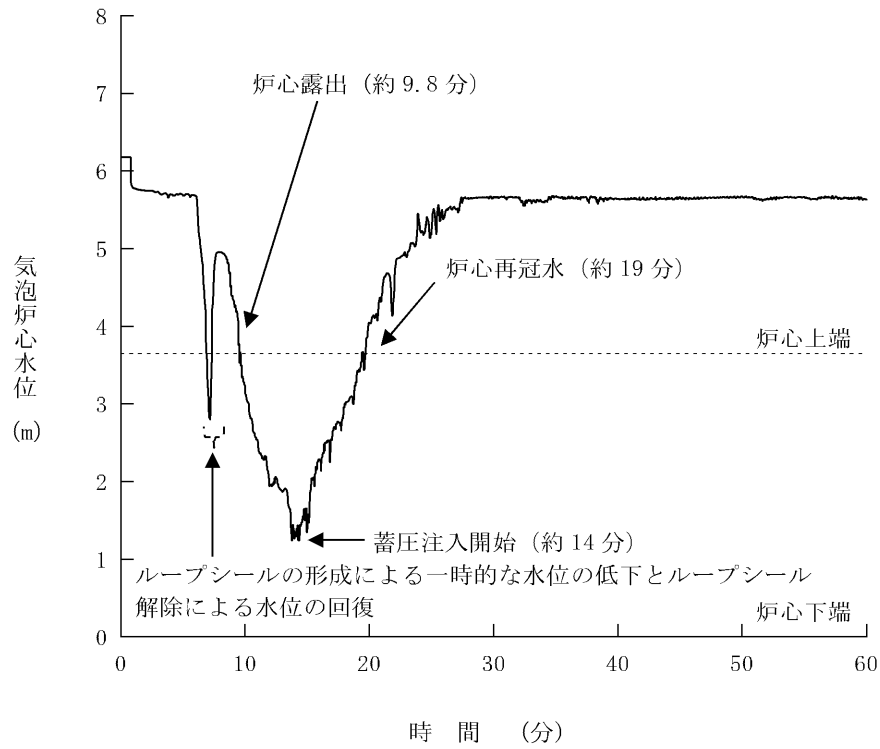
第7.1.6.16図 1次系保有水量の推移 (4 inch 破断)



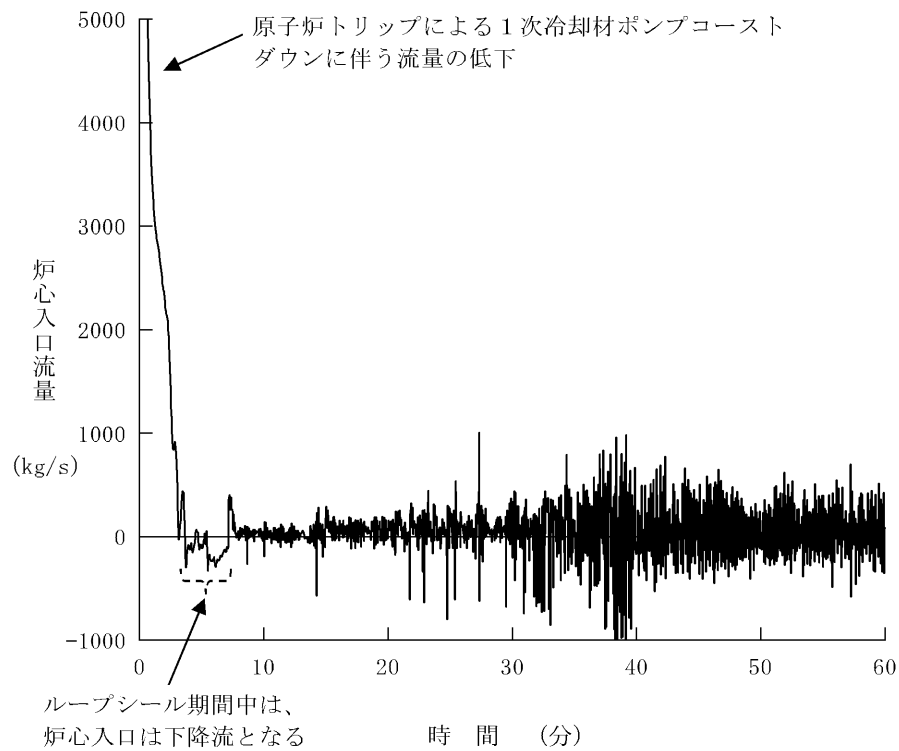
第 7.1.6.17 図 ECCS 注水流量の推移 (4 inch 破断)



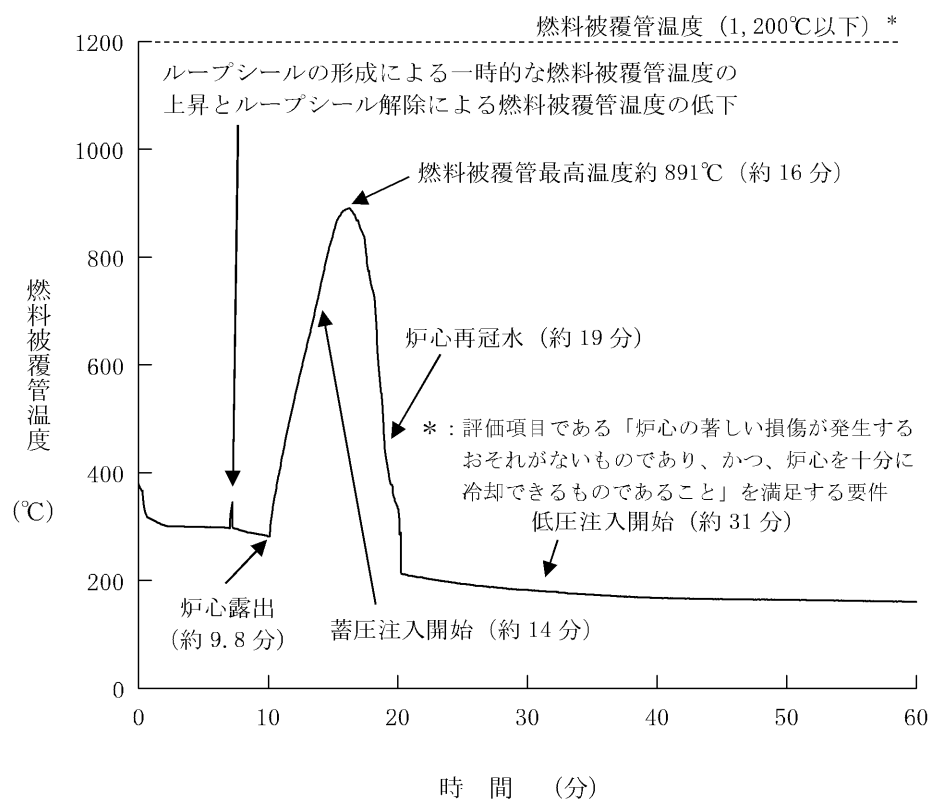
第 7.1.6.18 図 破断流量の推移 (4 inch 破断)



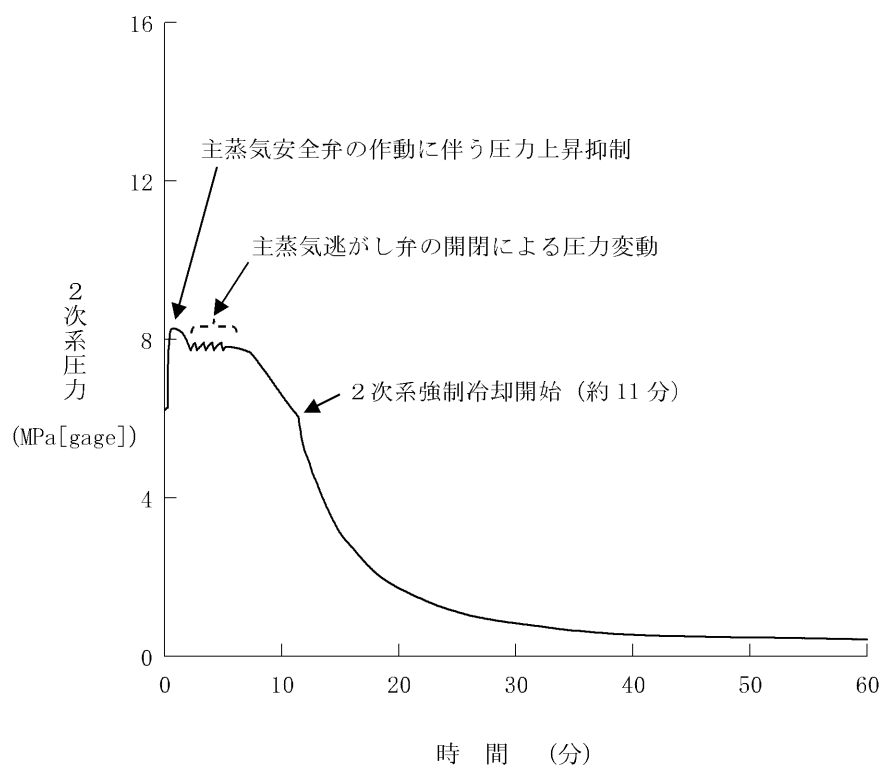
第 7.1.6.19 図 気泡炉心水位の推移 (4 inch 破断)



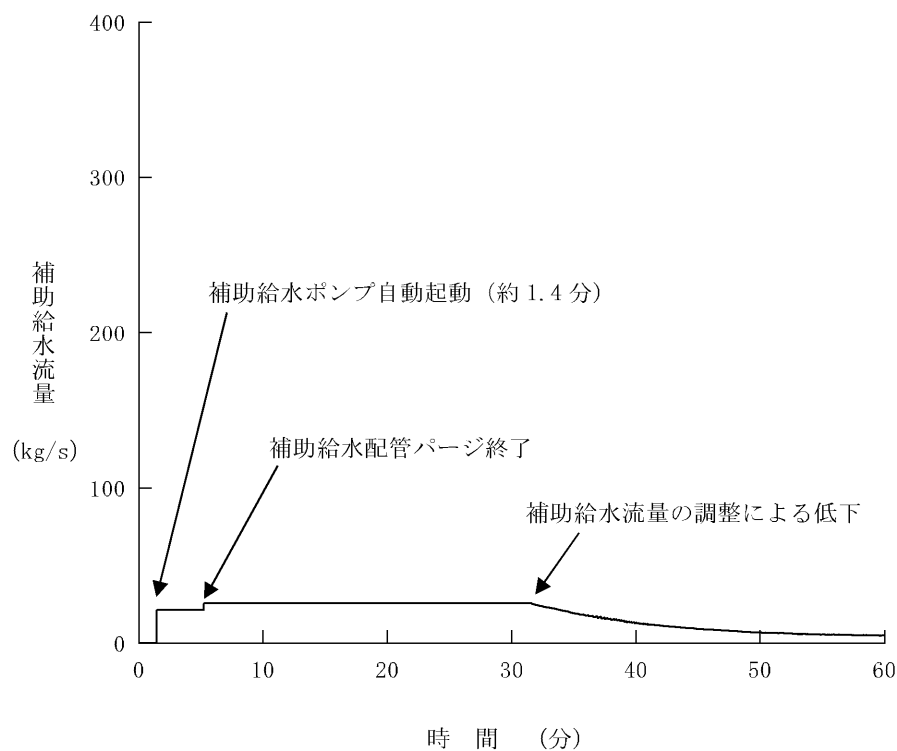
第 7.1.6.20 図 炉心入口流量の推移 (4 inch 破断)



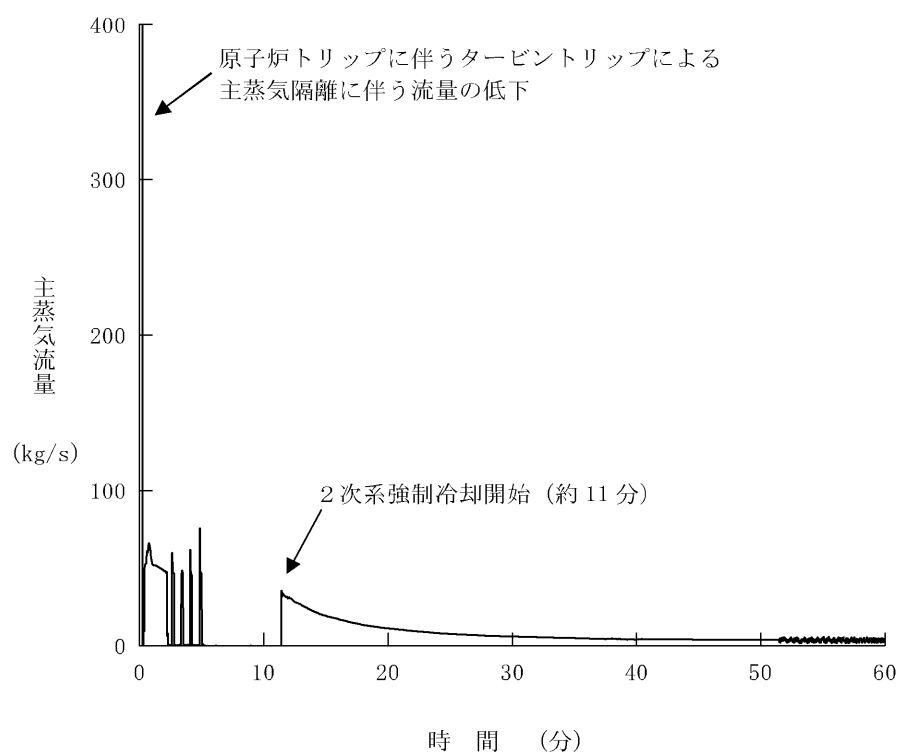
第 7. 1. 6. 21 図 燃料被覆管温度の推移 (4 inch 破断)



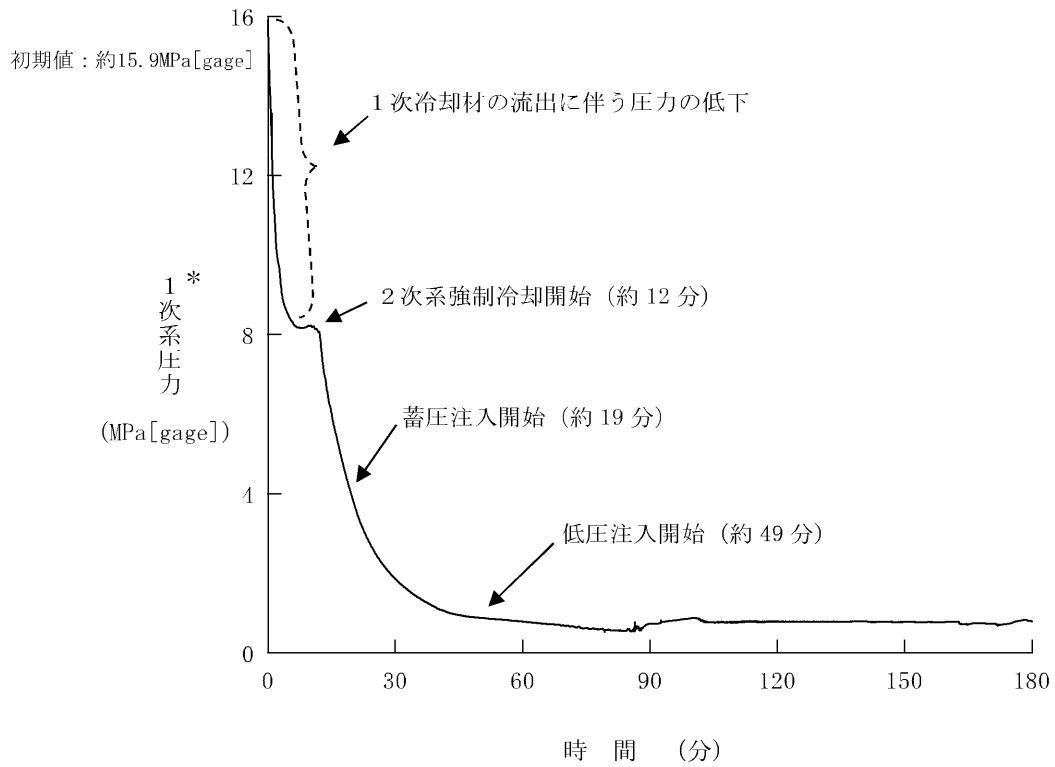
第 7. 1. 6. 22 図 2次系圧力の推移 (4 inch 破断)



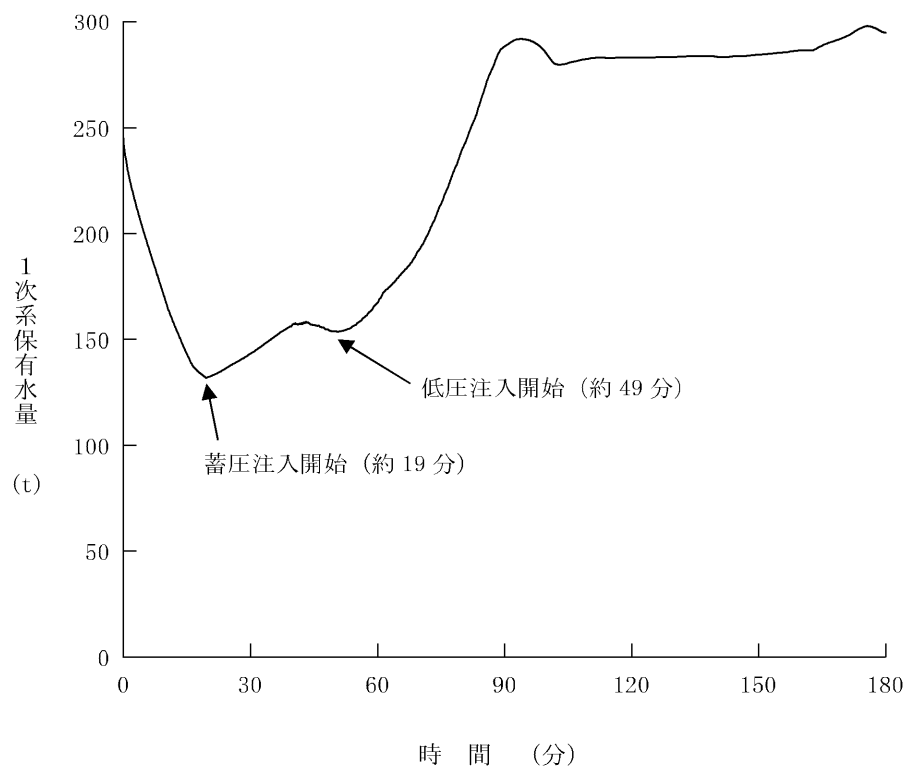
第 7. 1. 6. 23 図 補助給水流量の推移 (4 inch 破断)



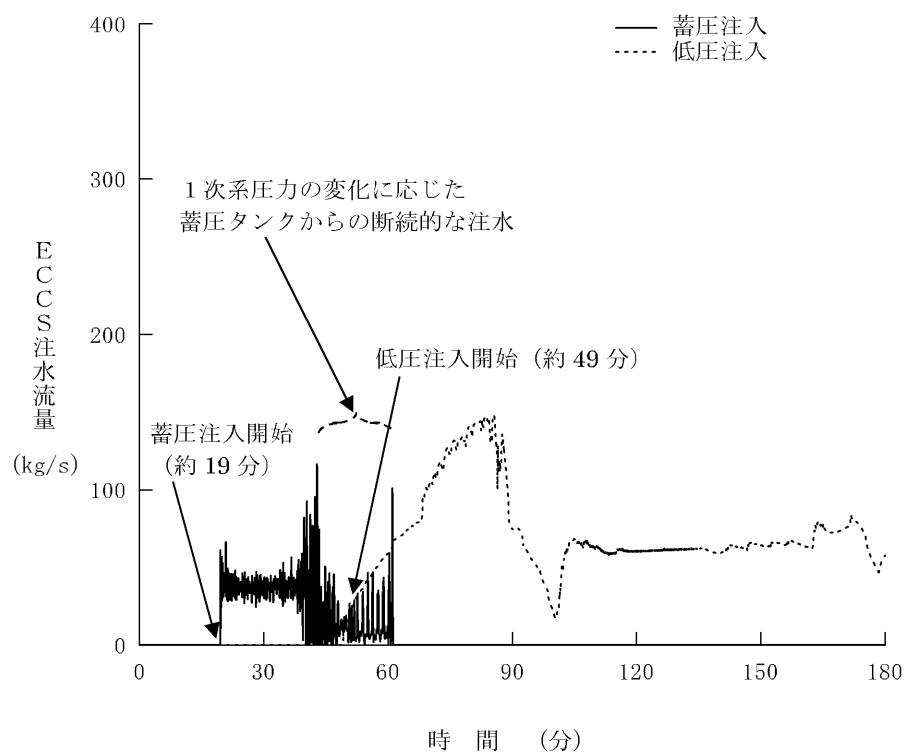
第 7. 1. 6. 24 図 主蒸気流量の推移 (4 inch 破断)



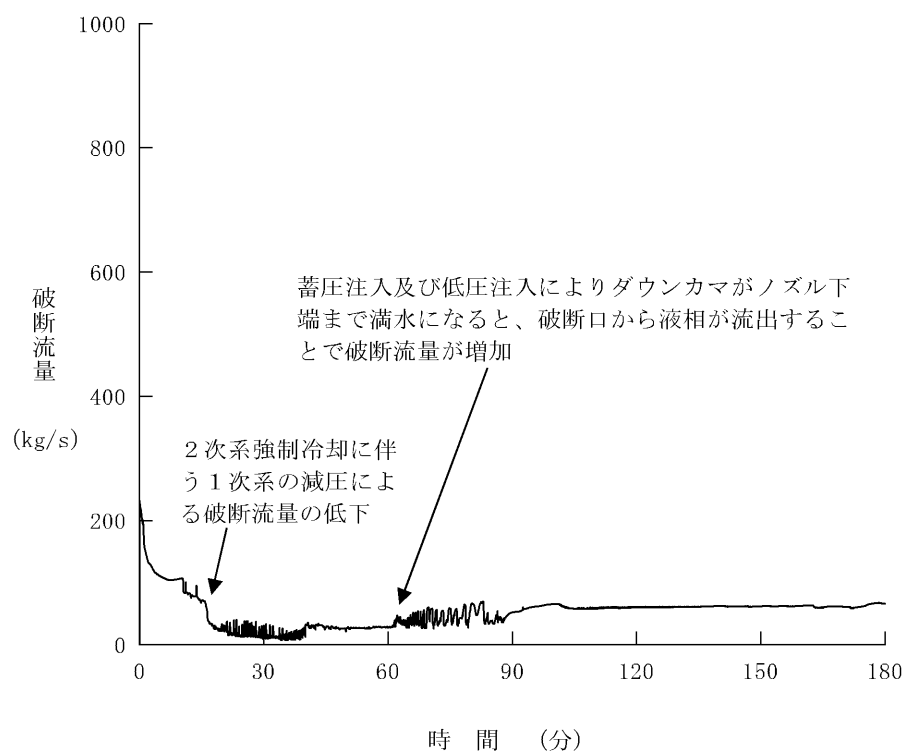
第 7. 1. 6. 25 図 1次系圧力の推移 (2 inch 破断)



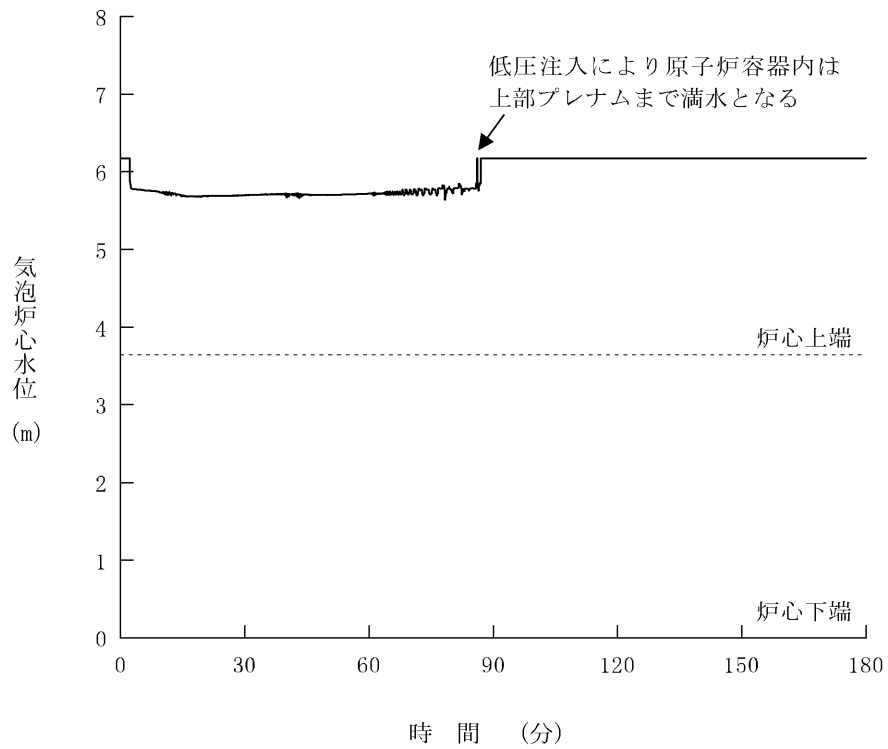
第 7. 1. 6. 26 図 1次系保有水量の推移 (2 inch 破断)



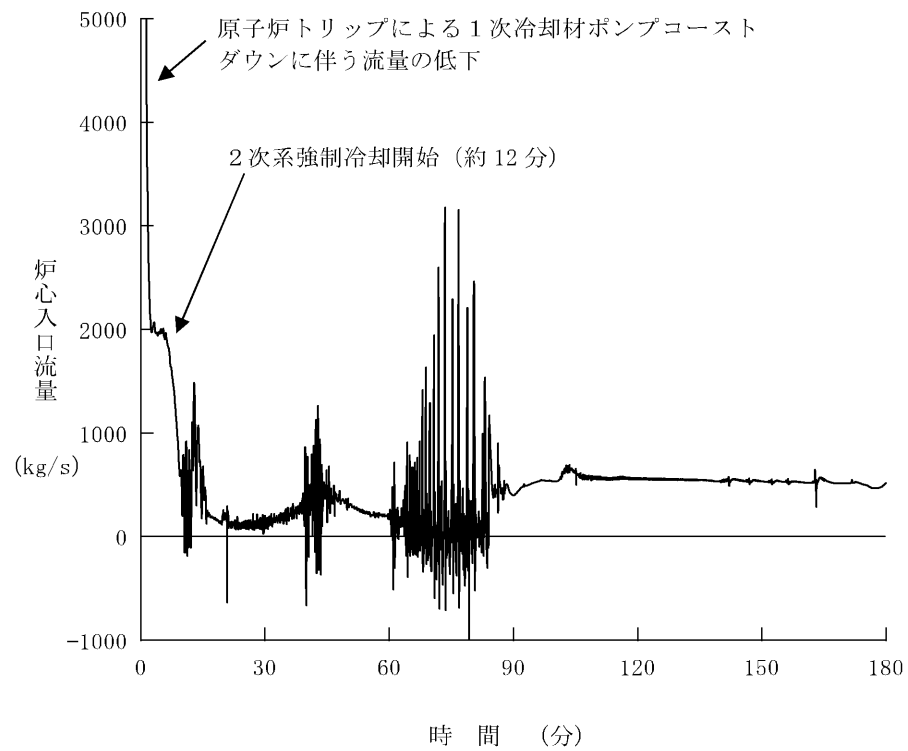
第 7.1.6.27 図 ECCS 注水流量の推移 (2 inch 破断)



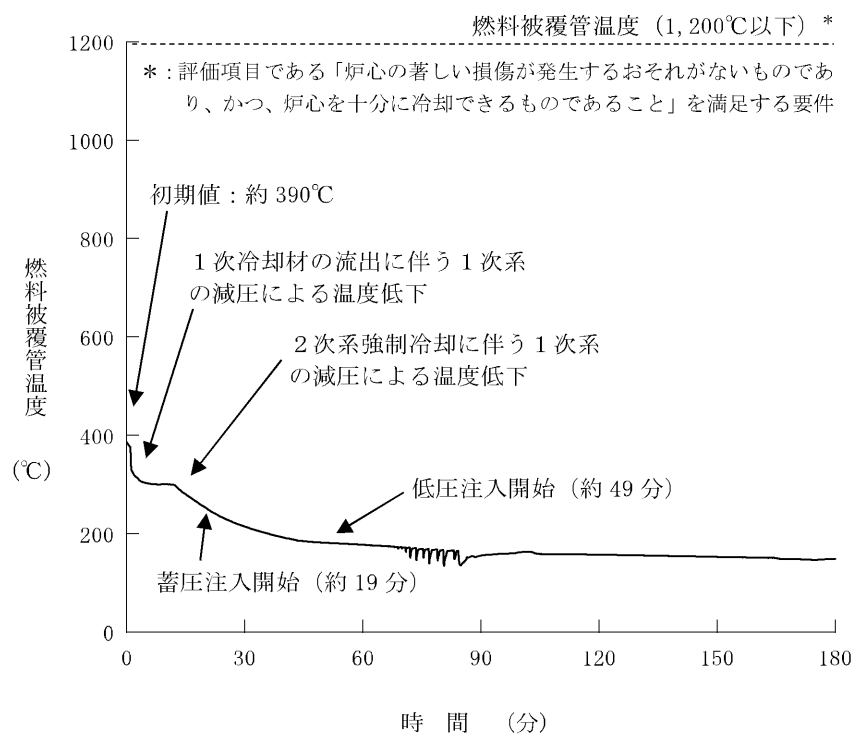
第 7.1.6.28 図 破断流量の推移 (2 inch 破断)



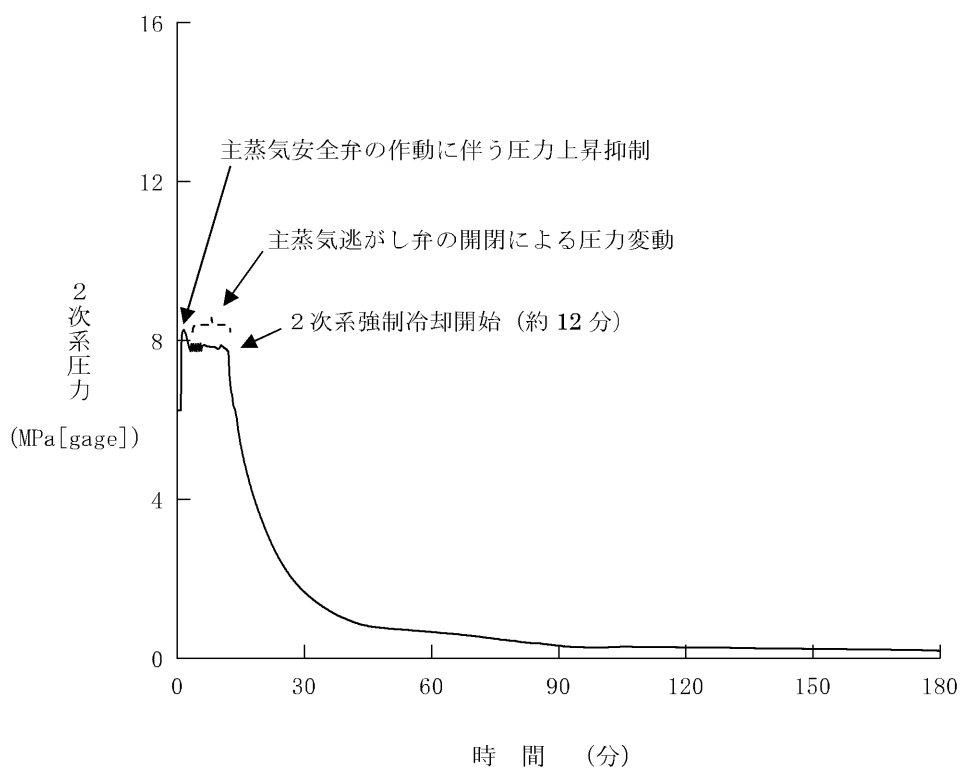
第 7. 1. 6. 29 図 気泡炉心水位の推移 (2 inch 破断)



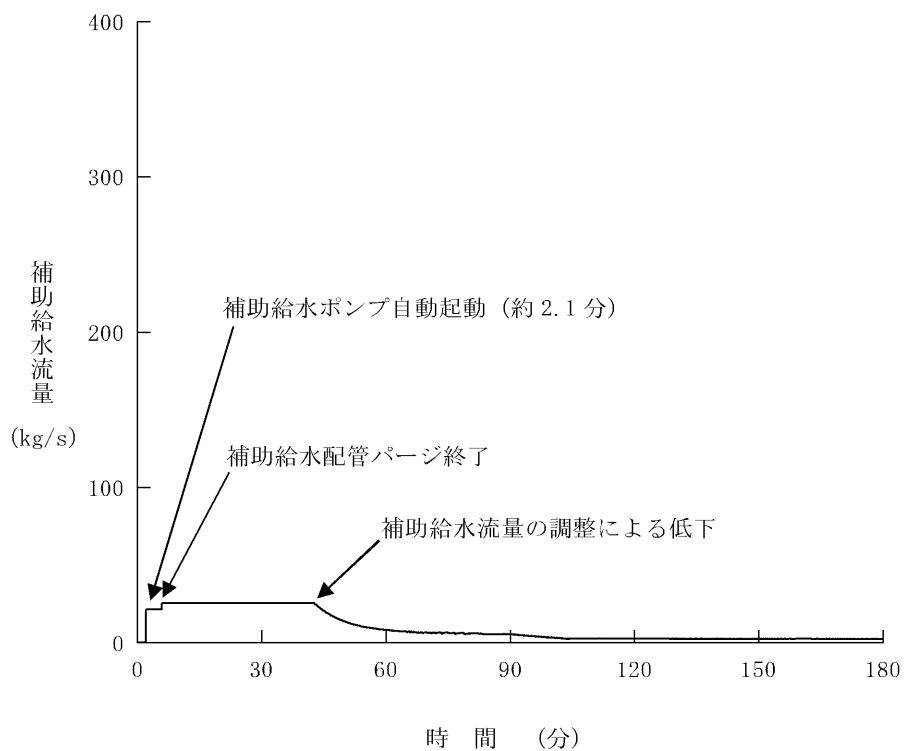
第 7. 1. 6. 30 図 炉心入口流量の推移 (2 inch 破断)



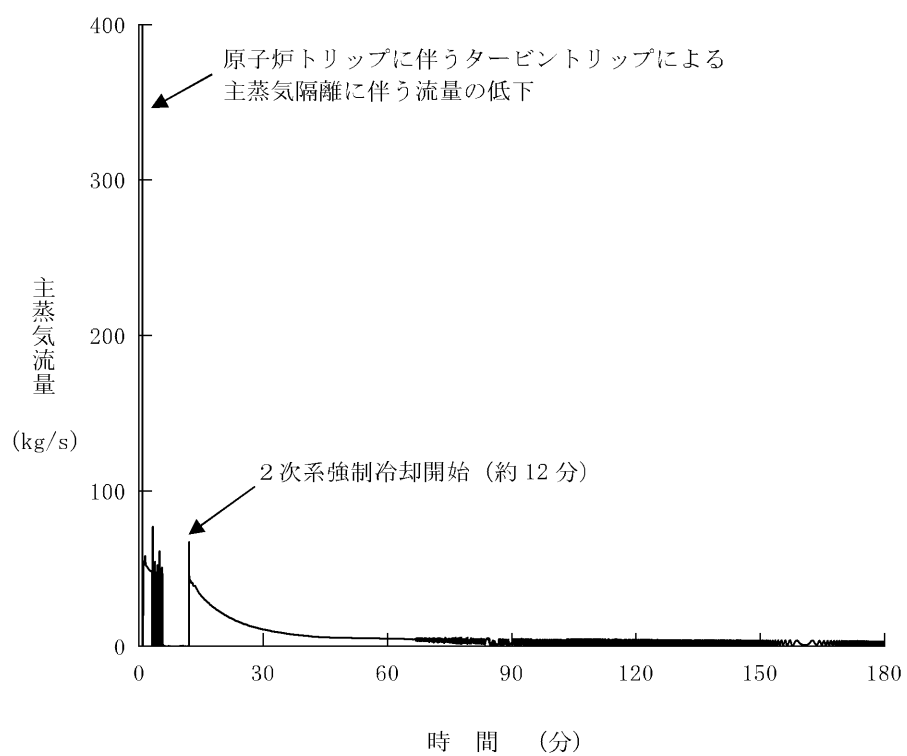
第 7. 1. 6. 31 図 燃料被覆管温度の推移 (2 inch 破断)



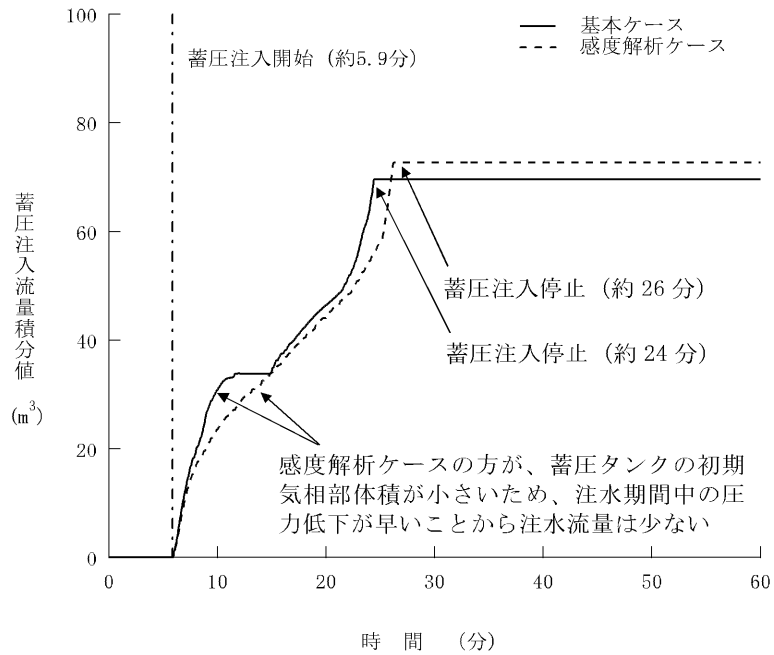
第 7.1.6.32 図 2次系圧力の推移 (2 inch 破断)



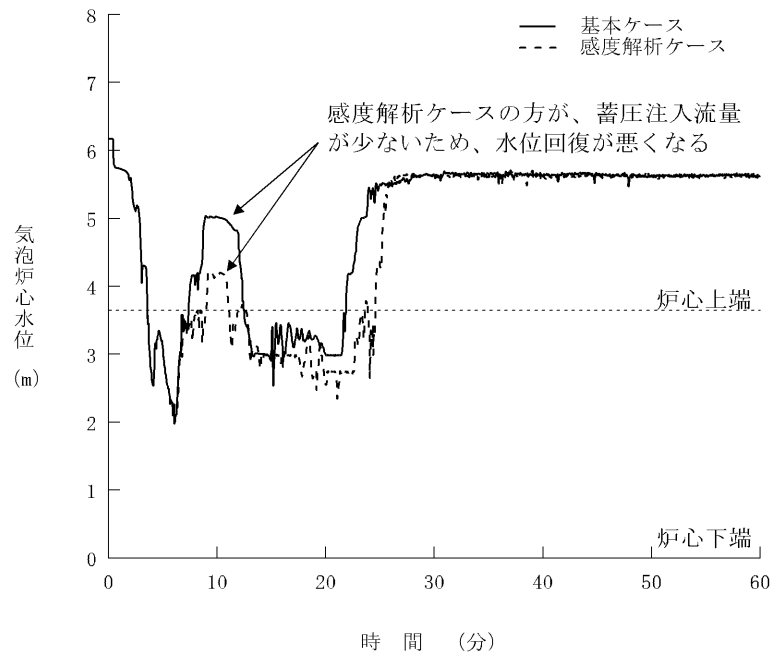
第 7.1.6.33 図 補助給水流量の推移 (2 inch 破断)



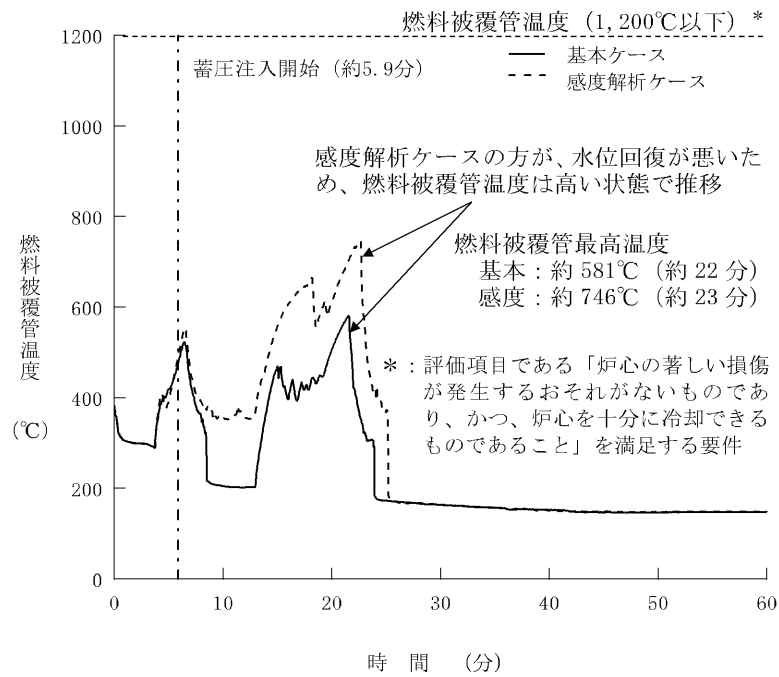
第 7. 1. 6. 34 図 主蒸気流量の推移 (2 inch 破断)



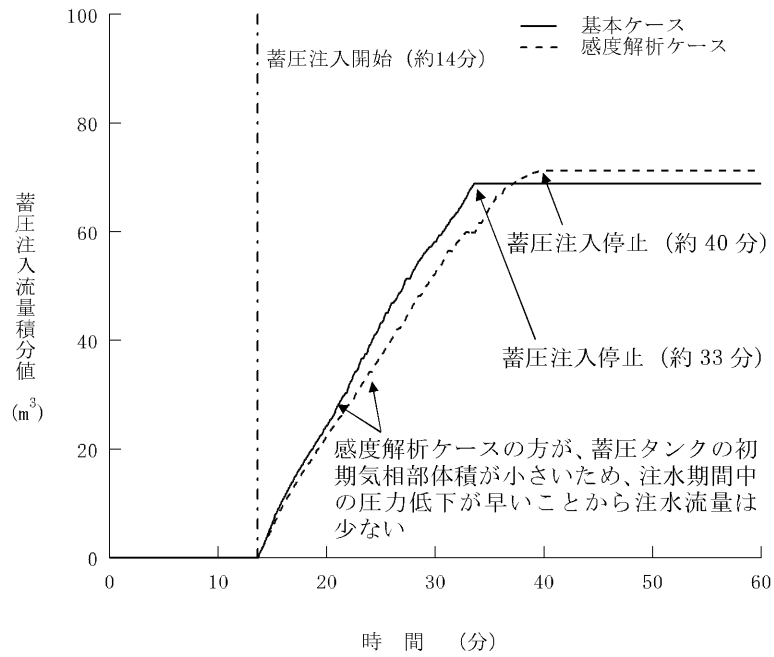
第 7.1.6.35 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (6 inch 破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



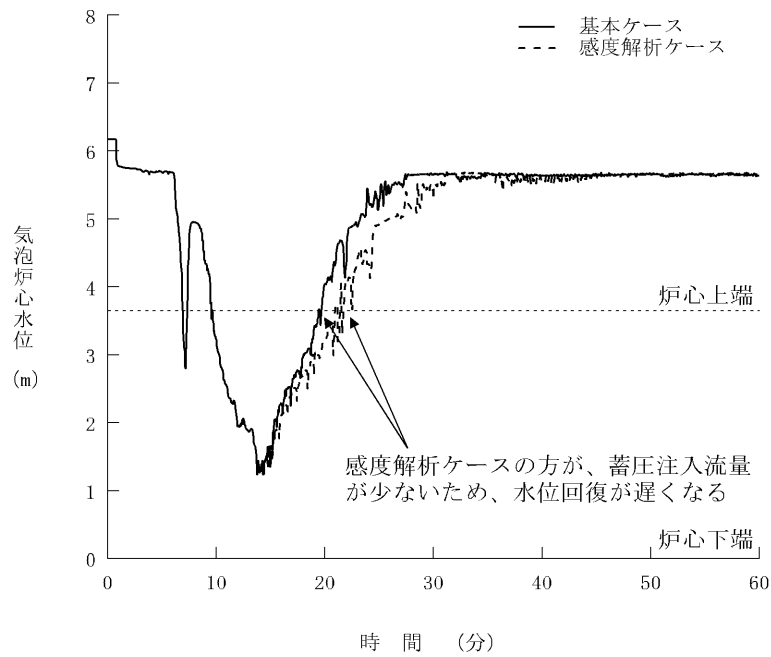
第 7.1.6.36 図 気泡炉心水位の推移 (6 inch 破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



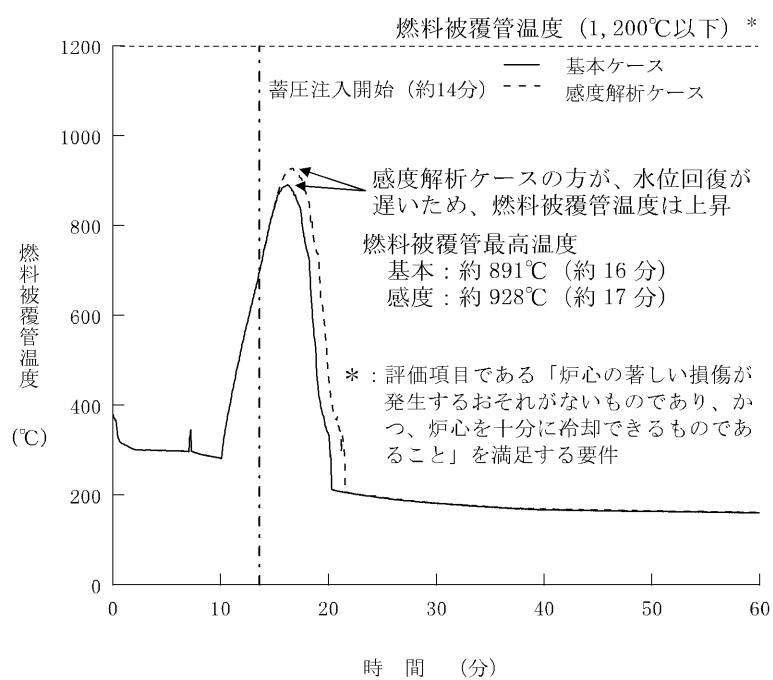
第 7.1.6.37 図 燃料被覆管温度の推移 (6 inch 破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



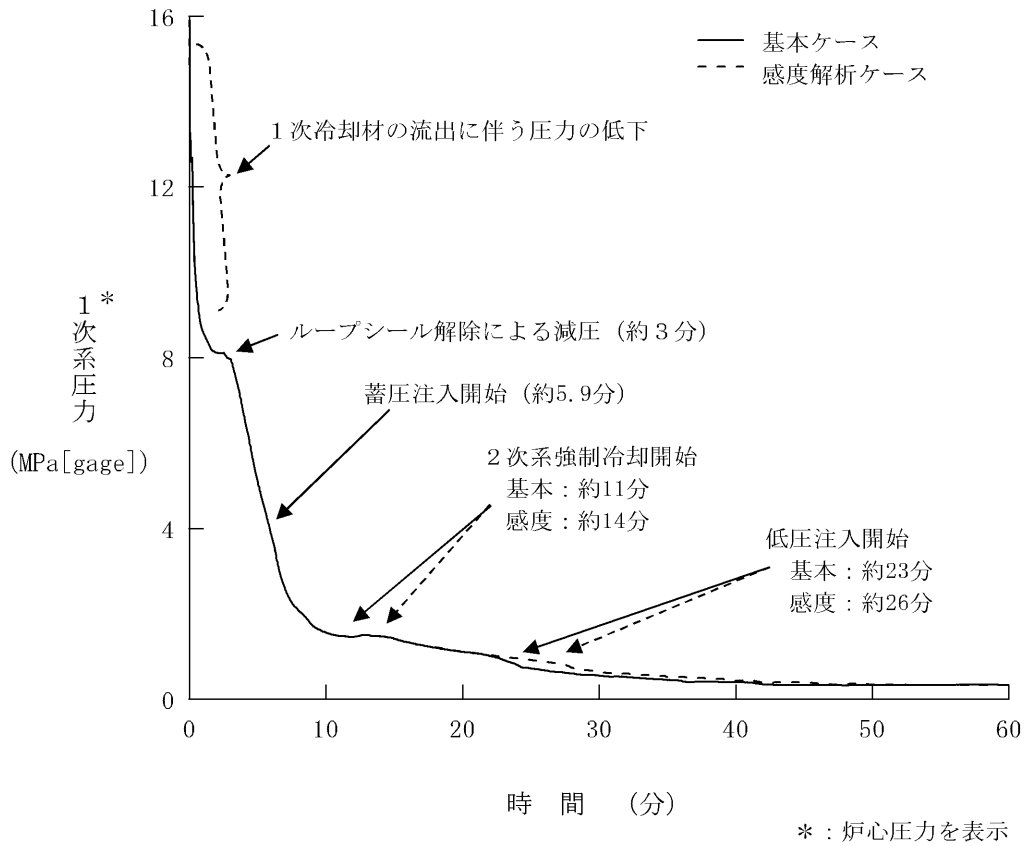
第 7.1.6.38 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 inch 破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



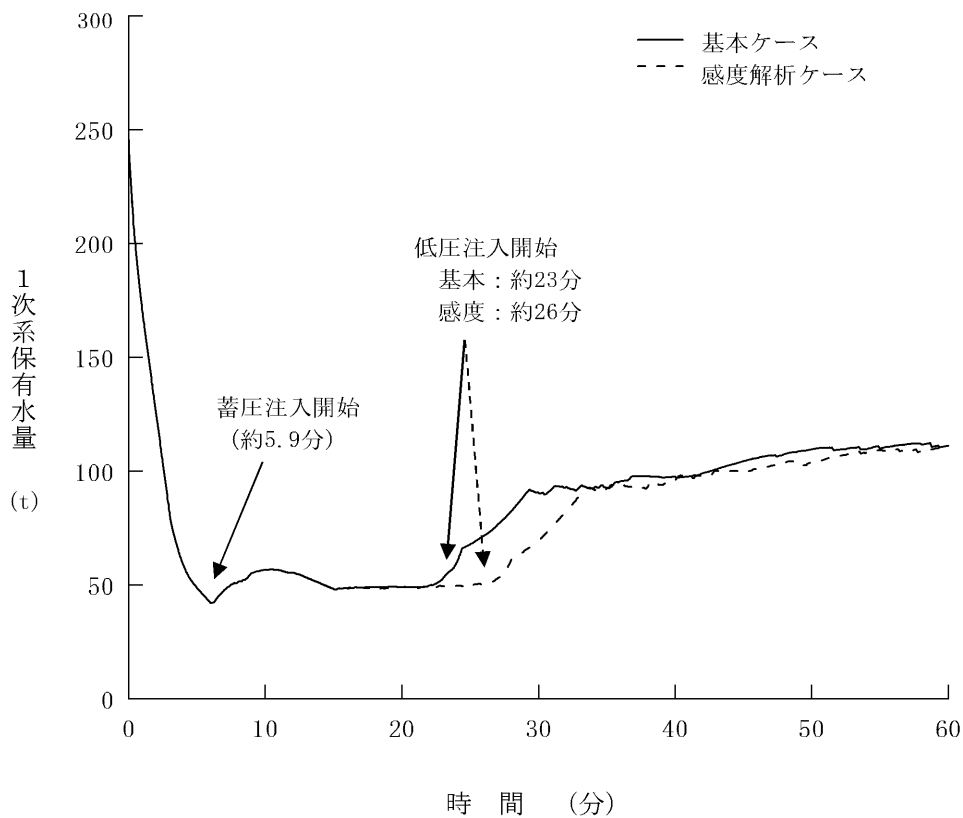
第 7.1.6.39 図 気泡炉心水位の推移 (4 inch 破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



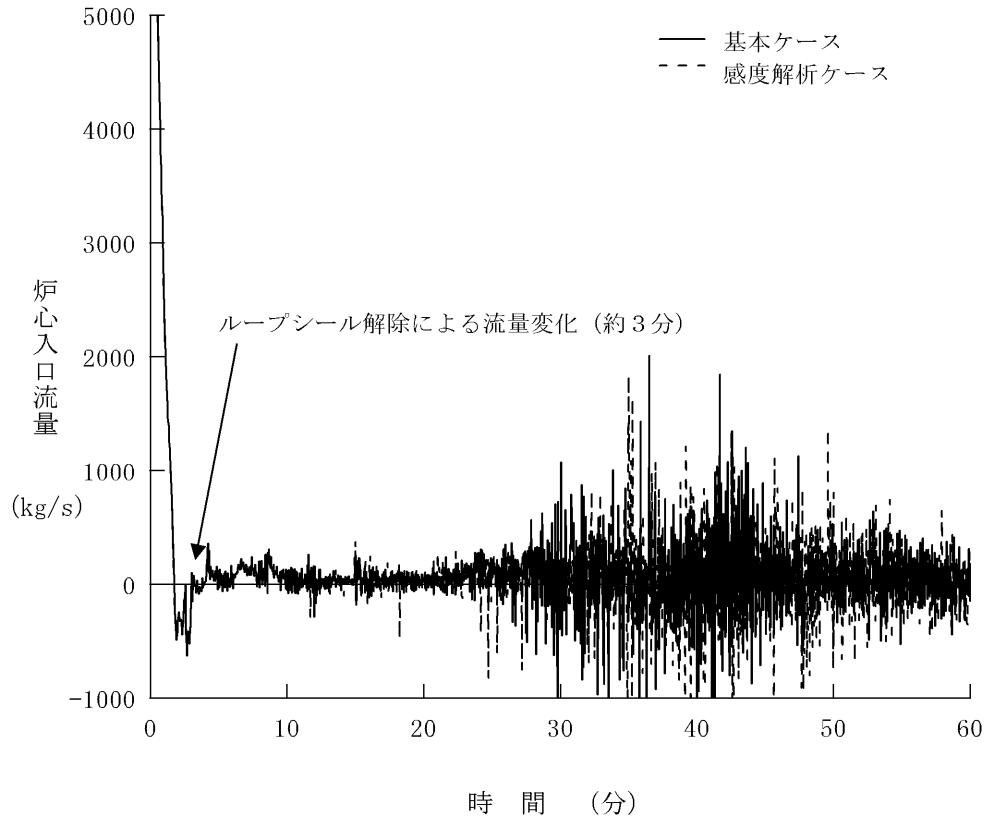
第 7.1.6.40 図 燃料被覆管温度の推移 (4 inch 破断)  
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



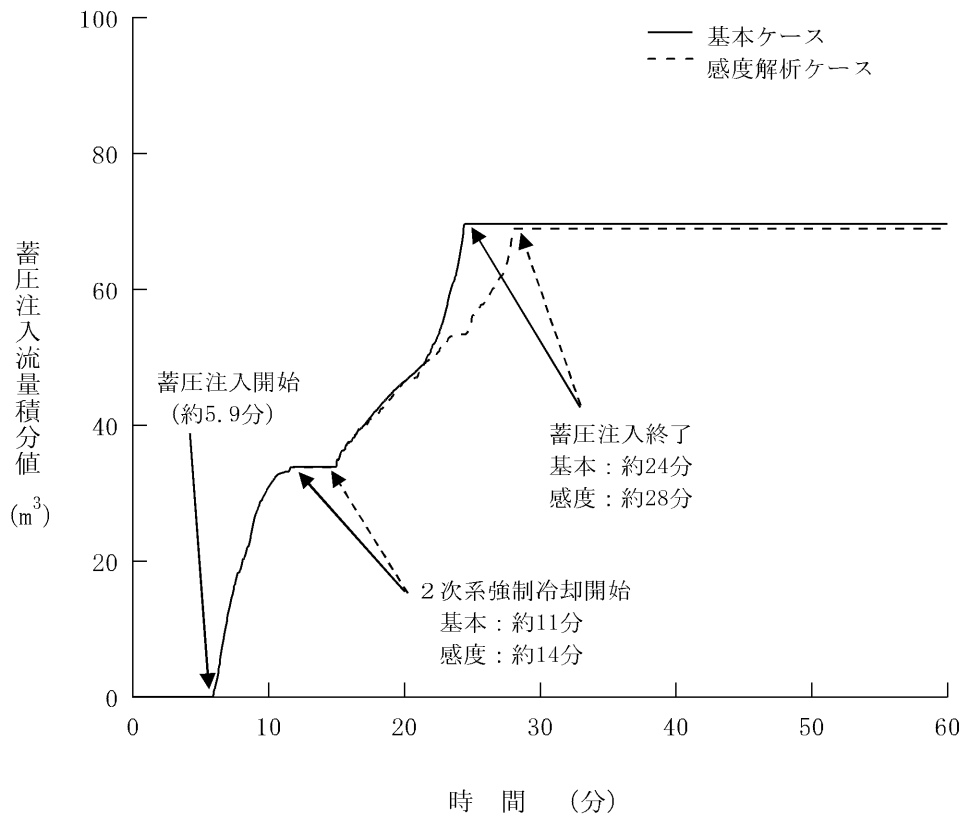
第 7.1.6.41 図 1次系圧力の推移 (6 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



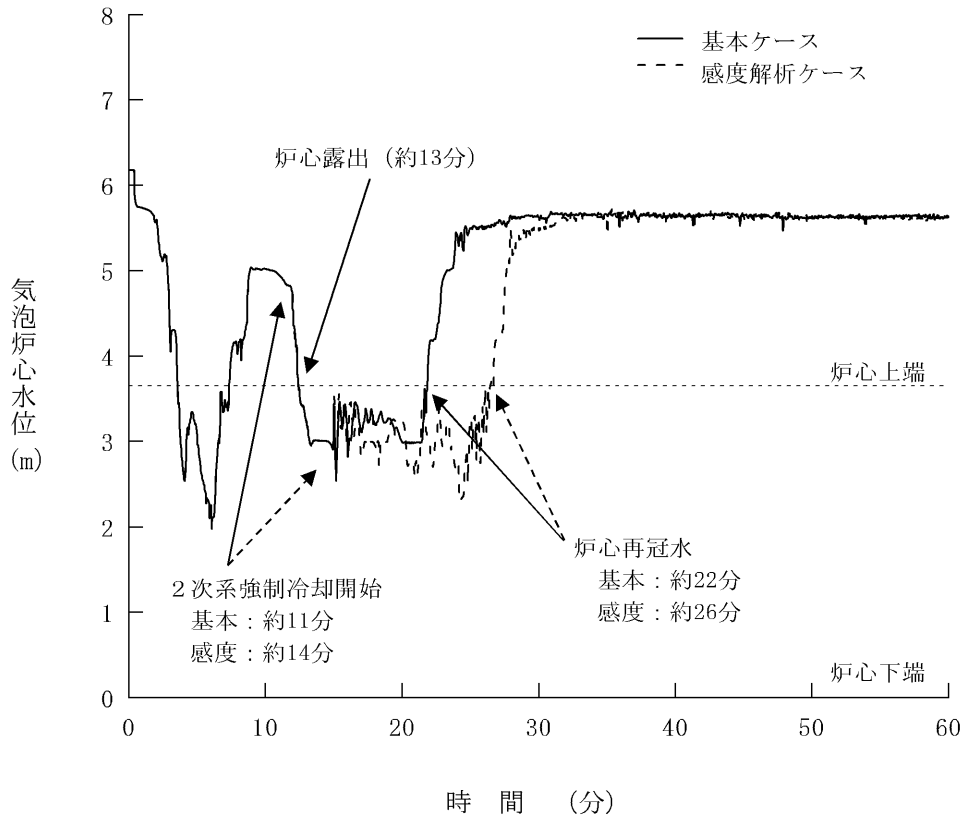
第 7.1.6.42 図 1次系保有水量の推移 (6 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



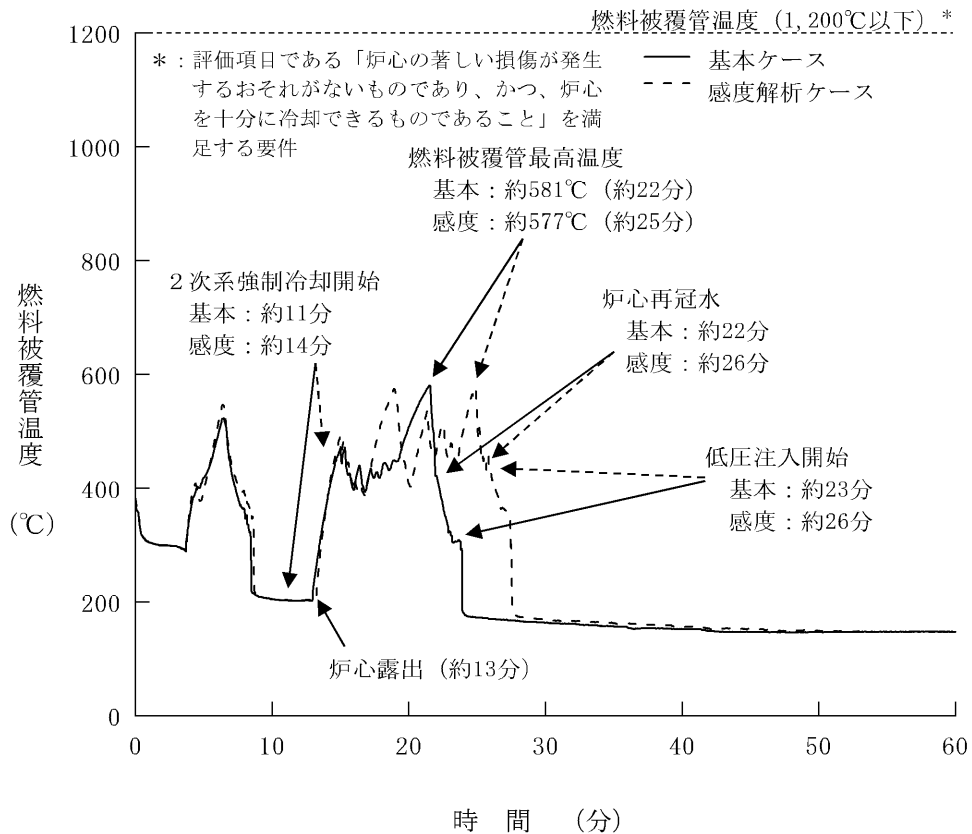
第 7. 1. 6. 43 図 炉心入口流量の推移 (6 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



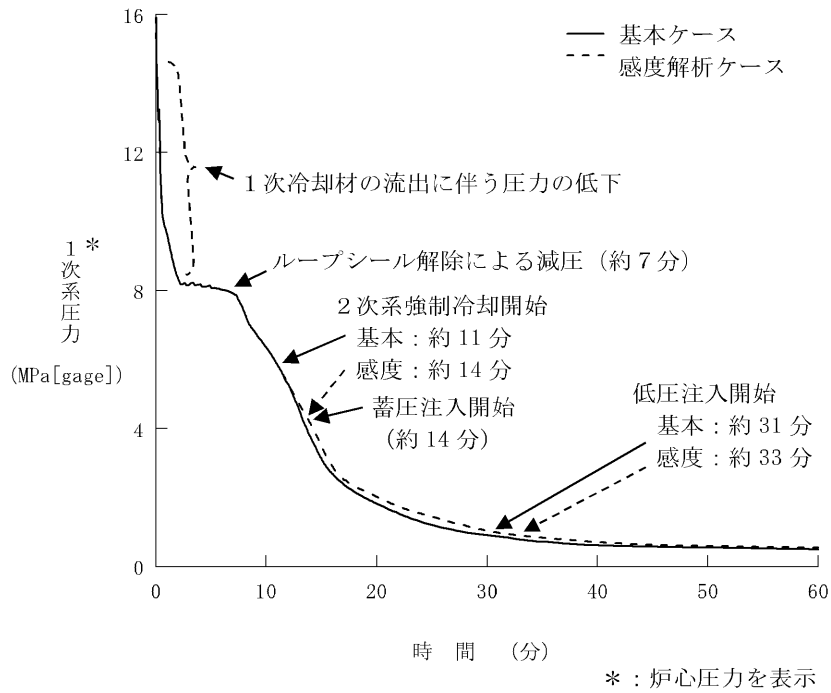
第 7. 1. 6. 44 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (6 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



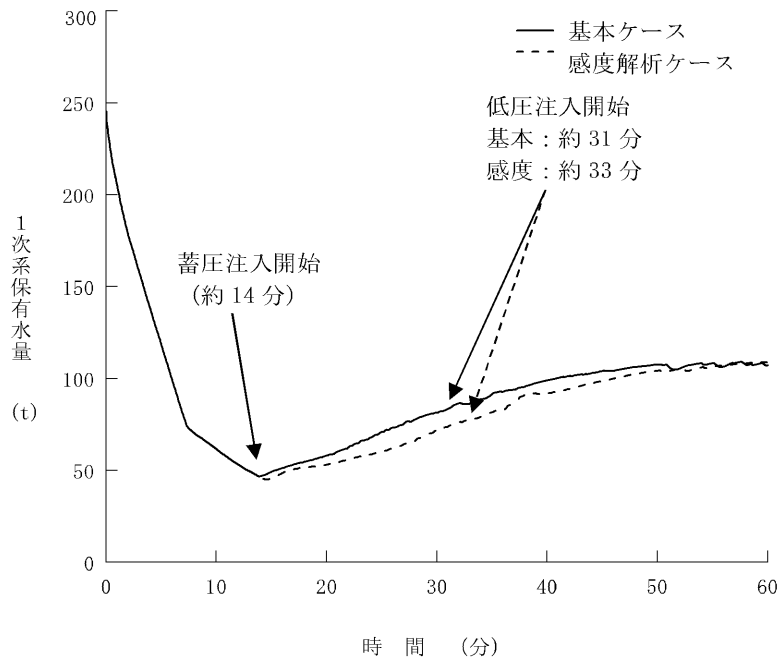
第 7.1.6.45 図 気泡炉心水位の推移（6 inch 破断）  
（2次系強制冷却操作時間余裕確認）



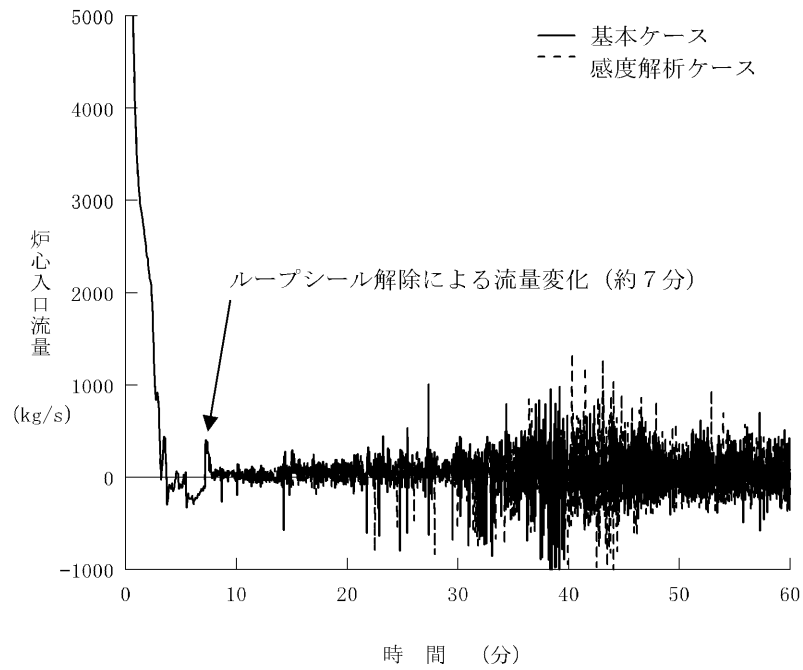
第 7.1.6.46 図 燃料被覆管温度の推移（6 inch 破断）  
（2次系強制冷却操作時間余裕確認）



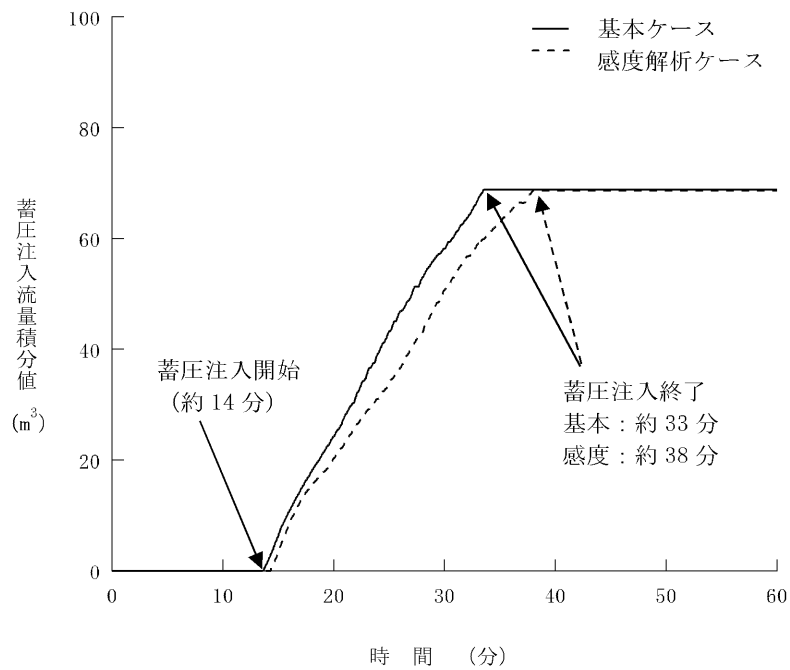
第7.1.6.47図 1次系圧力の推移 (4 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



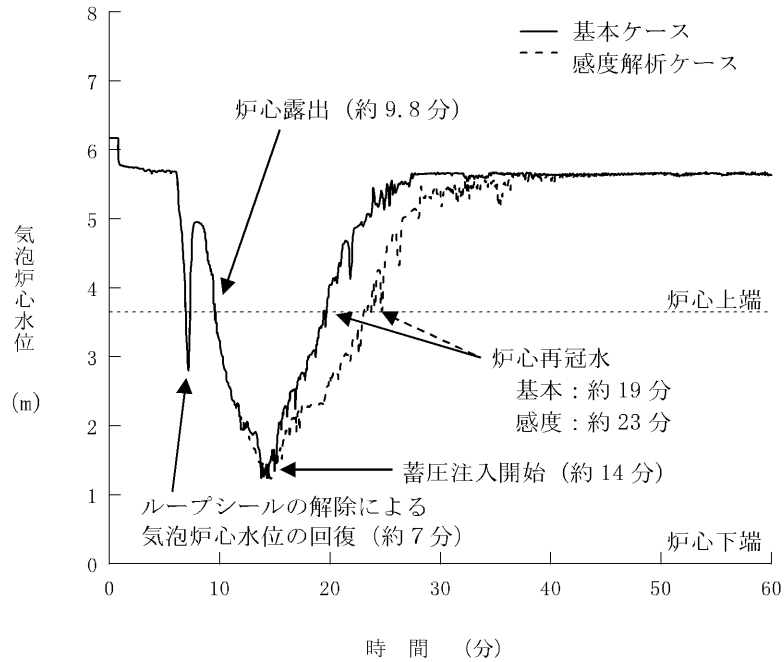
第7.1.6.48図 1次系保有水量の推移 (4 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



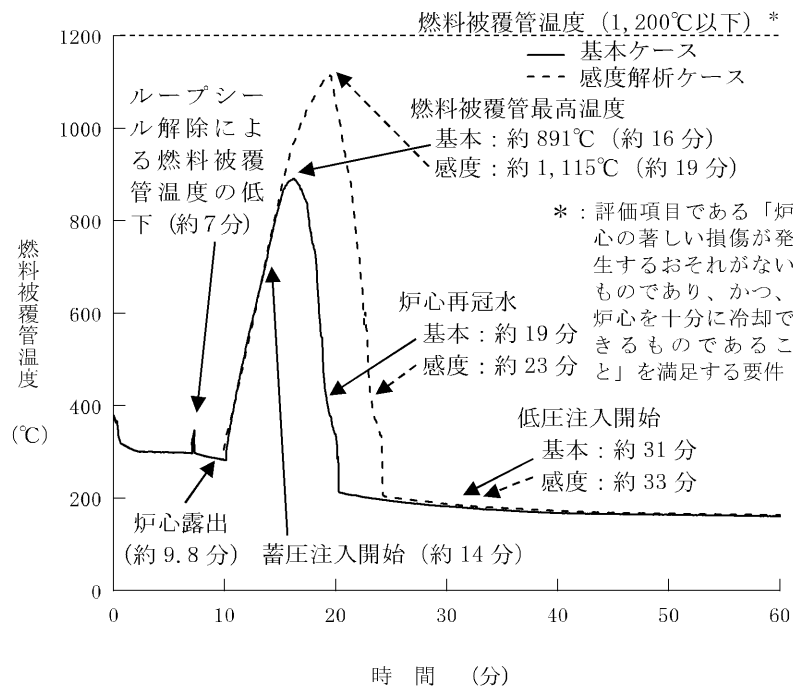
第7.1.6.49図 炉心入口流量の推移 (4 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



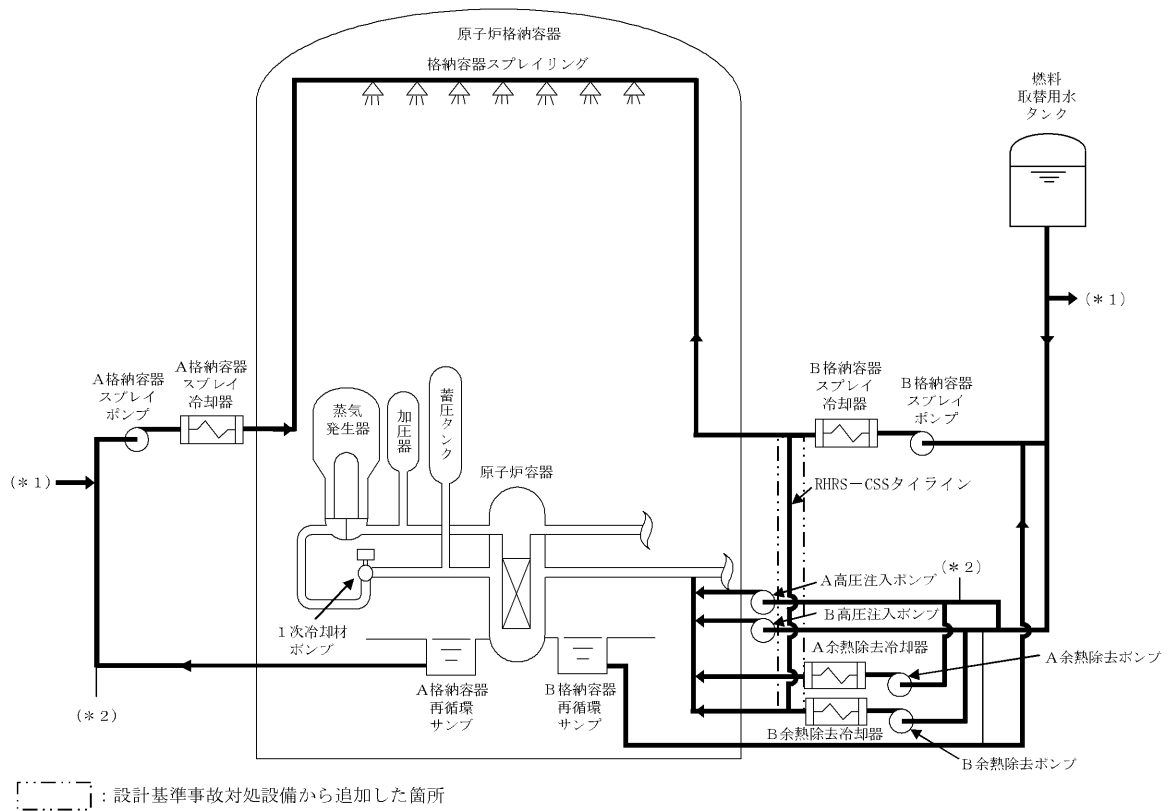
第7.1.6.50図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 inch 破断)  
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



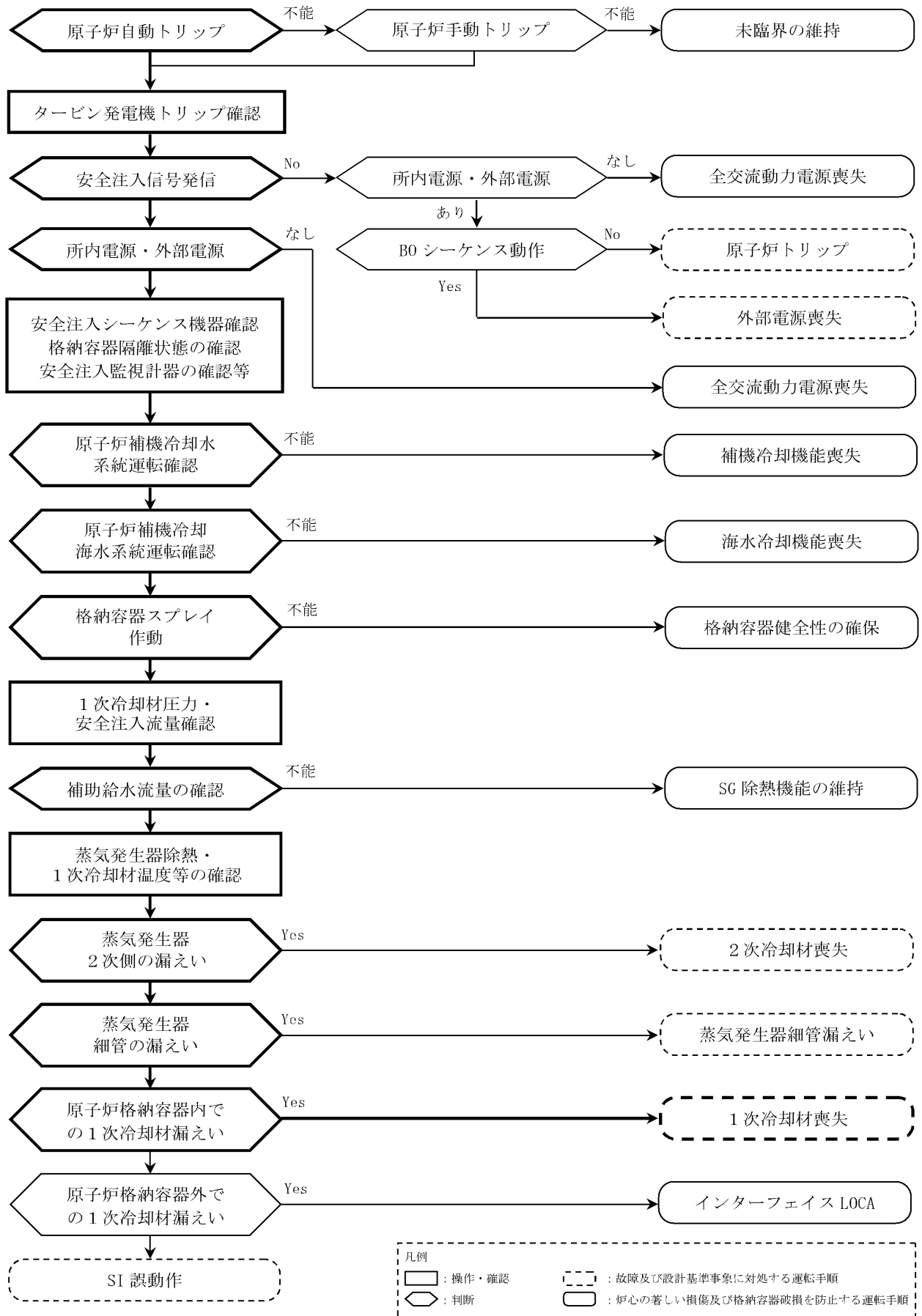
第 7.1.6.51 図 気泡炉心水位の推移 (4 inch 破断)  
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



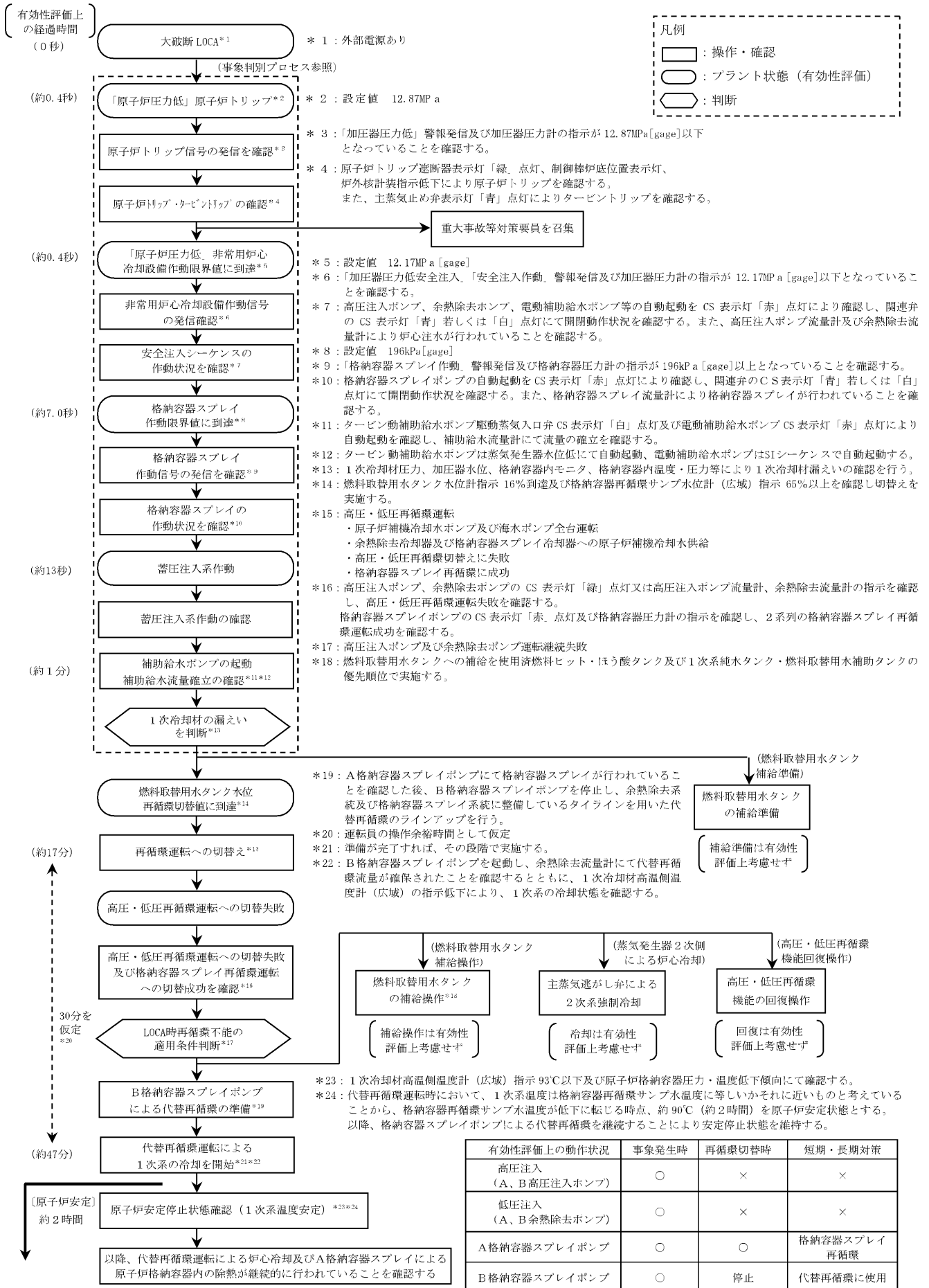
第 7.1.6.52 図 燃料被覆管温度の推移 (4 inch 破断)  
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



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



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



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

必要な要員と作業項目		経過時間(分)												備考				
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号		4号		手順の内容 事象発生 原子炉トリップ 約17分 高圧注入・低圧注入終了 高土・低圧再循環切替失敗 プラント決断判断 大破断LOCA判断 約47分 代替再循環開始 余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインを用いた代替再循環による炉心冷却 約2時間 以降原子炉安定												
		当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者													
	当直主任 運転員	1	1	号炉間連絡・運転操作助勢														
状況判断	運転員	-	-	●原子炉・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス動作状況の確認 ●大破断LOCA確認 ●補助給水ポンプ起動確認 ●補助給水流量確立の確認 (中央制御室確認)												10分		
再循環切替操作	運転員A	1	1	●再循環切替準備 ●再循環切替操作 (中央制御室操作)												12分 3分		
高圧・低圧再循環機能回復操作	運転員A	【1】	【1】	●高圧・低圧再循環切替失敗原因調査 (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	1	1	●現地移動/再循環切替失敗原因調査 (現場操作)												適宜実施		
	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員F	1	1	●現地移動/再循環切替失敗原因調査 (現場操作)												適宜実施		
2次系強制冷却	運転員B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)												適宜実施		
燃料取替用水タンク補給操作	重大事故等対策要員(初動)運転対応要員G、H	2	2	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)												20分		
	重大事故等対策要員(初動)係修対応要員	2	2	●現地移動/燃料取替用水タンク補給準備 (ディスタンスピース取替) (現場操作)												30分		
	運転員B	【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		
格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作	運転員C、D	2	2	●現地移動/格納容器スプレイポンプによる代替再循環系統構成 (現場操作)												12分 <sup>*1</sup>		
	運転員B	【1】	【1】	●格納容器スプレイポンプによる代替再循環系統確認/代替再循環開始 (中央制御室操作)												10分 <sup>*2</sup>		

\* 本操作・作業の必要時間算定については、実態の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。

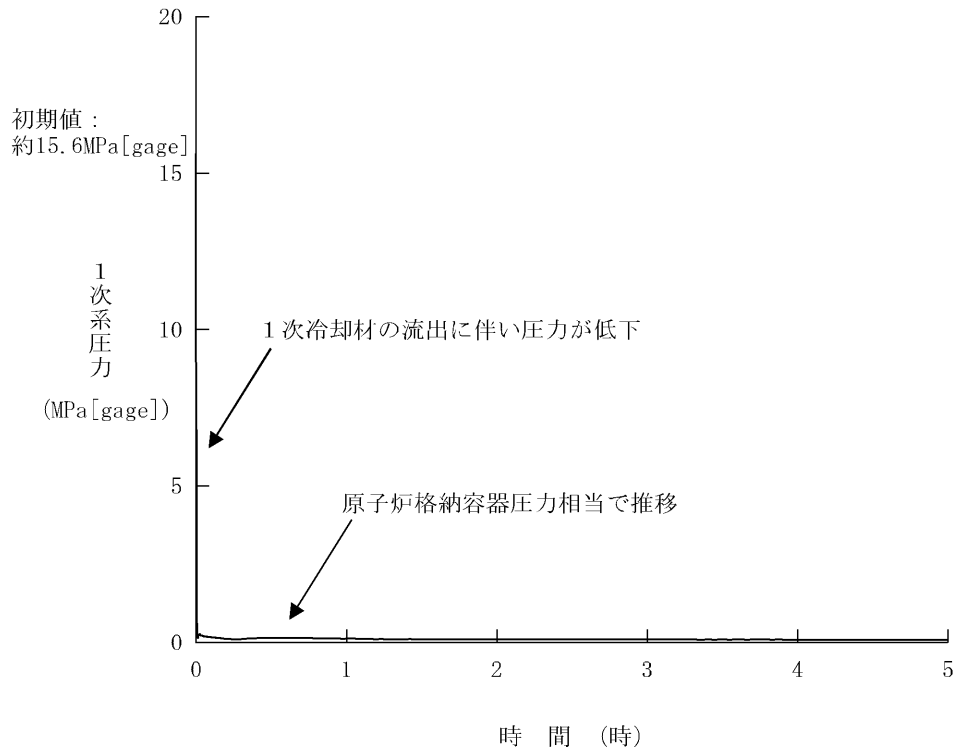
(一部、未配備の機器については想定時間により算出)

\* 緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

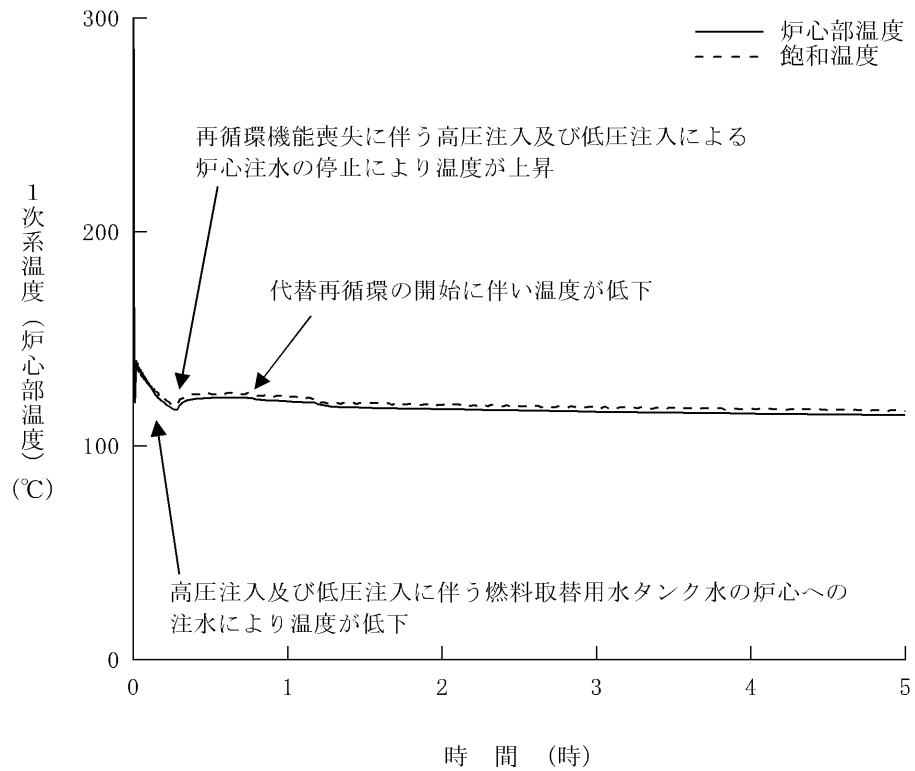
\* 1: 移動10分、弁操作2分(流量制限オリフィスにより流量調整不要)

\* 2: 系統確認5分、代替再循環開始5分

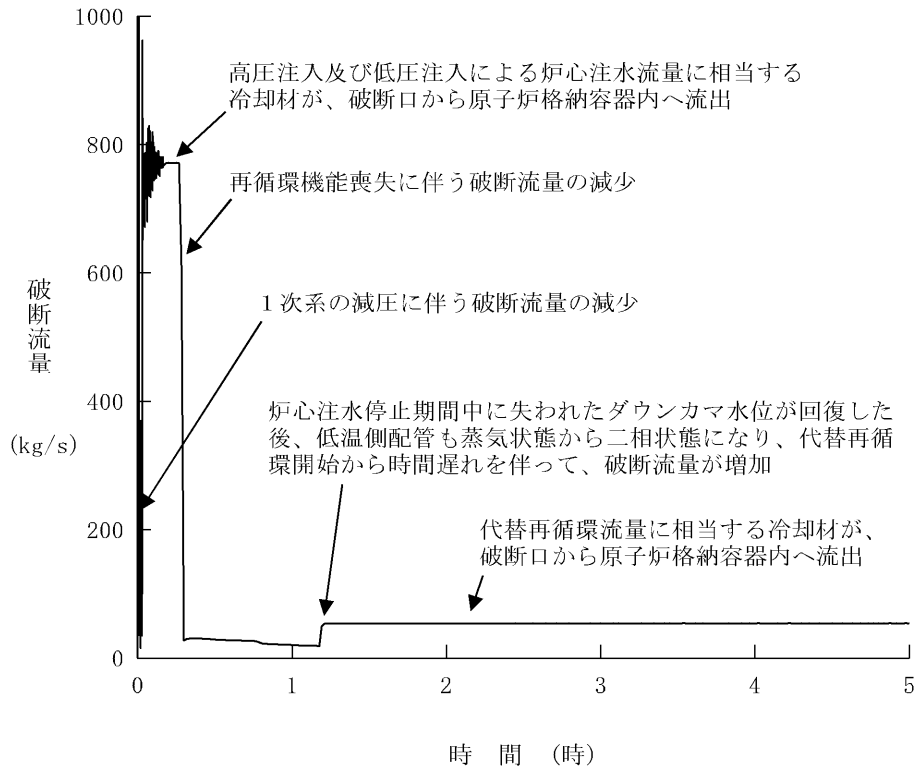
第 7.1.7.4 図 「ECCS 再循環機能喪失」の作業と所要時間(大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故)



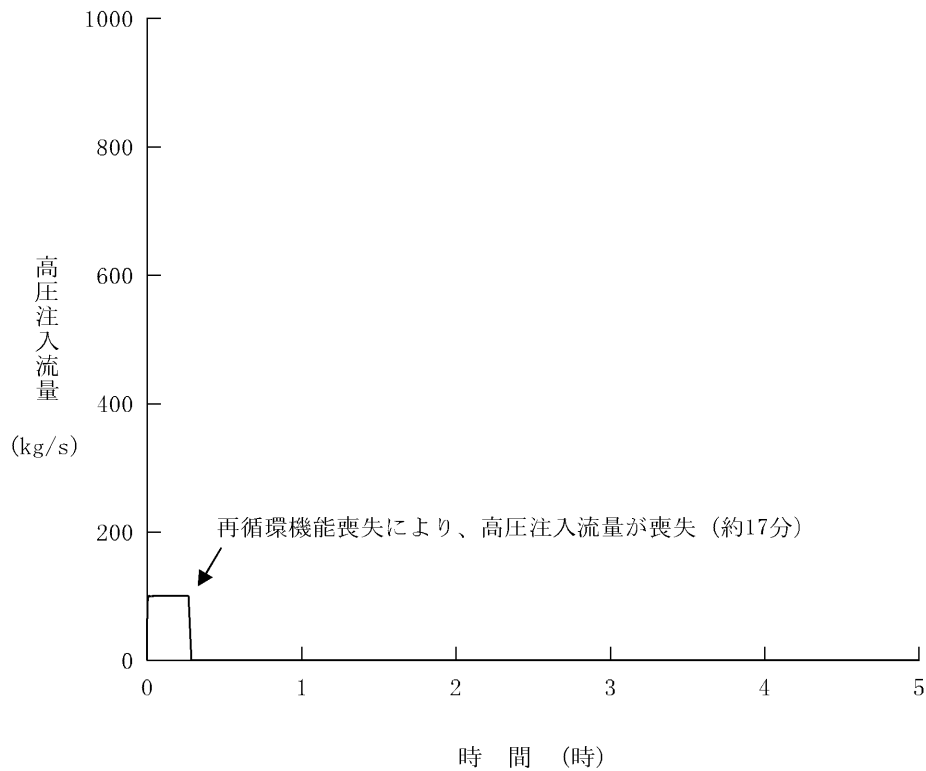
第 7.1.7.5 図 1次系圧力の推移



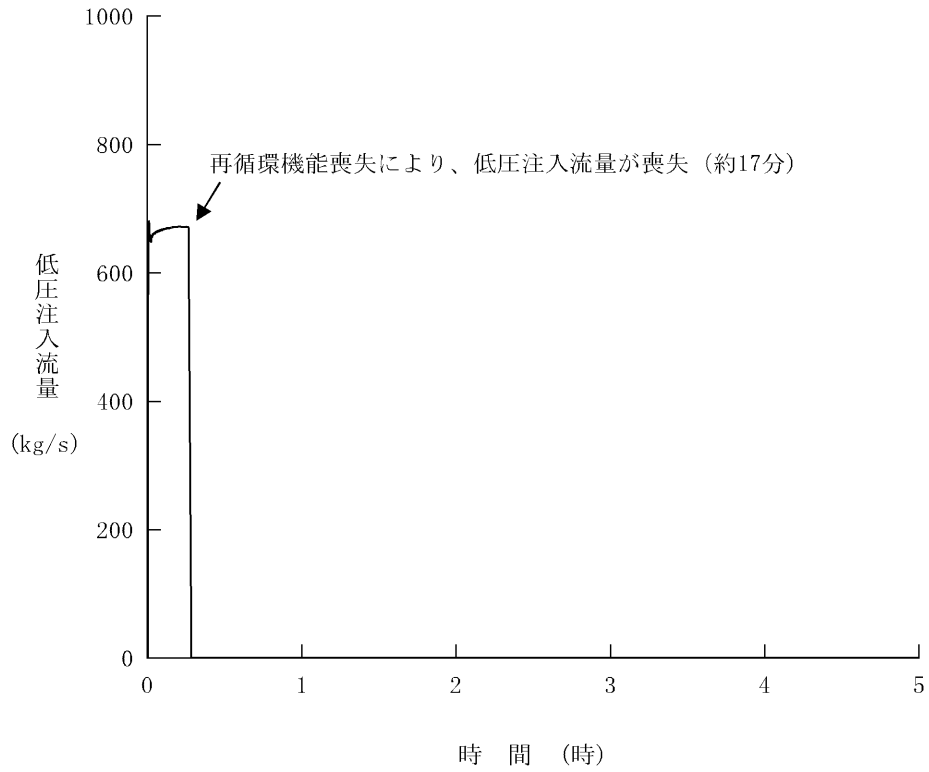
第 7.1.7.6 図 1次系温度 (炉心部温度) の推移



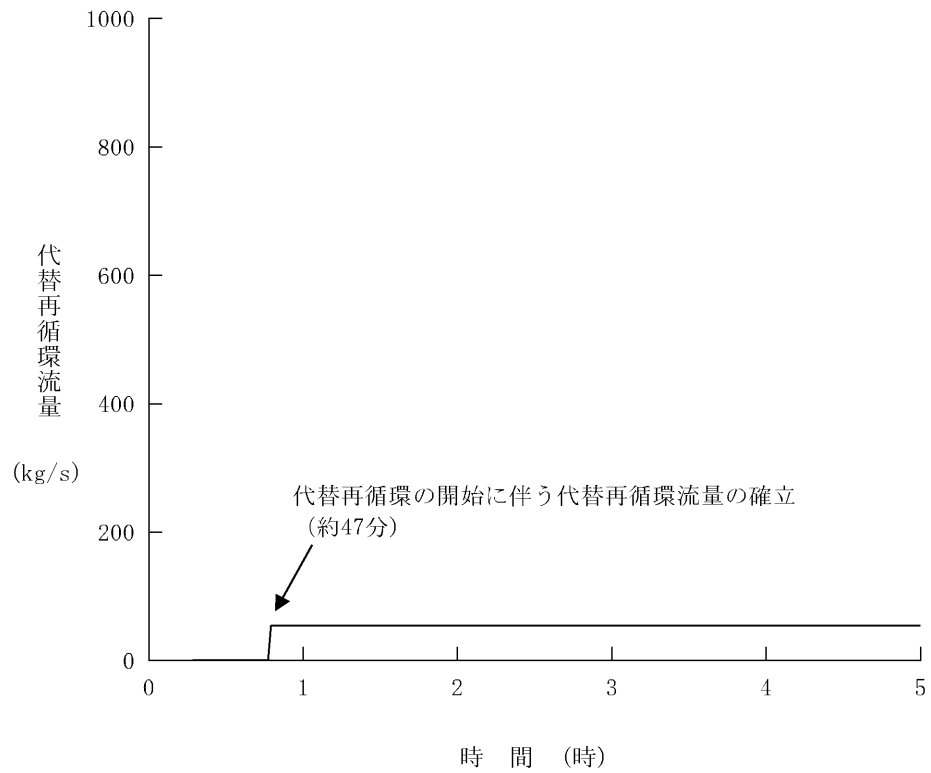
第 7.1.7.7 図 破断流量の推移



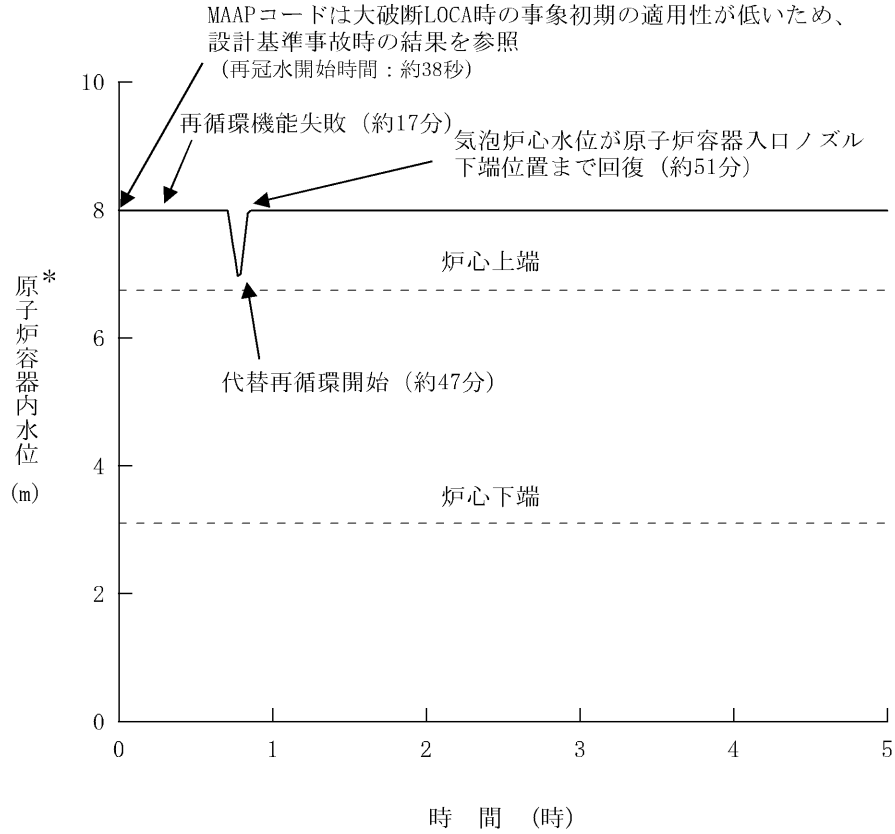
第 7.1.7.8 図 高圧注入流量の推移



第 7.1.7.9 図 低圧注入流量の推移

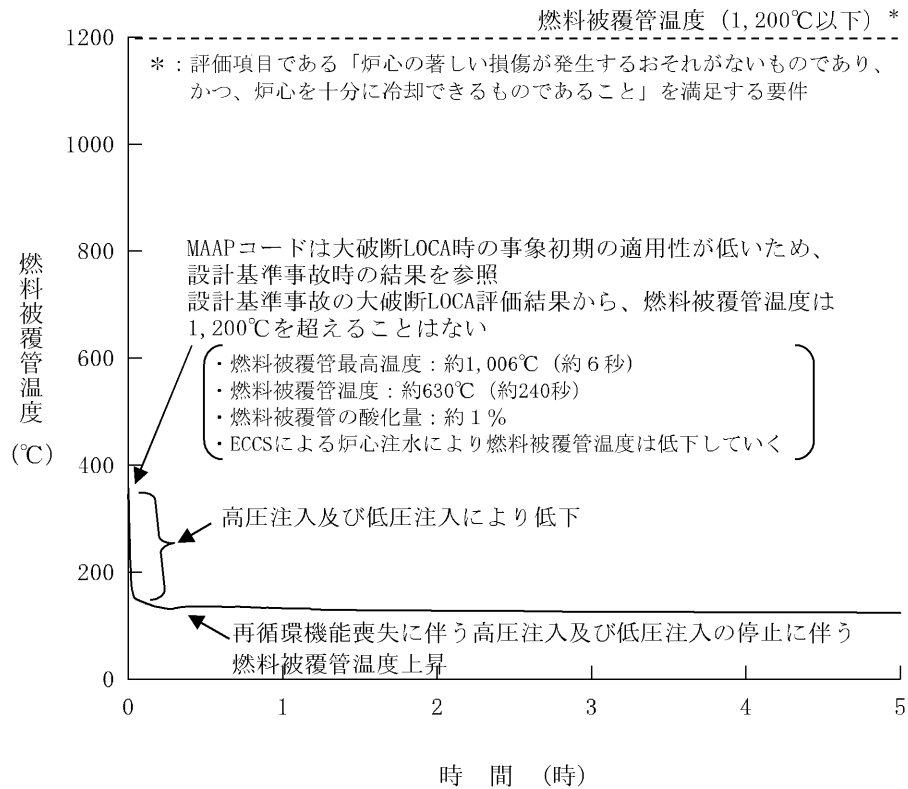


第 7.1.7.10 図 代替再循環流量の推移

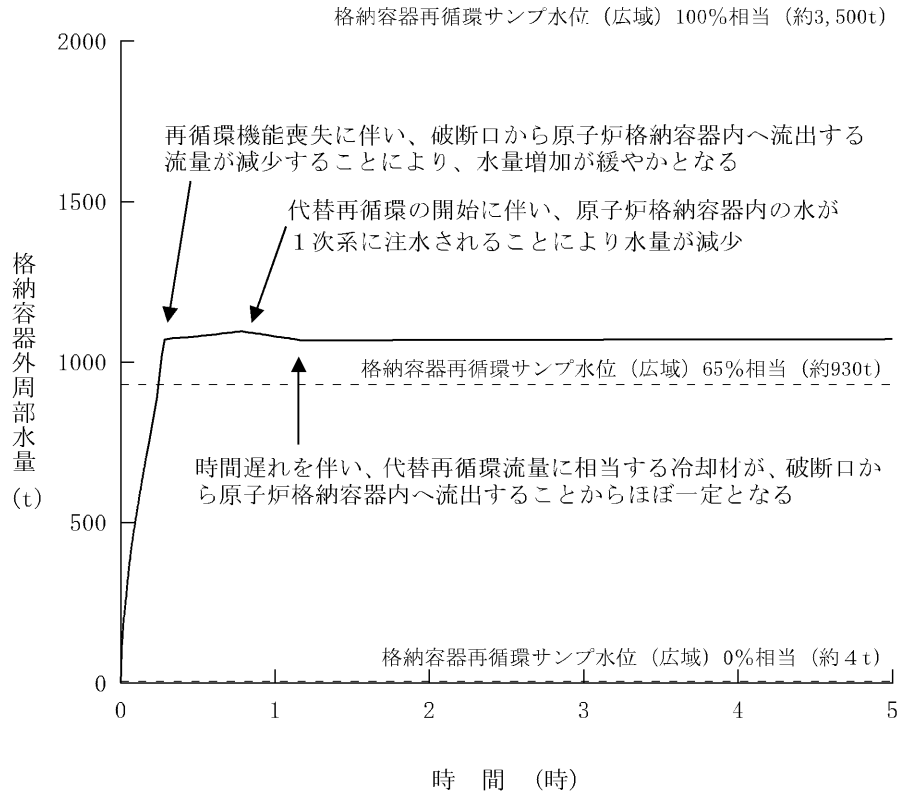


\*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

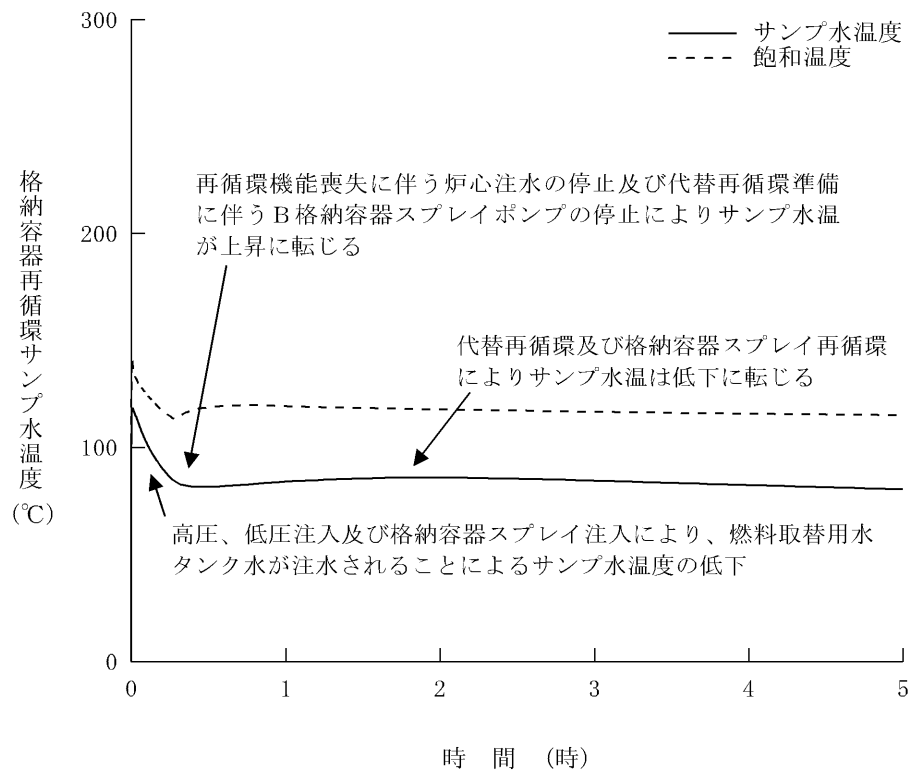
第 7. 1. 7. 11 図 原子炉容器内水位の推移



第 7. 1. 7. 12 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.1.7.13 図 格納容器外周部水量の推移



第 7.1.7.14 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移