

第 7.1.1.1 表 2 次冷却系からの除熱機能喪失時における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
補助給水系機能喪失の判断	・ 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域スパン以下に低下するため補助給水系機能喪失と判断する。	—	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
補助給水系機能喪失時の対応	・ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作（失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等）を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】	—	—
	・ 電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への代替注水を行う。	【蒸気発生器】	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
	・ 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準備を行う。	【可搬型ディーゼル注入ポンプ】	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.1 表 2 次冷却系からの除熱機能喪失時における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
1 次系のフィードアンドブリード運転開始	- 主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し広域水位計指示が 10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ充てん／高压注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、フィードアンドブリード運転を開始する。 - フィードアンドブリード運転中は、1 次系圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。	主蒸気逃がし弁 燃料取替用水タンク 充てん／高压注入ポンプ 加圧器逃がし弁	—	蒸気発生器広域水位 ほう酸注入ライン流量 1 次冷却材圧力 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位
蓄圧注入系動作の確認	1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
高压再循環運転	- 燃料取替用水タンク水位計指示が 16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が 67%以上となれば、高压再循環運転への切替えを実施する。 - 高压注入から高压再循環運転への切替えにより、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん／高压注入ポンプにより再度炉心へ注水し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 充てん／高压注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 加圧器逃がし弁 格納容器再循環サンプスクリーン	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 ほう酸注入ライン流量 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域)
蒸気発生器水位回復の判断	- いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が 0 %以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を開始する。 - 蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高压再循環運転及び 1 次系のフィードアンドブリード運転による炉心の冷却を継続する。	【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【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】	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位 蒸気ライン圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域)
余熱除去系による炉心冷却	1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度計(広域)指示 177℃以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1 次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系統による炉心冷却を開始する。 - 余熱除去系による炉心冷却を開始後、1 次系圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	—	余熱除去ループ流量 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 7.1.1.1 表 2 次冷却系からの除熱機能喪失時における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
1 次系のフィードアンドブリード運転停止	・余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉止しフィードアンドブリード運転を停止する。 ・長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。	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 余熱除去ループ流量

第 7.1.1.2 表 主要解析条件（2 次冷却系からの除熱機能喪失）（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	炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 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が大きくなり、1 次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度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 次系圧力が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 (初期)	302.3 + 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（1 次系保有エネルギー）が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも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。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水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	補助給水系機能喪失	補助給水系の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 次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器 1 次側と 2 次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しい設定。

第 7.1.1.2 表 主要解析条件（2 次冷却系からの除熱機能喪失）（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	蒸気発生器水位異常低 (狭域水位11%) (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。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	充てん／高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2 台) (高圧注入特性： 0～約150m ³ /h、 0～約16.9MPa[gage])	炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	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。
重大事故等対策に 関連する操作条件	フィードアンドブリード 開始 (安全注入信号手動発信＋ 加圧器逃がし弁手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達から5分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間余裕として、蒸気発生器ドライアウト検知に対する時間余裕として2分、「非常用炉心冷却設備作動」信号手動発信及び充てん／高圧注入ポンプの起動確認として2分、加圧器逃がし弁の手動開として1分を想定しており、必要な時間を積み上げて設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位10%の根拠は、広域水位計は全て停止中に使用するため低温で校正されており、出力運転状態でドライアウトに至った時の指示に計器誤差を見込んだものとしている。

第 7.1.2.1 表 全交流動力電源喪失における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
全交流動力電源喪失	・ 外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。	—	—	—
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。 ・ 主蒸気ライン隔離を行い、蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2 次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う場合、2 次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。	—	—	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 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 蒸気ライン圧力
タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	・ 蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断	・ 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。	—	—	—
1 次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	・ 1 次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇等により、1 次冷却材漏えいの判断を行う。 ・ 全交流動力電源喪失時に 1 次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に 1 次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ 1 次系圧力が回復しない状態であれば「1 次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。それ以外は「1 次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいなし」と判断し処置する。	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力

第 7.1.2.1 表 全交流動力電源喪失における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
1 次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合の対応	・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起動準備においては、1 次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示 350°C 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 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん／高圧注入ポンプ（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	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 1 次冷却材高温側温度（広域）
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計指示が $80\text{m}^3/\text{h}$ 以上確立されていることを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止	・充てん／高圧注入ポンプの起動時の 1 次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために 1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。 ・隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	—	—	—
不要直流電源負荷切離し	・直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池（安全防護系用）	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.1 表 全交流動力電源喪失における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
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	・事象発生後 30 分以内を目安に主蒸気逃がし弁を現場にて手動で開操作することで、1 次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage] (1 次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 208℃) を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば 1 次系温度・圧力を維持する。 ・その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。	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 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク 補給用 水中ポンプ 取水用水中ポンプ用 発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク 補給用 水中ポンプ用 発電機 中間受槽 タンクローリ	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 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 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
不要直流電源負荷切離し (計装用電源負荷切離し)	・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 時間経過すれば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) 蓄電池 (3 系統目)	—	—
蓄圧タンク出口弁閉止	・大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1 次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁 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	タンクローリ	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)

第 7.1.2.1 表 全交流動力電源喪失における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
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開	蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1 次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage] (1 次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 170℃) を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次系強制冷却を再開し、目標値となれば 1 次系温度・圧力を維持する。	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	—	蒸気ライン圧力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	- 常設電動注入ポンプの準備が完了し、1 次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] (1 次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 170℃) となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。 - 常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は 1 次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] 以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。 - 常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に 1 次系保有水を回復させるように調整する。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 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	タンクローリ	加圧器水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 SA 用低圧炉心注入及びスプレッド積算流量
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、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、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実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 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	窒素ポンベ (アニュラス空気浄化ファン弁用)	—
格納容器内自然対流冷却	- LOCA が発生している場合、長期対策として、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、C 充てん／高圧注入ポンプ及び B 余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。 - 海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。	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	格納容器圧力 格納容器内温度 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)

第 7.1.2.1 表 全交流動力電源喪失における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
高圧再循環運転	・格納容器再循環サンプ広域水位計指示 67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示 16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。	燃料取替用水タンク 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 余熱除去ポンプ（海水冷却） 【B 余熱除去冷却器】 C 充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 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 タンクローリ	ほう酸注入ライン流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続	・LOCA が発生していない場合、長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を継続的に行う。	電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	蒸気ライン圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1 次冷却材圧力
原子炉補機冷却系の復旧作業	・ 保守対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統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等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.2.2 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））（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/COCO	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、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% (2, 652MWt) × 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が大きくなり、1 次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度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、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 (初期)	302.3 + 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、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも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。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
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	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	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 からの漏えい率 (初期)	定格圧力において、約 109m ³ /h/台 (480gpm/台) 相当となる 口径約 1.6cm (約 0.6 インチ) / 台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	米国 NRC にて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内の RCP と NRC で評価された米国製 RCP とで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内製 RCP のシールからの漏えい率が米国評価の使用値より更に小さいことを確認していることより、保守的な設定。

第 7.1.2.2 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））（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	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h / 3 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m ³ /hから、ミニフロー流量50m ³ /hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
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の原子炉への注水流量	30m ³ /h	想定する流出流量に対して、1 次系圧力0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。
	2 次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から 30 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現地開操作に20分を想定して設定。
	1 次系温度、圧力の保持	1 次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa[gage]到達時) 及び 1 次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa[gage]到達時)	208℃については、蒸気発生器 2 次側冷却による 1 次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから 1 次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1 次系圧力約 1.7MPa[gage]到達及び 代替交流電源確立 (60 分) から 10 分 後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2 次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ 起動	1 次系圧力 0.7MPa[gage]到達時	運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に 1 次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である 0.7MPa[gage]到達後に注水を実施するものとして設定。
	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 7.1.2.3 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合））（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	炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652MWt) × 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が大きくなり、1 次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度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、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 (初期)	302. 3 + 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、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも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。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	48t／基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
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	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	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 からの漏えい率 (初期)	定格圧力において 1. 5m ³ ／h／台 相当となる 口径約 0. 2cm (約 0. 07 インチ) ／台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCP シールが健全な場合の漏えい率を評価した値に基づき設定。

第 7.1.2.3 表 主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合））（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	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m ³ /hから、ミニフロー流量50m ³ /hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	漏えい停止圧力	0.83MPa[gage]	RCP封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。
	2 次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現地開操作に20分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後24時間	—
	1 次系温度、圧力の保持	1 次冷却材温度208℃ (約1.7MPa[gage]) 到達時及び 1 次冷却材温度170℃ (約0.7MPa[gage]) 到達時	208℃については、蒸気発生器 2 次側冷却による 1 次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから 1 次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPa[gage]に対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1 次系圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替 交流電源確立（24時間）から10分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2 次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止+10分	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10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 7.1.3.1 表 原子炉補機冷却機能喪失における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	・ 原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、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
補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認	・ 蒸気発生器水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。	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 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	・ 原子炉補機冷却機能の回復操作（失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等）及び制御用空気供給機能の回復操作（代替空気供給操作）を行う。	—	—	—
1 次冷却材漏えいの判断	・ 1 次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇等により、1 次冷却材漏えいの判断を行う。	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位

第 7.1.3.1 表 原子炉補機冷却機能喪失における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 次冷却材喪失事象の兆候がある場合の対応	- 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起動準備においては、炉心損傷防止のために注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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 $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん/高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	常設電動注入ポンプ 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 【B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）】	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 1 次冷却材高温側温度（広域）
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計指示が $80 \text{m}^3/\text{h}$ 以上確立されていることを確認する。	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 蒸気発生器	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止	充てん/高圧注入ポンプの起動時の 1 次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために 1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。	—	—	—
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	- 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、現場での主蒸気逃がし弁の開操作により 1 次冷却材圧力計指示 $1.7 \text{MPa}[\text{gage}]$（1 次冷却材高温側温度計（広域）指示 208°C）を目標に減温・減圧を行う。また、目標値となれば温度を維持する。 - その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。	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 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク 補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク 補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 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 補助給水流量 復水タンク水位 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処設備

第 7.1.3.1 表 原子炉補機冷却機能喪失における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
蓄圧注入系動作の確認	・ 1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
蓄圧タンク出口弁閉止及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開	・ 1 次冷却材圧力計指示 1.7MPa[gage]であることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。閉止確認後、1 次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage] (1 次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 170℃) を目標に補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次系強制冷却を再開し、目標値となれば温度を維持する。	蓄圧タンク出口弁 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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 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 補助給水流量 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	・ 常設電動注入ポンプの準備が完了し、1 次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] (1 次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 170℃) となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。 ・ 常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は 1 次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage] 以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。 ・ 常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に 1 次系保有水を回復させるように調整する。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク	—	加圧器水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量
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、現場にてアニュラス空気浄化系ダンプの代替空気供給を行い、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プの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 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ィルタユニット	窒素ボンベ (アニュラス空気浄化ファン弁用)	—

第 7. 1. 3. 1 表 原子炉補機冷却機能喪失における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		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却及び高压再循環運転	・長期対策として、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、C 充てん／高压注入ポンプ及び B 余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高压再循環運転を行う。海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示 67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示 16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる炉心注水から高压再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。	A、B 格納容器再循環ユニット 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ B 余熱除去ポンプ（海水冷却） 【B 余熱除去冷却器】 C 充てん／高压注入ポンプ（海水冷却） 燃料油貯蔵タンク 格納容器再循環サンプスクリーン	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 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） 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 ほう酸注入ライン流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
原子炉補機冷却系の復旧作業	・保守対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統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等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・ 「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
1 次冷却材の漏えいの判断	・ 加圧器水位・1 次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇、原子炉格納容器内モニタの上昇により 1 次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
燃料取替用水タンクの補給操作	・ 1 次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・ 1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
格納容器スプレイ系機能喪失の判断	・ 格納容器圧力計指示が110kPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ系機能喪失と判断する。	—	—	格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における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
格納容器スプレイ系機能喪失時の対応	・格納容器内自然対流冷却の準備（原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む）を行う。	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ A、B 格納容器再循環ユニット	窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) 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)
	・格納容器スプレイ系の回復操作（失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等）を行う。	【格納容器スプレイポンプ】	—	—
	・蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。	【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【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】	—	蒸気ライン圧力 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 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
高圧・低圧再循環運転への切替え	・燃料取替用水タンク水位計指示が 16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が 67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプにより炉心へ注水する高圧・低圧再循環運転に切り替え炉心冷却を継続する。 ・長期対策として、高圧・低圧再循環運転による原子炉冷却を継続的に実施する。	格納容器再循環サンプ 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプスクリーン	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.4.1 表 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における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
格納容器内自然対流冷却	- 格納容器圧力計指示が 245kPa[gage]以上（最高使用圧力）となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、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行う。 - 長期対策として、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を行うことで原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ A、B 格納容器再循環ユニット	窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	格納容器圧力 格納容器内温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) 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)

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）	$100\% (2,652\text{MWt}) \times 1.02$	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ることから、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り厳しい設定。
	1次系圧力（初期）	$15.41 + 0.21\text{MPa}[\text{gage}]$	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り厳しい設定。
	1次冷却材平均温度（初期）	$302.3 + 2.2^{\circ}\text{C}$	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。
	蒸気発生器 2次側保有水量（初期）	48t／基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
事故条件	起因事象	中破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：約 10 cm（4インチ）	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、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて、低温側配管の破断を設定。破断口径は、原子炉格納容器圧力上昇を厳しくする約10cm（4インチ）を設定。
	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	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	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプル水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度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。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に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。
	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性： 0～約 220m ³ /h、 0～約 19.4MPa[gage]) (低圧注入特性： 0～約 1,730m ³ /h、 0～約 1.2MPa[gage])	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に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。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 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、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m ³ /h／3 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 3 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、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に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。 燃料取替用水タンク水量については標準値として設定。
	格納容器 再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃、 約 1.9MW～約 8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	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 到達から 30 分後	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる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（設計値）より高めの値である0.283MPa[gage]（標準値）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における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
原子炉自動トリップ不能の判断	・事故の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にも係わらず、原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。 ・原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ並びに原子炉トリップ遮断器の現場開放を実施する。	【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（ATWS 緩和設備）の作動確認	・多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動によりタービントリップ、主蒸気ライン隔離、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。	主蒸気隔離弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）	—	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力 補助給水流量 復水タンク水位
1 次系温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認	・タービントリップ及び主蒸気ライン隔離による 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。	主蒸気隔離弁	—	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
1 次系圧力の上昇抑制の確認	・上昇した 1 次系圧力が、補助給水ポンプの自動起動及び加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。	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 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	—	1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 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 補助給水流量 復水タンク水位
緊急ほう酸注入	・緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、1 次冷却材のほう酸濃度を上昇させる。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 急速ほう酸補給弁	—	ほう酸タンク水位
ほう酸希釈ラインの隔離	・原子炉補助給水流量制御弁「閉」の確認及び 1 次系補助給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。	—	—	—

【 】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における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
加圧器水位維持操作	・燃料取替用水タンクを水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示 30% に維持する。	充てん／高圧注入ポンプ 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
原子炉未臨界状態の確認	・「出力領域中性子束計指示が 5 % 未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負」であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。 ・1 次系ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1 次系圧力・温度、加圧器水位が安定状態であることを確認する。	—	—	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 加圧器水位 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
1 次系降温、降圧	・補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁により、1 次系の降温、降圧を実施する。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁	—	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 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 補助給水流量 復水タンク水位

第 7.1.5.1 表 原子炉停止機能喪失における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
余熱除去系による炉心冷却	・長期対策として、1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度計（広域）指示 177℃以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1 次冷却材高温側配管から取水することで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 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 余熱除去ループ流量

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））（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%（2,652MWt）	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）	302.3℃	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）	-13pcm/℃	事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2ループ、3ループ、4ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が-13pcm/℃となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。 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される。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表する ドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、ドップラ係数を保守的に設定。 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される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、 設定した減速材温度係数、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、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量（初期）	48t／基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。

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））（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	主給水流量喪失	主給水の喪失を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止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 次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
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（ATWS 緩和設備） （主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ作動）	蒸気発生器水位異常低 （狭域水位 7 %） （応答時間 2.0 秒）	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限值である蒸気発生器狭域水位 7 %を設定。 検出遅れや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（ATWS 緩和設備） 作動設定点 到達から 17 秒後に隔離完了	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（ATWS 緩和設備） 作動設定点 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、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m ³ /h／3 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 3 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））（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%（2,652MWt）	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）	302.3℃	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）	-13pcm/℃	事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2ループ、3ループ、4ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が-13pcm/℃となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。 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される。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表する ドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、ドップラ係数を保守的に設定。 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される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、 設定した減速材温度係数、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、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
蒸気発生器 2次側保有水量（初期）		48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。

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））（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	負荷の喪失	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータ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の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止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 次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
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（ATWS 緩和設備）（主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ作動）	蒸気発生器水位異常低（狭域水位 7 %）（応答時間 2.0 秒）	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）（電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限值である蒸気発生器狭域水位 7 %を設定。 検出遅れや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。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動設定点 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、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m ³ /h／3 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 3 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）時の感度解析結果

解析ケース	減速材温度 係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]
感度解析 ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.0MPa[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℃、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）時の感度解析結果

解析ケース	減速材温度 係数初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力 バウンダリにかかる 圧力の最高値
基本ケース	-13pcm/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa[gage]
感度解析 ケース	-13pcm/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.2MPa[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℃、1次系圧力：定格値+0.21MPaを考慮。

第 7.1.6.1 表 ECCS 注水機能喪失時における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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・ 「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク 水位 1 次冷却材圧力
1 次冷却材の漏えいの判断	・ 加圧器水位・1 次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により 1 次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)
燃料取替用水タンクの補給操作	・ 1 次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク 水位
高圧注入系機能喪失の判断	・ 充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、ほう酸注入ライン流量が確認できない場合は、高圧注入系機能喪失と判断する。 ・ 非常用炉心冷却設備作動を伴う 1 次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2 次系強制冷却を行う。	—	—	ほう酸注入ライン流量 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

第 7.1.6.1 表 ECCS 注水機能喪失時における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
高圧注入系機能喪失時の対応	・ 高圧注入系の回復操作（失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等）を行う。	【充てん／高圧注入ポンプ】	—	—
	・ 充てん系による注水操作を行う。	【充てん／高圧注入ポンプ】	—	—
	・ イグナイタの起動を行う。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—
	・ 可搬型格納容器水素濃度計測装置の運転準備を行う。	—	【可搬型ガスサンプリング冷却器用ポンプ】 【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】
イグナイタ動作状況確認	・ 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の温度上昇により確認する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	—	—
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	・ 1 次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器 2 次側による 1 次系の除熱を行う。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 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 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・ 1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 ・ 蓄圧注入開始後、1 次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage] となれば蓄圧タンクから 1 次系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認	・ 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 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	余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 加圧器水位 原子炉容器水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7. 1. 6. 1 表 ECCS 注水機能喪失時における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
低圧再循環運転への切替え	- 燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。 - 長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。	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 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク 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	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 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 余熱除去ループ流量

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% (2,652MWt) × 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が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度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、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+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（1次系保有エネルギー）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、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも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。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	中破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：約15cm(6インチ) 約10cm(4インチ) 約5cm(2インチ)	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、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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、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、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。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa[gage]、水位検出器下端) (応答時間2.0秒) あるいは 原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや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830m ³ /h、 0～約0.7MPa[gage])	余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。 炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 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、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m ³ /h/ 3 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3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	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
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)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 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、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開操作に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 再循環機能喪失時における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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	・1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
格納容器スプレイ作動状況の確認	・「格納容器スプレイ作動」警報により格納容器スプレイ信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプル広域 水位 格納容器再循環サンプル狭域 水位 格納容器圧力 格納容器内温度
1 次冷却材の漏えいの判断	・加圧器水位・1 次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプル水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により 1 次冷却材の漏えいを判断する。	—	—	加圧器水位 1 次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプル広域 水位 格納容器再循環サンプル狭域 水位 格納容器内高レンジエリア モニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリア モニタ (低レンジ)
燃料取替用水タンクの補給操作	・1 次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】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 再循環機能喪失時における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
低圧再循環運転への切替え	・燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量 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
低圧再循環運転への切替失敗の判断	・余熱除去ポンプトリップ等による運転不能、余熱除去ループ流量が上昇しない又は弁の動作不調により、低圧再循環運転への切替失敗と判断する。	—	—	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
低圧再循環運転への切替失敗時の対応	・低圧再循環機能回復操作（失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等）を行う。	【余熱除去ポンプ】	—	—
	・代替再循環運転の準備を行う。	格納容器再循環サンプ 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プスクリーン	—	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位
	・蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【復水タンク】	—	蒸気ライン圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域)

【 】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 再循環機能喪失時における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
代替再循環運転による炉心冷却	- 代替再循環運転の準備が完了すれば、A 格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管（A 格納容器スプレイポンプ出口～A 余熱除去ポンプ出口タイライン）を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。 - 長期対策として、代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。	格納容器再循環サンプ A 格納容器スプレイポンプ A 格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク 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 燃料取替用水タンク水位 余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
原子炉格納容器の健全性維持	長期対策として、B 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運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。	格納容器再循環サンプB格納容器スプレイポンプ B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	—	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位

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% (2, 652MWt) × 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 次冷却材の蒸散量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。
	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 注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 (初期)	302.3 + 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 注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	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。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：完全両端破断	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備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、1 次冷却材配管 (約 0.70m (27.5 インチ)) 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	ECCS 再循環機能喪失	ECCS 再循環機能 (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、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。
	再循環切替	燃料取替用水タンク水位低 (16%) 到達時に ECCS 再循環に失敗	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。 燃料取替用水タンク水量については標準値として設定。

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
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。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で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 (0.136MPa [gage]) (応答時間 0 秒)	原子炉格納容器スプレイ作動限界値の標準値として設定。 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失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は 0 秒と設定。
	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0～約 350m ³ /h、 0～約 15.6MPa [gage]) 低圧注入特性 (0～約 1,820m ³ /h、 0～約 1.3MPa [gage])	充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。 再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。 炉心への注水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、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
	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)	格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。 再循環切替時間が早くなるように、最大流量を設定。 原子炉格納容器へのスプレイ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、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達 から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m ³ /h / 3 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 3 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. 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	29. 0m ³ /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の保有水量を設定。
	代替再循環注水流量	200m ³ /h	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸散量 (約112m ³ /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	再循環切替失敗から30分後 (この間は注水がないと仮定)	運転員等操作時間として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、代替再循環の開始操作に30分を想定して設定。なお、運用上は解析コードMAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後 (訓練実績: 7 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）時における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
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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	・1 次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	—	1 次冷却材圧力
余熱除去系統からの漏えいの判断	・余熱除去系統からの漏えいの兆候があり 1 次系圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、蒸気発生器関連モニタ指示正常等によりインターフェイスシステム LOCA の発生を判断する。	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度
余熱除去系統隔離	・中央制御室での操作に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統の隔離操作を行う。 ・1 次系保有水量低下を抑制するために、1 次系の減圧操作を開始する前に、1 次冷却系統と余熱除去系統の隔離操作を行う。 なお、隔離操作については余熱除去両系統とも行う。	—	—	燃料取替用水タンク水位 余熱除去ループ流量
余熱除去系統の隔離失敗の判断	・1 次系圧力の低下が継続することで余熱除去系統の隔離失敗と判断する。	—	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位
燃料取替用水タンクの補給操作	・余熱除去系統の隔離失敗時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】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）時における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
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	- 中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器 2 次側による 1 次系の減温、減圧を行う。 - 蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。	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 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	蒸気ライン圧力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
加圧器逃がし弁開放による 1 次系減圧	- 安全注入停止条件確立及び 1 次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで 1 次系の減圧を行う。 - 加圧器逃がし弁操作の際は、1 次系のサブクール度を確保した段階で実施する。	加圧器逃がし弁 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 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域)
高圧注入から充てん注入への切替え	安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 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	ほう酸注入ライン流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧注入開始後、1 次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage]になれば、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 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域)
現場での余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認	漏えい側余熱除去ポンプの入口弁（ユニハンドラ弁）を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系統からの漏えい停止を確認する。	余熱除去ポンプ入口弁	—	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度
蒸気発生器 2 次側を使用した除熱の確認	補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁開放により蒸気発生器 2 次側を使用した除熱を継続して行う。	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 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	蒸気ライン圧力 1 次冷却材高温側温度(広域) 1 次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位

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）時における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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	—	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蒸気発生器細管の漏えいの判断	・蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位・圧力の上昇及び加圧器水位・圧力の低下にて蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器を判定する。	—	—	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 加圧器水位 1次冷却材圧力
補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認	・安全注入シーケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	—	補助給水流量 復水タンク水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
破損側蒸気発生器の隔離	・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、主蒸気隔離弁の閉止、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	—	—
破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断	・破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力（6.93MPa[gage]）より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断する。	—	—	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 加圧器水位
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	・破損側蒸気発生器圧力の減圧継続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による2次系強制冷却を行う。	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 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	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 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 補助給水流量 復水タンク水位
燃料取替用水タンクの補給操作	・破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.8.2 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）時における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
加圧器逃がし弁開放による 1 次系減圧	- 安全注入停止条件確立及び 1 次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで 1 次系の減圧を行う。 - 加圧器逃がし弁操作の際は、1 次系のサブクール度を確保した段階で実施する。	加圧器逃がし弁 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 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
蓄圧タンクの隔離	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、安全注入停止条件を満足していることを確認し、1 次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力 (4.04MPa[gage]) 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 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
高圧注入から充てん注入への切替え	安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 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	ほう酸注入ライン流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却	1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage] 以下及び 1 次冷却材高温側温度計 (広域) 指示 177℃ 以下となり余熱除去系統が使用可能になれば、1 次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。	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) 余熱除去ループ流量 加圧器水位 1 次冷却材圧力
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 次系の減圧操作により 1 次系と 2 次系を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。 - 長期対策として余熱除去系統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 次冷却材圧力 加圧器水位 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 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 余熱除去ループ流量
1 次系のフィードアンドブリード運転	余熱除去系統が使用不能の場合には、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施する。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 加圧器逃がし弁 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	加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) ほう酸注入ライン流量

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）時における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
代替再循環運転への切替え	・長期対策として、余熱除去系統が使用不能の場合、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が再循環運転可能水位（67％）に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位72％以上となれば、代替再循環運転に切り替える。代替再循環運転に切り替え後は、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を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より炉心へ注水することで、継続的な炉心冷却を行う。	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 A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク 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	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位

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% (2,652MWt) ×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が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度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、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。	
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+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2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも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。	
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t／基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。	
事故条件	起因事象	余熱除去系統入口隔離弁の誤開 又は破損		余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統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	余熱除去ポンプ入口逃がし弁については、実機における口径を基に設定。
		原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁	約3.3cm (約1.3インチ)	余熱除去冷却器出口逃がし弁については、口径の標準値として設定。
		原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁	約11cm (約4.2インチ)	余熱除去系機器等については、実機での破断面積に係る評価結果を上回る値として、NUPEC報告書の値を基に設定。
		原子炉格納容器外の余熱除去系機器等	約4.1cm (約1.6インチ)	なお、本設定は実機で想定される余熱除去系逃がし弁と余熱除去系機器等の破断口径として設定した合計値と等価である。
			また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることはなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。	
	安全機能の喪失 に対する仮定	余熱除去機能喪失		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。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa[gage]) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや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。
	充てん／高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性： 0～約220m ³ /h、 0～約19.4MPa[gage])	充てん／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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備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、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m ³ /h／3 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3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て設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	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。
	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は設計値にて閉止するものとして設定。

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	安全注入信号発信から25分後	運転員等操作時間として、事象判断に10分、安全注入信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系統の中央制御室からの隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁開操作に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操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
	非常用炉心冷却設備から充てん系への切替	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作時間として、充てん／高圧注入ポンプの高圧モードから充てんモードへの切替操作に2分を想定して設定。
	充てん流量の調整	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を維持するように設定。

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・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% (2,652MWt) × 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が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度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、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+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2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも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。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
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	破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ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	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa[gage]) (応答時間2.0秒) あるいは 過大温度 ΔT 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。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa[gage]、水位検出器下端) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや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。
	充てん／高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性： 0～約220m ³ /h、 0～約19.4MPa[gage])	充てん／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、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備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、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m ³ /h／3SG	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3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	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	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SGへの補助給水停止 ②破損SG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SG主蒸気隔離弁閉止	原子炉トリップ後10分で開始し、 約2分で完了	運転員等操作時間として、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。
	健全側主蒸気逃がし弁開	破損SG隔離操作完了後1分で開始	運転員等操作時間として、破損SG隔離操作完了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室開操作に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 開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る 条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
	非常用炉心冷却設備 から充てん系への切替	非常用炉心冷却設備停止条件 成立から2分後	運転員等操作時間として、充てん／高圧注入ポンプの高圧モードから充てんモードへの切替操作に2分を想定して設定。
	充てん流量の調整	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を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、余熱除去系統による炉心冷却を開始するよう設定。

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）における
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
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、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・ 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喪失が重畳して発生すれば、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。	—	—	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
1 次冷却材喪失事象時の対応	・ 全交流動力電源喪失時に 1 次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に 1 次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ 1 次系圧力が回復しない状態であれば「1 次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 ・ 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、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保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起動準備においては、1 次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、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。また、1 次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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 1×10^5 mSv/h 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん／高圧注入ポンプ（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	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 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

【 】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）における
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
アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	- 全交流動力電源喪失時、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場にてアニユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニユ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実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニユラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 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ィルタユニット	窒素ポンベ（アニユラス空気浄化ファン弁用）	—
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計指示が 80 m³/h 以上確立されていることを確認する。 - 全交流動力電源喪失状態で 1 次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ（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、1 次系圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、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）も準備する。	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）】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1 次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	炉心出口温度計指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う 1 次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、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の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、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】 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	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 タンクローリ	1 次冷却材高温側温度（広域） 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【 】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）における
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
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 1×10^5 mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 1 次冷却材高温側温度（広域）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	・ 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。 ・ イグナイタ運転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】 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	タンクローリ	—
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・ 格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、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・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機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、炉心の冷却については、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・ 常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、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広域水位計指示が 77% 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、格納容器圧力計指示が 245kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん／高圧注入ポンプ（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	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.1.1 表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における
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		
		常設設備	可搬設備	計装設備
水素濃度監視	炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内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推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	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実対流により除熱する。 - 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統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。ただし、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。	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	格納容器圧力 格納容器内温度 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）

【 】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% (2, 652MWt) × 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ることから、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り厳しい設定。
	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り厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。
	蒸気発生器 2 次側 保有水量 （初期）	48t／基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

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	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、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（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	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。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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に基づき外部電源なしを想定。
	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 7.2.1.1.2 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 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値 210m ³ /h から、ミニフロー流量 50m ³ /h を除いた値により設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 1.9MW～約 8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	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。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	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。
	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	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 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）における
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
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、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・ 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喪失が重畳して発生すれば、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。	—	—	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
1 次冷却材喪失事象時の対応	・ 全交流動力電源喪失時に 1 次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に 1 次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ 1 次系圧力が回復しない状態であれば「1 次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 ・ 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、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保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起動準備においては、1 次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、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。また、1 次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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 1×10^5 mSv/h 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん／高圧注入ポンプ（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	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 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

【 】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）における
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
アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・全交流動力電源喪失時、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場にてアニユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニユ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実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニユラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 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ィルタユニット	窒素ポンベ（アニユラス空気浄化ファン弁用）	—
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計指示が 80 m³/h 以上確立されていることを確認する。 ・全交流動力電源喪失状態で 1 次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ（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、1 次系圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、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）も準備する。	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）】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1 次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	・炉心出口温度計指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う 1 次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、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の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、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】 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	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 タンクローリ	1 次冷却材高温側温度（広域） 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【 】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）における
重大事故等対策について（3／4）

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
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 1×10^{-5} mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 1次冷却材高温側温度（広域）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	・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。 ・イグナイタ運転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】 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	タンクローリ	—
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、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・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機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、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、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広域水位計指示が77%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、格納容器圧力計指示が245kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ（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	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.1.2.1 表 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における
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		
		常設設備	可搬設備	計装設備
水素濃度監視	炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム-水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内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 【アニユラス水素濃度推 定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	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。 - 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統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。ただし、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。	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	格納容器圧力 格納容器内温度 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）

【 】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プラント過渡解析コード。
初期条件	炉心熱出力（初期）	100% (2, 652MWt) × 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ることから、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り厳しい設定。
	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り厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度（初期）	302.3+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。
	蒸気発生器 2 次側保有水量（初期）	48t／基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

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	・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 補助給水機能喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流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。
	RCP 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 0.2cm （約 0.07インチ ）／台 （事象発生時からの漏えいを仮定）	RCP シールが健全な場合の漏えい率を評価した結果に基づき設定。
	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。
	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 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
	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によるスプレイ流量	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 1.9MW～約 8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置 及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
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、加圧器逃がし弁への現場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による代替格納容器スプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後 運転員操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量 1,700m ³ 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、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地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		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。
	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 格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压熔融物放出／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% (2,652MWt) × 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ることから、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り厳しい設定。
	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り厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3 + 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。
	蒸気発生器 2 次側 保有水量 （初期）	48t／基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

第 7.2.2.1 表 主要解析条件（高压熔融物放出／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	・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・ 補助給水機能喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流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。
	RCP 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 0.2cm （約 0.07インチ ）／台 （事象発生時からの漏えいを仮定）	RCP シールが健全な場合の漏えい率を評価した結果に基づき設定。
	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。
	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 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
	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によるスプレイ流量	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 1.9MW～約 8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	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、加圧器逃がし弁への現場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による代替格納容器スプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量 1,700m ³ 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、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地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
		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。
	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	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 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% (2,652MWt) × 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ることから、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り厳しい設定。
	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り厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。
	蒸気発生器 2 次側 保有水量 （初期）	48t／基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

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）（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	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、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（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	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。
		・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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に基づき外部電源なしを想定。
	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 7.2.3.1 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）（3／4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の 65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	160m ³ /h/ 3 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値 210m ³ /h から、ミニフロー流量 50m ³ /h を除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 (100℃～約 155℃、約 1.9MW～約 8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
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	原子炉容器外の溶融燃料－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。
溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－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	原子炉容器外の溶融燃料－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。

重大事故等対策に関連する機器条件

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による 代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる 代替格納容器スプレイ停止	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。
	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	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.2.4.1 表 水素燃焼における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
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、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・ 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喪失が重畳して発生すれば、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。	—	—	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
1 次冷却材喪失事象時の対応	・ 全交流動力電源喪失時に 1 次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に 1 次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ 1 次系圧力が回復しない状態であれば「1 次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 ・ 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、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保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起動準備においては、1 次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、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。また、1 次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に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 1×10^5 mSv/h 以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん／高圧注入ポンプ（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	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 タンクローリ 中間受槽	1 次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプル狭域水位 格納容器再循環サンプル広域水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 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

【 】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 水素燃焼における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
アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	- 全交流動力電源喪失時、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場にてアニユラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニユ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実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニユラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 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	窒素ポンベ（アニユラス空気浄化ファン弁用）	—
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計指示が 80 m³/h 以上確立されていることを確認する。 - 全交流動力電源喪失状態で 1 次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ポンベ(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、1 次系圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、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）も準備する。	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）】 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位 補助給水流量 1 次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	炉心出口温度計指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失すれば、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の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、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】 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	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 タンクローリ	1 次冷却材高温側温度（広域） 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【 】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 水素燃焼における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
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 1×10^5 mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	—	—	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 1 次冷却材高温側温度(広域)
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	・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。 ・イグナイタ運転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】 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	タンクローリ	—
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、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・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機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、炉心の冷却については、B 充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、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広域水位計指示が 77% 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、格納容器圧力計指示が 245kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B 充てん／高圧注入ポンプ（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	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.2.4.1 表 水素燃焼における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		
		常設設備	可搬設備	計装設備
水素濃度監視	炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	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	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推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	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。 - 全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統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。ただし、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。	A、B 格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）	格納容器圧力 格納容器内温度 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） 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）

【 】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（水素燃烧）（1/2）

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	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% (2, 652MWt) × 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。
	1 次冷却材平均温度(初期)	302.3 + 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)	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。
	蒸気発生器 2 次側保有水量 (初期)	48t／基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	80,100m ³ (最小自由体積)	設計値を基に設定。 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	設計値を基に設定。 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。
	原子炉格納容器初期温度	50℃	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])	設計値を基に設定。 初期圧力が低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。

第 7.2.4.2 表 主要解析条件（水素燃焼）（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	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：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（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	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	・全炉心内の Zr 量の 75%と水の反応による発生を考慮 ・水の放射線分解及び金属腐食による発生を考慮	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。
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、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。
	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	29.0m ³ ／基（最低保有水量）	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	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	効果を期待せず	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 112 秒後に スプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。
		最大流量	格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。 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% (2,652MWt) × 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ることから、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り厳しい設定。
	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り厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。
	蒸気発生器 2 次側 保有水量 （初期）	48t / 基	蒸気発生器 2 次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

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	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、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（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断を設定。
	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。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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に基づき外部電源なしを想定。
	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7.2.5.1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
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 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m ³ /h/ 3 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値 210m ³ /h から、ミニフロー流量 50m ³ /h を除いた値により設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[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	29.0m ³ /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2 基	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 155℃、約 1.9MW～約 8.1MW)	
	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 ² 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による代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	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。
	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	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

第 7.3.1.1 表 想定事故 1 における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
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	・使用済燃料ピットポンプトリップ等による運転不能により、使用済燃料ピット冷却系の故障を確認した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	—	—	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
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の対応	・使用済燃料ピット冷却系の回復操作 (失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等) を行う。	—	—	—
	・使用済燃料ピットへの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 取水用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 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	—
	・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。	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	使用済燃料ピット周辺線量率 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]
使用済燃料ピット温度及び水位の確認	・使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット温度が上昇し、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
使用済燃料ピット補給水系故障の判断	・燃料取替用水タンク等 (燃料取替用水補助タンク、2 次系純水タンク) を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断する。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット水位 (SA) 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 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット補給水系故障の対応	・使用済燃料ピット補給水系の回復操作 (失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動等) 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

第 7.3.1.1 表 想定事故 1 における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	- 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が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位 (NWL) を目安に注水し、通常水位 (NWL) 到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。 - 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、温度が安定していることを確認する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用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 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用 水中ポンプ用発電機 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 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]

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	8. 489MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、FP については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL－0. 08m）	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から A、Bピットのみを考慮して設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4. 21m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮へい設計基準値（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の使用済燃料ピットへの注水流量	20m ³ /h	崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 6 時間 20 分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮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、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

第 7.3.2.1 表 想定事故 2 における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	・使用済燃料ピット水位低下により使用済燃料ピット水位低警報が発信し、使用済燃料ピット出口配管下端まで水位が低下した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット水位 (SA) 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
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の対応	・使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を行う。	—	—	—
	・使用済燃料ピットへの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 取水用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 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	—
	・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。	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	使用済燃料ピット周辺線量率 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]
使用済燃料ピット温度上昇の確認	・使用済燃料ピット水位の低下により、温度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
使用済燃料ピット補給水系故障の判断	・燃料取替用水タンク等 (燃料取替用水補助タンク、2 次系純水タンク) を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断する。	【燃料取替用水タンク】	—	使用済燃料ピット水位 (SA) 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 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット補給水系故障の対応	・使用済燃料ピット補給水系の回復操作 (失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動等) 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

第 7.3.2.1 表 想定事故 2 における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	・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が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は 使用済燃料ピット出口配管下端水位で維持する。 ・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、温度が安定していることを確認する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用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 使用済燃料ピット及び復水タンク 補給用 水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット温度 (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 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]

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

第 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）時における
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
余熱除去系機能喪失の判断	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不能を確認した場合は、余熱除去系機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。	—	—	余熱除去ループ流量 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
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開止	- 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。 - 作業員が所定の退避場所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開止する。	—	—	—
余熱除去機能回復操作	余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作（失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等）を継続する。	【余熱除去ポンプ】	—	—
原子炉格納容器隔離操作	放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.1 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）時における
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
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び 1 次系保有水確保	・充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1 次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3 個取外し中）からの蒸散により崩壊熱を除去する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器再循環サンプル狭域水位
アニュラス空気浄化ファン起動	・格納容器圧力計指示が 22kPa[gage]になれば、被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。	アニュラス空気再浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット	—	格納容器圧力
代替再循環運転による 1 次系の冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が 16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示が 67%以上となれば、格納容器再循環サンプルから A 格納容器スプレイポンプを経て A 格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を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より炉心へ注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態にするとともに、炉心冷却を継続する。	格納容器再循環サンプル A 格納容器スプレイポンプ A 格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプルスクリーン 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	加圧器水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 格納容器再循環サンプル広域水位 格納容器再循環サンプル狭域水位 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1 次冷却材圧力

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	55時間	評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 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 次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次系圧力（初期）	大気圧（0 MPa [gage]）	ミッドループ運転時は 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℃（保安規定モード 5）	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード（モード 5）の上限値として設定。 1 次冷却材温度が高いと 1 次系の保有熱が大きくなり、1 次系保有水量を確保しにくくなることから、厳しい設定。
	1 次冷却材水位（初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ＋8 cm	評価結果を厳しくするように、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時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと 1 次系保有水量が少な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。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1 次系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し 加圧器のベント弁 2 個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2 次系の状態	2 次系からの冷却なし	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	起因事象	運転中の 余熱除去系機能喪失	余熱除去ポンプ 1 台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	待機中の 余熱除去系機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能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／高圧注入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／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量	$30\text{m}^3/\text{h}$	原子炉停止後55時間後を事象開始として、充てん／高圧注入ポンプの起動時間50分時点における崩壊熱による蒸散量約 $29.7\text{m}^3/\text{h}$ を上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てん／高圧注入ポンプ起動	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に計50分を想定して設定。

第 7.4.2.1 表 全交流動力電源喪失時における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
全交流動力電源喪失の判断	外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。	—	—	—
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	- 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。 - 作業員が所定の退避場所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することで早期の電源回復不能と判断し、大容量空冷式発電機、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、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及び中央制御室非常用循環系の運転準備を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 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 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	—
燃料取替用水タンクによる炉心注水	燃料取替用水タンク水の炉心への重力注入が期待できる場合は、優先して実施する。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位 加圧器水位
不要直流電源負荷切離し	直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池（安全防護系用）	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 全交流動力電源喪失時における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
原子炉格納容器隔離操作	放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
炉心注水及び 1 次系保有水確保操作	1 次系保有水を確保するため、大容量空冷式発電機からの受電が完了し、常設電動注入ポンプの準備が整い次第炉心への注水を行うとともに、B 充てん／高压注入ポンプ自己冷却運転準備を行う。 - なお、蓄圧タンクによる炉心注水は作業者への安全配慮の観点から実施しない。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 【B 充てん／高压注入ポンプ（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	タンクローリ	加圧器水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量
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、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、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実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。 - 格納容器圧力計指示が 22kPa[gage]になれば、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微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 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ィルタユニット	窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	格納容器圧力
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、B 余熱除去ポンプ等への海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転の準備を行う。 - 格納容器圧力計指示が 245kPa[gage]以上（最高使用圧力）となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B 格納容器再循環ユニットへの海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行う。	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	格納容器圧力 格納容器内温度 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）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 表 全交流動力電源喪失時における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
低圧再循環運転開始	燃料取替用水タンク水位計指示が 16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が 67%以上となれば、格納容器再循環サンプの水を B 余熱除去ポンプから B 余熱除去冷却器を経て炉心へ注水する低圧再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。	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 余熱除去ポンプ (海水冷却) 【B 余熱除去冷却器】 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 タンクローリ	余熱除去ループ流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 燃料取替用水タンク水位
格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転	長期対策として、低圧再循環運転及び A、B 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉の冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。	A、B 格納容器再循環ユニット 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 余熱除去ポンプ (海水冷却) 【B 余熱除去冷却器】 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 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) 余熱除去ループ流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域)
原子炉補機冷却系の復旧作業	・保守対応要員の作業時間や原子炉補機冷却水系統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等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。	—	—	—

【 】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	55時間	評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 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 次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次系圧力 (初期)	大気圧 (0 MPa [gage])	ミッドループ運転時は 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℃ (保安規定モード 5)	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード (モード 5) の上限値として設定。 1 次冷却材温度が高いと 1 次系の保有熱が大きくなり、1 次系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ + 8 cm	評価結果を厳しくするように、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時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと 1 次系保有水量が少な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。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m ³	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1 次系開口部	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器のベント弁 2 個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2 次系の状態	2 次系からの冷却なし	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	・外部電源喪失時に非常用所 内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源喪失	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。

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連する機器条件	常設電動注入ポンプの 原子炉への注水流量	$30\text{m}^3/\text{h}$	原子炉停止後55時間後を事象開始として、常設電動注入ポンプの起動時間50分時点における崩壊熱による蒸散量約 $29.7\text{m}^3/\text{h}$ を上回る値として設定。
	常設電動注入ポンプ起動	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、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炉心注水操作に計50分を想定して設定。

第 7.4.3.1 表 原子炉冷却材の流出時における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
1 次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	・原子炉冷却材流出により 1 次系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系 2 系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。	—	—	余熱除去ループ流量
余熱除去機能喪失時の対応	・余熱除去ポンプ回復操作を実施するとともに、原子炉冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	—	—
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開止	・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。 ・作業員が所定の退避場所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開止する。	—	—	—
原子炉格納容器隔離操作	・放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び 1 次系保有水確保	・充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1 次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3 個取外し中）からの蒸散により崩壊熱を除去する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク	タンクローリ	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度
アニュラス空気浄化ファン起動	・格納容器圧力計指示が上昇し 22kPa[gage]になれば、被ばく低減対策として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微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット	—	格納容器圧力
代替再循環運転による 1 次系の冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が 16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が 67%以上となれば、格納容器再循環サンプから A 格納容器スプレイポンプを経て A 格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を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より炉心注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態とするとともに、炉心冷却を継続する。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 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プ 格納容器再循環サンプスクリーン 代替再循環配管 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	加圧器水位 1 次冷却材圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

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	55 時間		評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 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 次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次系圧力 (初期)	大気圧 (0MPa[gage])		ミッドループ運転時は 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℃ (保安規定モード 5)		評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード (モード 5) の上限値として設定。 1 次冷却材温度が高いと 1 次系の保有熱が大きくなり、1 次系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1 次冷却材水位 (初期)	原子炉容器出入口 配管中心高さ + 8 cm		評価結果を厳しくするように、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時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと 1 次系保有水量が少な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。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m ³		燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1 次系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し 加圧器のベント弁 2 個開放		ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2 次系の状態	2 次系からの冷却なし		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	起因事象	余熱除去系からの 1 次冷却材の流出	380m ³ /h (余熱除去機能喪失まで 流量一定で流出)	余熱除去ポンプ 1 台による浄化運転時の最大流量を設定 (ミッドループ運転中に原子炉冷却材系統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 次系保有水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)。
			燃料取替用水タンク戻り配管の口径である約 20cm (8 インチ) 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		余熱除去ポンプ入口側の 1 次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系の機能喪失し、さらにこれに伴い待機中の余熱除去系が機能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/高圧注入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連する機器条件	充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量	31m ³ ／h	原子炉停止後 55 時間後を事象開始として、充てん／高圧注入ポンプの起動時間約 23 分時点における崩壊熱による蒸散量約 29.8m ³ ／h を上回る値として設定。
	充てん／高圧注入ポンプ起動	余熱除去機能喪失から 20 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に計 20 分を想定して設定。

第 7.4.4.1 表 反応度の誤投入時における重大事故等対策について

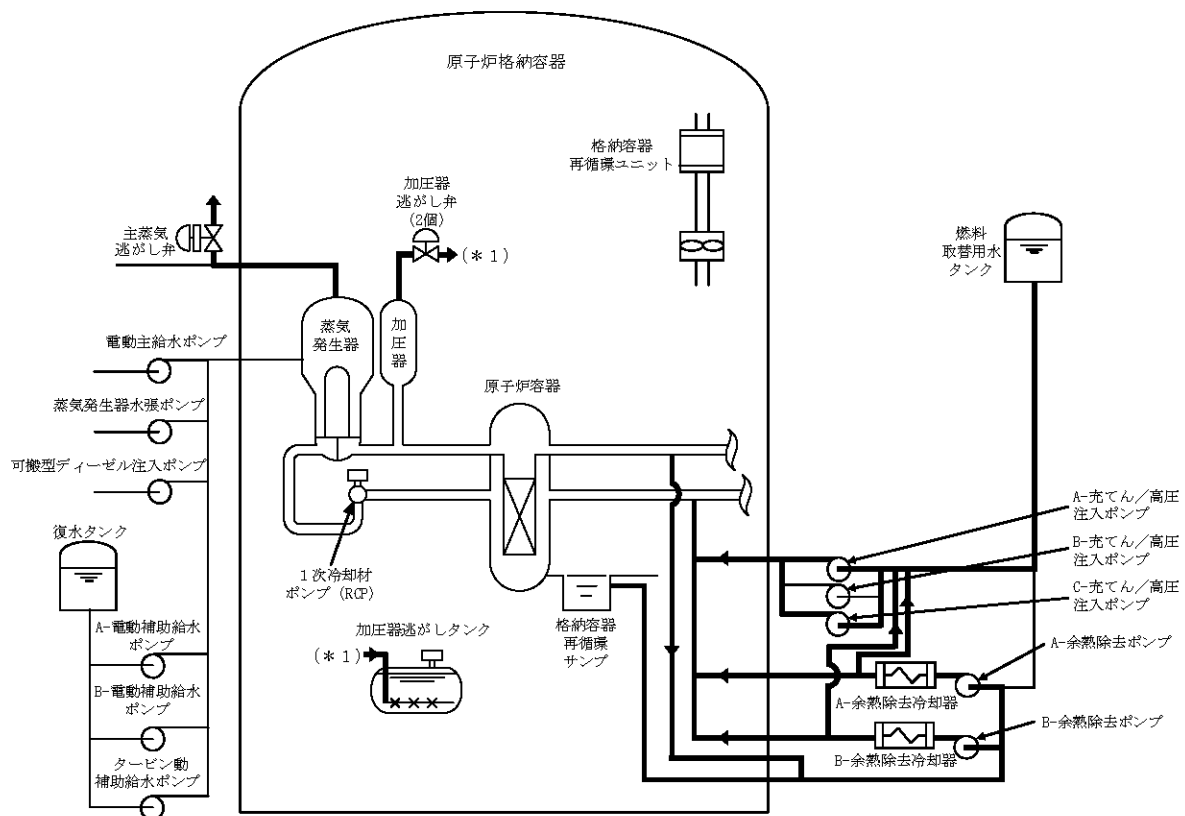
判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	・ 1 次系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算計の動作音及び可聴計数率計の可聴音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。 ・ なお、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。	—	—	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	・ 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・ 作業員が所定の退避場所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。	—	—	—
希釈停止操作	・ 原子炉補給水補給流量制御弁の「閉」及び 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計の動作停止を確認する。	—	—	—
ほう酸濃縮操作	・ ほう酸ポンプを起動し、ほう酸注入による濃縮を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	—	ほう酸タンク水位 中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
未臨界状態の維持確認	・ 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に戻っていることを確認する。 ・ また、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に戻っていることを確認する。	—	—	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束

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。
	1 次系有効体積	215m ³		1 次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加する。よって、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた 1 次系の有効体積として設定。 1 次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	2,700ppm (燃料取替え時のほう素濃度)		原子炉停止中の 1 次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度として保安規定にて定められた制限値を設定。 運転停止中の 1 次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、制限値以上のほう素濃度となっていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	1,800ppm		サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、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ることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1 次系への 純水注水	81.8m ³ /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1 次冷却材中に純水が注入されるとして設定。1 次系補給水ポンプ 2 台運転時の全容量(約 78.7m ³ /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、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加す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原子炉への純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。

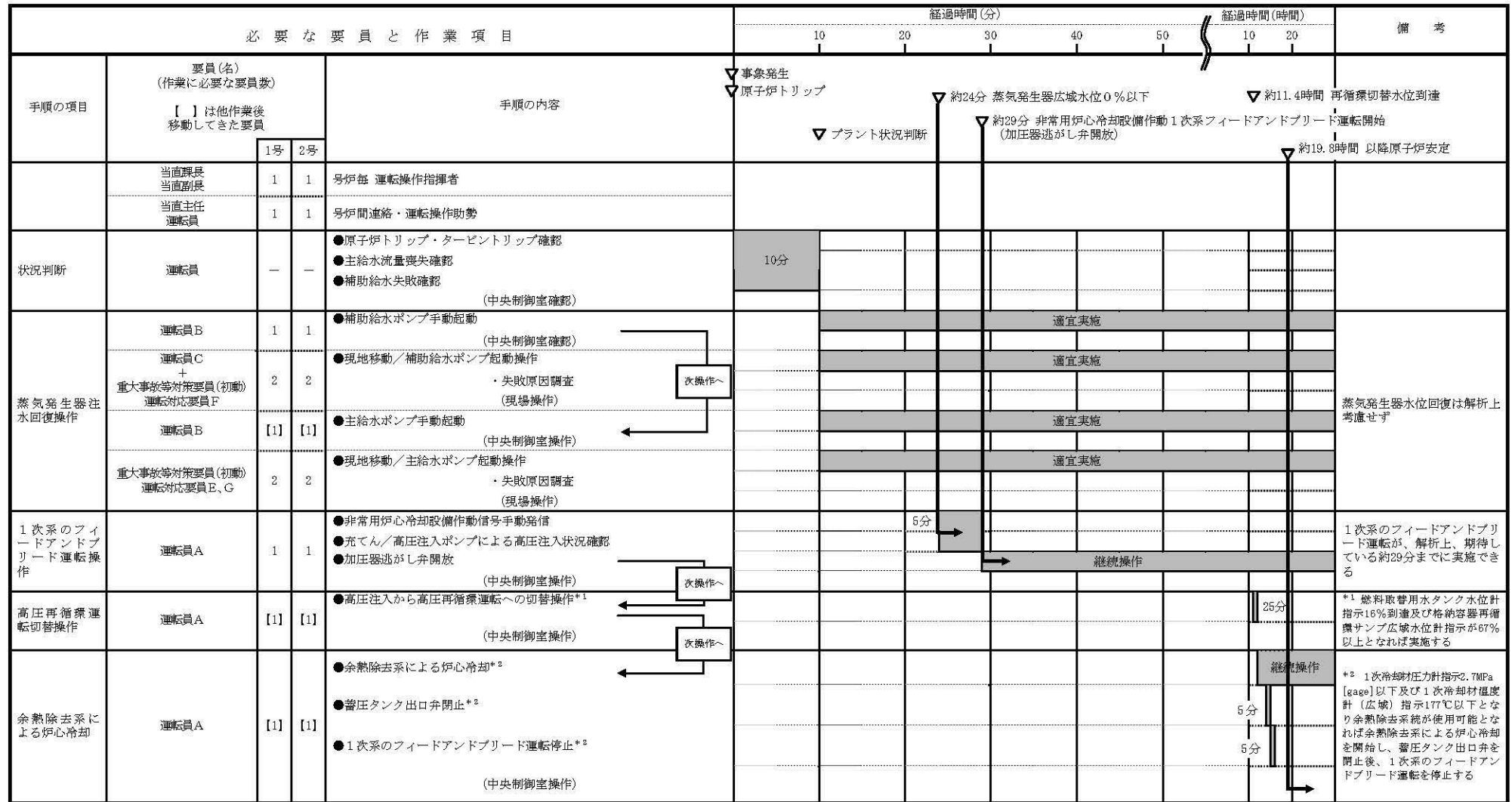
第 7.4.4.2 表 主要評価条件（反応度の誤投入）（2／2）

	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連する機器条件	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」	停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上	この警報は、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的余裕を保守的に評価するため、計器の誤差も考慮した 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連する操作条件	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 1 分で完了	運転員等操作時間として、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時の重大事故等対策の概略系統図

第 7.1.1.2 図 事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)



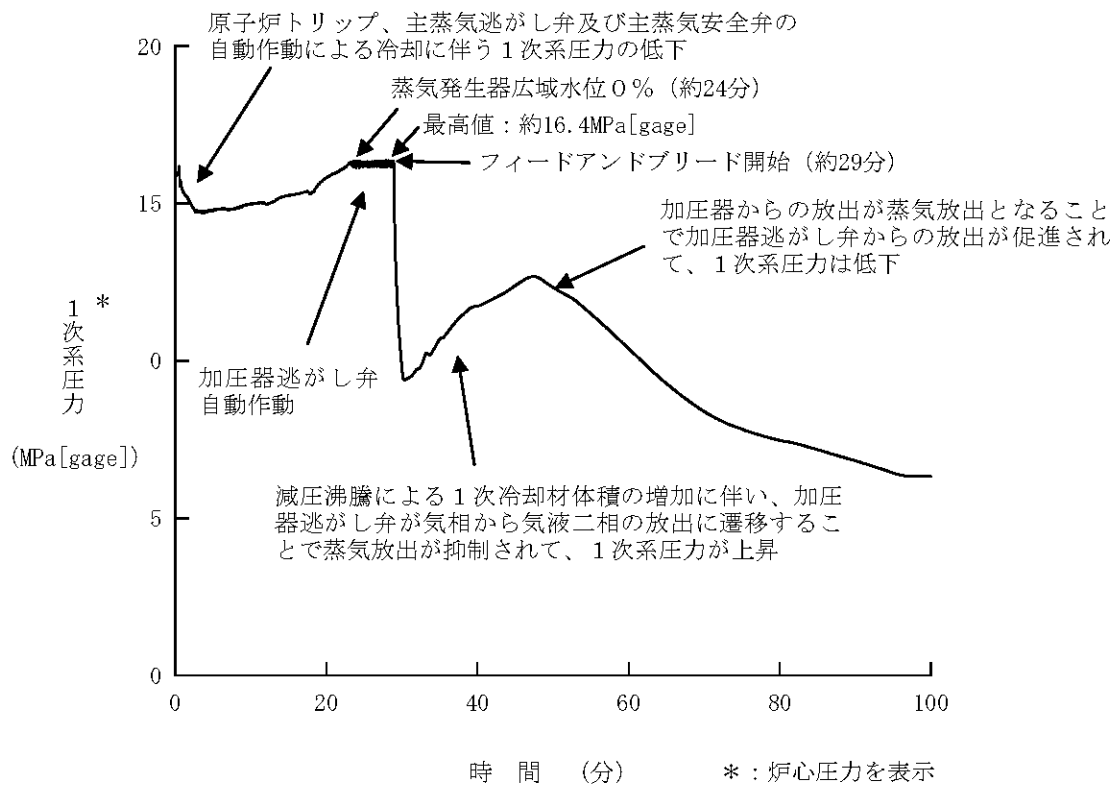
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 7.1.1.3 図 2次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失＋補助給水失敗）の作業と所要時間（1/2）

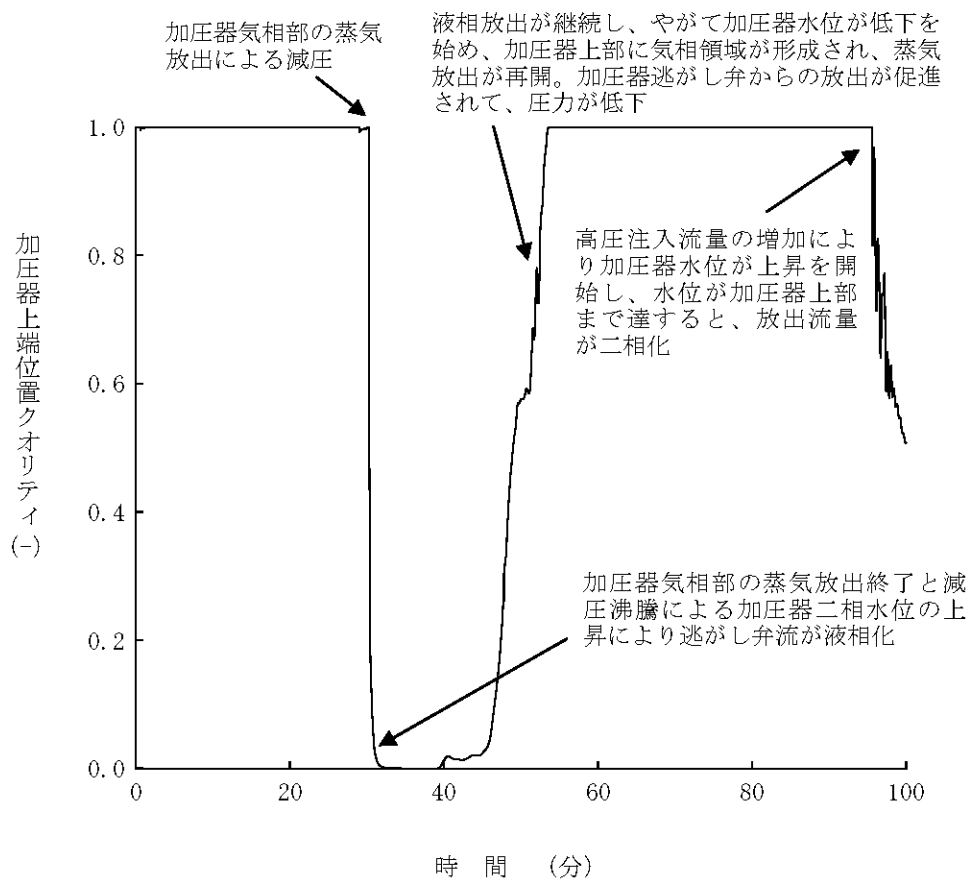
必要な要員と作業項目				経過時間(時間)												備 考
				1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号	2号	約9.0時間 ▽ 可搬型ディーゼル 注入ポンプによる 蒸気発生器への代替注水												
蒸気発生器 注水回復操作	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員 12名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員 12名	12	12	1時間												事象発生後2時間14分で アクセスルートが復旧さ れる
		【12】	【12】													
																アクセスルートを考慮す ると10時間14分で注水可 能となる
	運転員B	【1】	【1】													
		【1】	【1】	5分												
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E、F	【2】	【2】													

・給油間隔は可搬型ディーゼル注入ポンプ定格負荷連続運転時の目安時間を記載

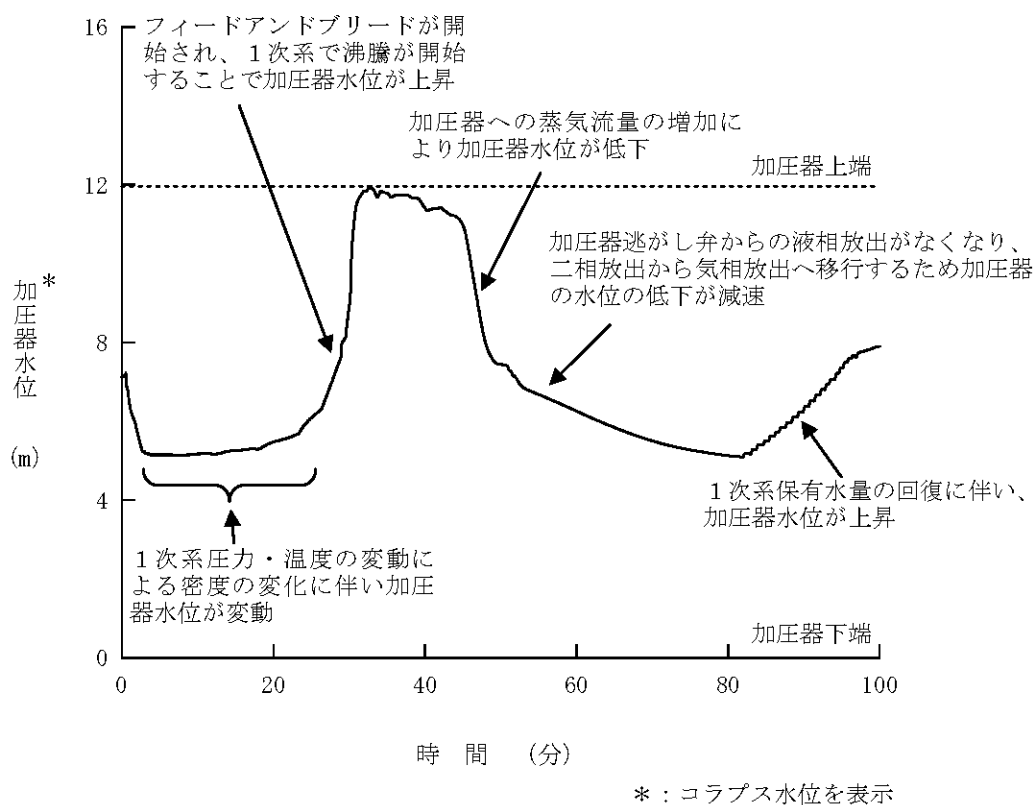
第 7.1.1.3 図 2 次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失＋補助給水失敗）の作業と所要時間（2/2）



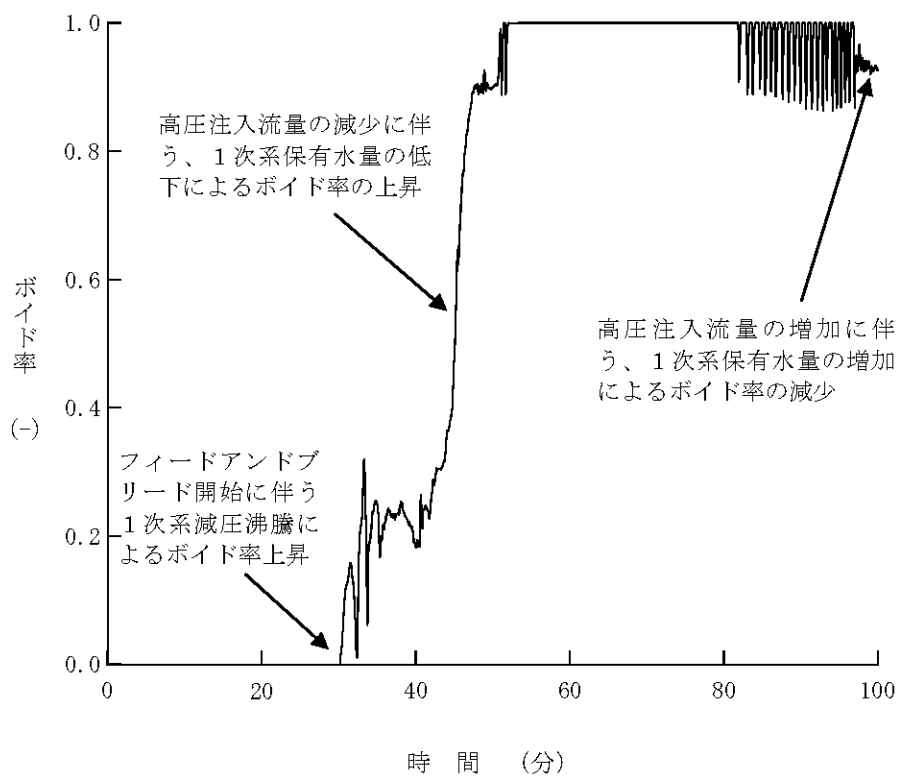
第7.1.1.4図 1次系圧力の推移



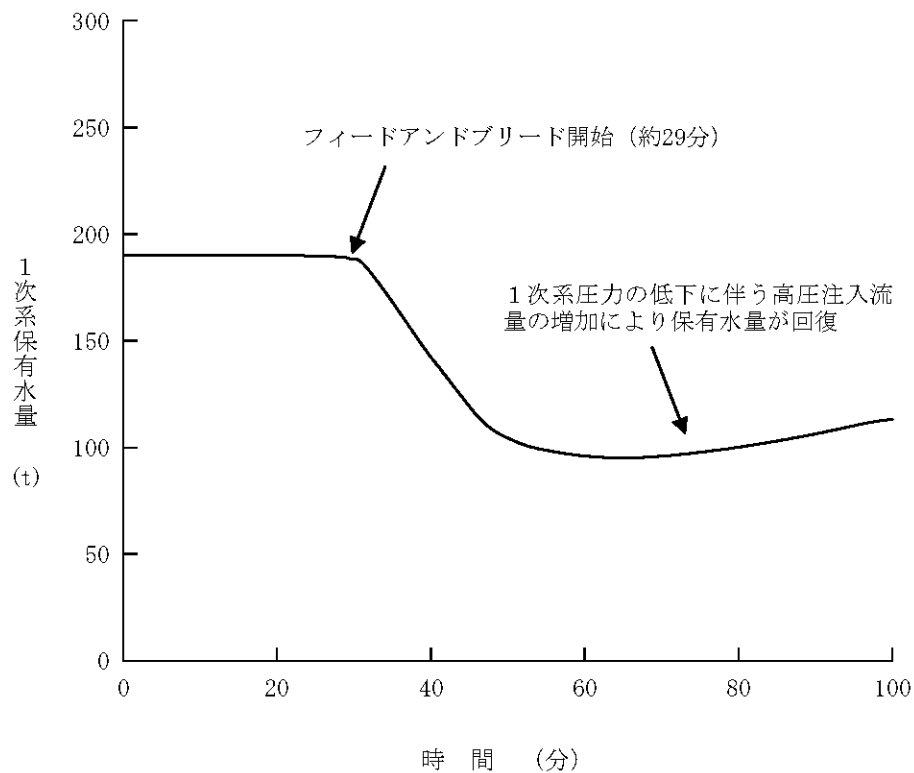
第7.1.1.5図 加圧器上端部クオリティの推移



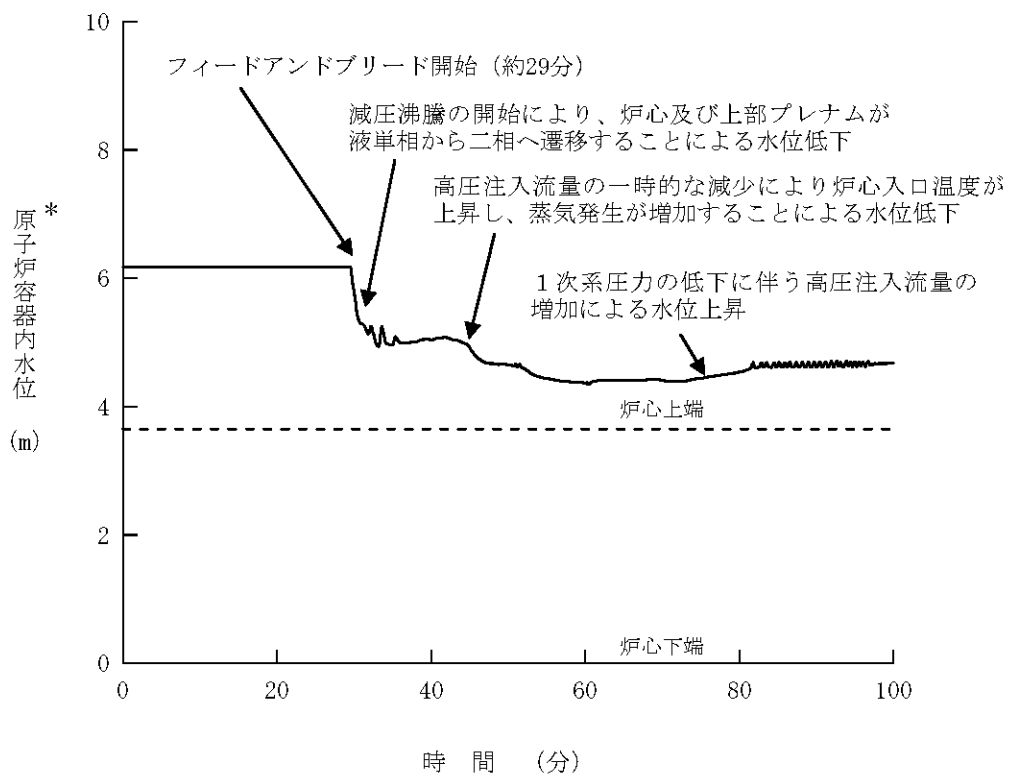
第 7. 1. 1. 6 図 加圧器水位の推移



第 7. 1. 1. 7 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

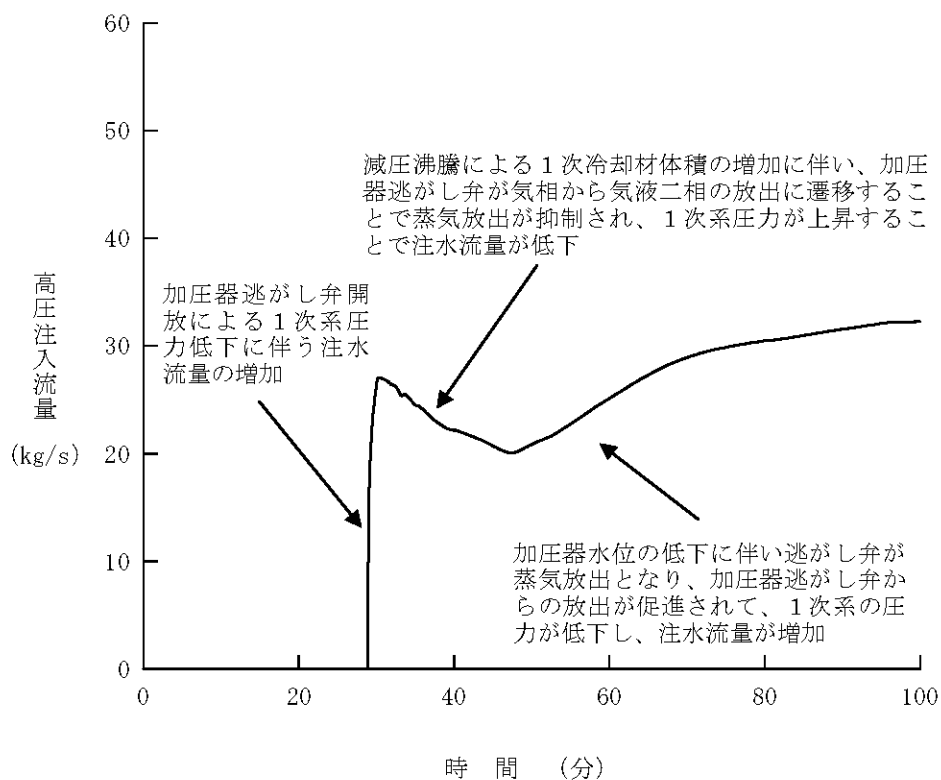


第 7. 1. 1. 8 図 1 次系保有水量の推移

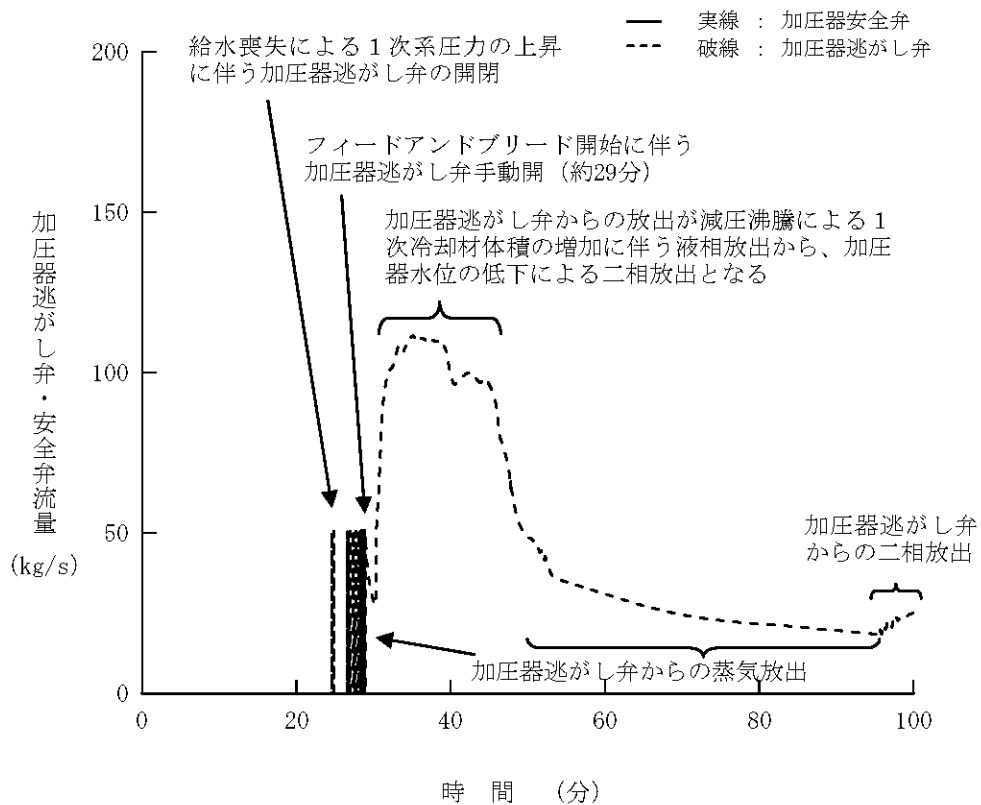


* : コラプス水位を表示

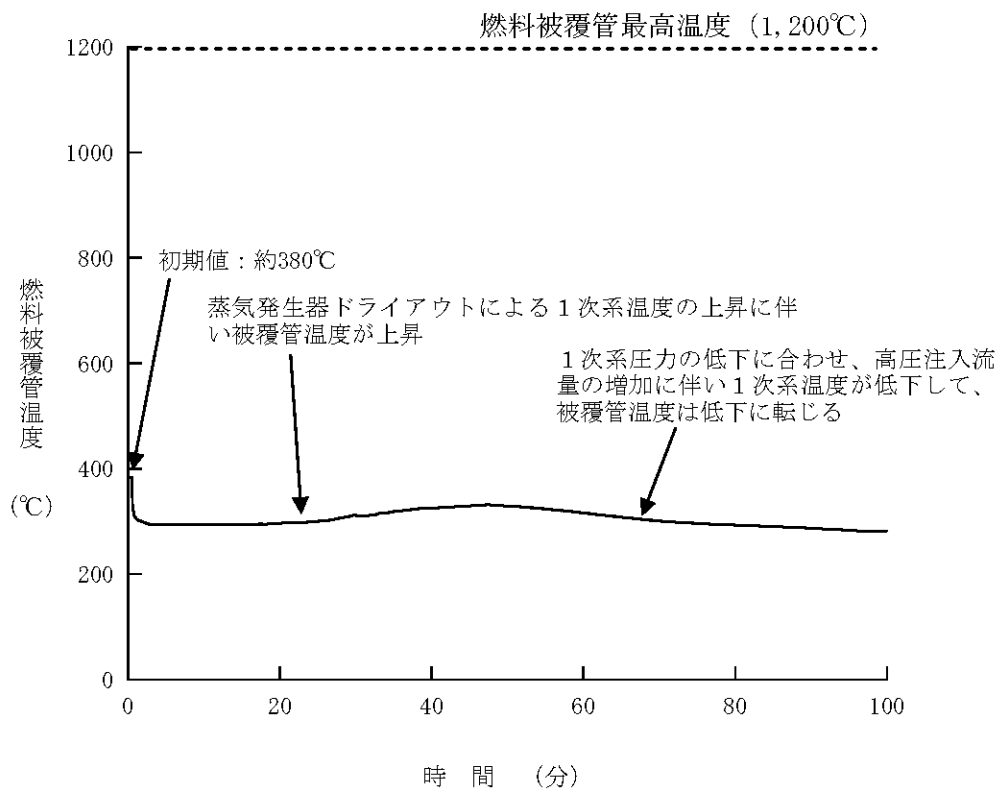
第 7. 1. 1. 9 図 原子炉容器内水位の推移



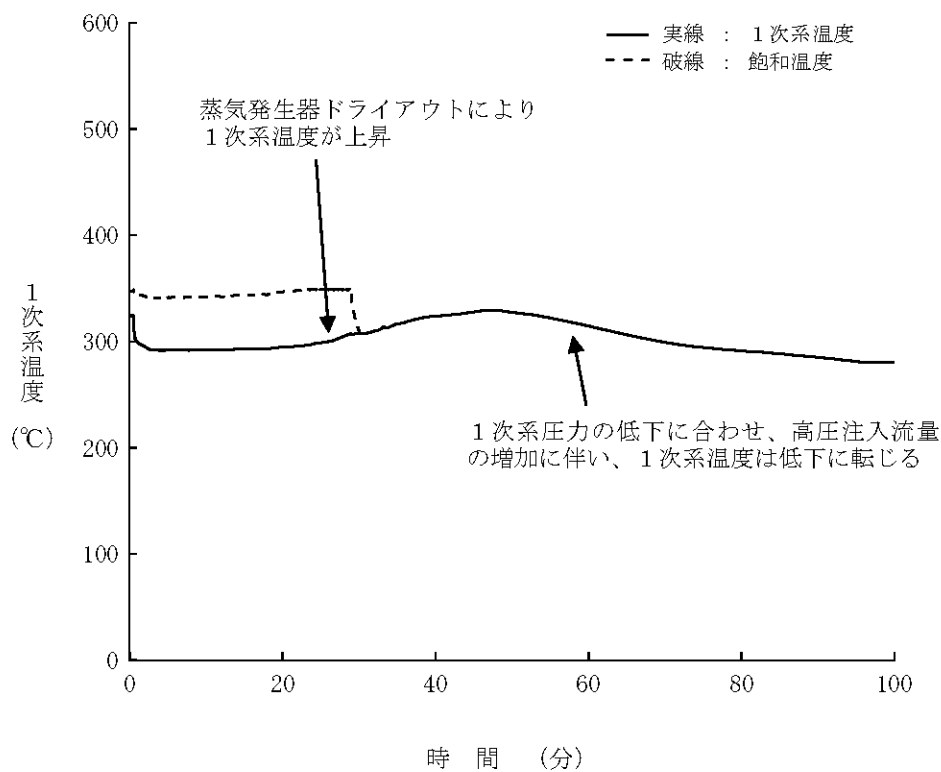
第 7. 1. 1. 10 図 高圧注入流量の推移



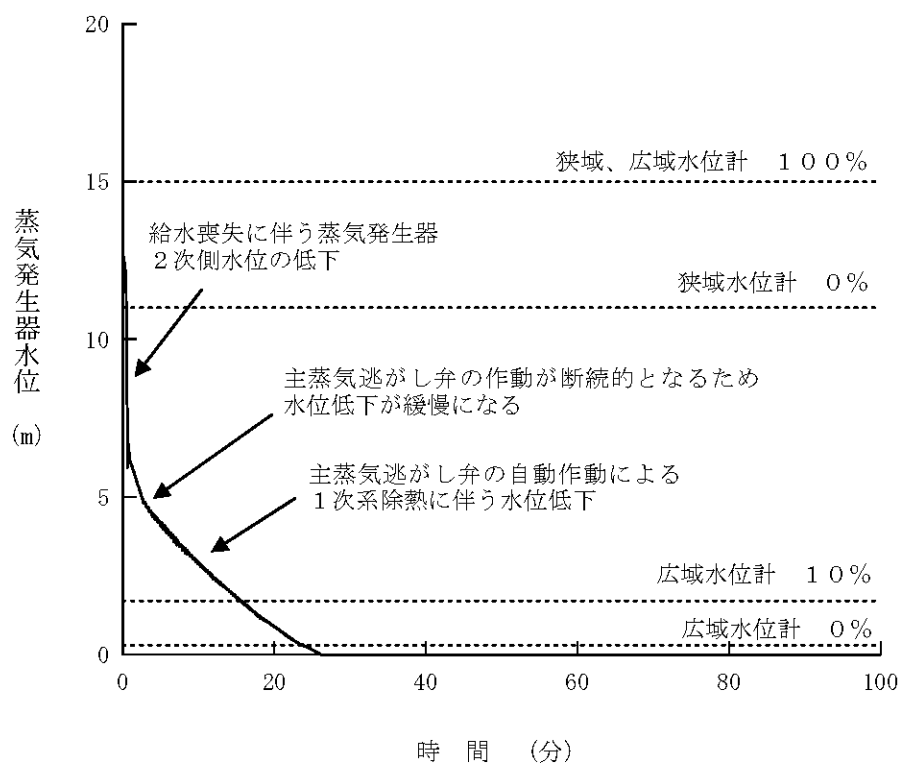
第 7. 1. 1. 11 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



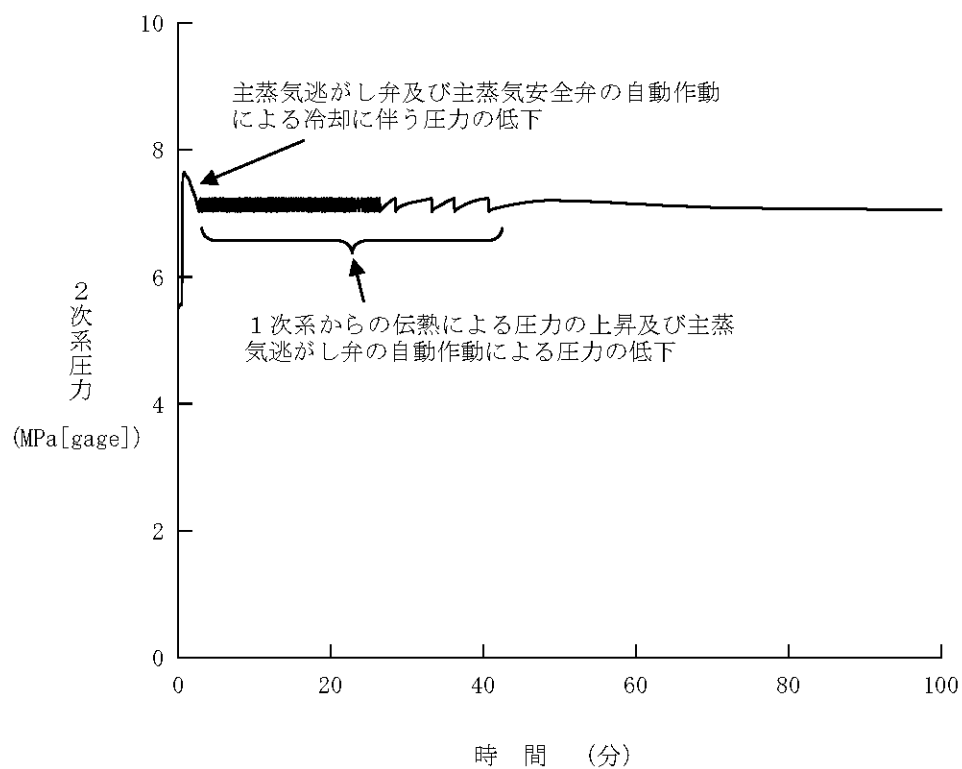
第 7. 1. 1. 12 図 燃料被覆管温度の推移



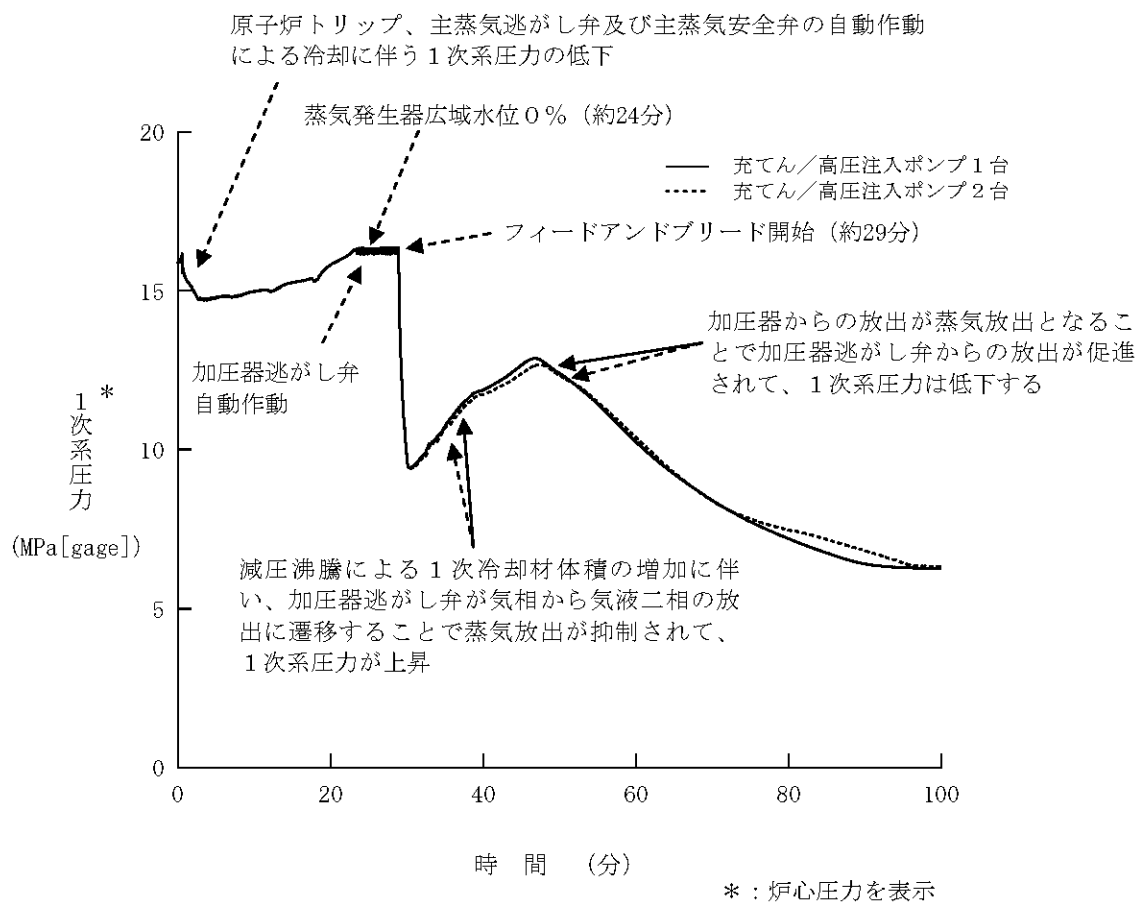
第 7. 1. 1. 13 図 1次系温度の推移



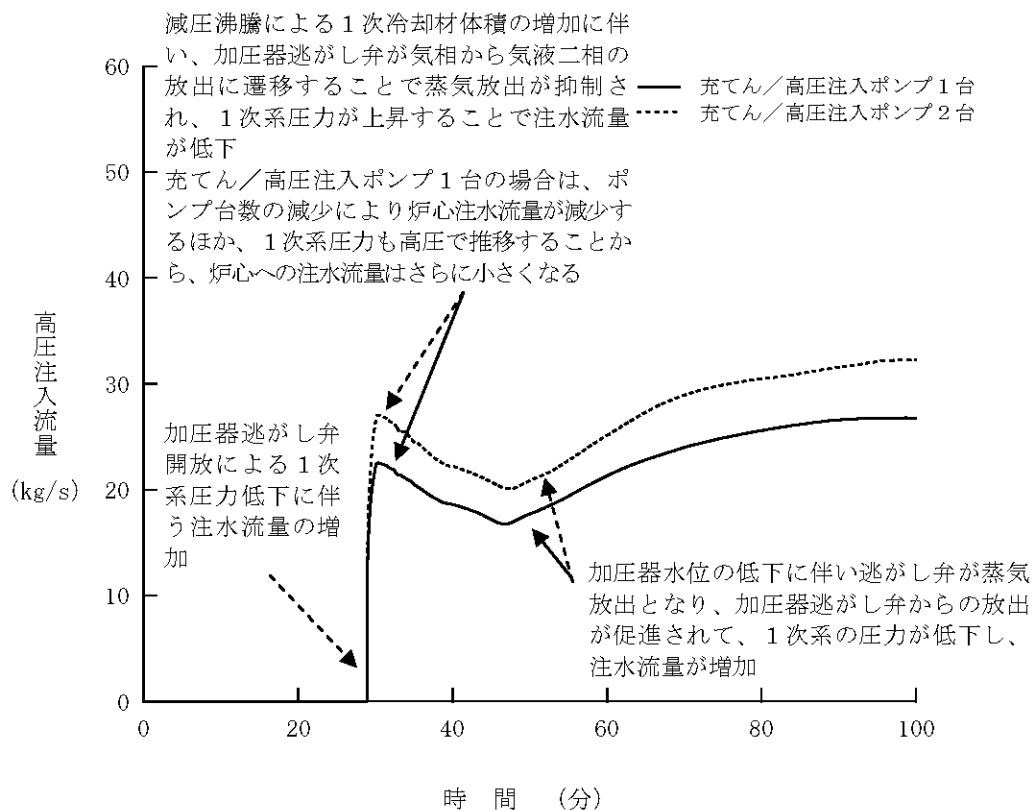
第 7. 1. 1. 14 図 蒸気発生器水位の推移



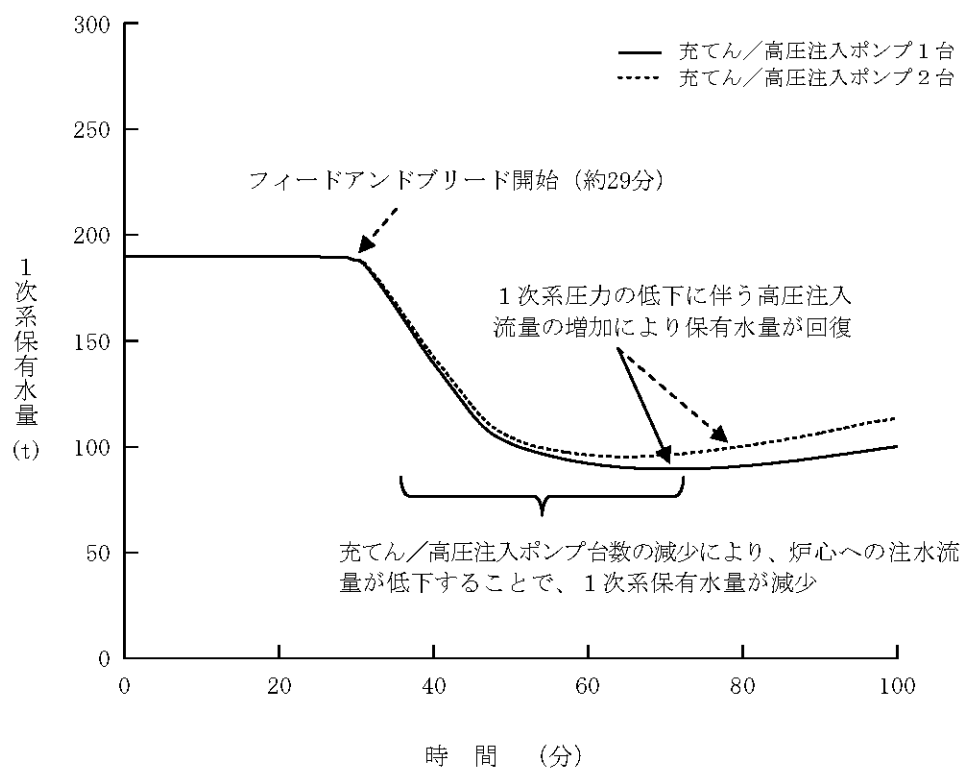
第 7. 1. 1. 15 図 2次系圧力の推移



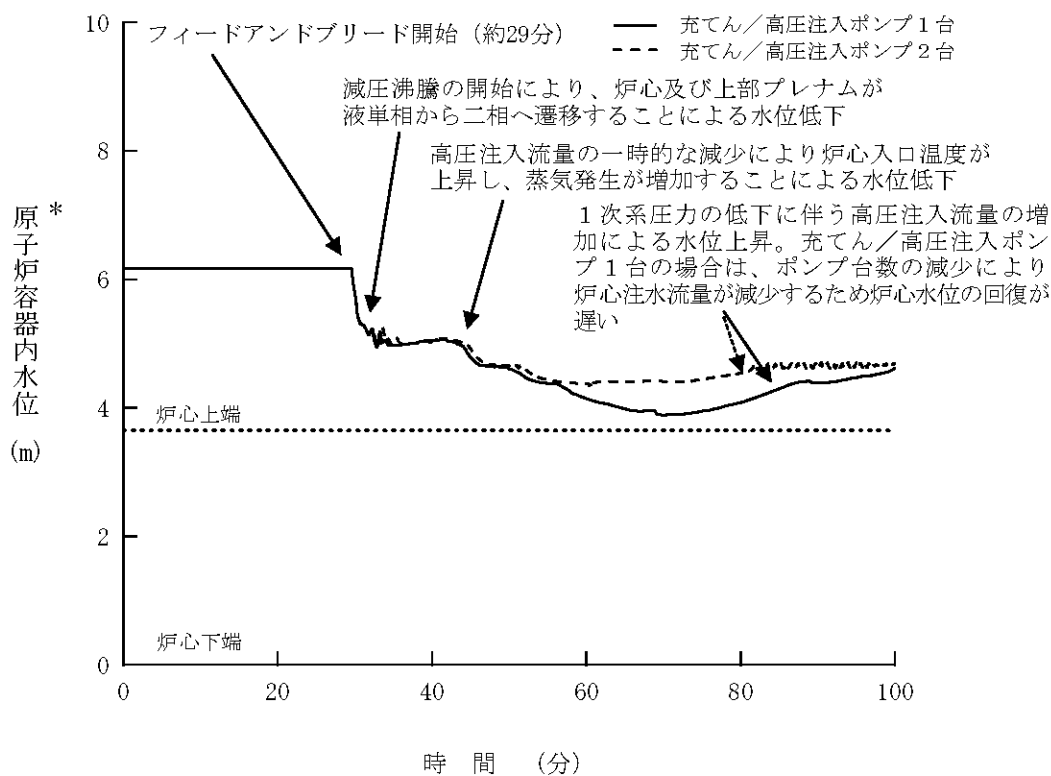
第7.1.1.16図 1次系圧力の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)



第7.1.1.17図 高圧注入流量の推移 (充てん/高圧注入ポンプ1台の場合)

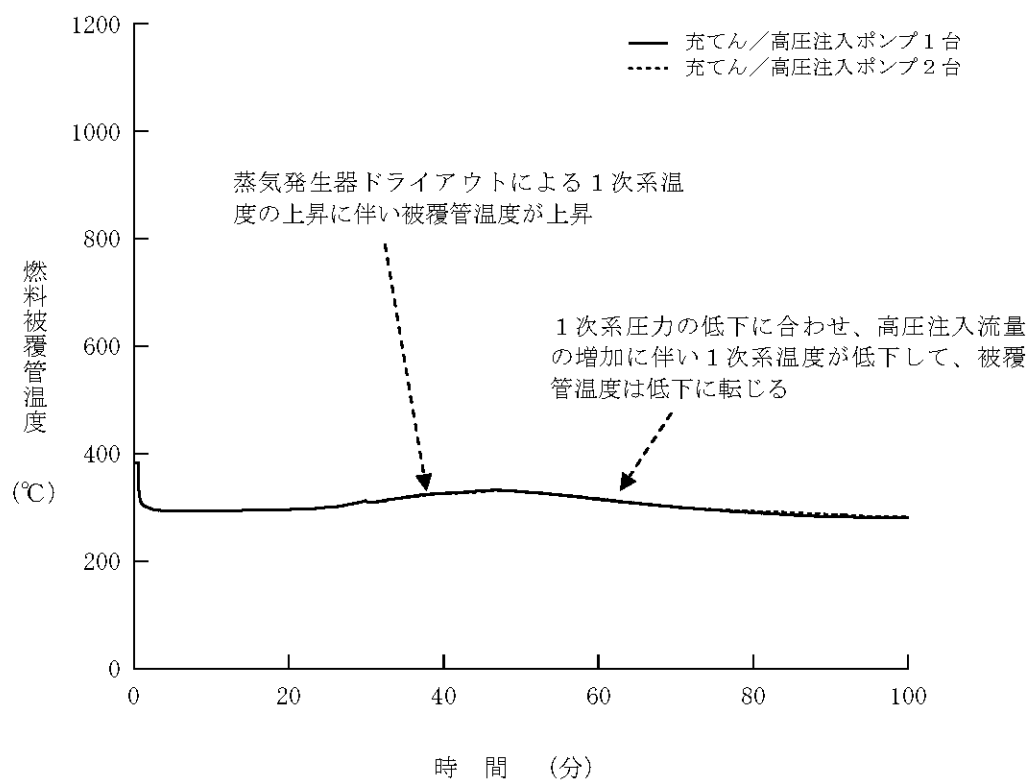


第 7. 1. 1. 18 図 1 次系保有水量の推移 (充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合)

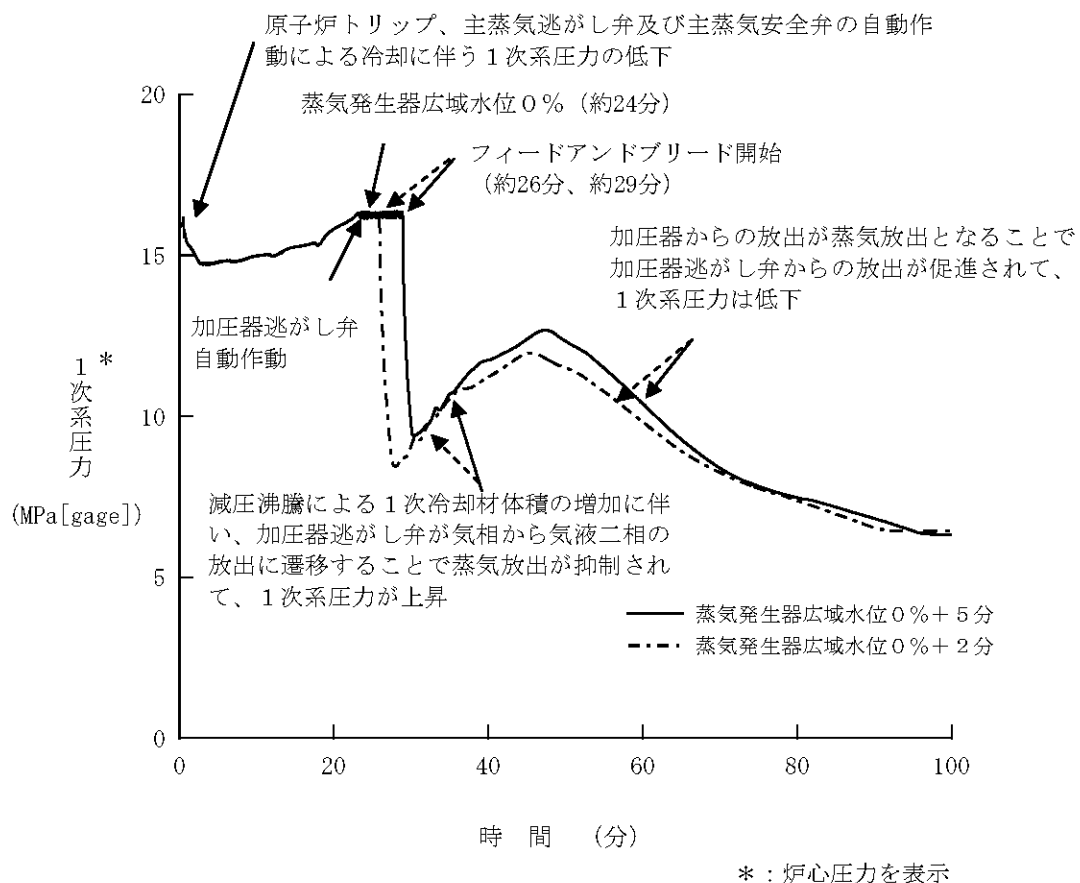


* : コラプス水位を表示

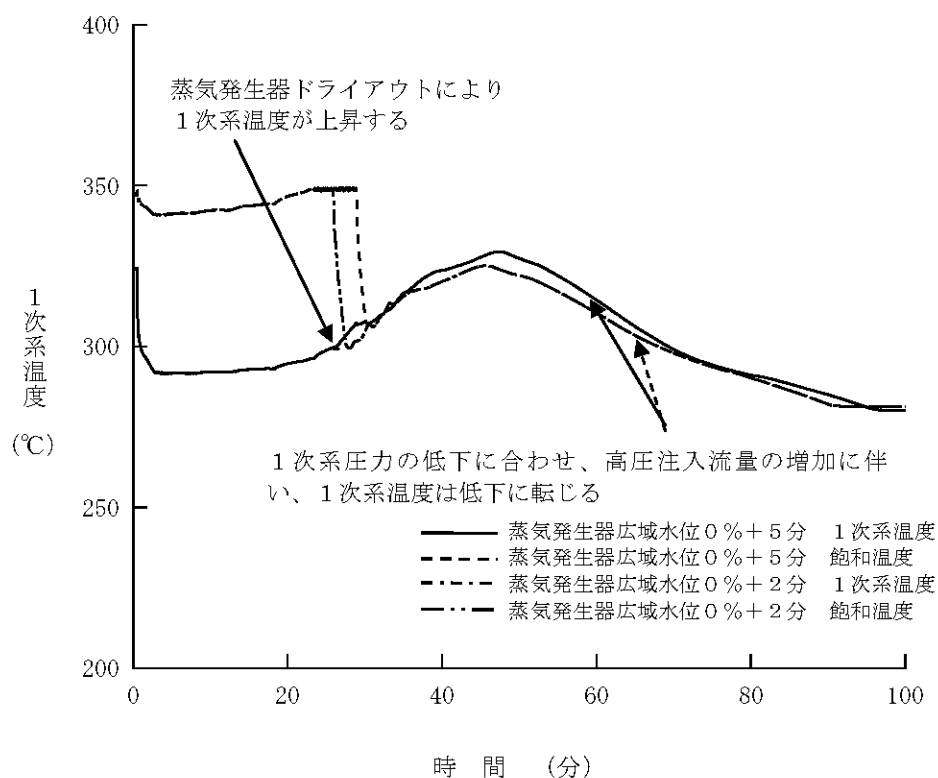
第 7. 1. 1. 19 図 原子炉容器内水位の推移 (充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合)



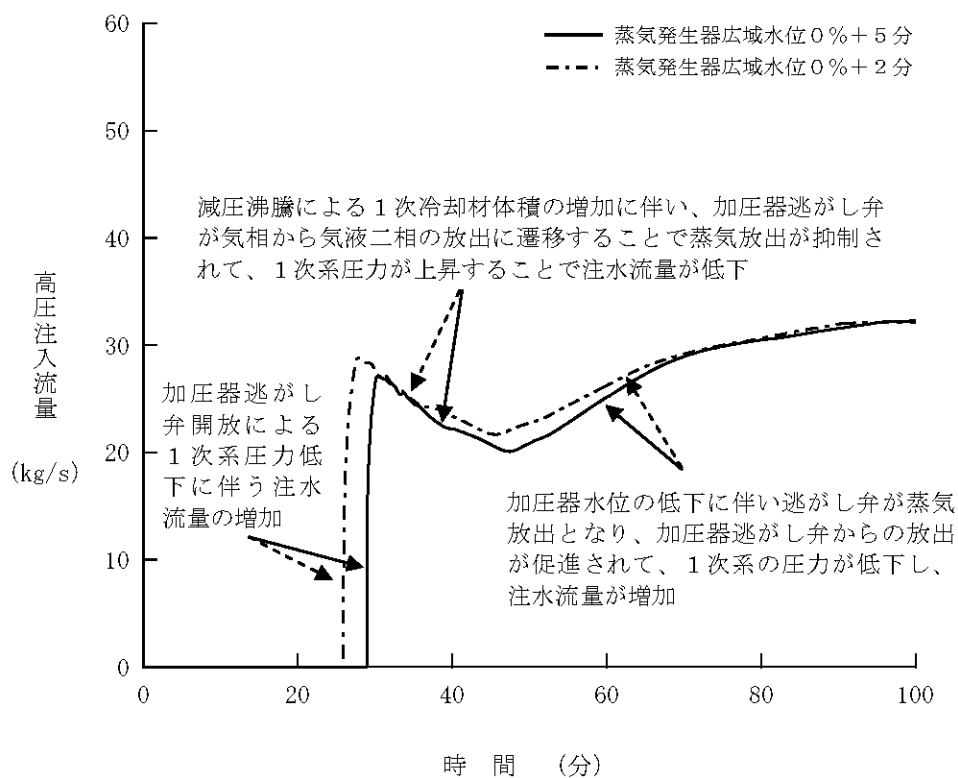
第 7. 1. 1. 20 図 燃料被覆管温度の推移（充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合）



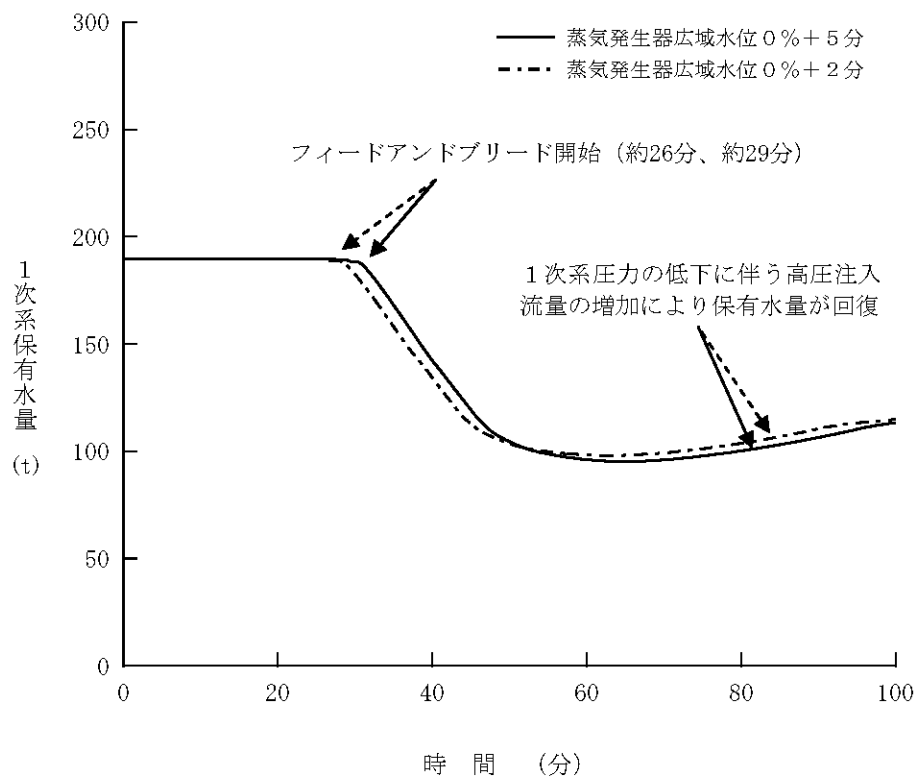
第 7. 1. 1. 21 図 1 次系圧力の推移 (開始が早くなる場合)



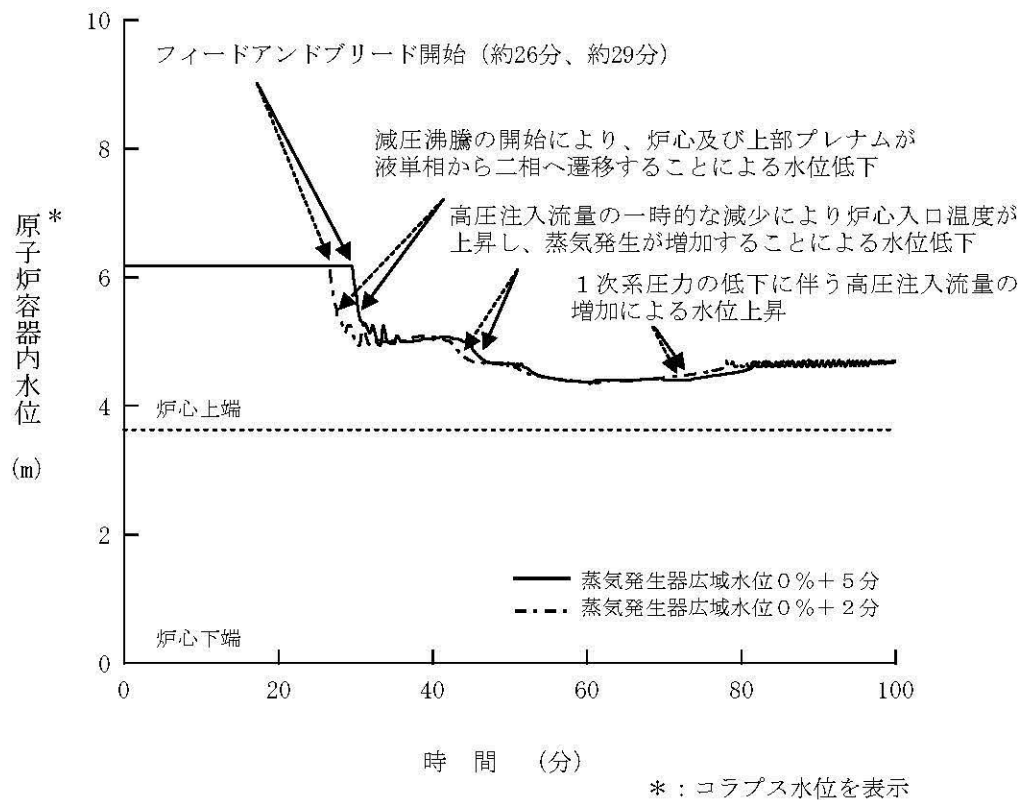
第 7. 1. 1. 22 図 1 次系温度の推移 (開始が早くなる場合)



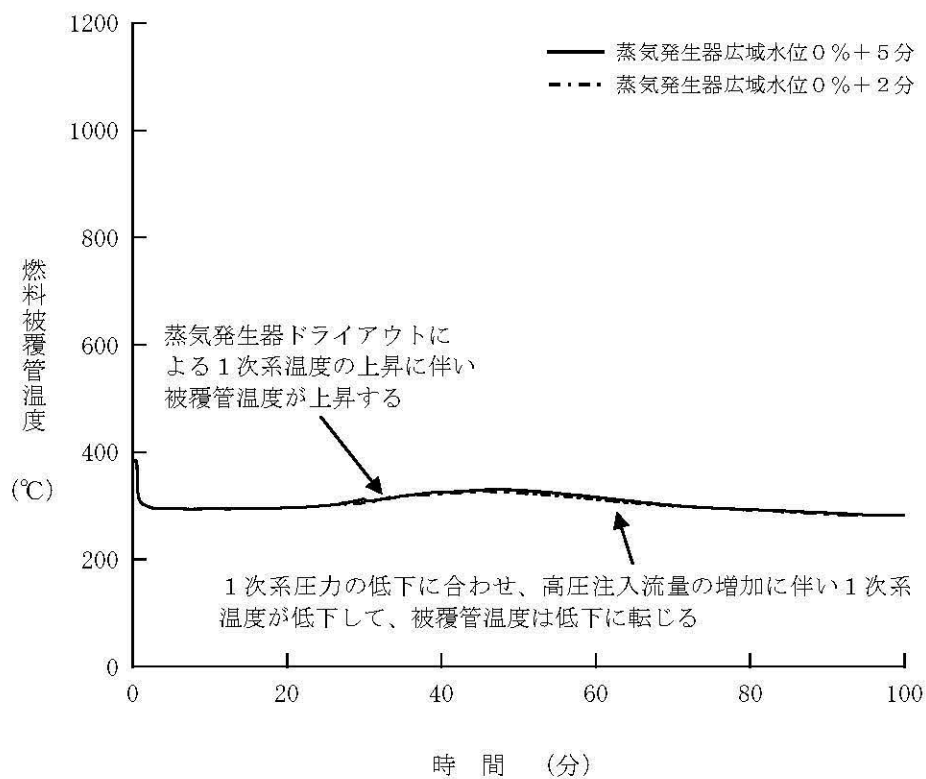
第 7. 1. 1. 23 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）



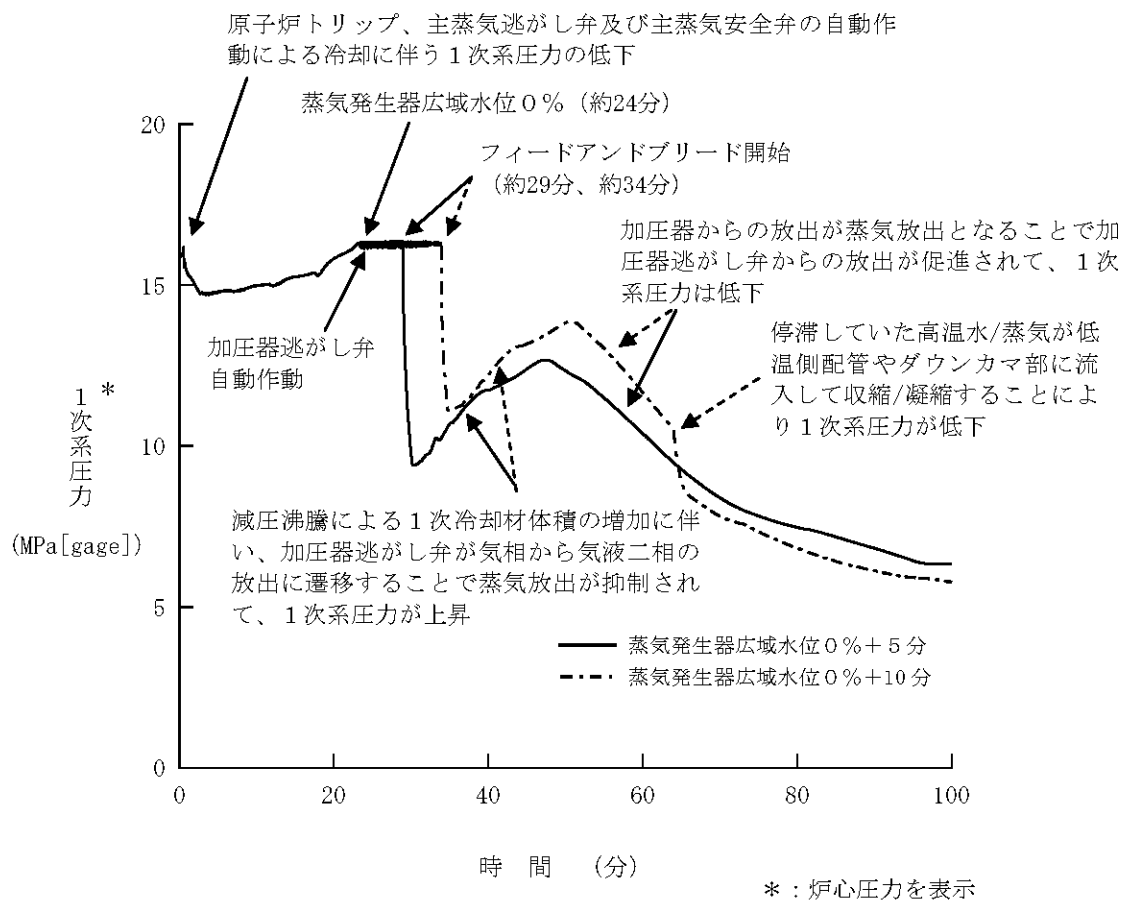
第 7. 1. 1. 24 図 1次系保有水量の推移（開始が早くなる場合）



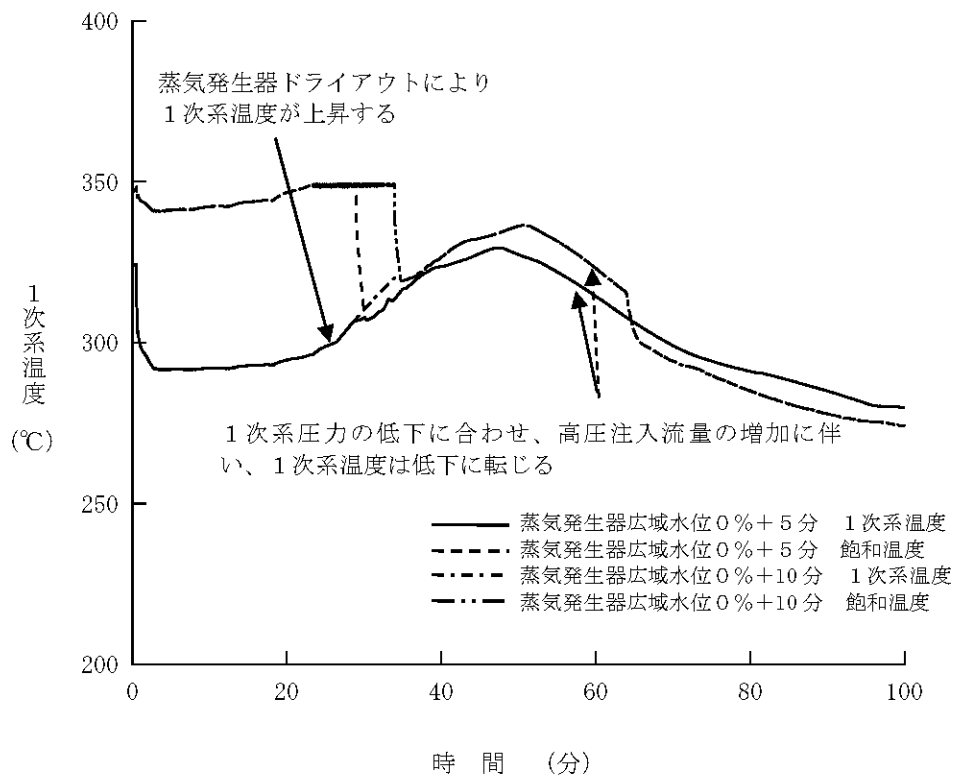
第 7. 1. 1. 25 図 原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）



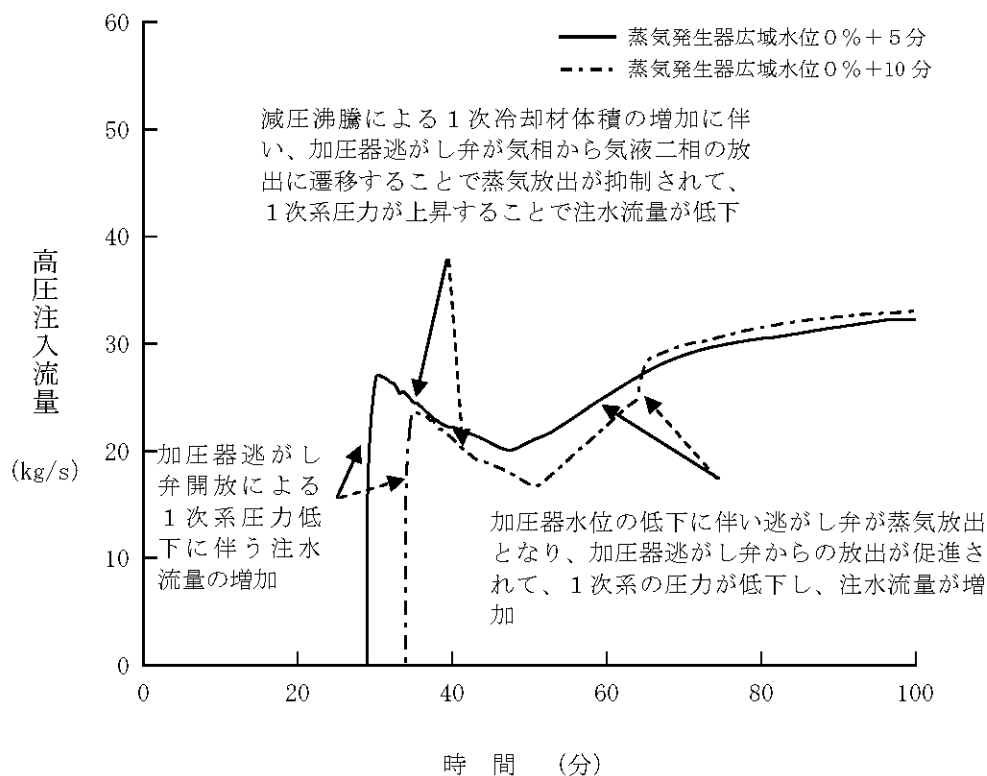
第 7. 1. 1. 26 図 燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）



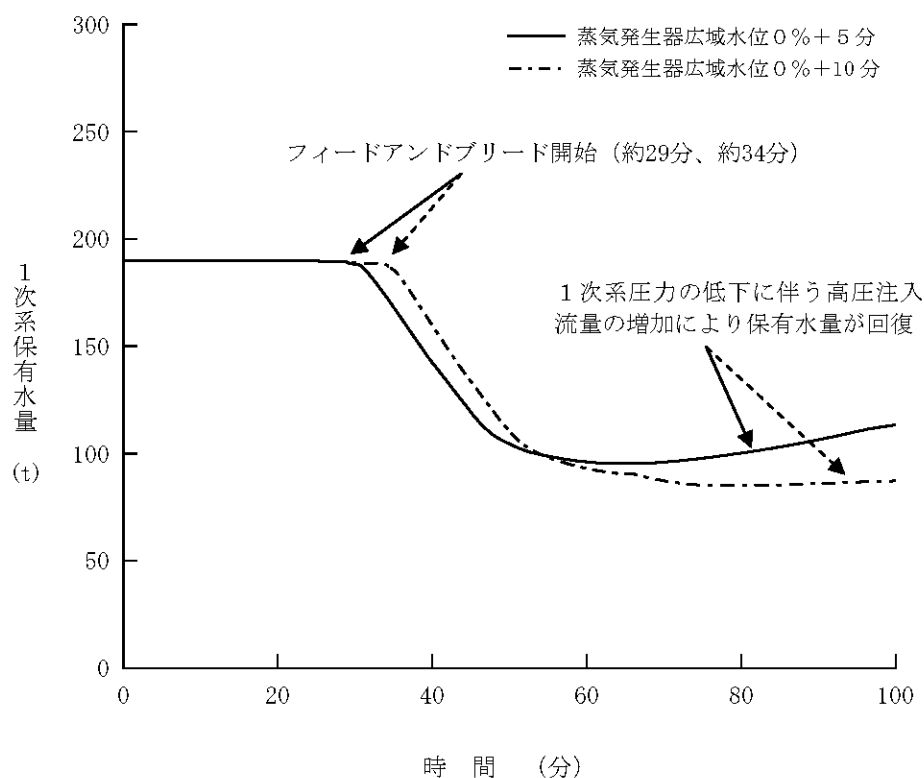
第 7.1.1.27 図 1次系圧力の推移 (開始が遅くなる場合)



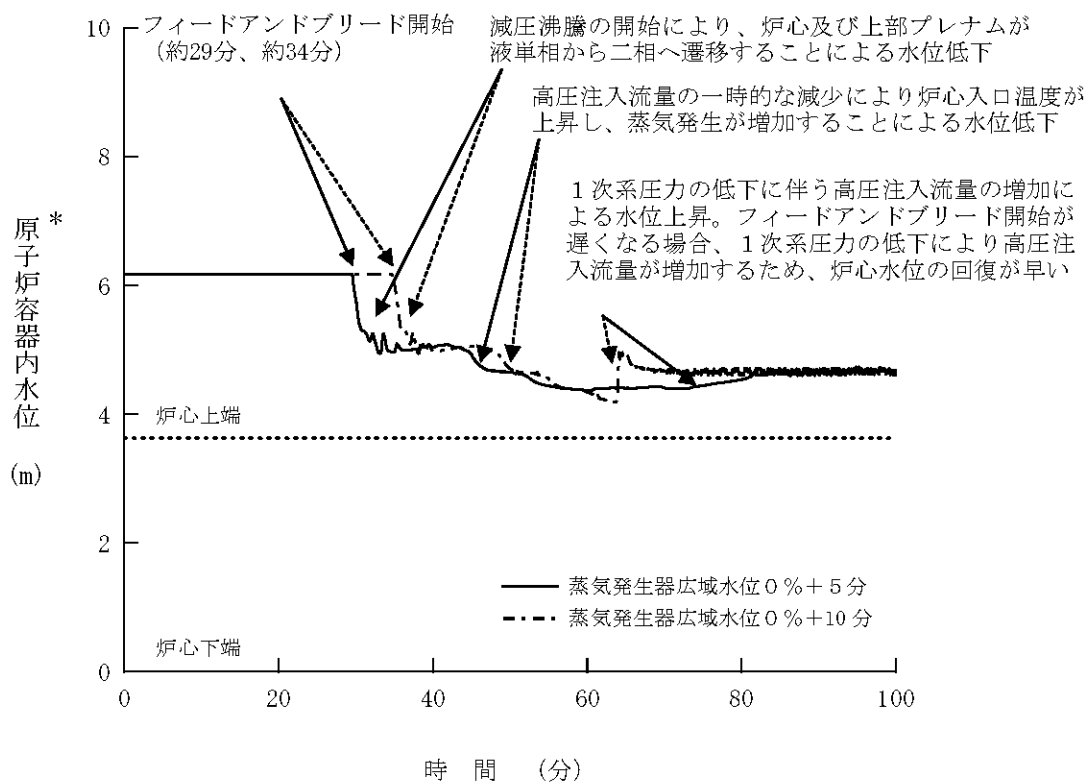
第 7.1.1.28 図 1次系温度の推移 (開始が遅くなる場合)



第 7.1.1.29 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）

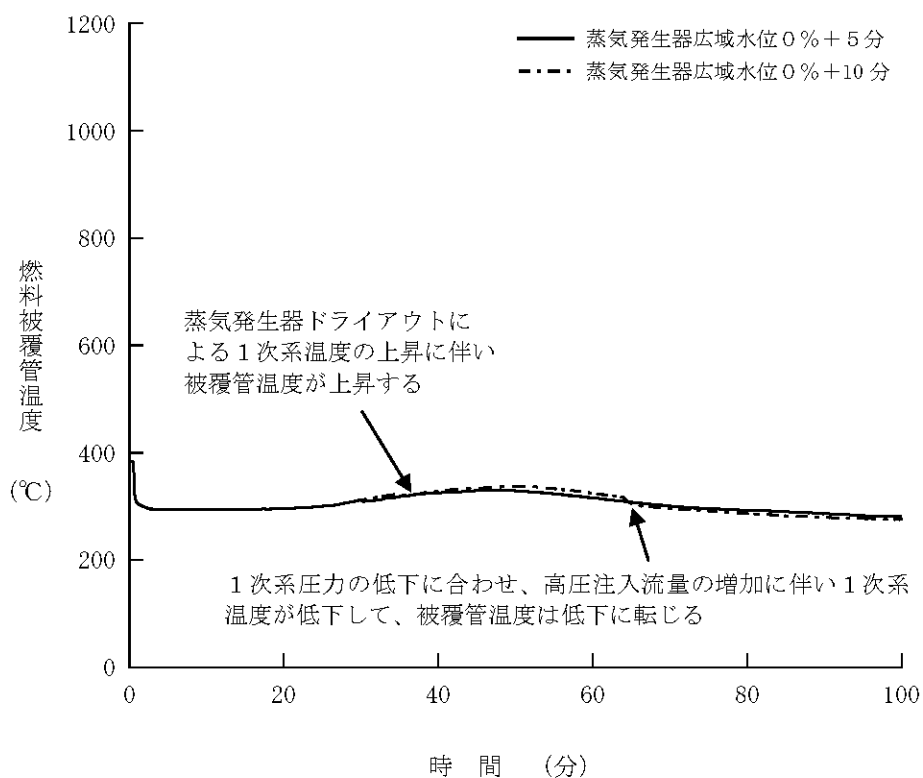


第 7.1.1.30 図 1 次系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）



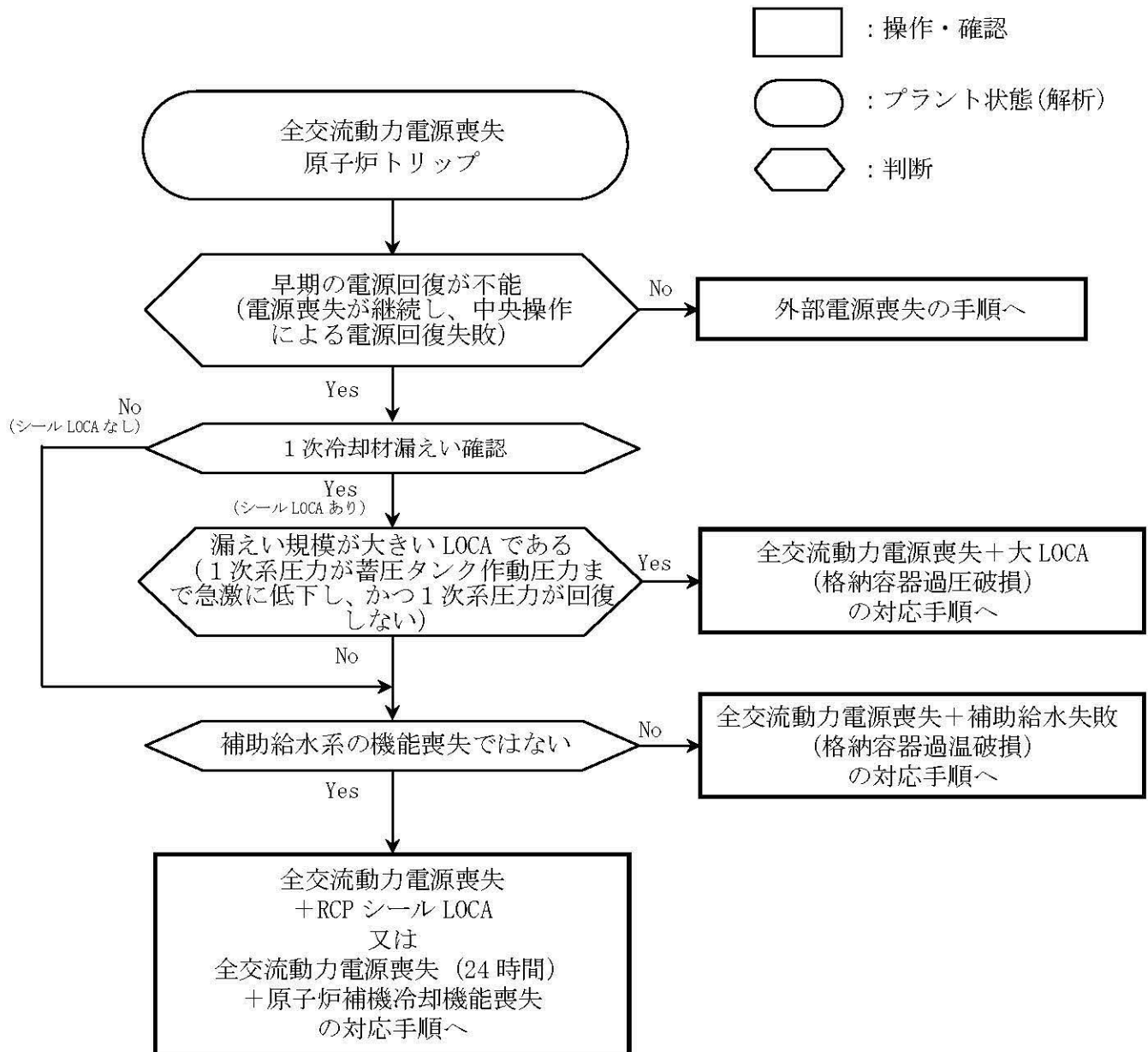
*：コラプス水位を表示

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



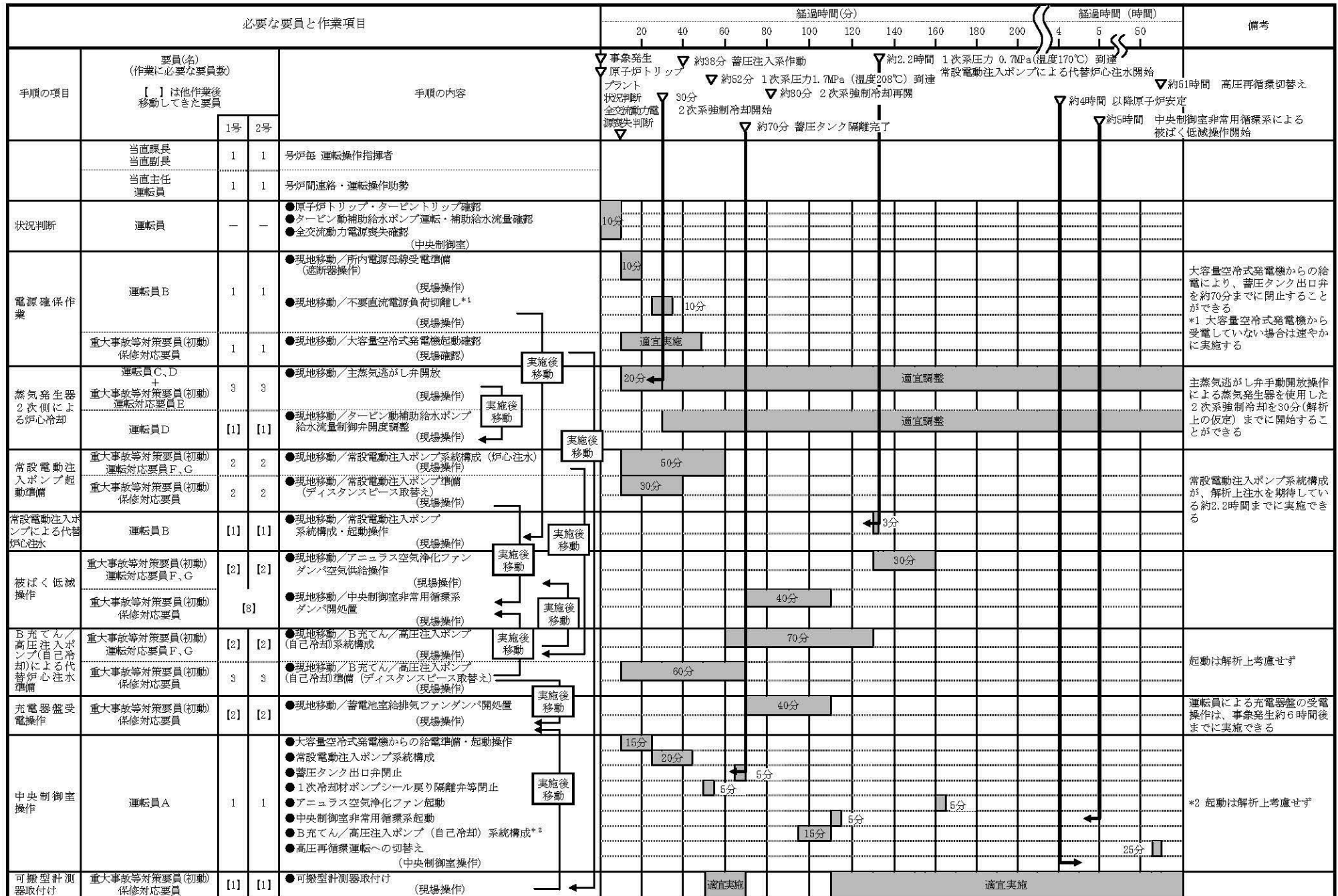
第 7. 1. 1. 32 図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）

全交流動力電源喪失時の初期対応に対する手順



第 7.1.2.2 図 全交流動力電源喪失時の初期対応手順

10-7-607



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

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

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

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

必要な要員と作業項目				経過時間(分)																備 考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
		1号	2号																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
	当直隊長 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	—	—	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●タービン動補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 ●全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)	10分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									

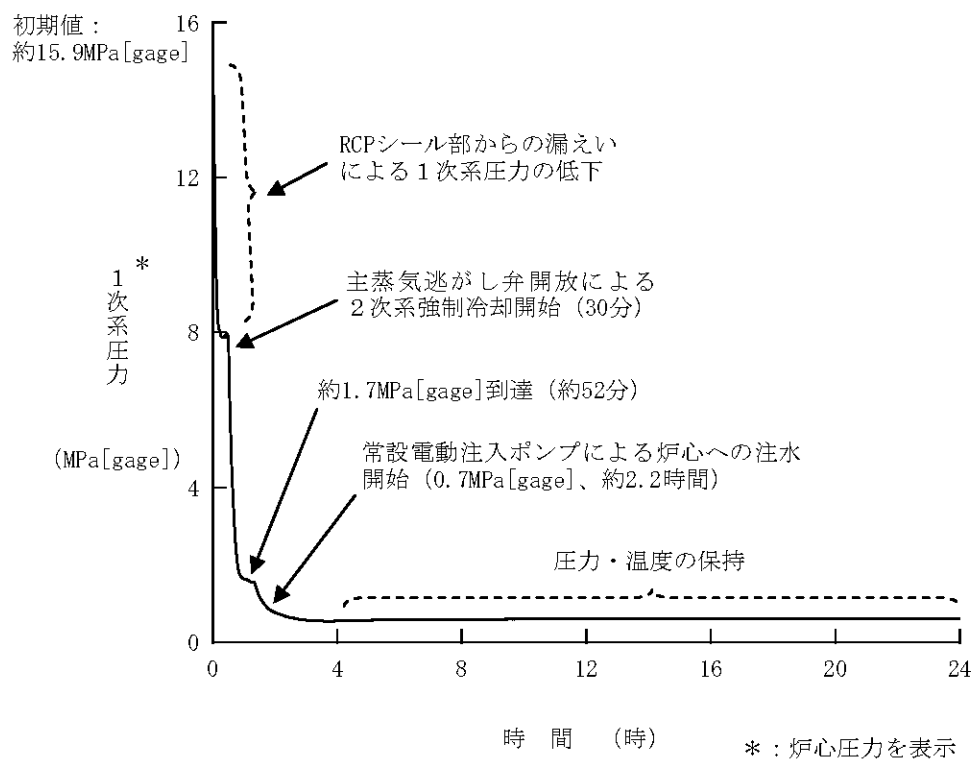
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

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

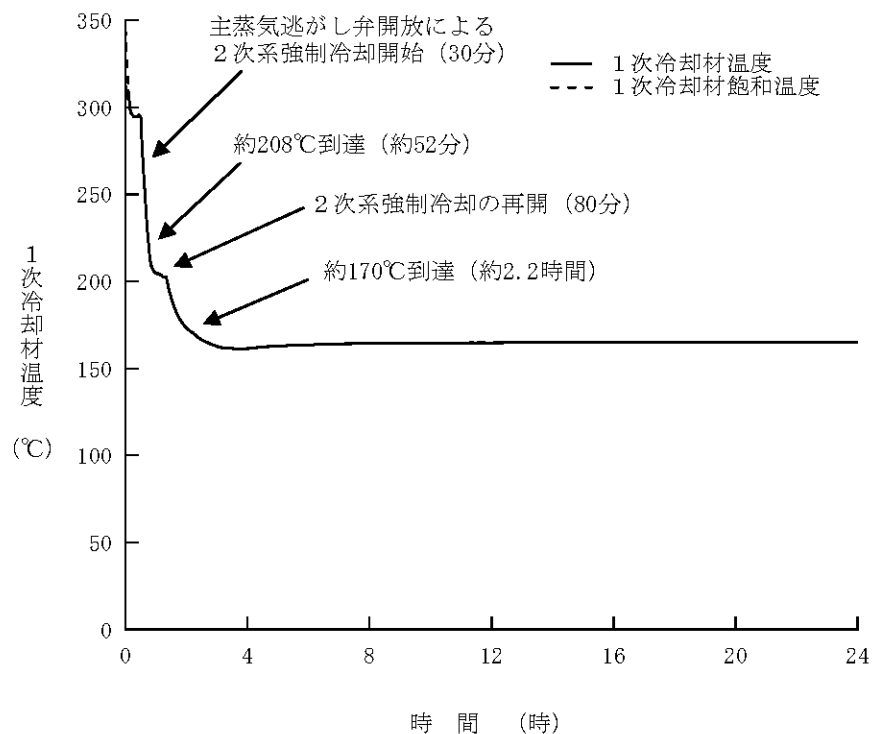
必要な要員と作業項目				経過時間(時間)																		備 考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員																							
		1号	2号																					
電源確保操作対応		3	3	●電源回復操作																		約10時間 復水タンクへの供給 適宜実施 24時間 電源受電 約34時間 以降原子炉安定	事象発生後2時間14分でア クセスルートが復旧される	
復水タンクへの供給	重大事故等 対策要員(初動) 係修対応要員 10名 + 重大事故等 対策要員(初動後) 係修対応要員 16名	[10]	+10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬																				
		[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																				
		[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視 水中ポンプ用発電機への給油																				
		[6]	[6]	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機 中間受槽、可搬型ホース等の設置																				
		[2]	[2]	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ピット 補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油																				
		[7]	[7]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 可搬型ホース等の設置・運転監視																				
使用済燃料ピット への注水確保		[6]		●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)																				
移動式大容量ポン プ車準備		[4]	[4]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置																				
		[7]	[7]	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続																				
		[2]	[2]	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続																				
		[2]	[2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)用)取付け																				
		[4]		●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油																				
		運転員	[3]	[3]	●A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への 海水通水系統構成*2																			
		運転員	[3]	[3]	●主蒸気逃がし弁、タービン動補助給水ポンプ制御弁開度調整																			
蓄電池投入	運転員	[1]	[1]	●重大事故等対処用蓄電池投入(中央制御室)																				
電源確保作業	運転員	[1]	[1]	●不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷切離し)																				
原子炉補機冷却系 復旧作業	参集要員	-	-	●海水ポンプ用電動機予備品との取替え等																		適宜実施		

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

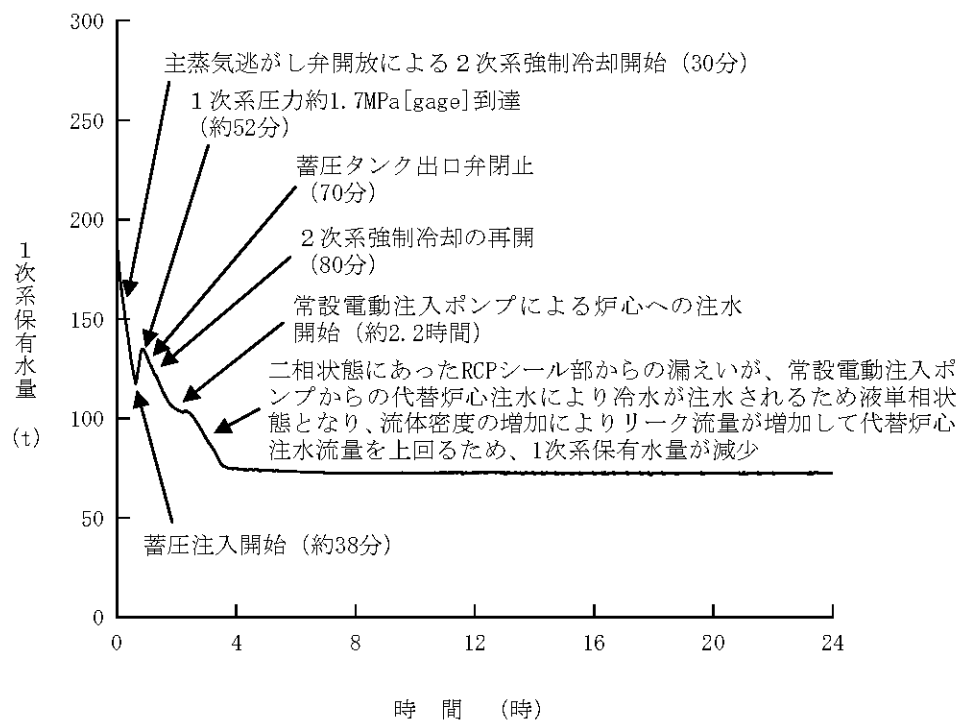
第7.1.2.6 図 全交流動力電源喪失時 (全交流動力電源喪失 (24 時間) + 原子炉補機冷却機能喪失) の作業と所要時間 (2/2)



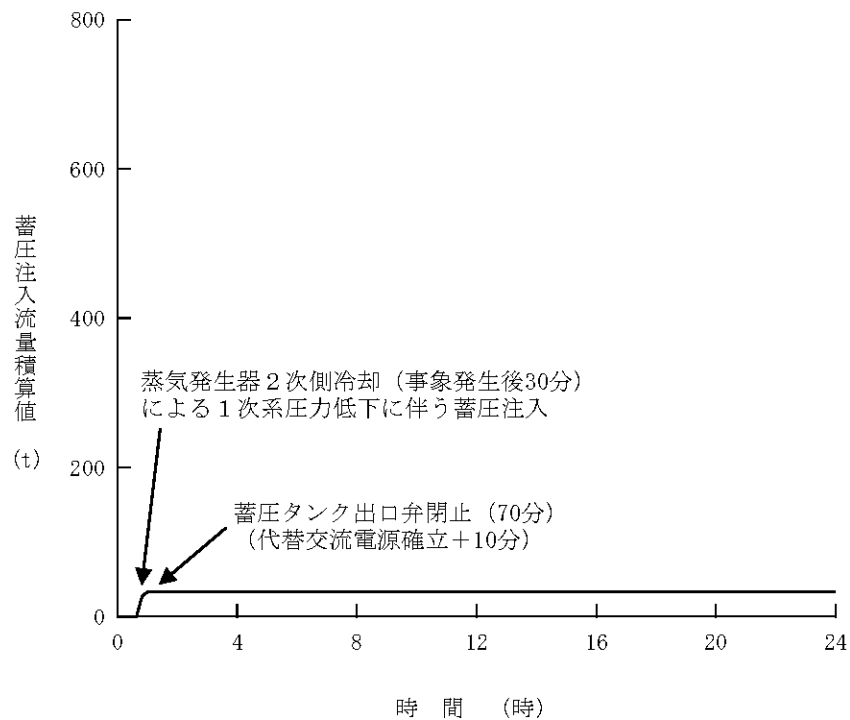
第 7. 1. 2. 7 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



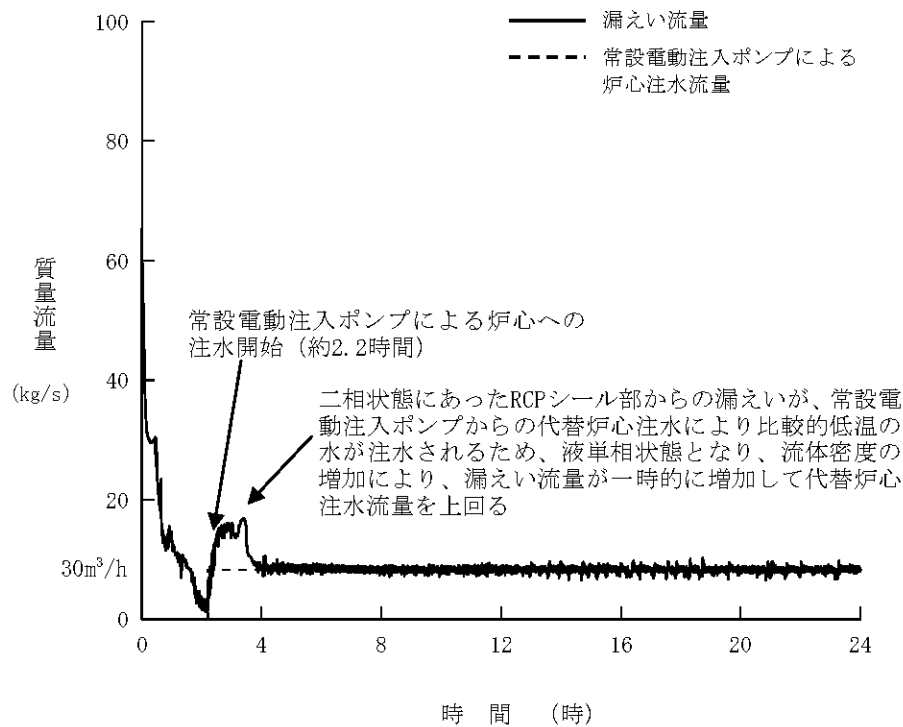
第 7. 1. 2. 8 図 1 次系温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



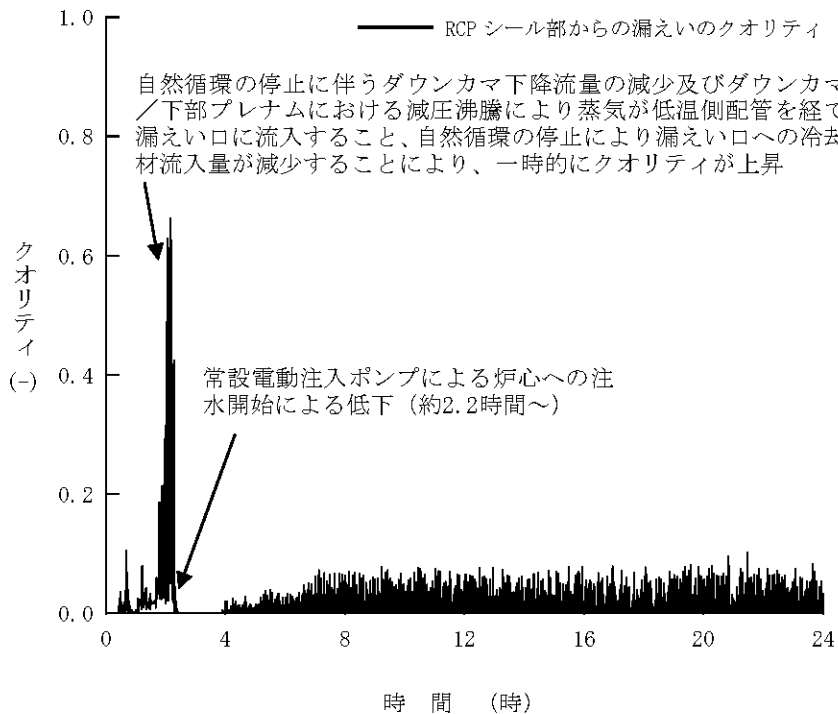
第 7. 1. 2. 9 図 1 次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



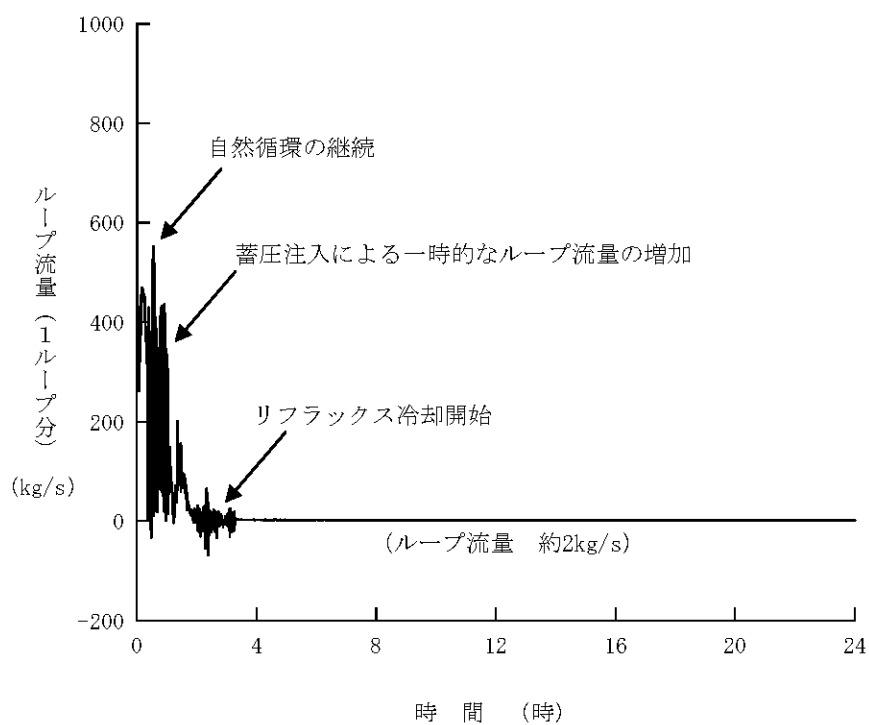
第 7. 1. 2. 10 図 蓄圧注入流量積算値の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



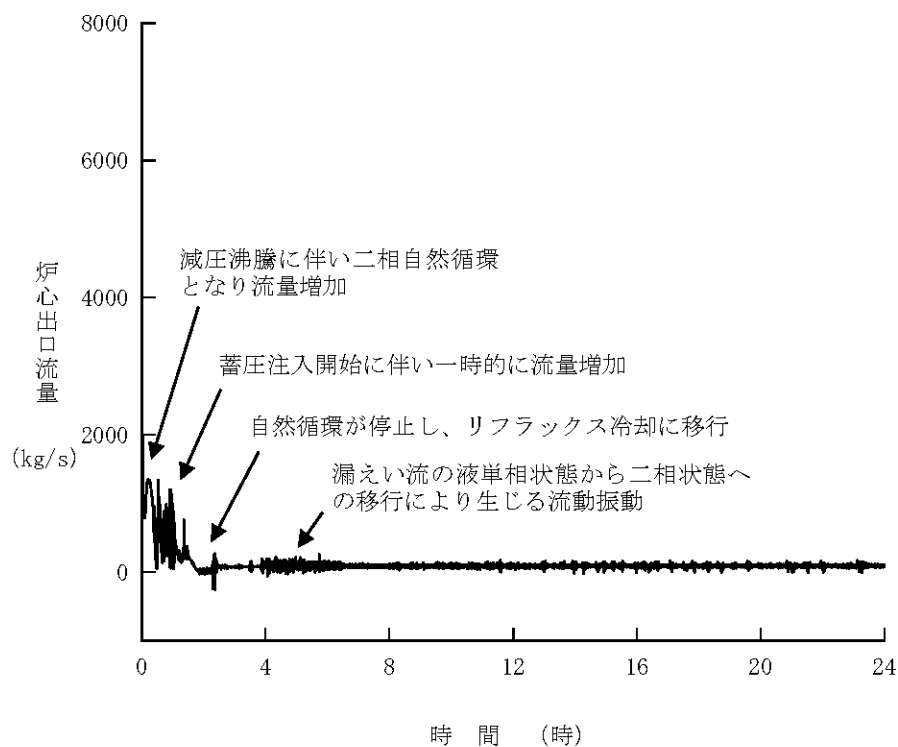
第 7. 1. 2. 11 図 漏えい流量と注水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



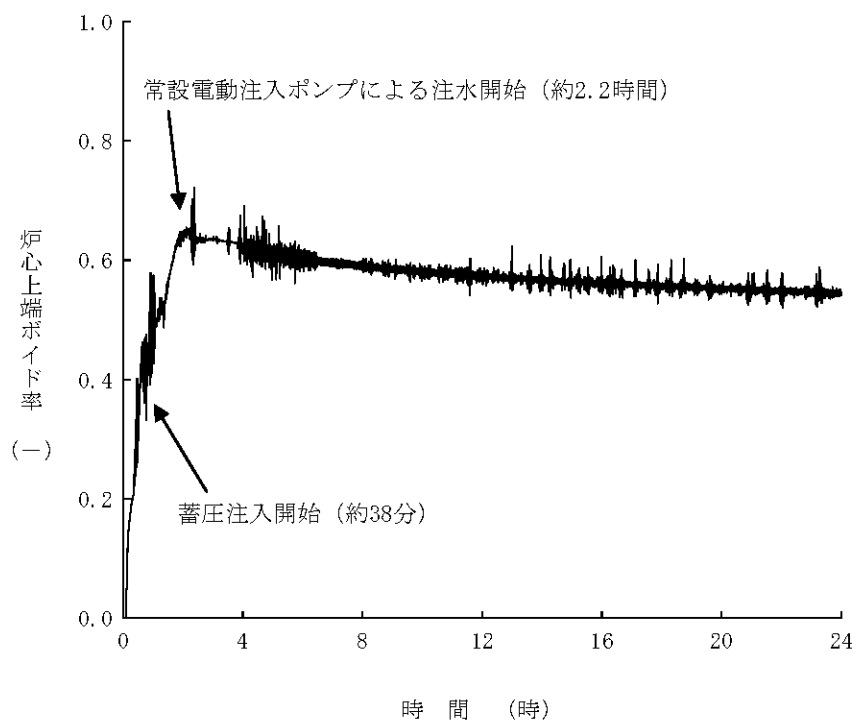
第 7. 1. 2. 12 図 RCP シール部からの漏えいのクオリティの推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



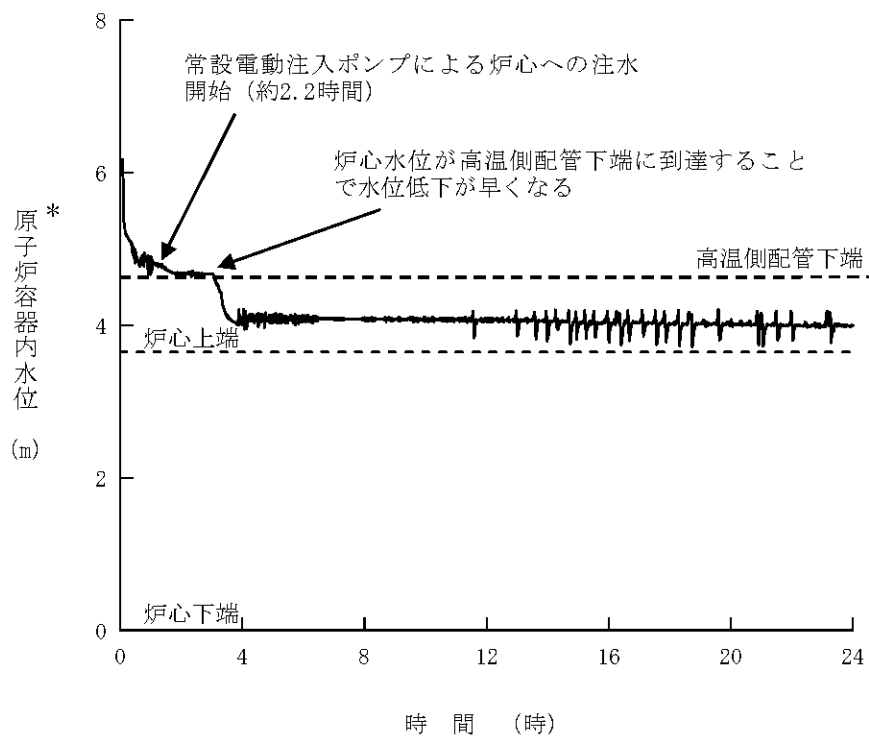
第 7. 1. 2. 13 図 1 次冷却材流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



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

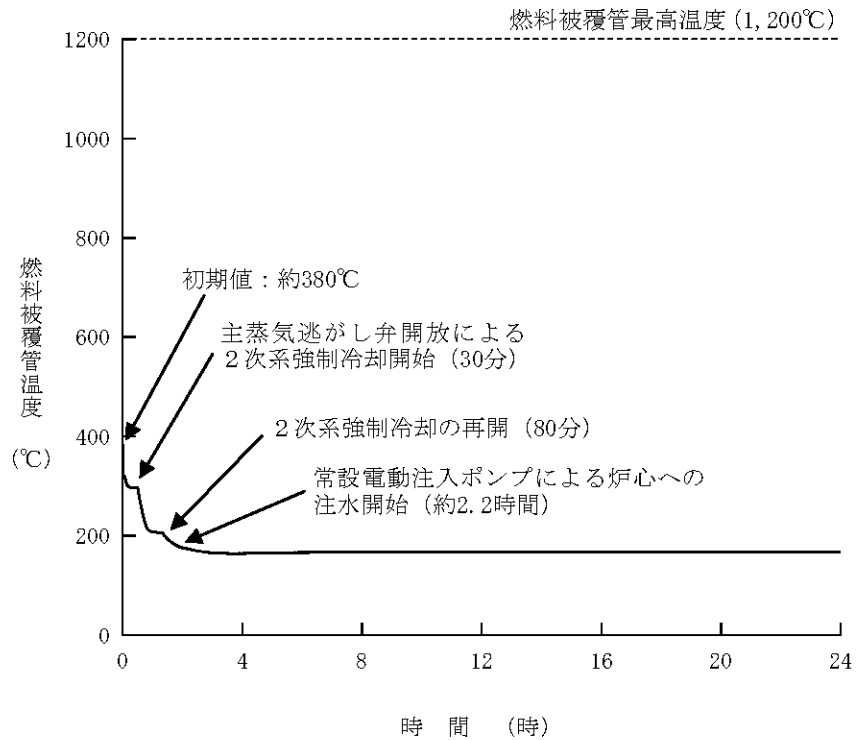


第 7. 1. 2. 15 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)

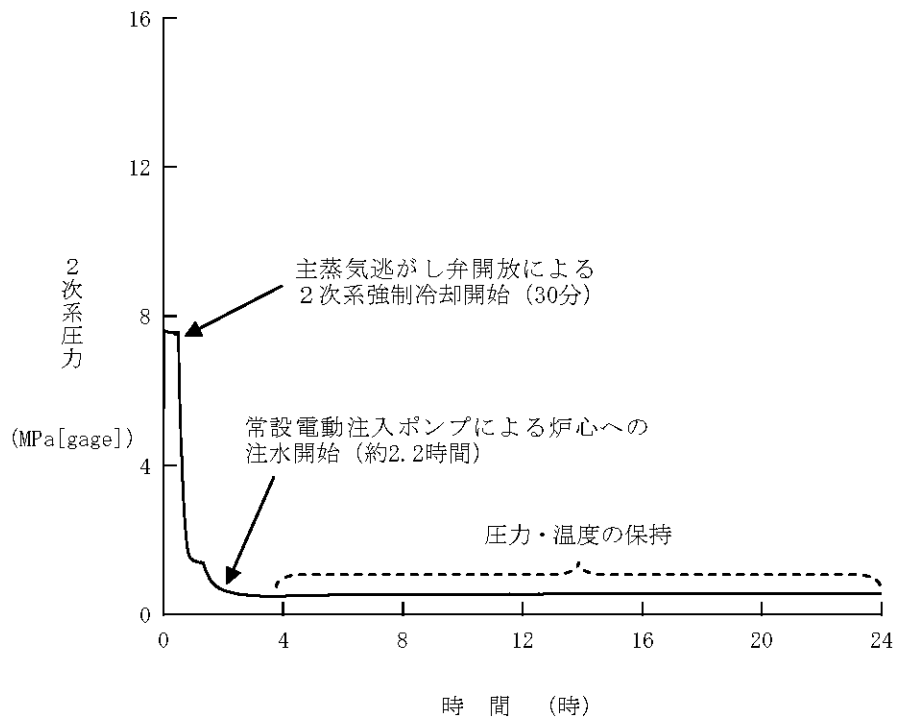


* : コラプス水位を表示

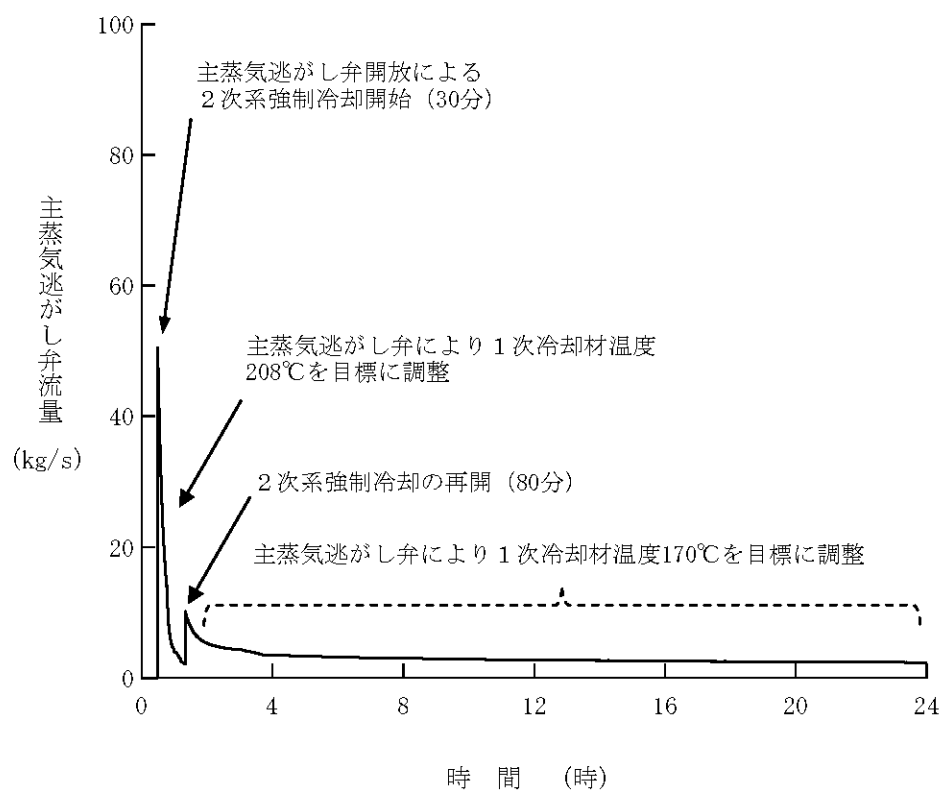
第 7. 1. 2. 16 図 原子炉容器内水位の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



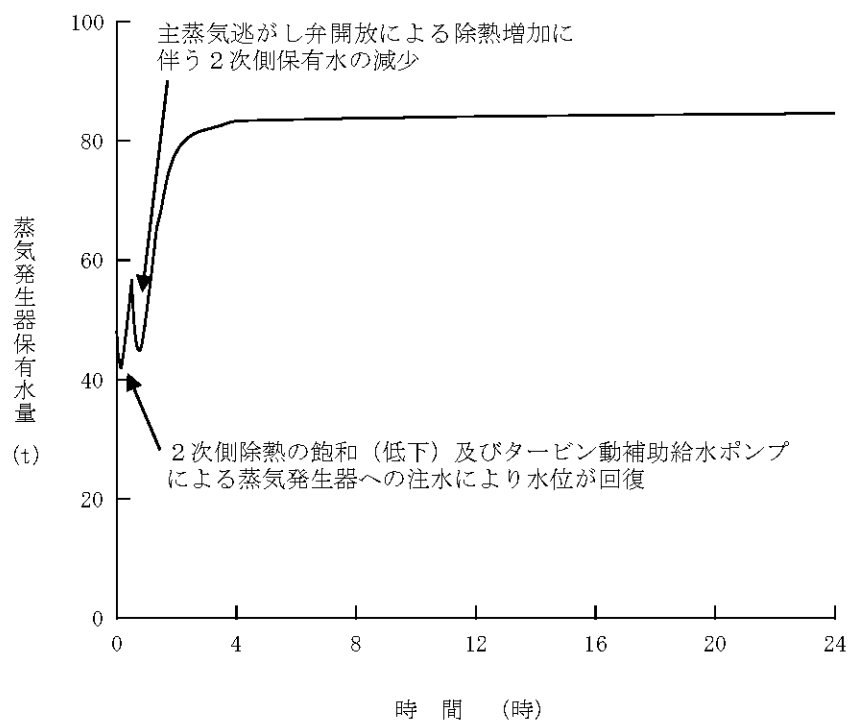
第 7. 1. 2. 17 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



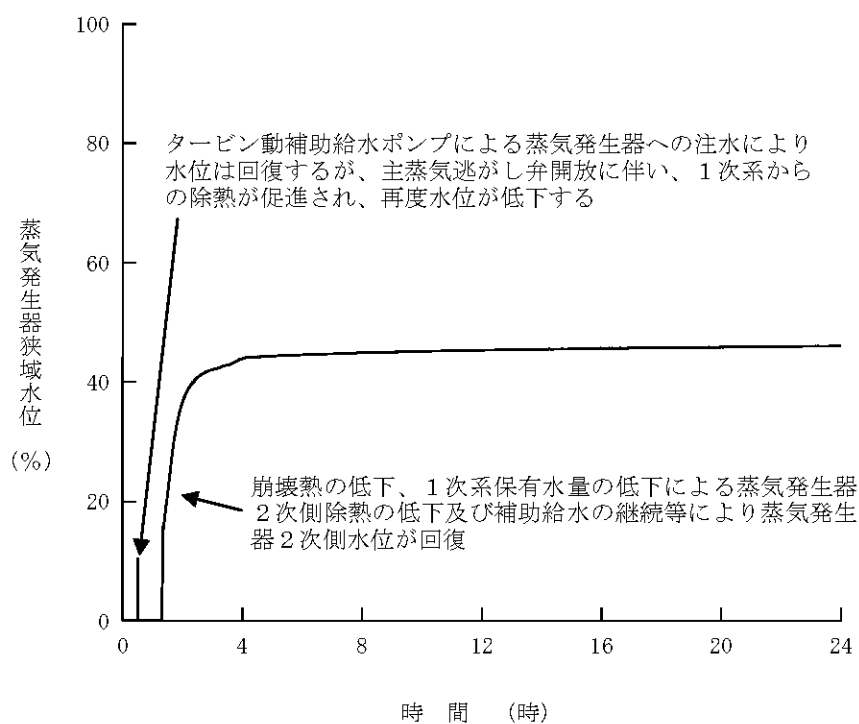
第 7. 1. 2. 18 図 2 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



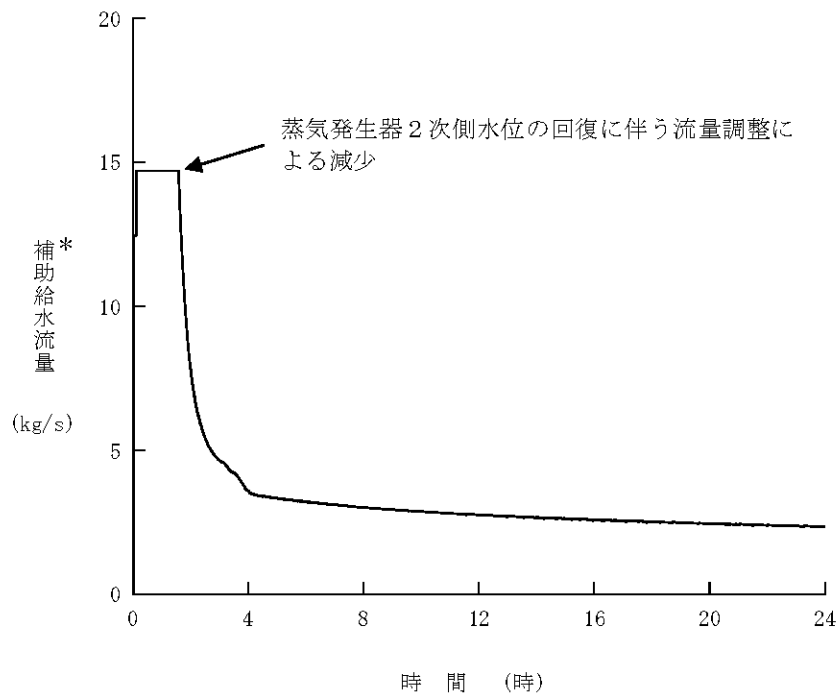
第 7.1.2.19 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



第 7.1.2.20 図 蒸気発生器保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）

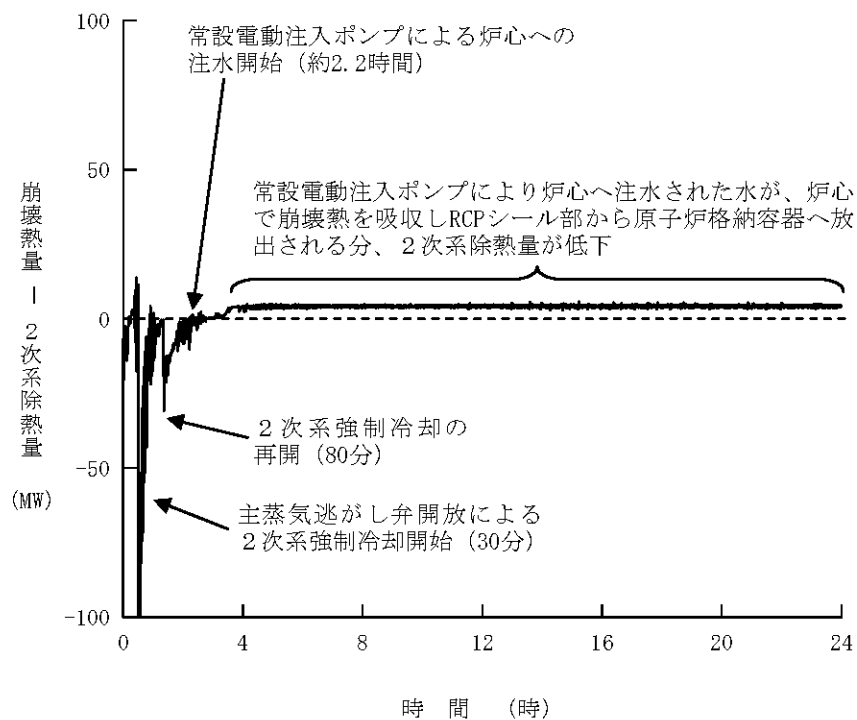


第 7.1.2.21 図 蒸気発生器水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）

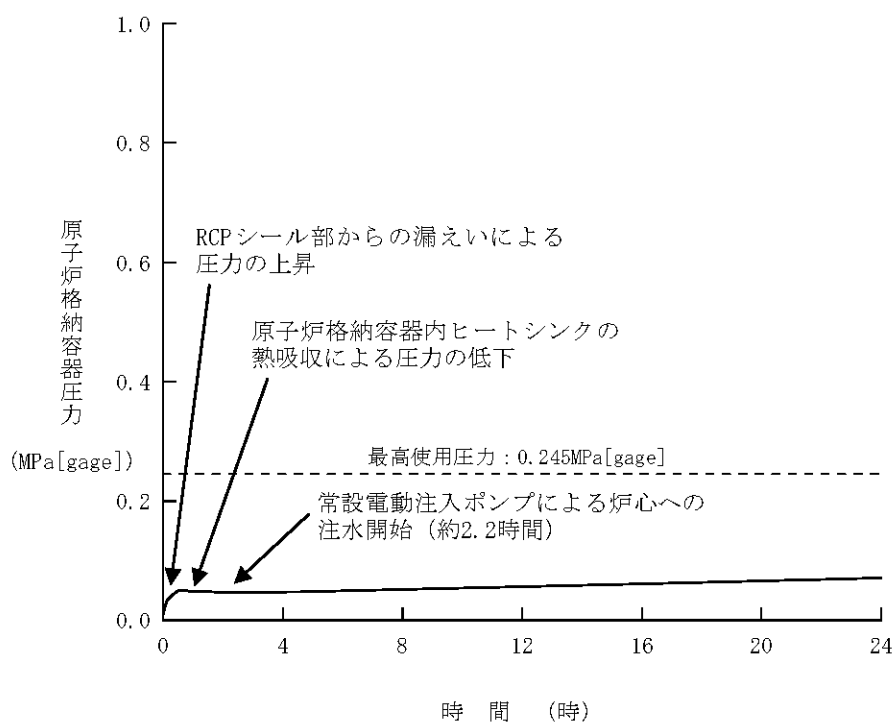


* : 蒸気発生器 1 基当たりの補助給水流量

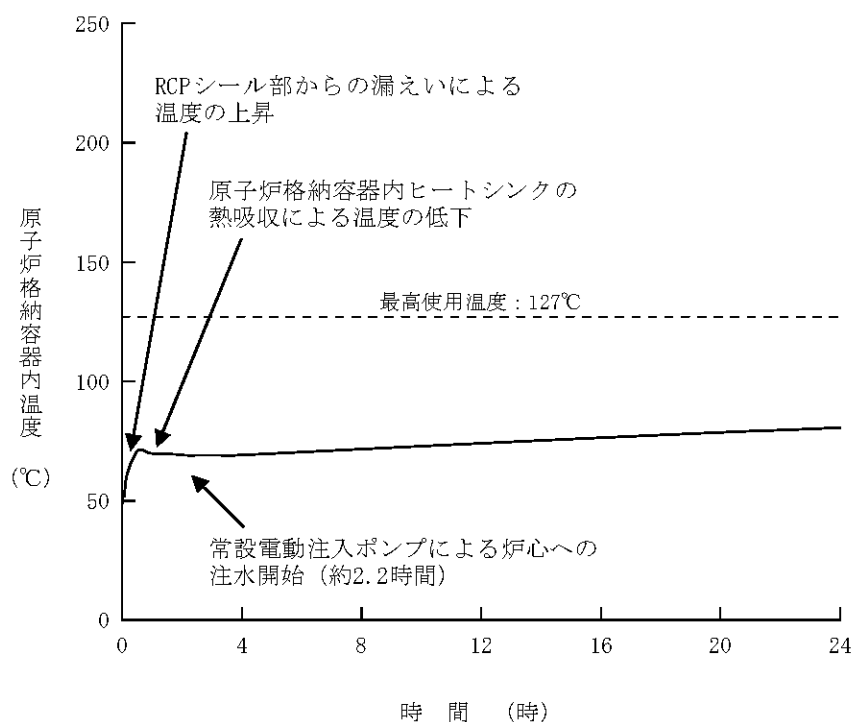
第 7.1.2.22 図 補助給水流量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



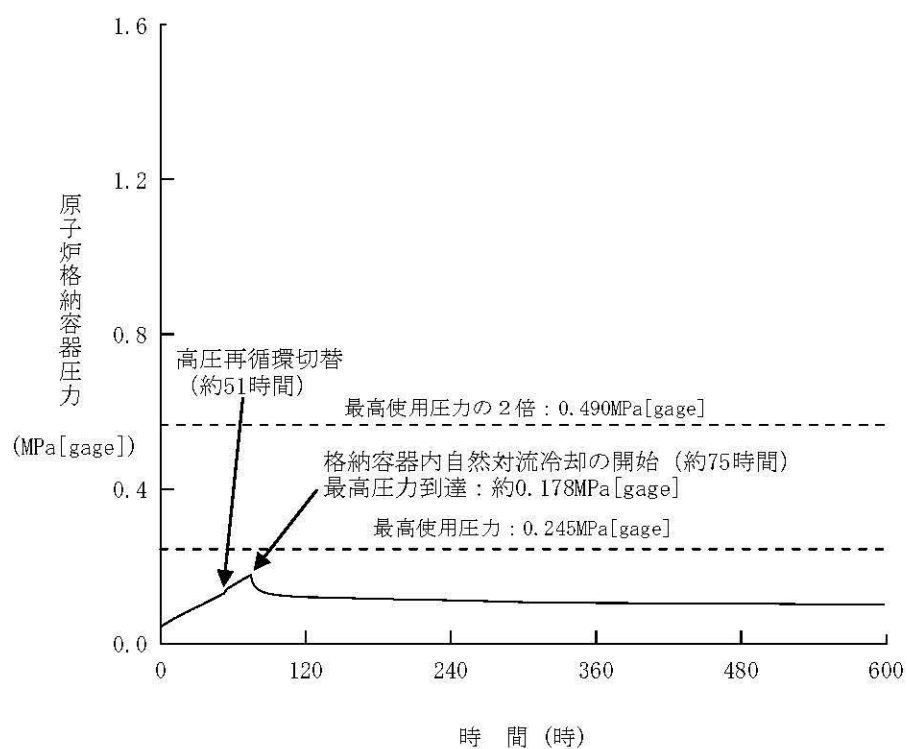
第 7.1.2.23 図 崩壊熱と 2 次系除熱量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



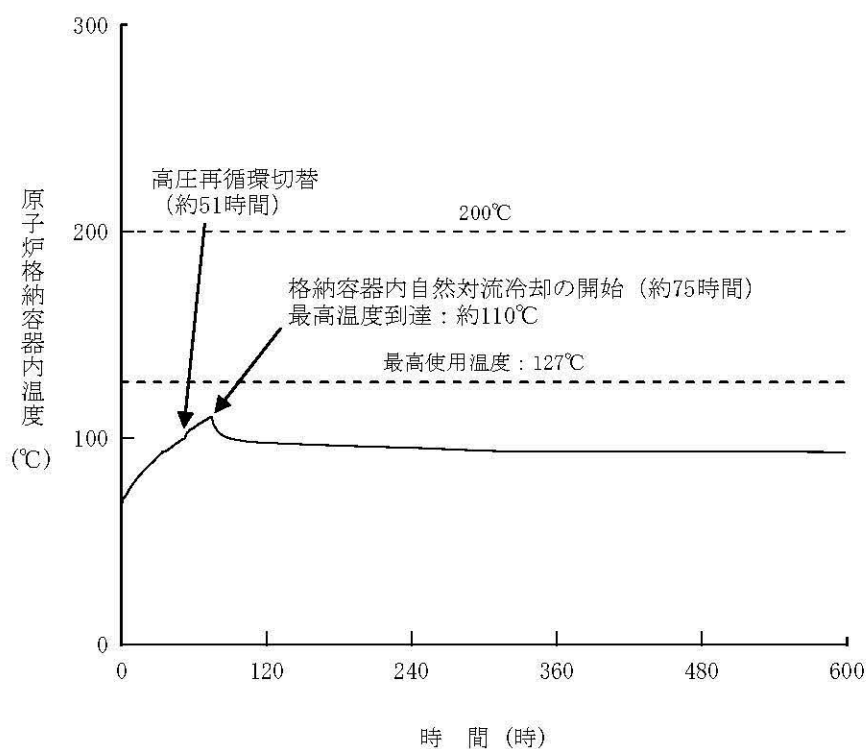
第 7. 1. 2. 24 図 原子炉格納容器圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



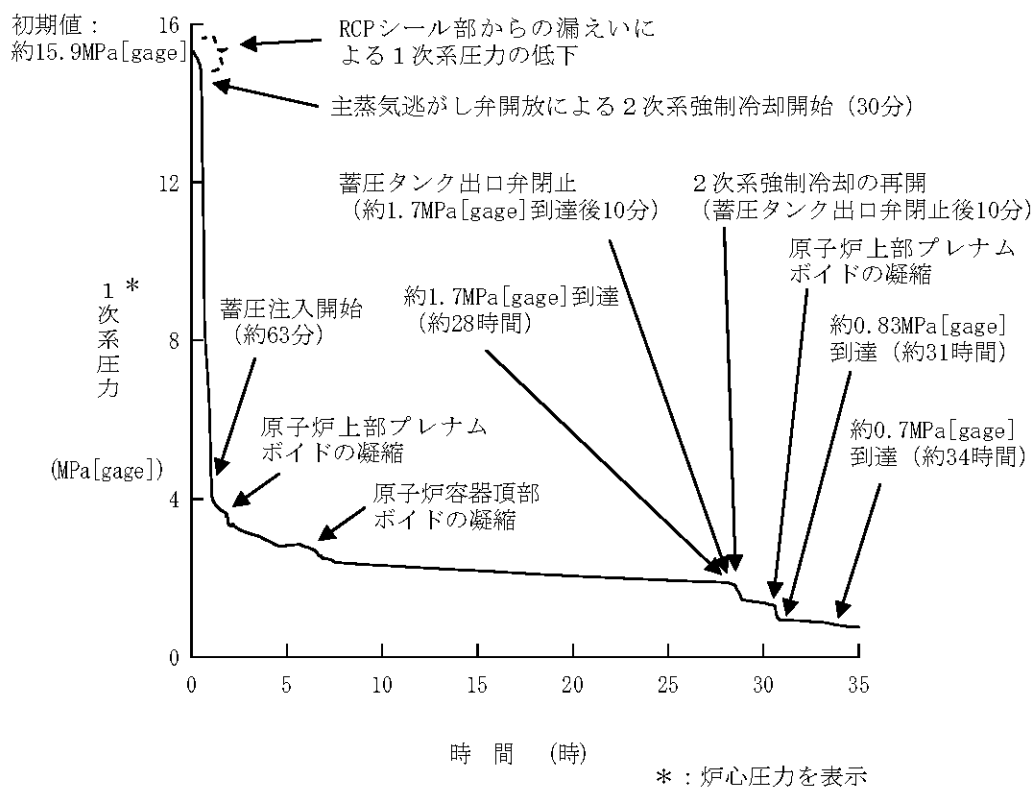
第 7. 1. 2. 25 図 原子炉格納容器内温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)



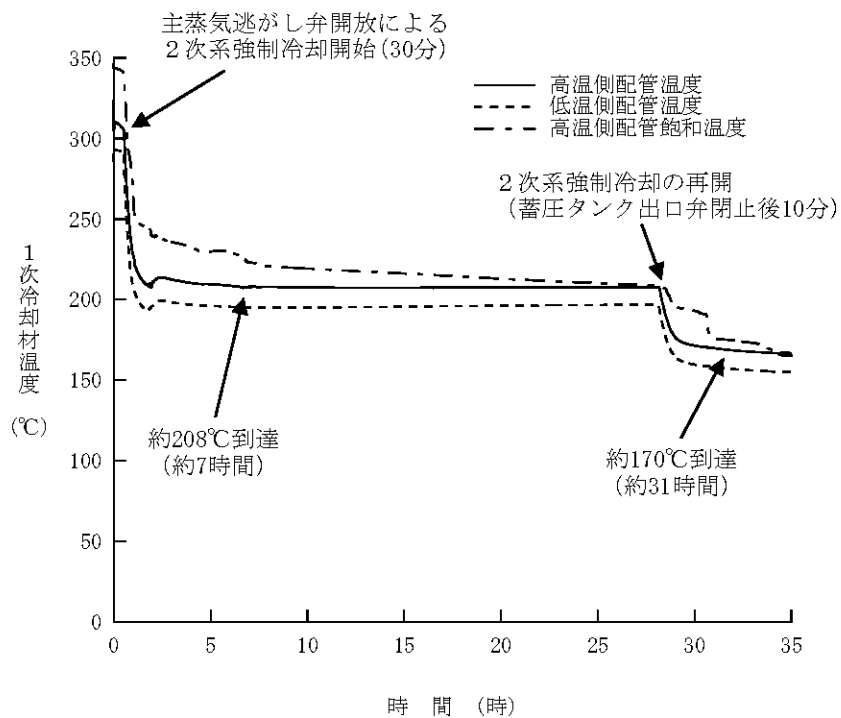
第 7. 1. 2. 26 図 原子炉格納容器圧力の長期間の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



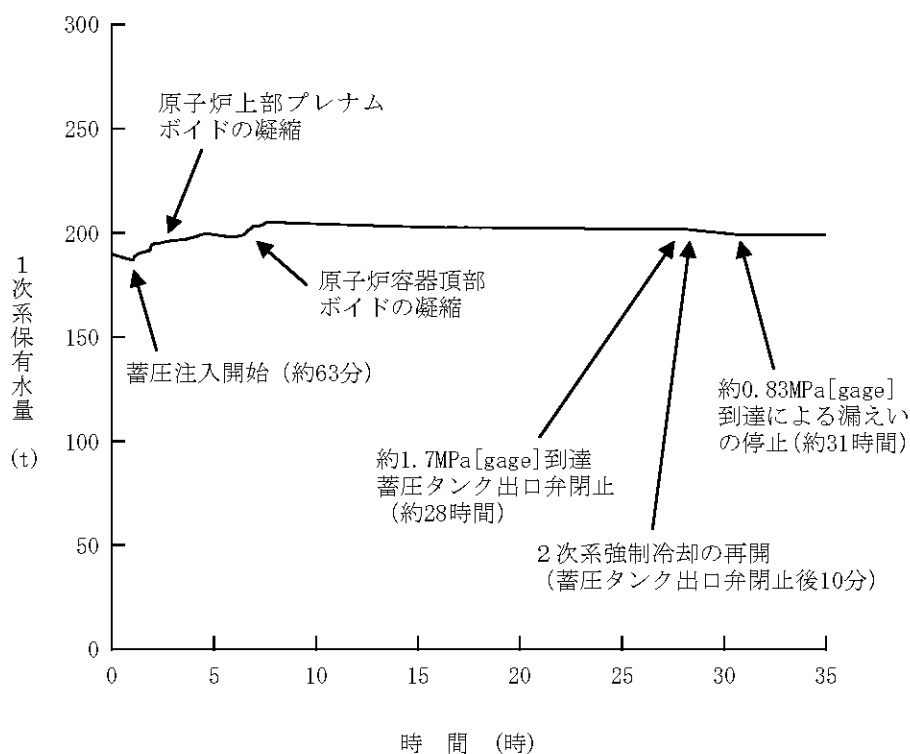
第 7. 1. 2. 27 図 原子炉格納容器内温度の長期間の推移
(RCP シール LOCA が発生する場合)



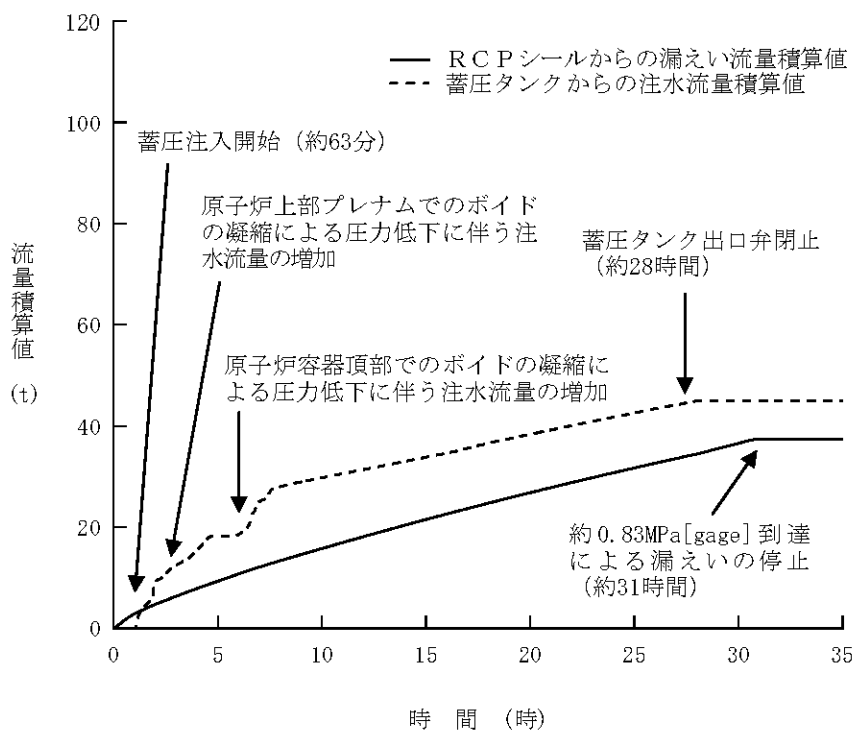
第 7. 1. 2. 28 図 1 次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



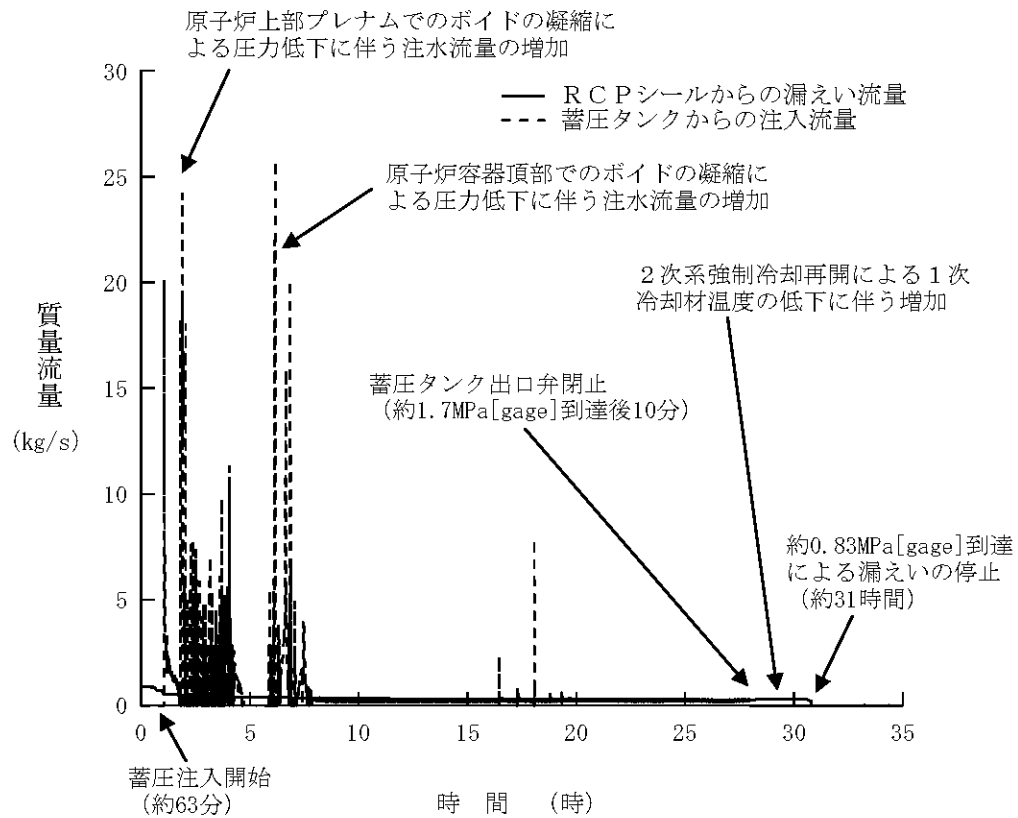
第 7. 1. 2. 29 図 1 次系温度の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



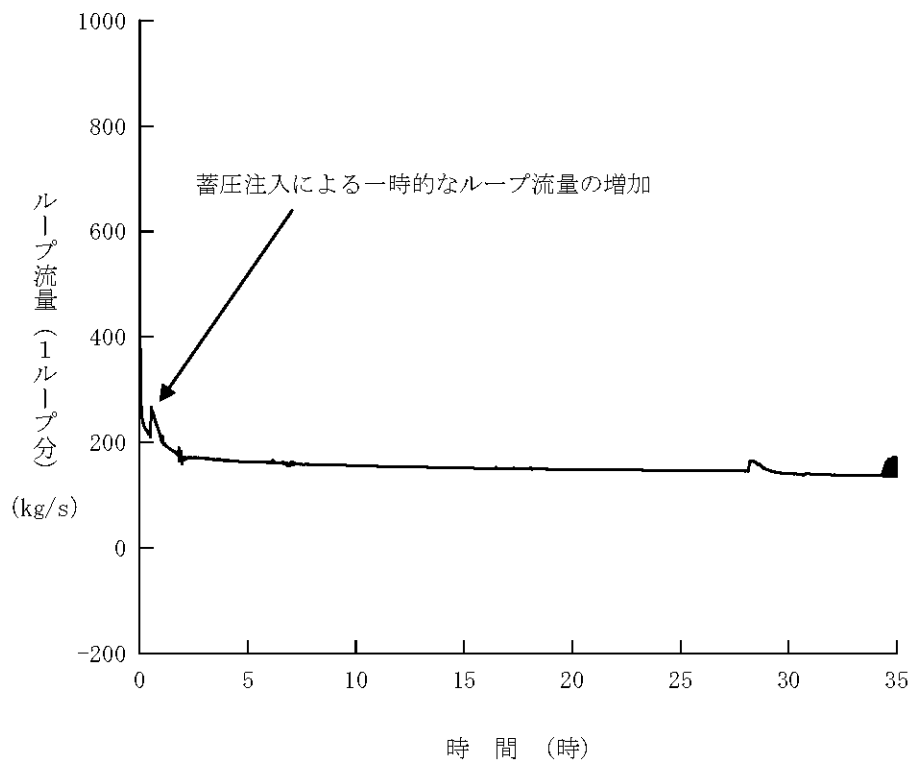
第 7. 1. 2. 30 図 1 次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



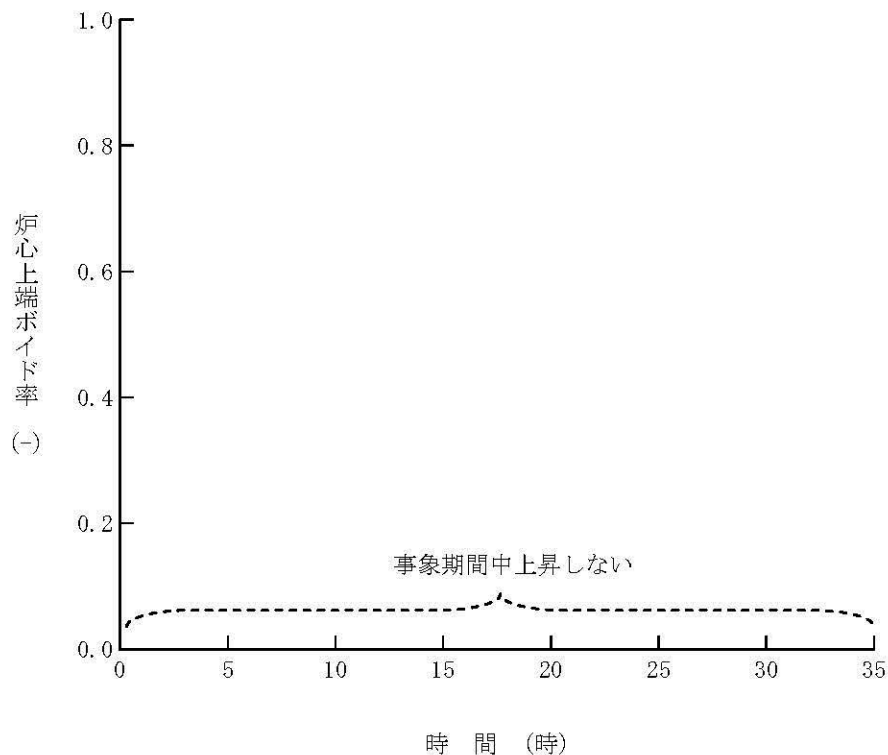
第 7. 1. 2. 31 図 漏えい流量と注水流量の積算値の推移 (RCPシールLOCAが発生しない場合)



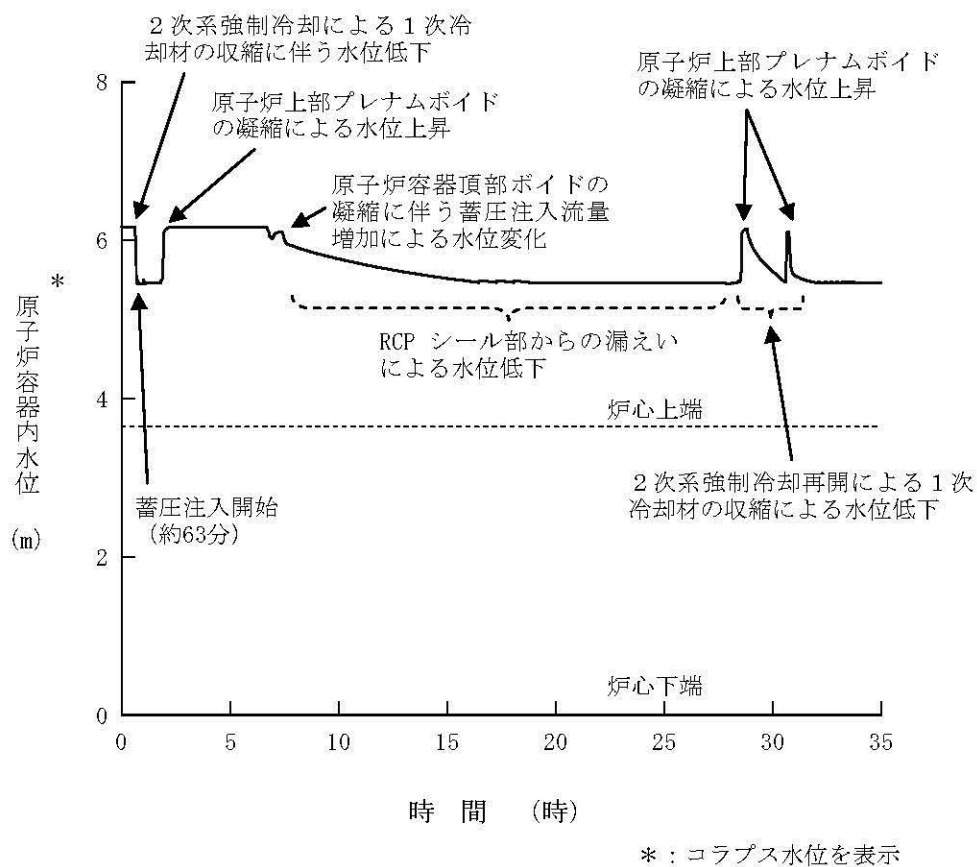
第 7. 1. 2. 32 図 漏えい流量と注水流量の推移
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



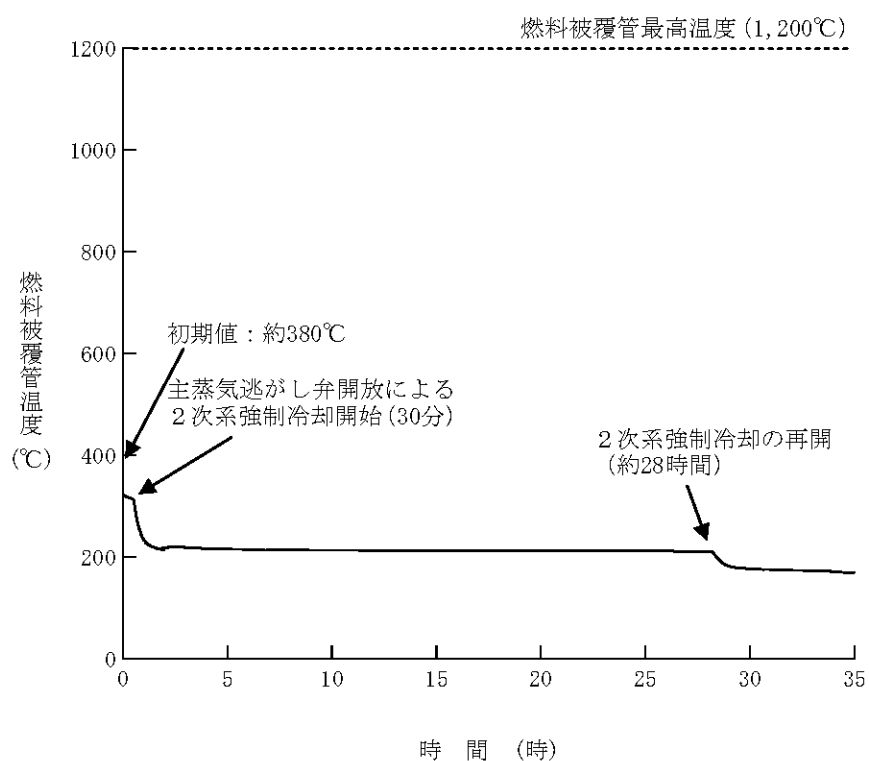
第 7. 1. 2. 33 図 1 次冷却材流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



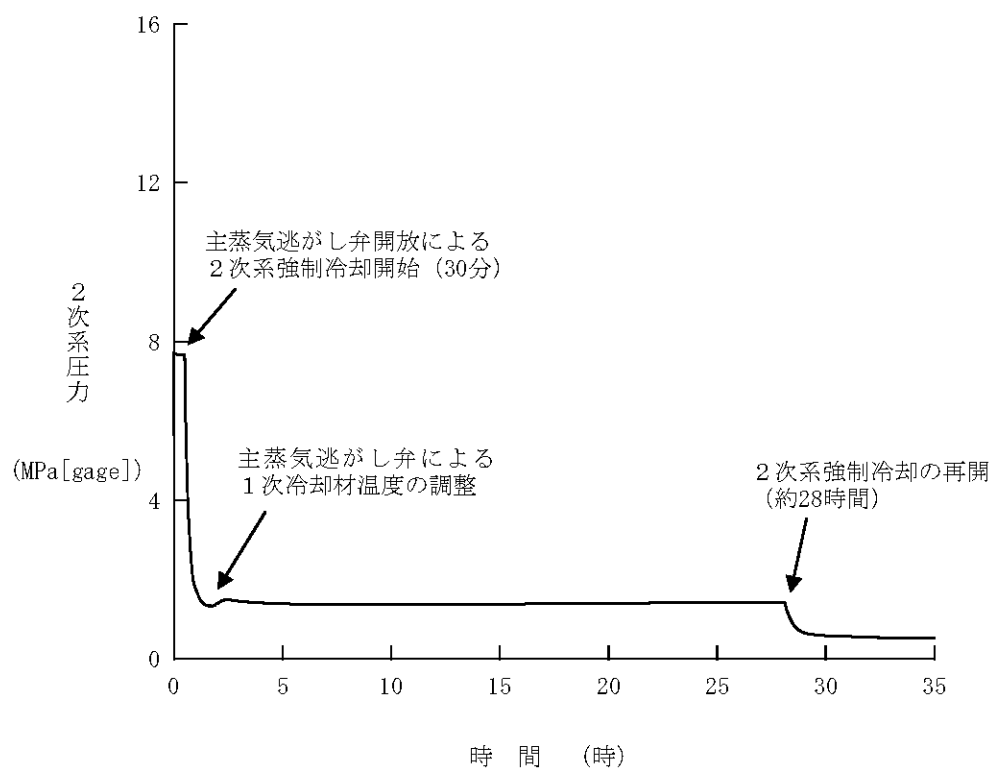
第 7. 1. 2. 34 図 炉心上端ボイド率の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



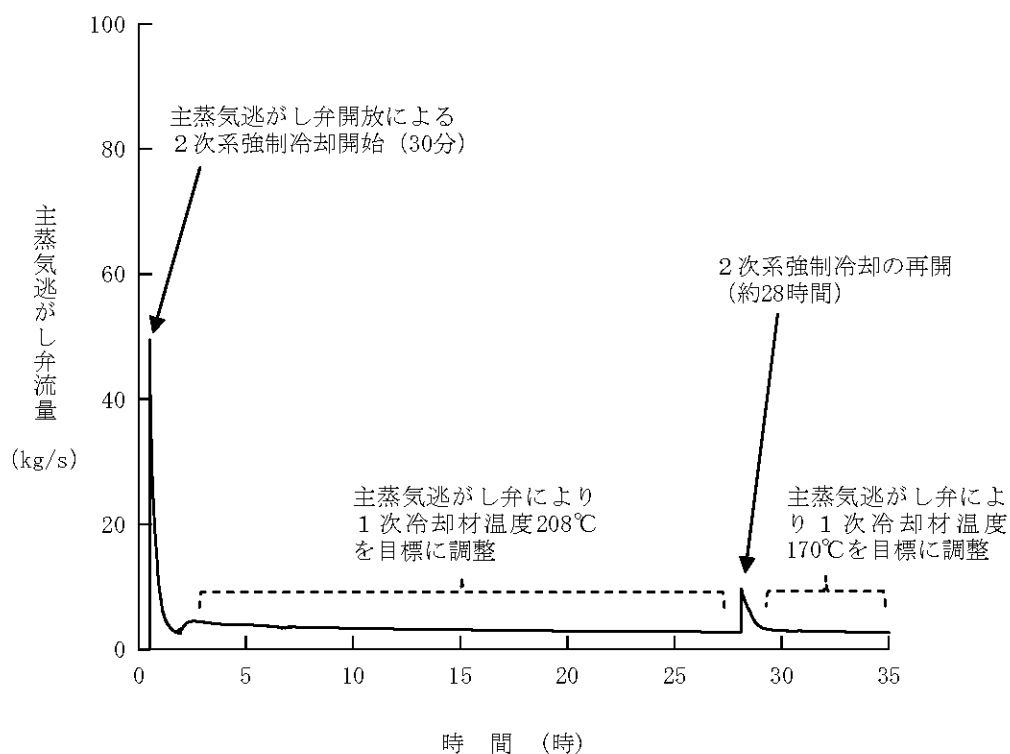
第 7. 1. 2. 35 図 原子炉容器内水位の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



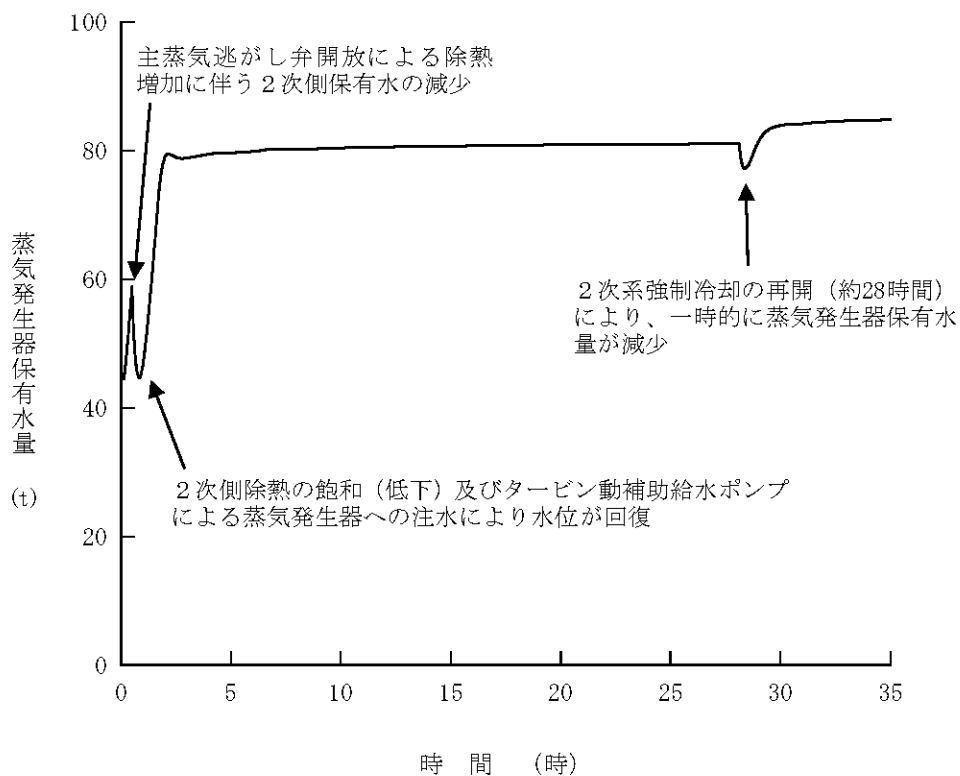
第 7. 1. 2. 36 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



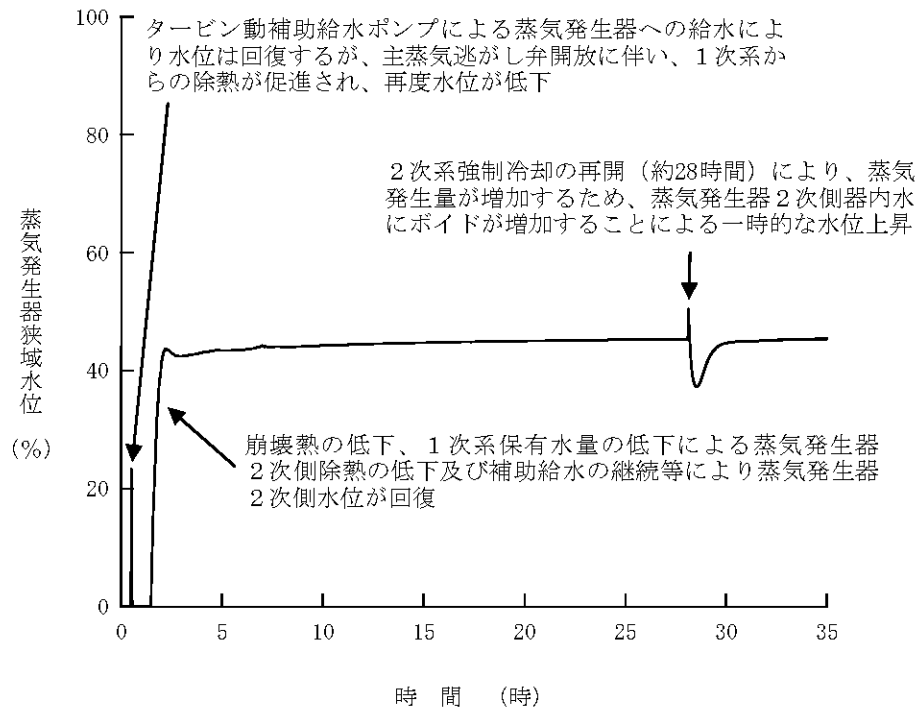
第 7. 1. 2. 37 図 2 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



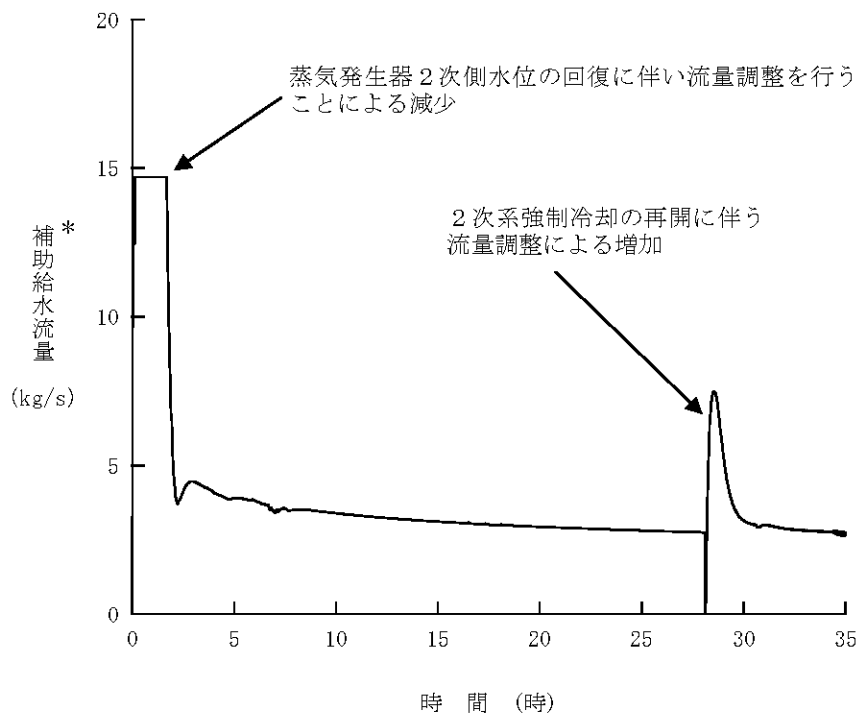
第 7. 1. 2. 38 図 主蒸気逃がし弁流量の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)



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

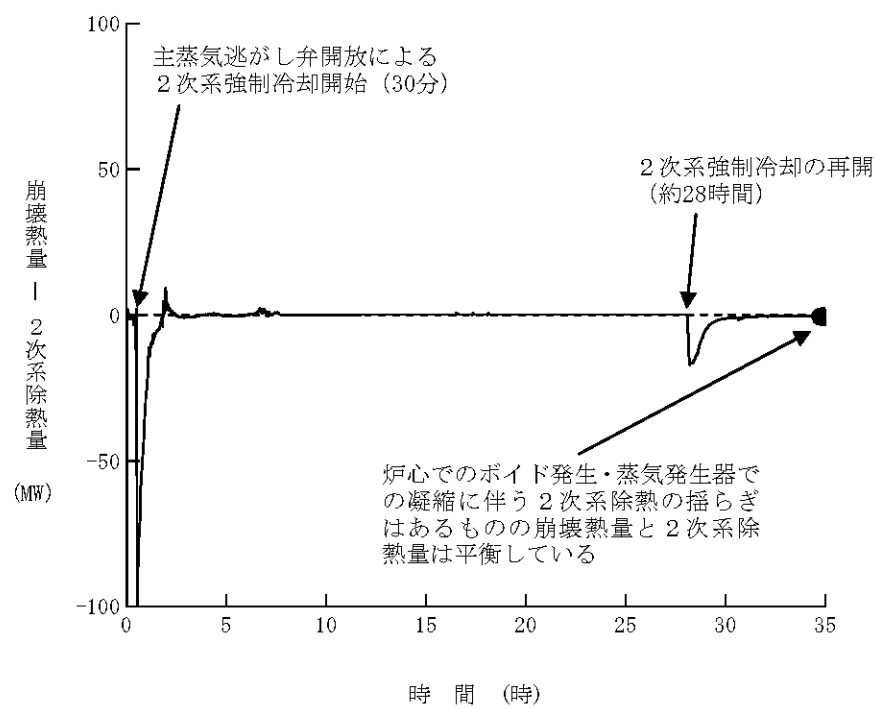


第 7. 1. 2. 40 図 蒸気発生器水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）

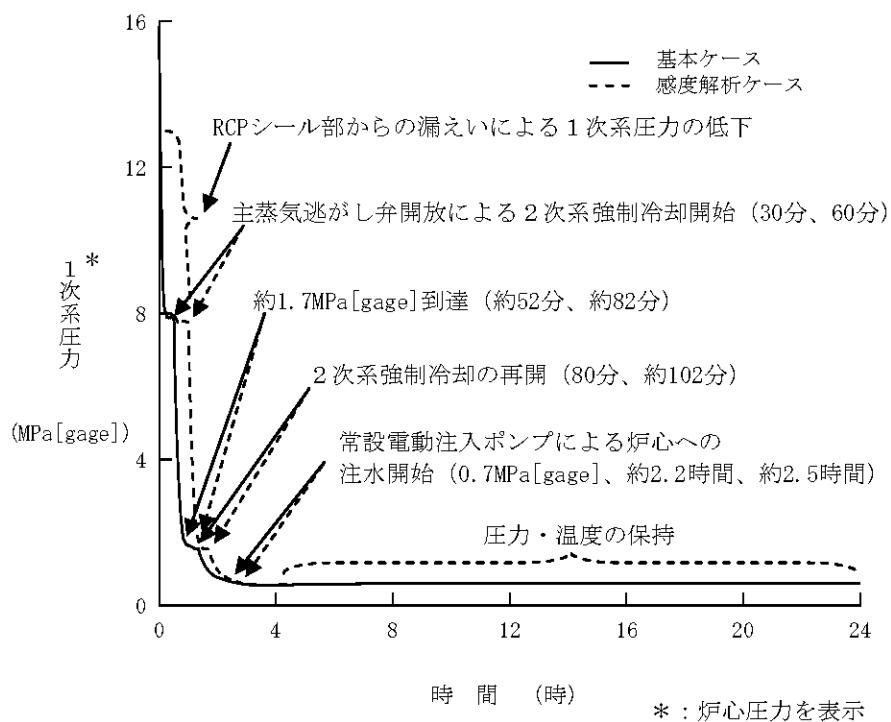


*：蒸気発生器1基当たりの補助給水流量

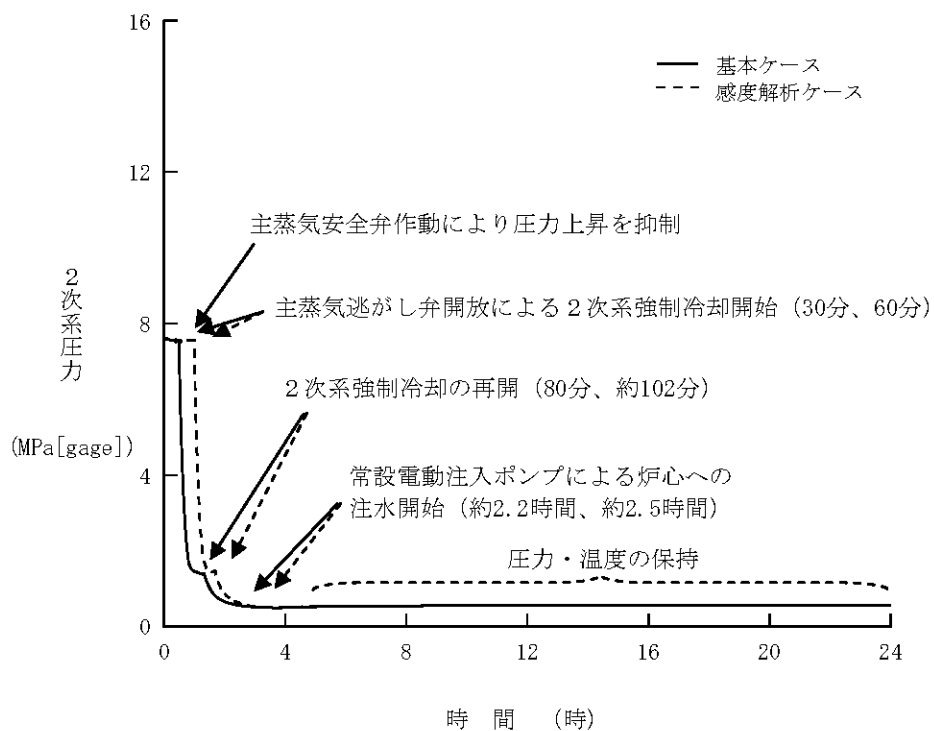
第 7. 1. 2. 41 図 補助給水流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）



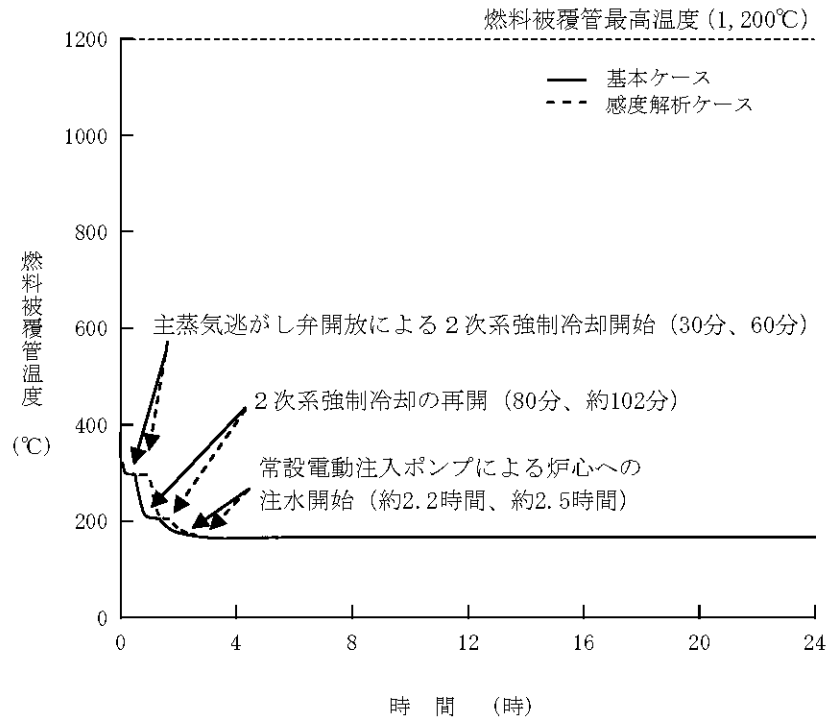
第 7. 1. 2. 42 図 崩壊熱量と 2 次系除熱量の推移
(RCP シール LOCA が発生しない場合)



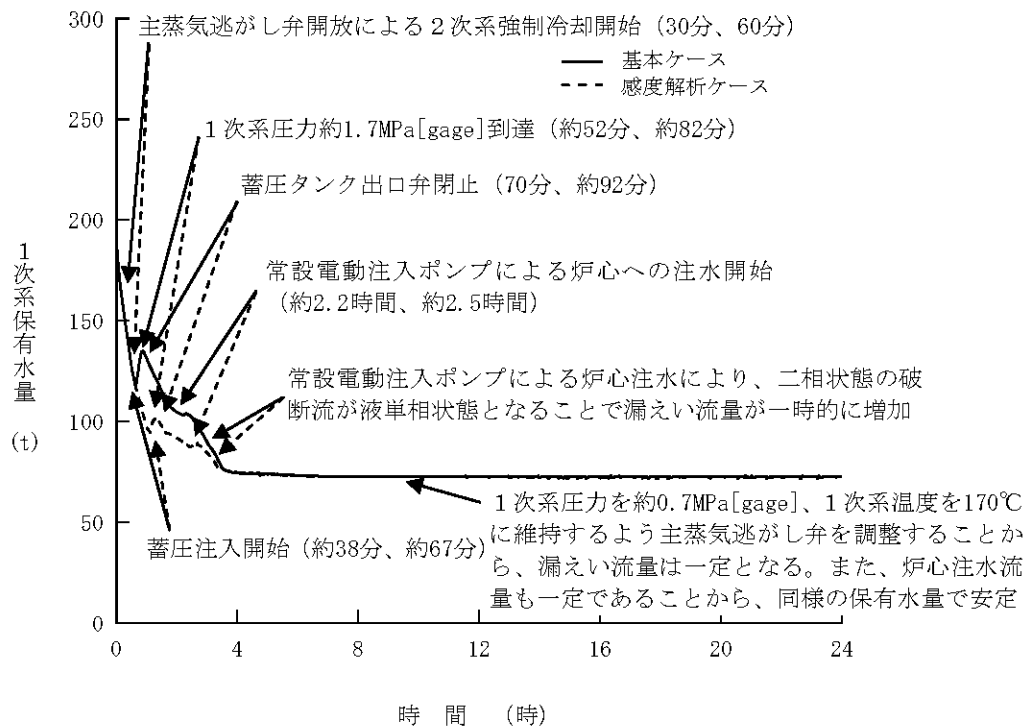
第 7. 1. 2. 43 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



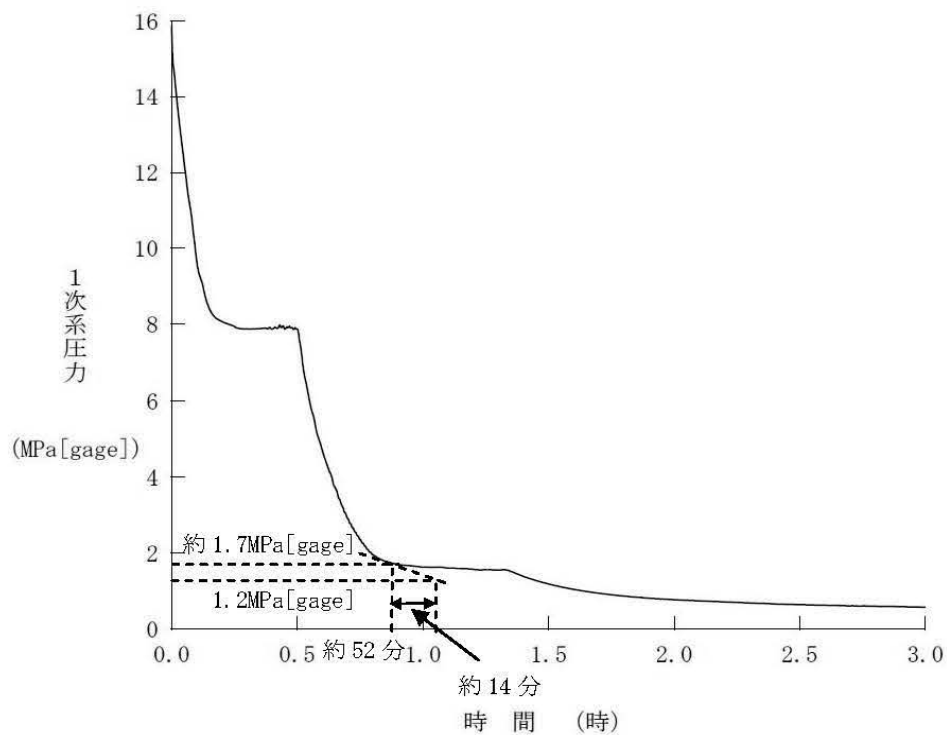
第 7. 1. 2. 44 図 2 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



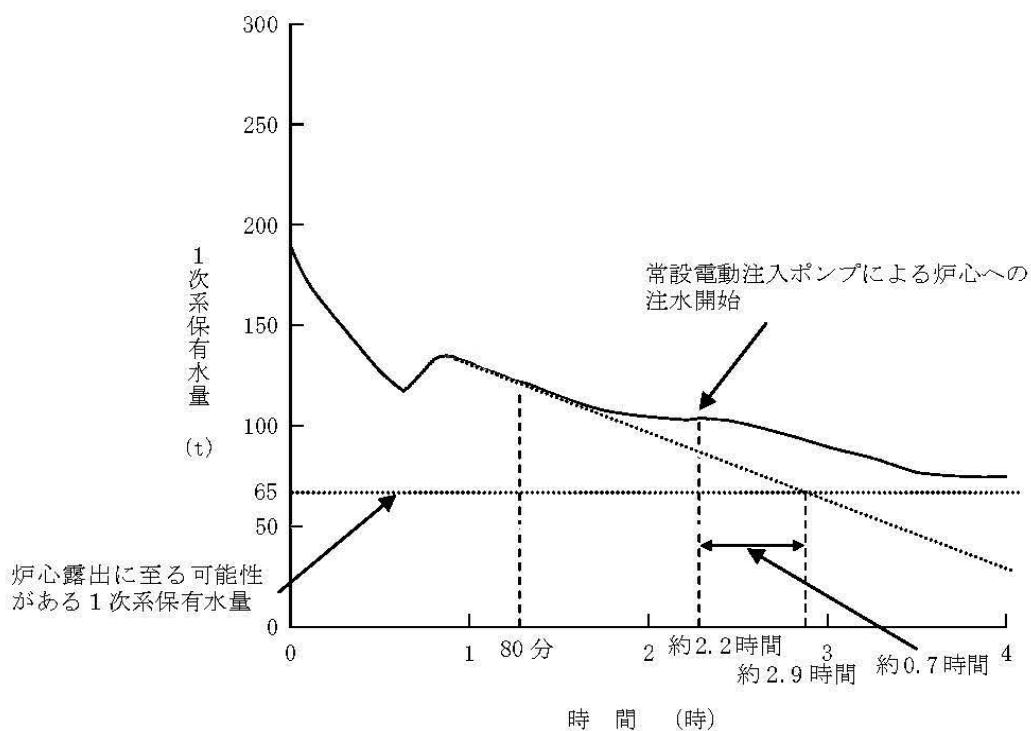
第 7. 1. 2. 45 図 燃料被覆管温度の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



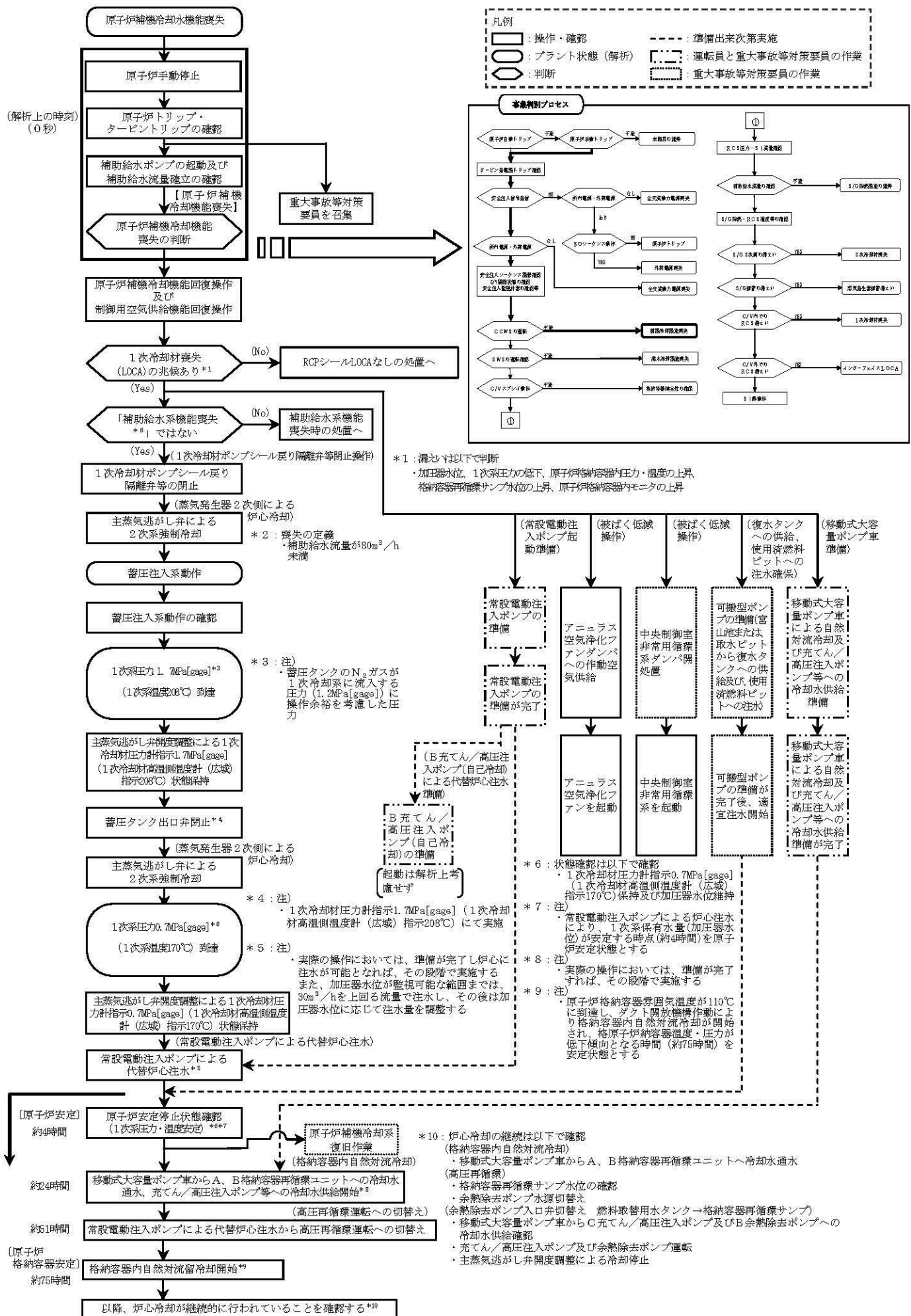
第 7. 1. 2. 46 図 1次系保有水量の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認)



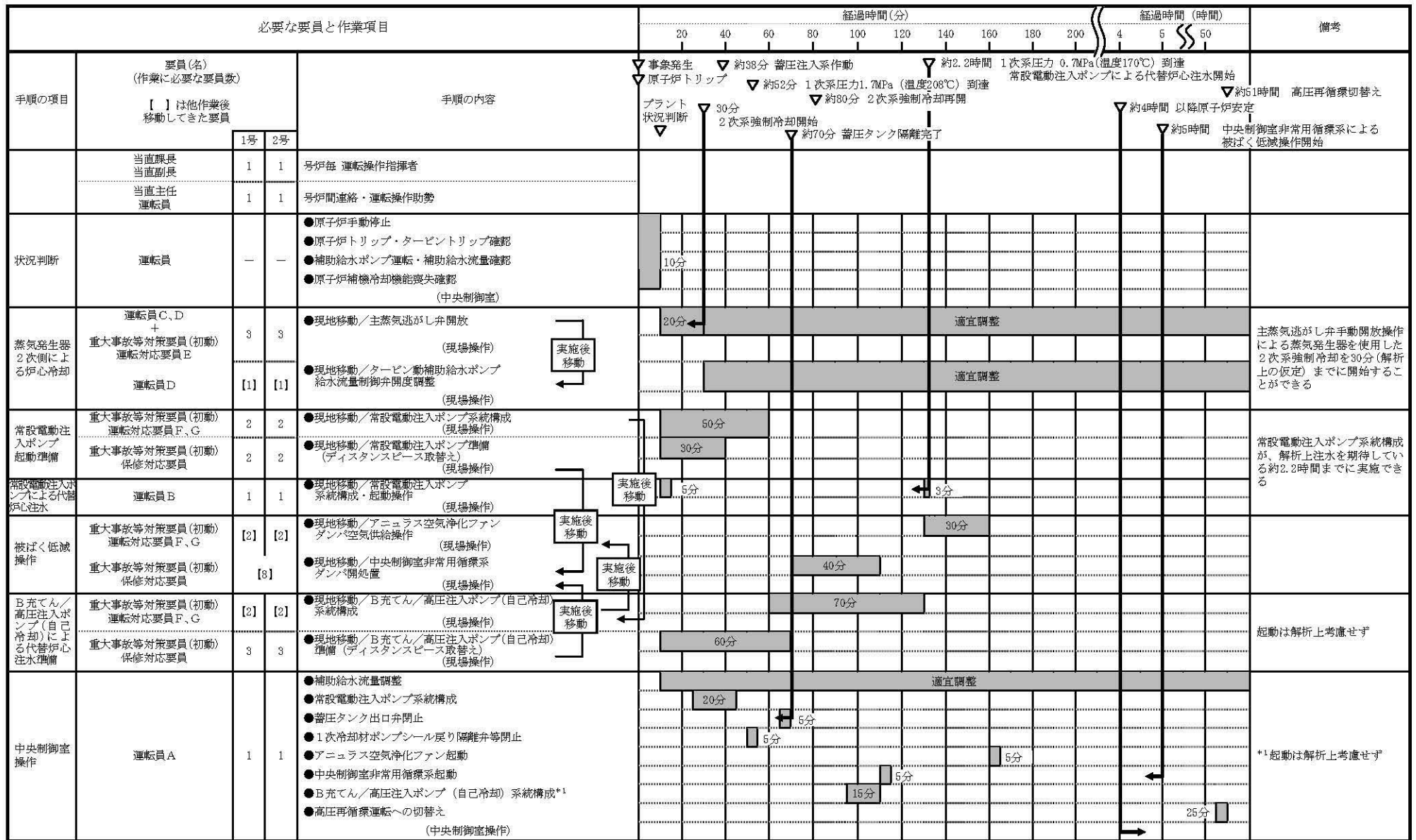
第 7.1.2.47 図 1 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生する場合)
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)



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



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

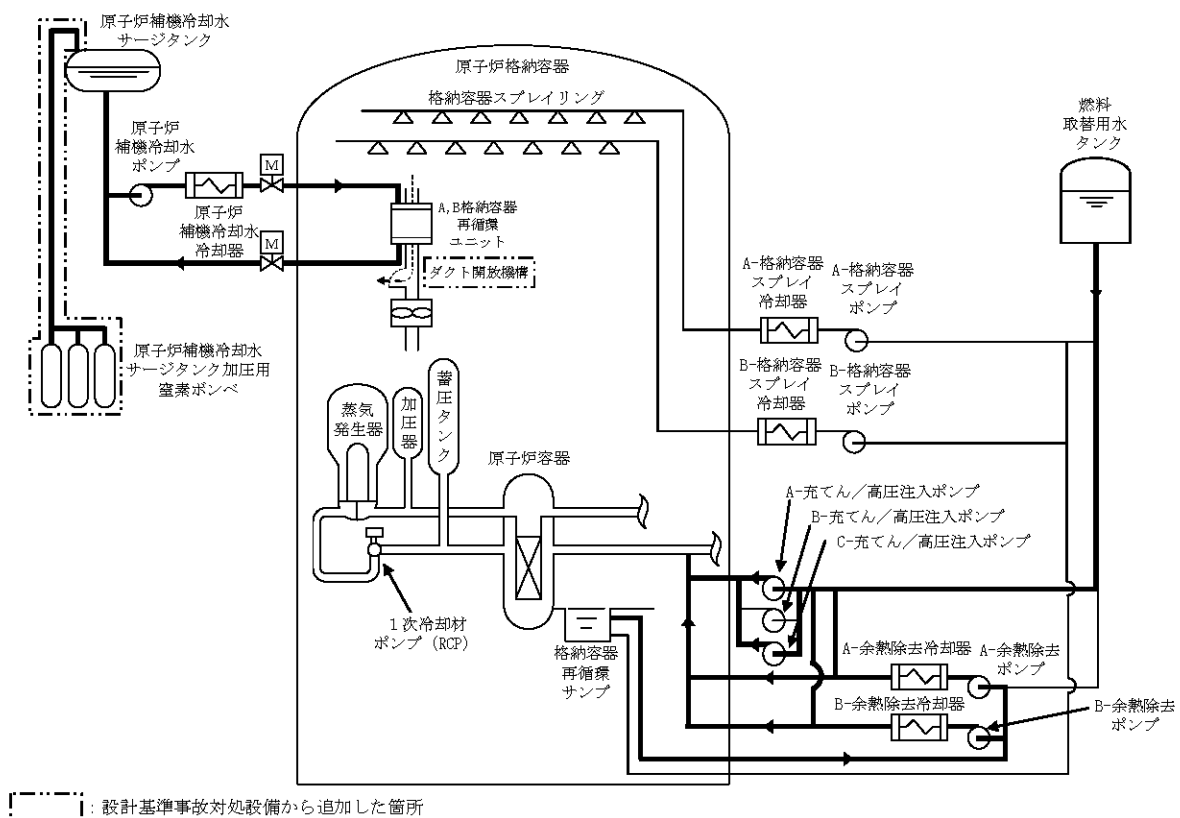


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)

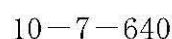
・緊急時対策本部要員4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第7.1.3.3図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間(1/2)

第 7.1.3.3 図 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間 (2/2)



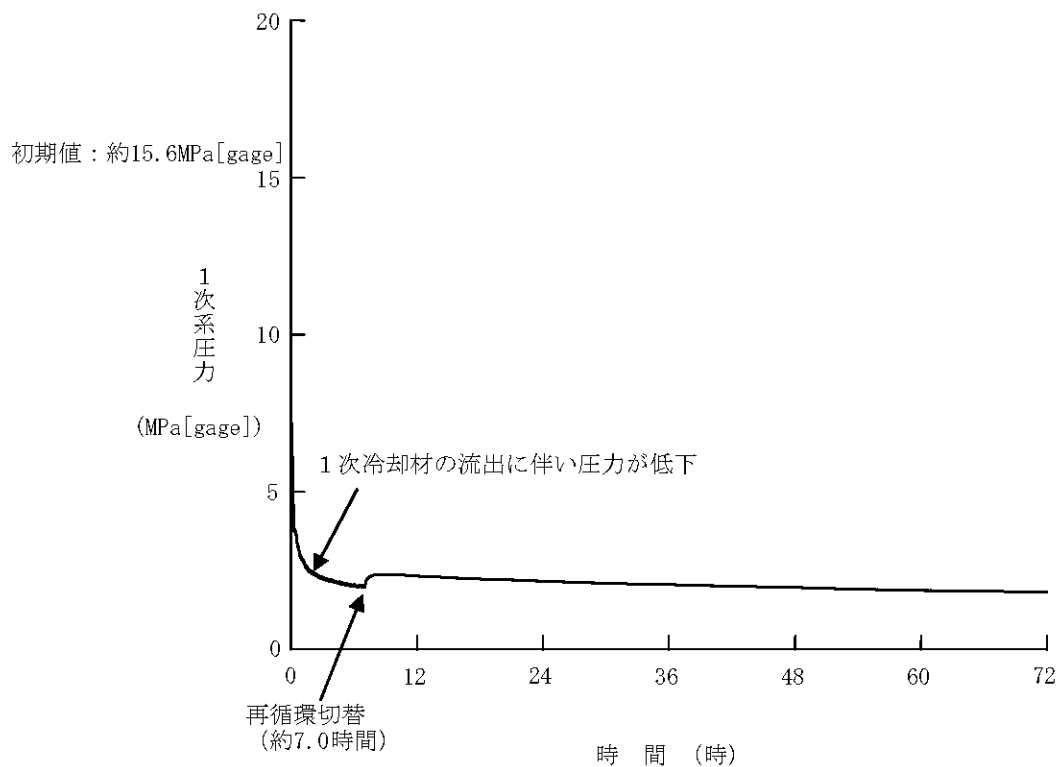
第 7. 1. 4. 1 図 原子炉格納容器の除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



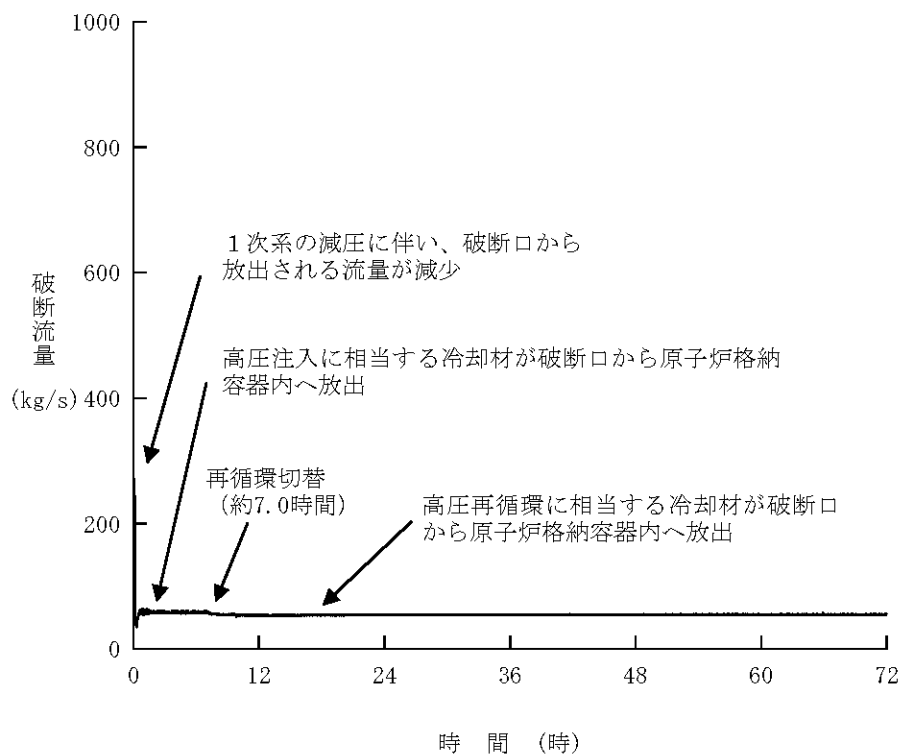
必要な要員と作業項目				経過時間(分)					経過時間(時間)					備 考				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号 2号		手順の内容	10	20	30	40	50	1	2	7	8	9	10	11	12	
					事象発生 原子炉トリップ プラント状況判断 約32分 格納容器スプレイ系作動限界値到達 約8.8時間 原子炉格納容器最高使用圧力到達 (245kPa以上) 約7.5時間 以降原子炉安定 約9.3時間 格納容器内自然対流冷却開始													
	当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者														
	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	—	—	●原子炉トリップ・タービントリップ確認 ●安全注入シーケンス作動状況の確認 ●補助給水ポンプ運転・補助給水流量の確認 (中央制御室確認)	10分													
	運転員A	1	1	●格納容器スプレイ 注入失敗確認 (中央制御室確認)					1分									
蒸気発生器2次側 による炉心冷却	運転員B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)					1分									主蒸気逃がし弁開放は、解析上考慮 せず
格納容器スプレイ系 回復操作	運転員A	[1]	[1]	●格納容器スプレイ ポンプ手動起動 (中央制御室操作)														回復は解析上考慮せず
	運転員C、D	2	2	●現地移動／格納容器スプレイ ポンプ 起動操作・失敗原因調査 (現場操作)														
燃料取替用水タンク 補給操作	運転員A	[1]	[1]	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)														補給操作は解析上考慮せず
	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E	1	1	●現地移動／燃料取替用水タンク 補給系統構成 (現場操作)			25分											
格納容器内自然対流 冷却準備	重大事故等対策要員 (初動) 運転対応要員 E	[1]	[1]	●現地移動／原子炉補機冷却系加圧操作*1 (現場操作)					60分									*1 格納容器内自然対流冷却開始後、 原子炉格納容器の冷却状態を継続して 監視する
	重大事故等対策要員 (初動) 保修対応要員	2	2	●現地移動／可搬型温度計測装置 (格納容器再循環 ユニット入口温度／出口温度(SA)用) 取付け (現場操作)					60分									
	運転員A	[1]	[1]	●原子炉補機冷却系加圧操作準備 (中央制御室操作)					10分									
高圧・低圧再循環 切替え	運転員A	[1]	[1]	●高圧・低圧再循環運転切替操作 (中央制御室操作)									25分					格納容器再循環サンプル広域水位計指 示67%以上及び燃料取替用水タンク 水位計指示16%到達すれば実施
格納容器内自然対流 冷却	運転員A	[1]	[1]	●A、B格納容器再循環ユニットによる 冷却操作*1 (中央制御室操作)										10分				格納容器内自然対流冷却が、解析上、 期待している約9.3時間までに実施 できる
	運転員C	[1]	[1]	●現地移動／A、B格納容器再循環ユニット冷却水廻り 電源操作*1 (現場操作)											10分			

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

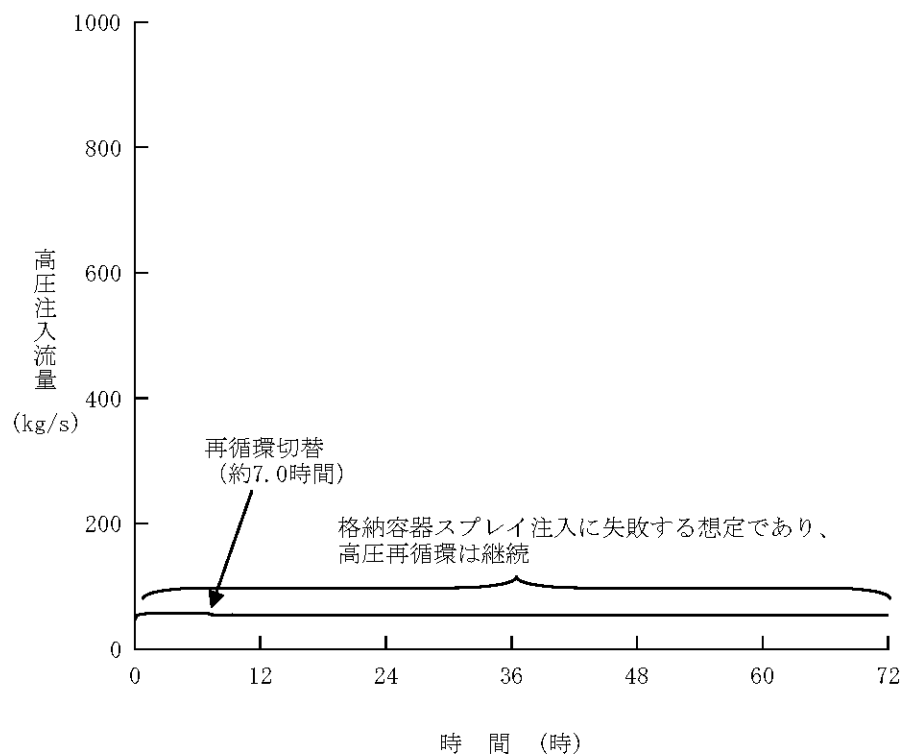
第7.1.4.3図 原子炉格納容器の除熱機能喪失(中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗)の作業と所要時間



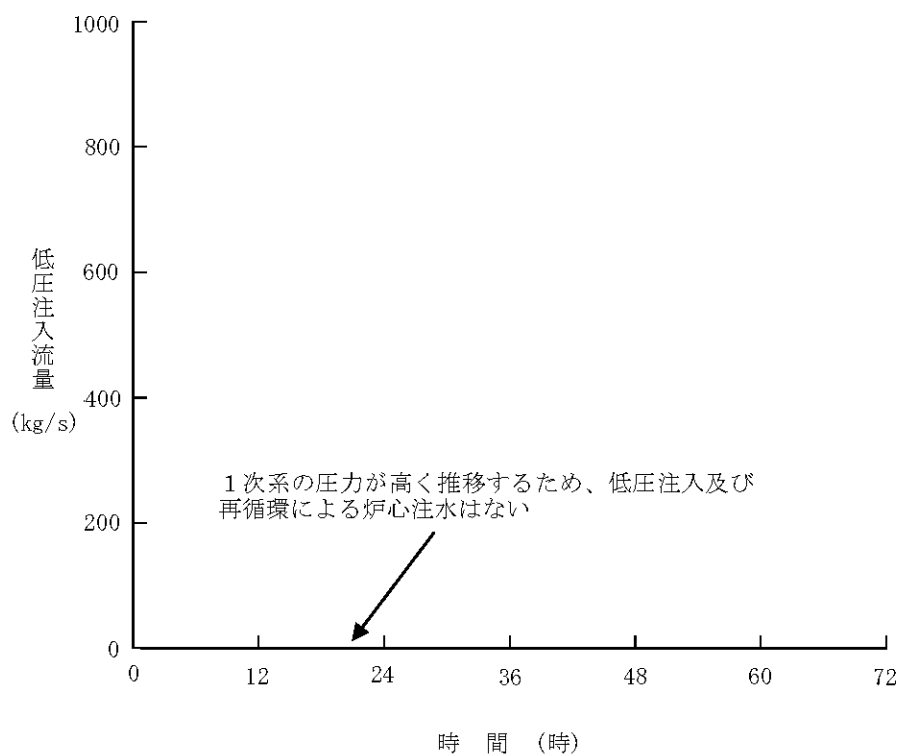
第 7. 1. 4. 4 図 1 次系圧力の推移



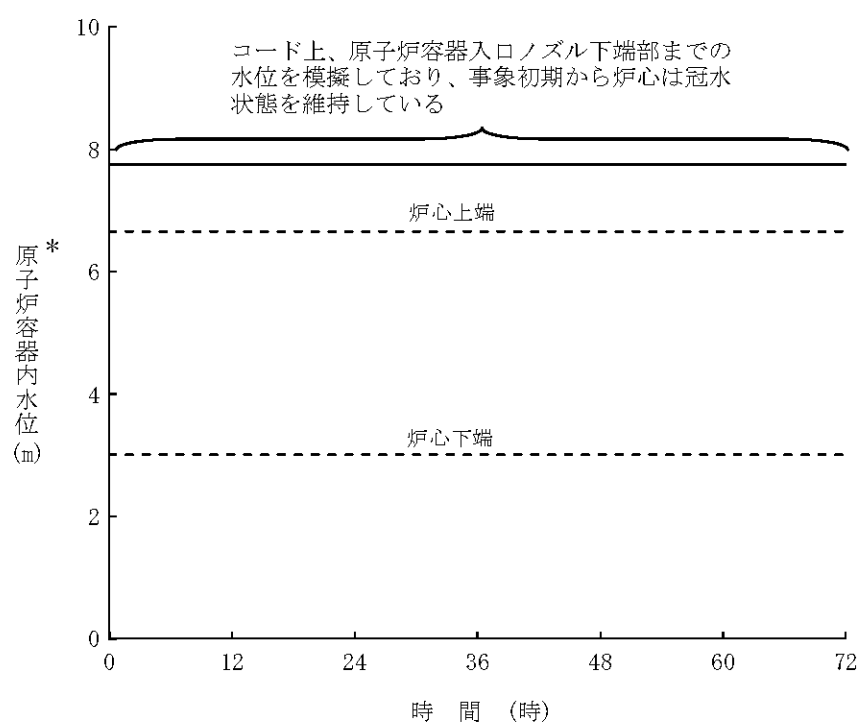
第 7. 1. 4. 5 図 破断流量の推移



第 7.1.4.6 図 高圧注入流量の推移

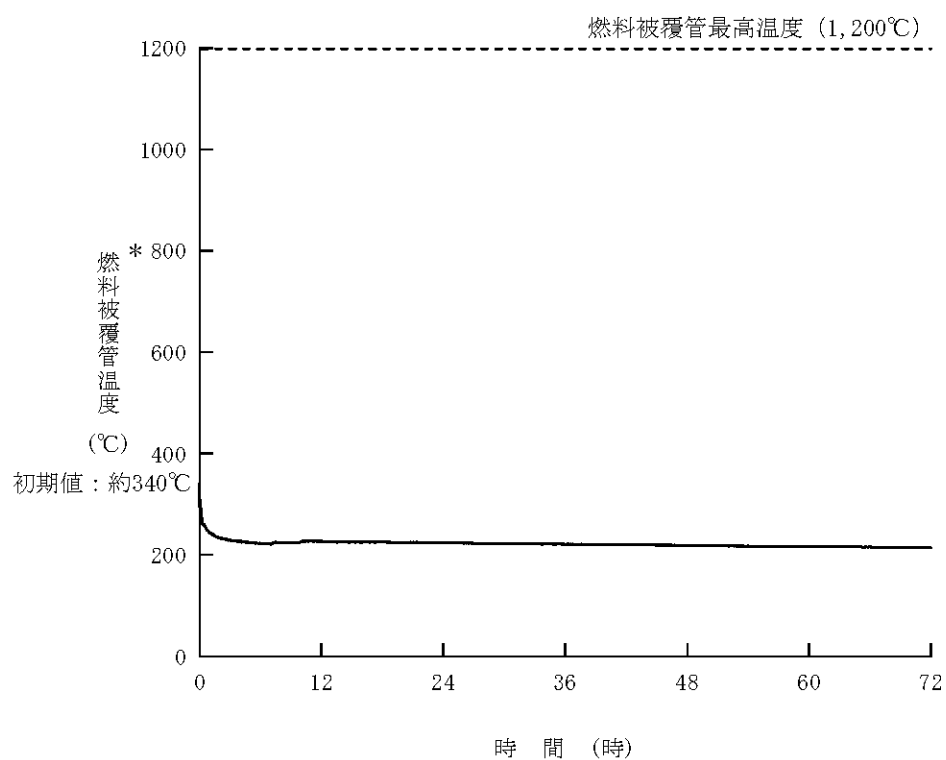


第 7.1.4.7 図 低圧注入流量の推移



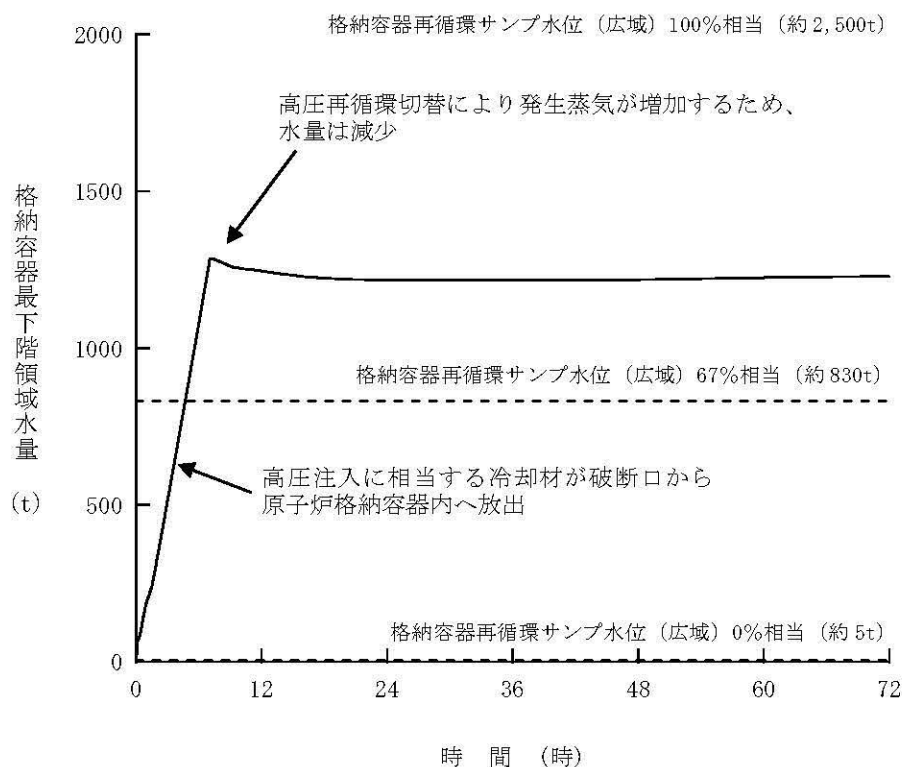
* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

第 7. 1. 4. 8 図 原子炉容器内水位の推移

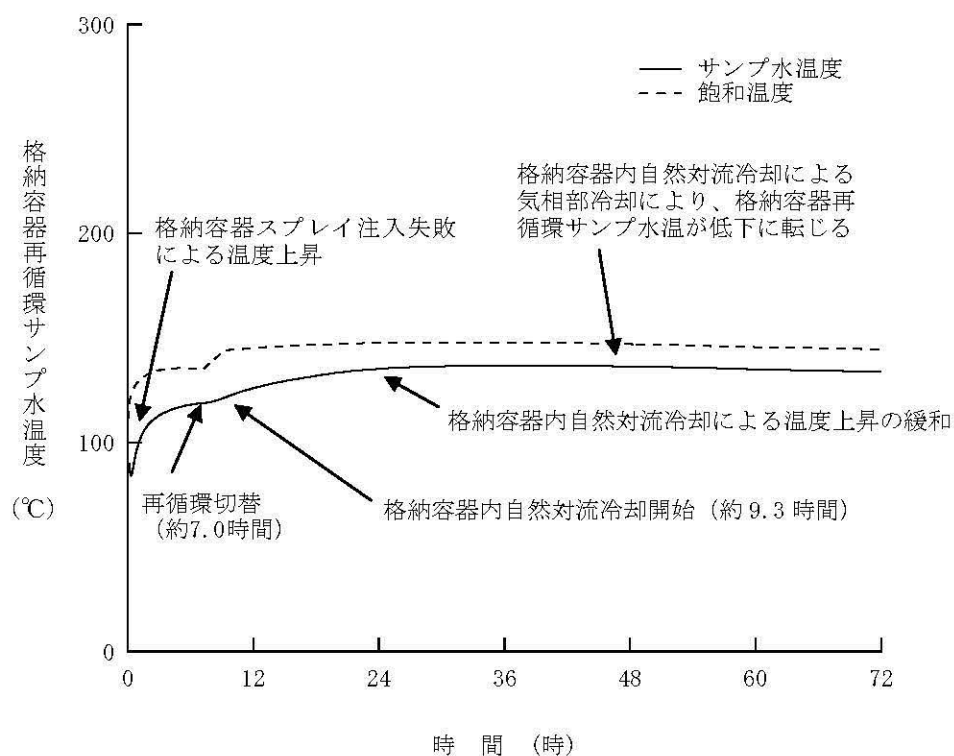


* : 炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

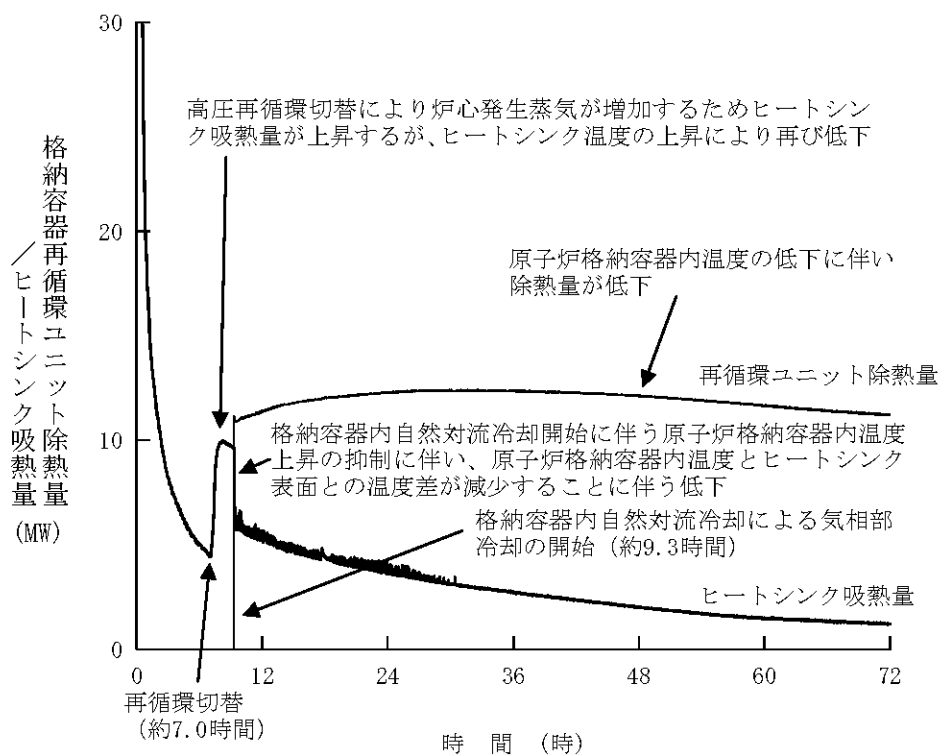
第 7. 1. 4. 9 図 燃料被覆管温度の推移



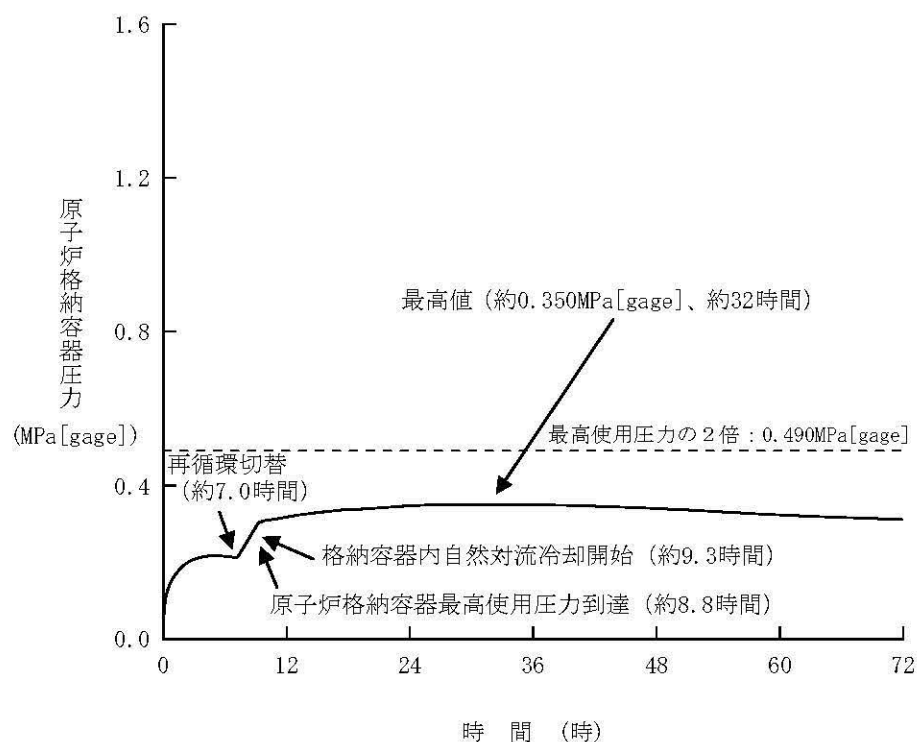
第 7. 1. 4. 10 図 格納容器最下階領域水量の推移



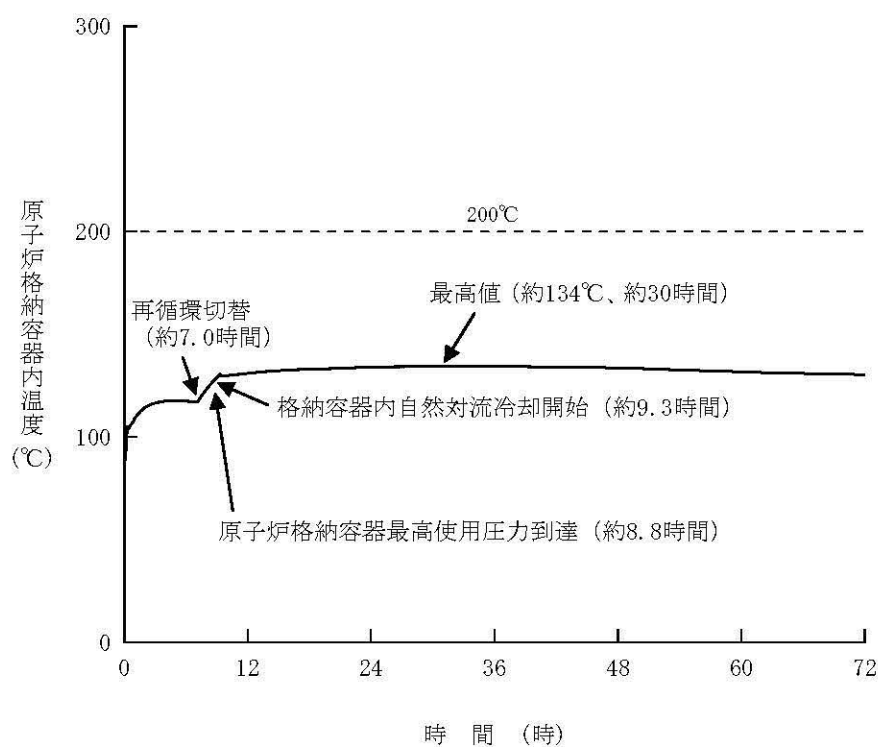
第 7. 1. 4. 11 図 格納容器再循環サンプ水温度の推移



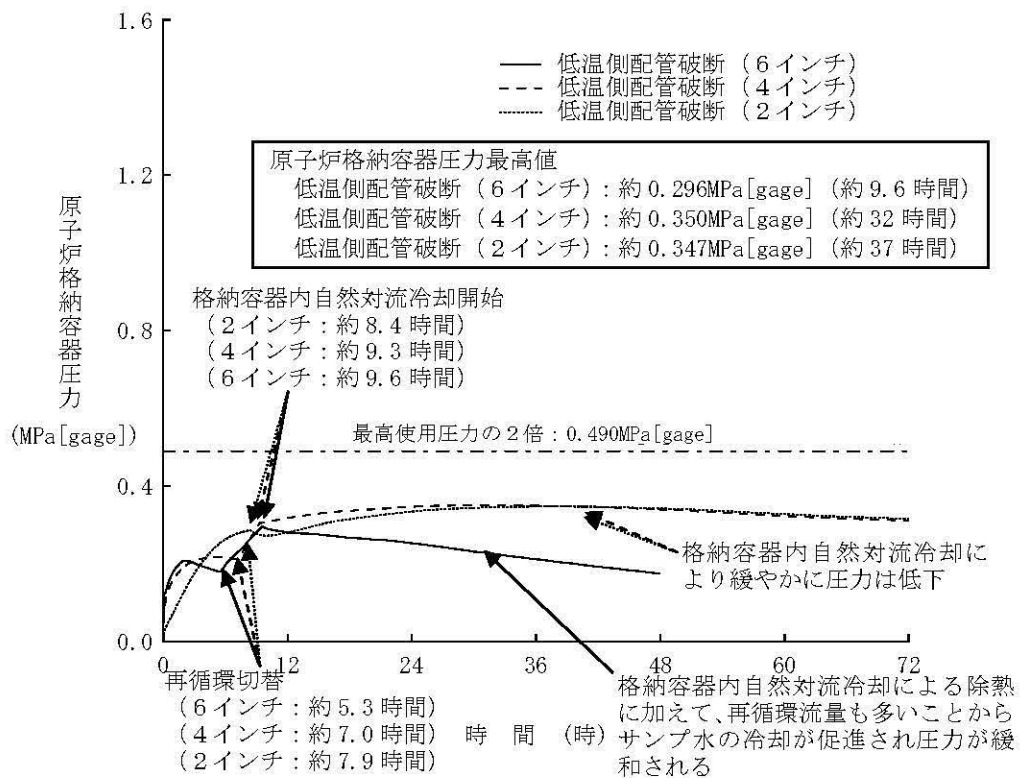
第 7.1.4.12 図 原子炉格納容器からの除熱量の推移



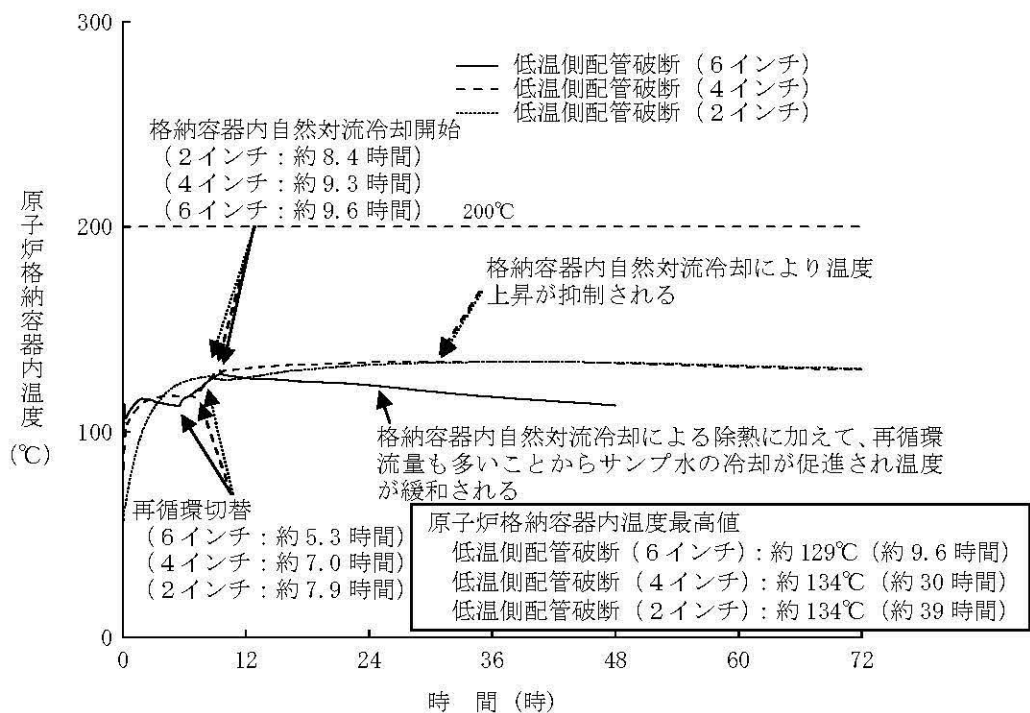
第 7. 1. 4. 13 図 原子炉格納容器圧力の推移



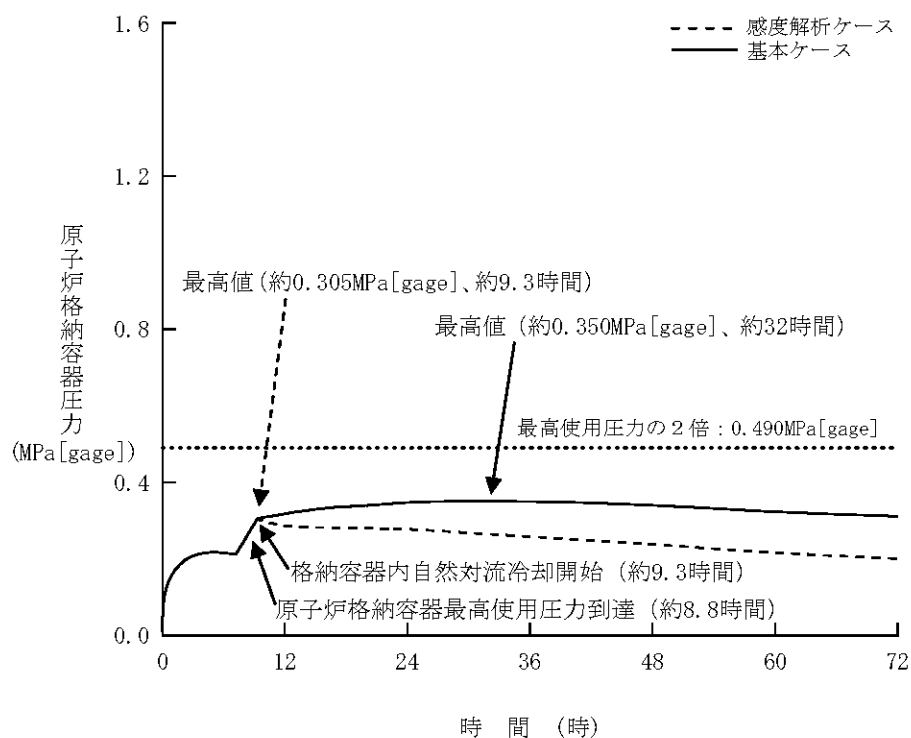
第 7. 1. 4. 14 図 原子炉格納容器内温度の推移



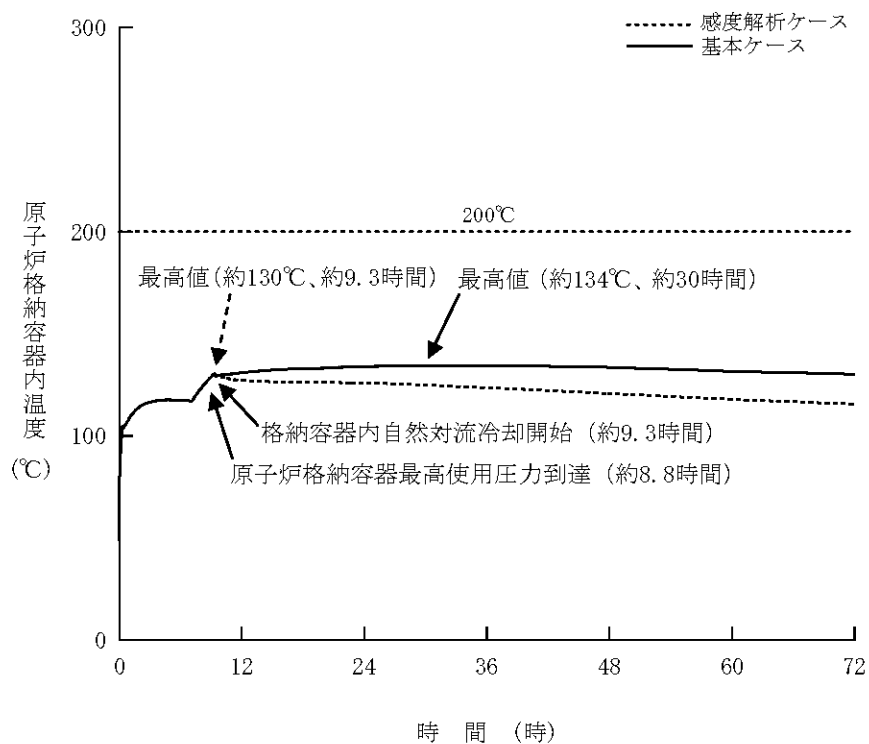
第 7.1.4.15 図 原子炉格納容器圧力の推移 (破断口径の影響確認)



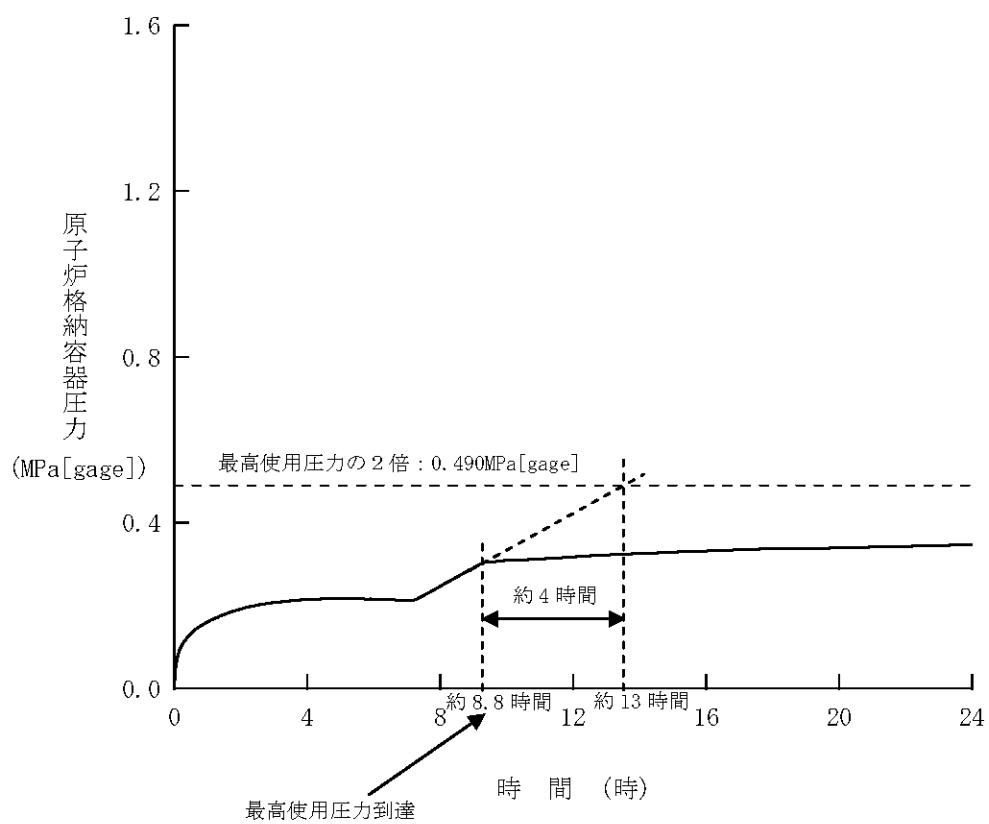
第 7.1.4.16 図 原子炉格納容器内温度の推移 (破断口径の影響確認)



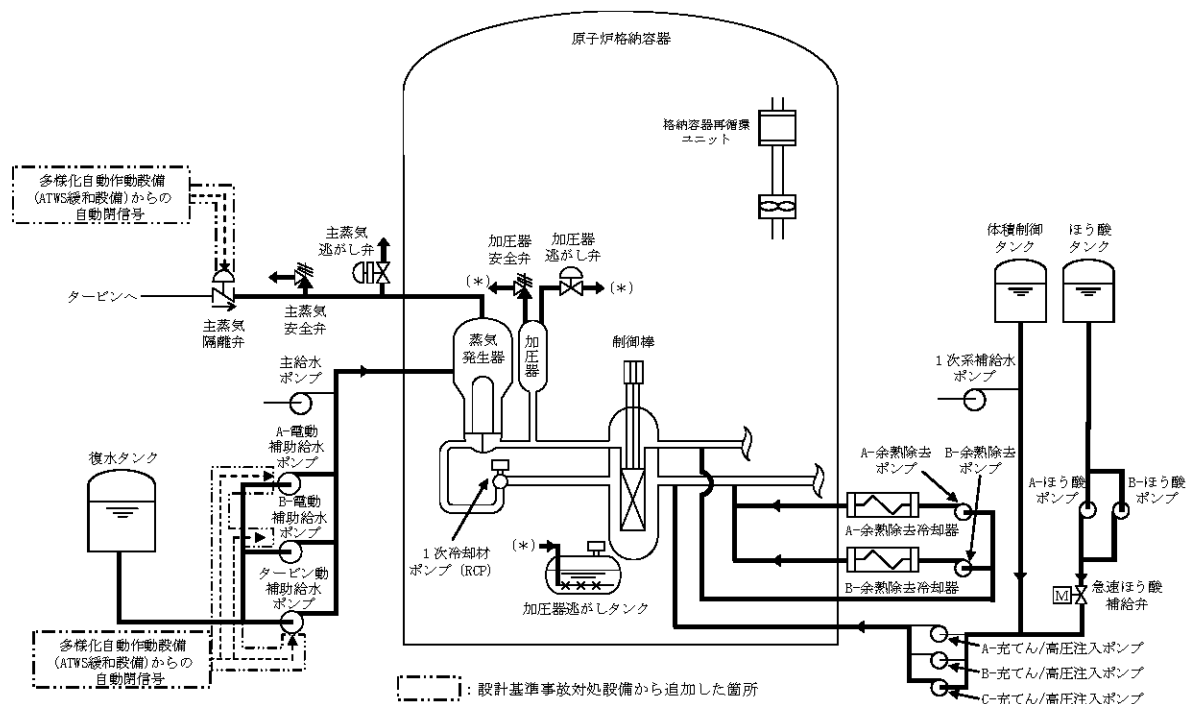
第 7.1.4.17 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



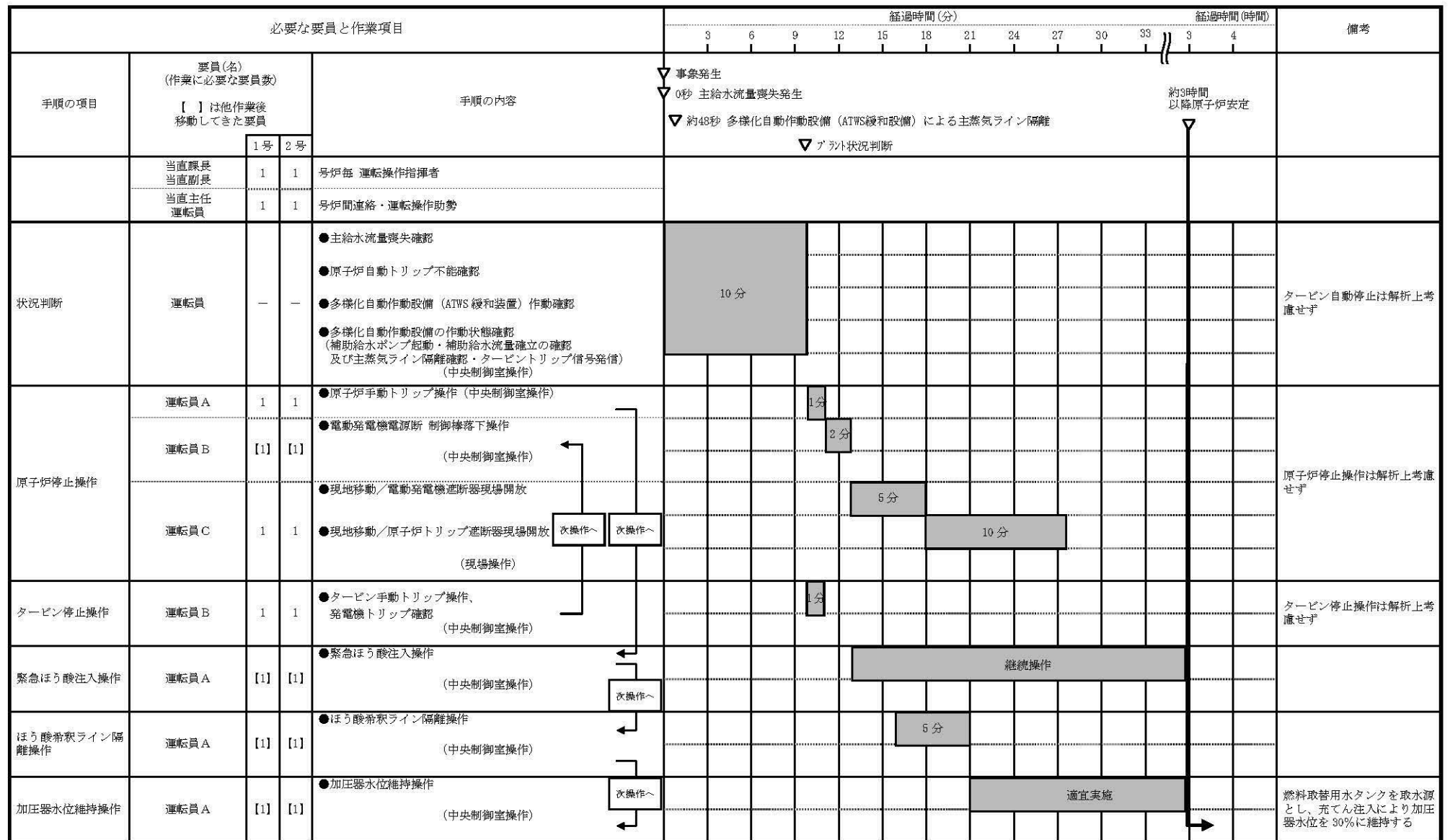
第 7.1.4.18 図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



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

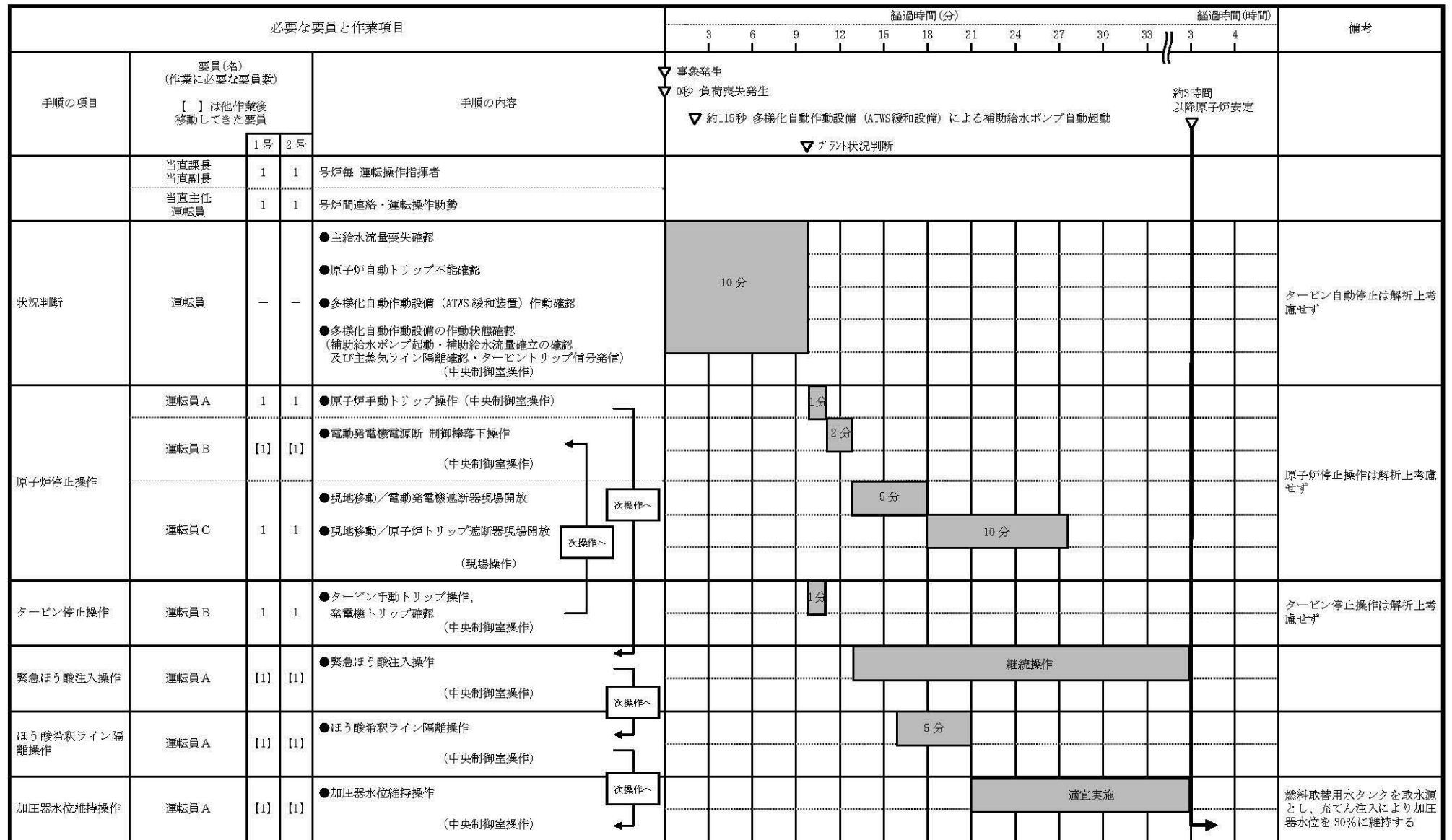


第 7.1.5.1 図 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



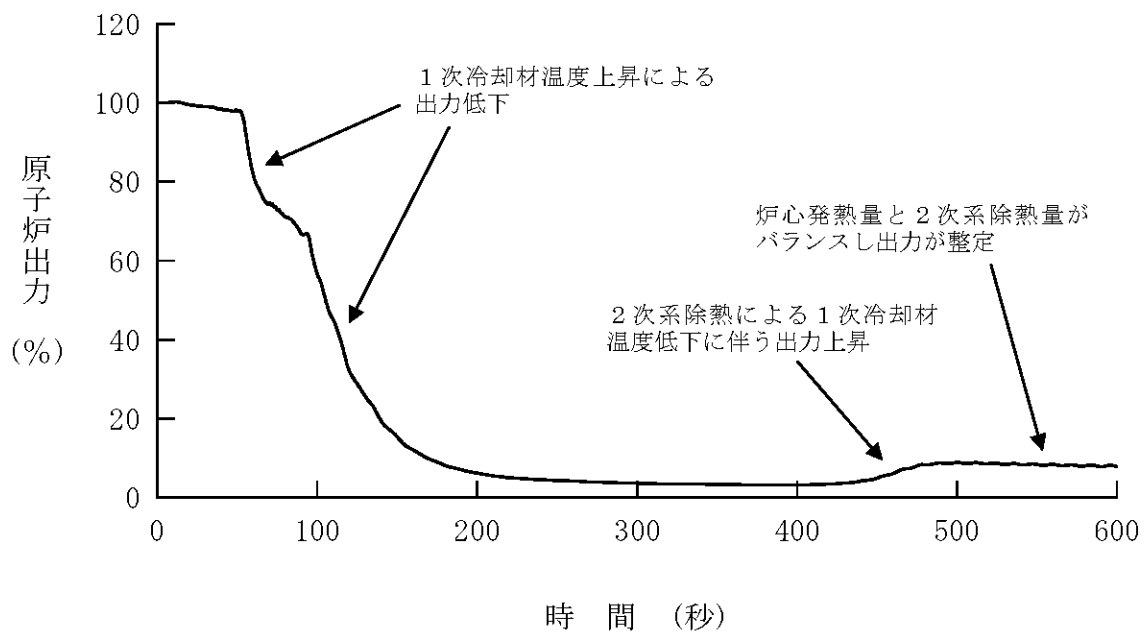
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

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

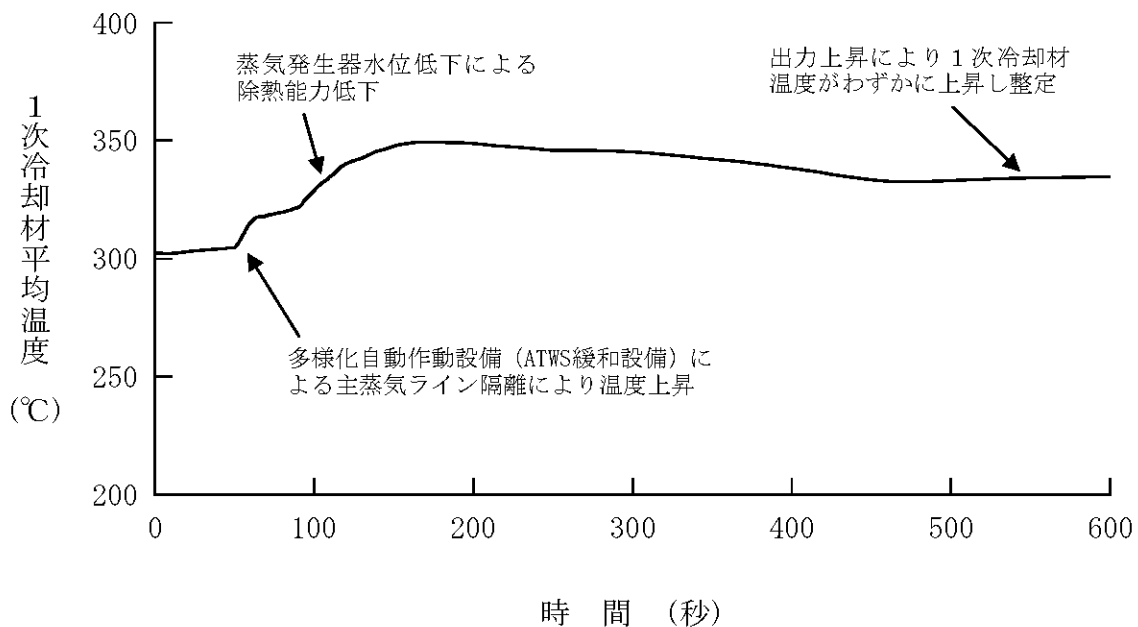


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間または作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

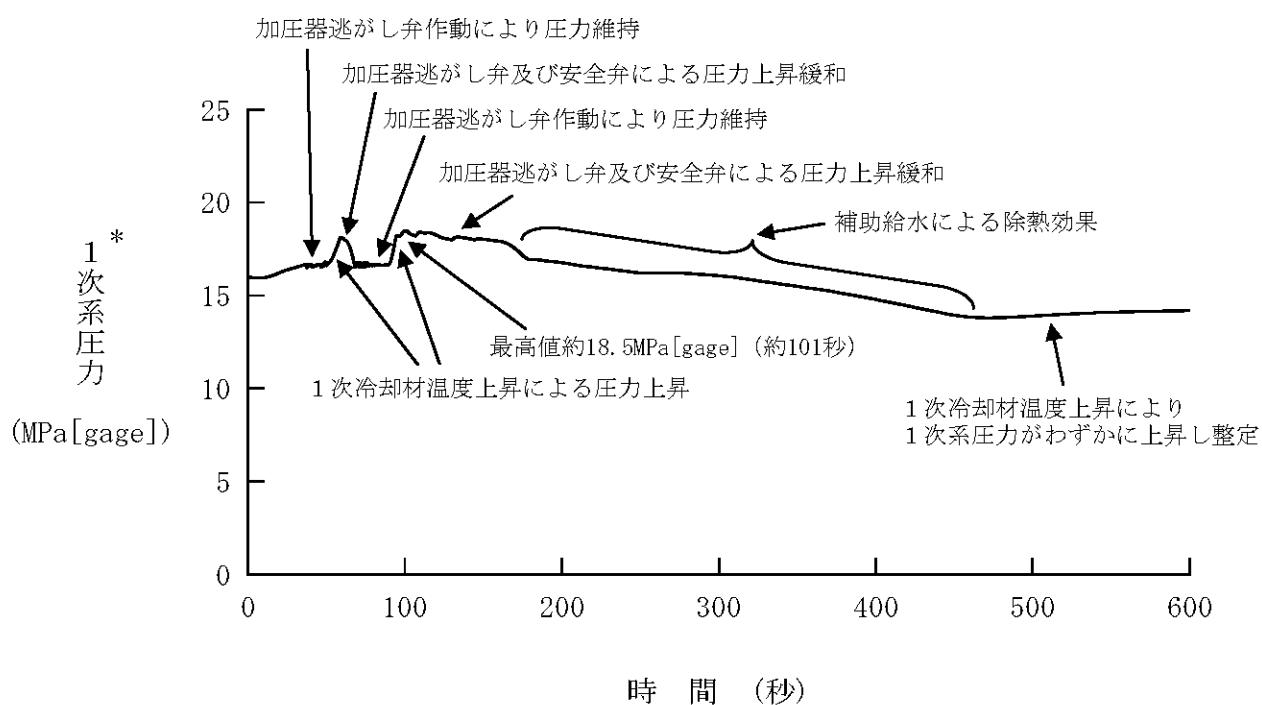
第 7.1.5.5 図 原子炉停止機能喪失時(負荷の喪失+原子炉トリップ失敗)の作業と所要時間



第7.1.5.6図 原子炉出力の推移（主給水流量喪失）

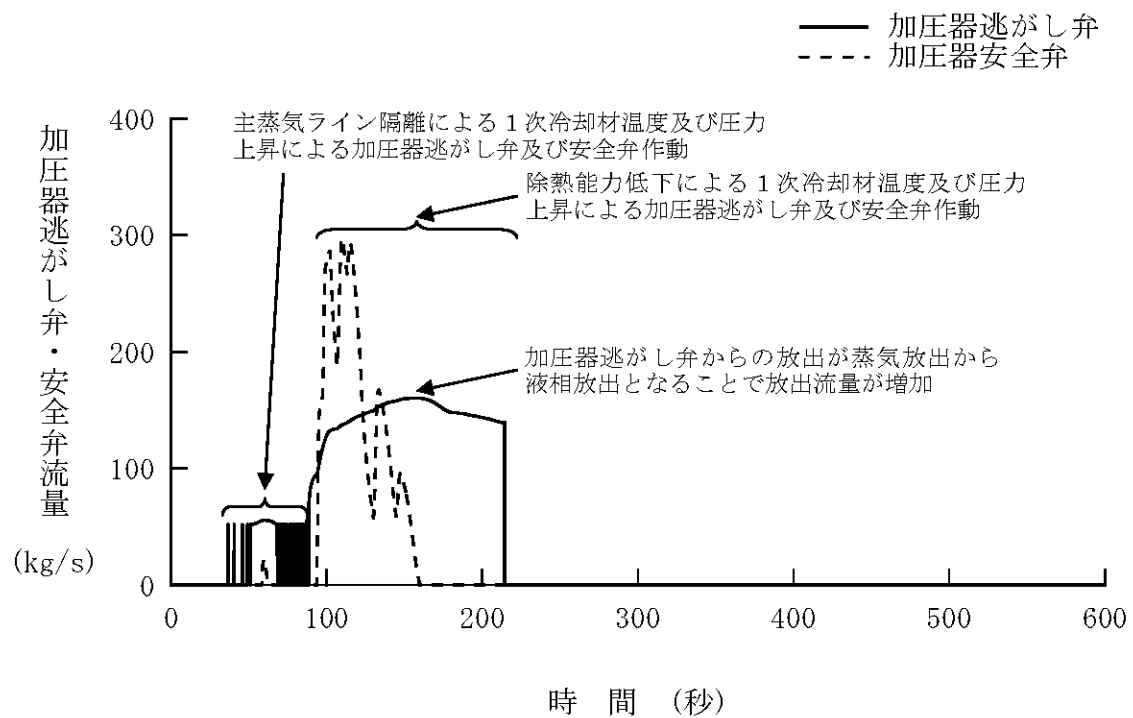


第7.1.5.7図 1次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）

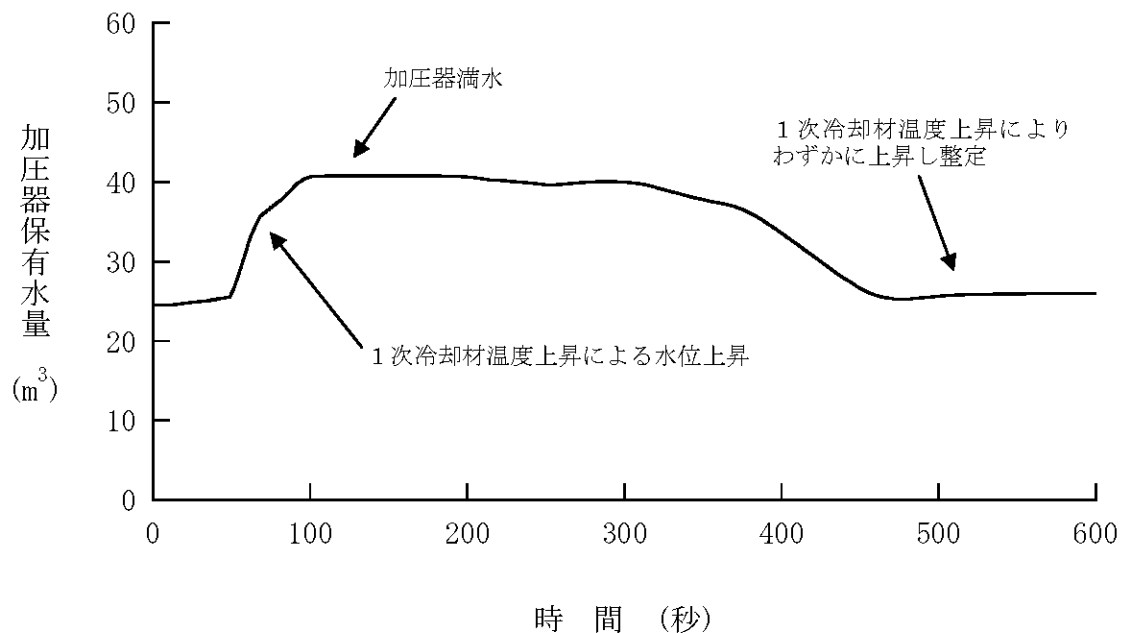


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

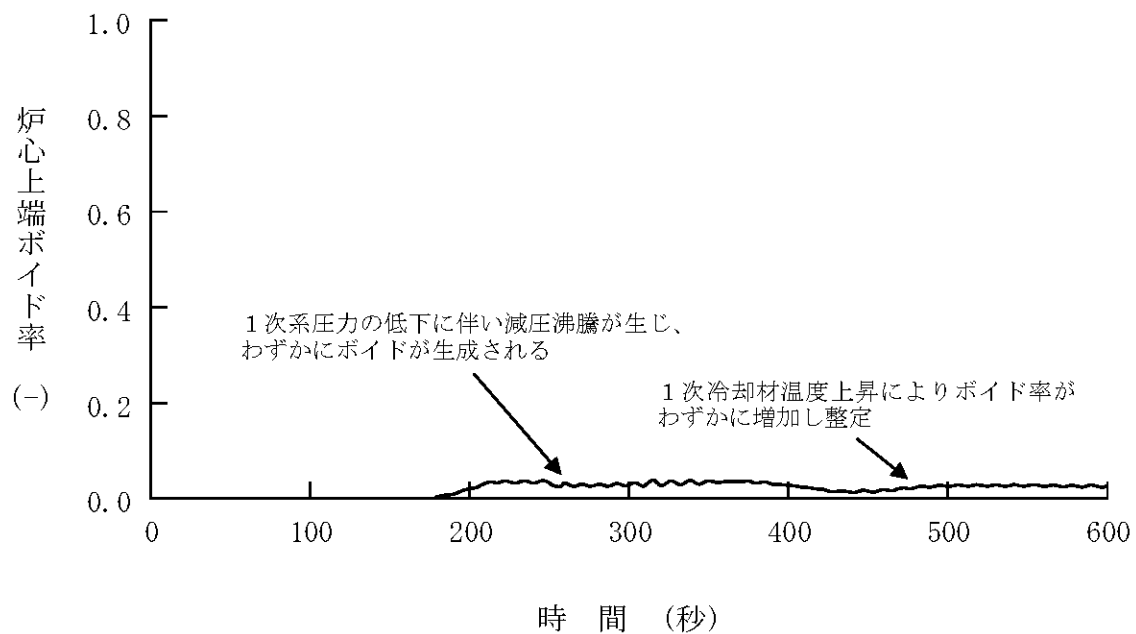
第 7. 1. 5. 8 図 1 次系圧力の推移 (主給水流量喪失)



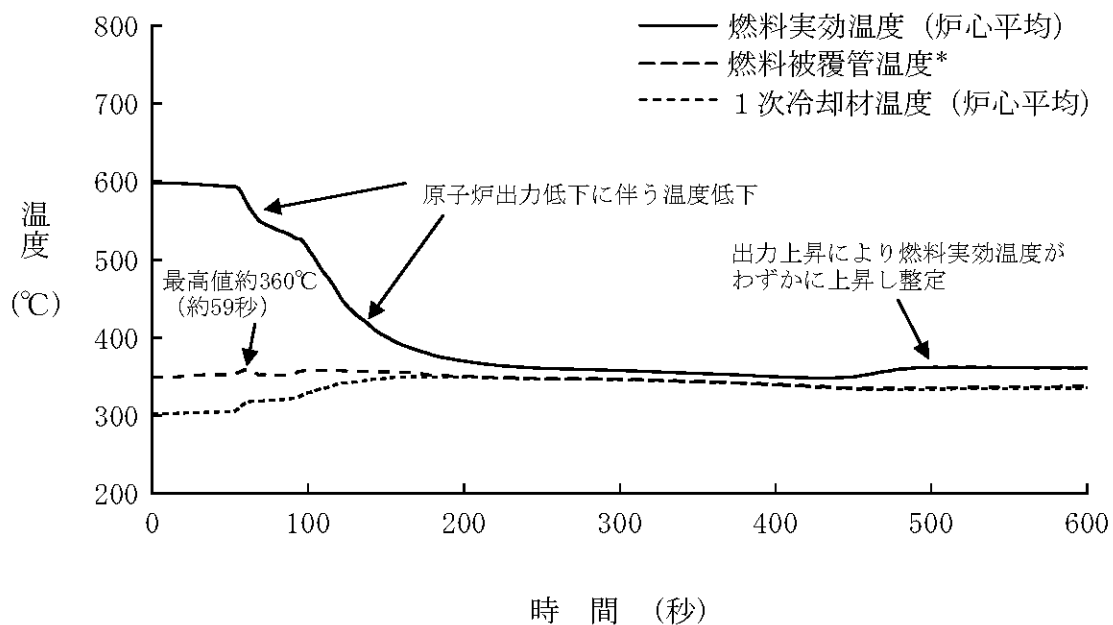
第 7. 1. 5. 9 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）



第 7. 1. 5. 10 図 加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）

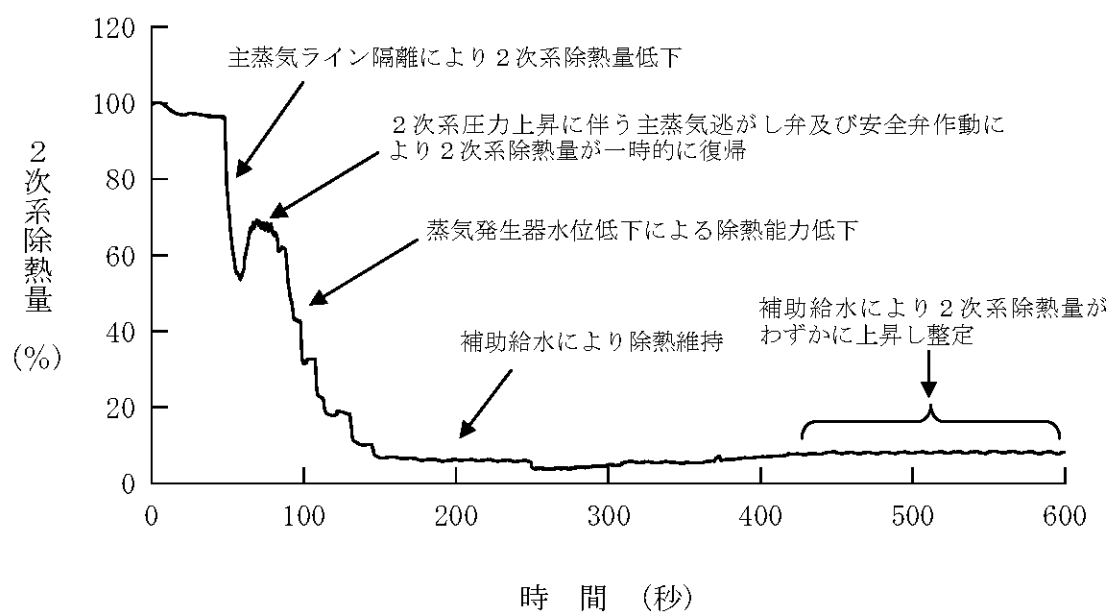


第 7. 1. 5. 11 図 炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）

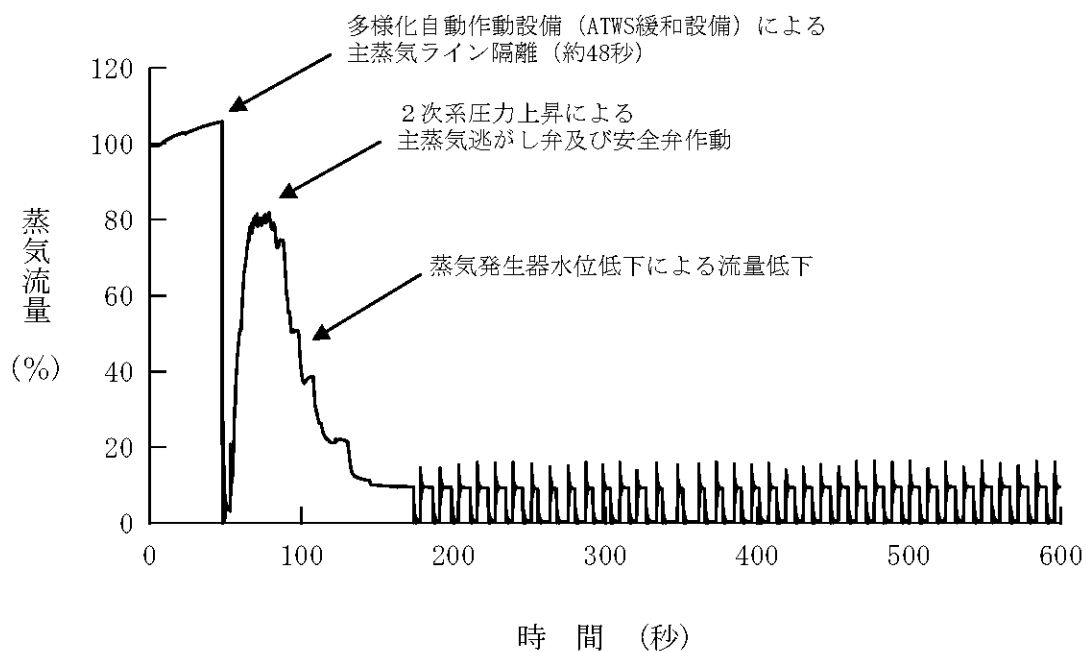


*：燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

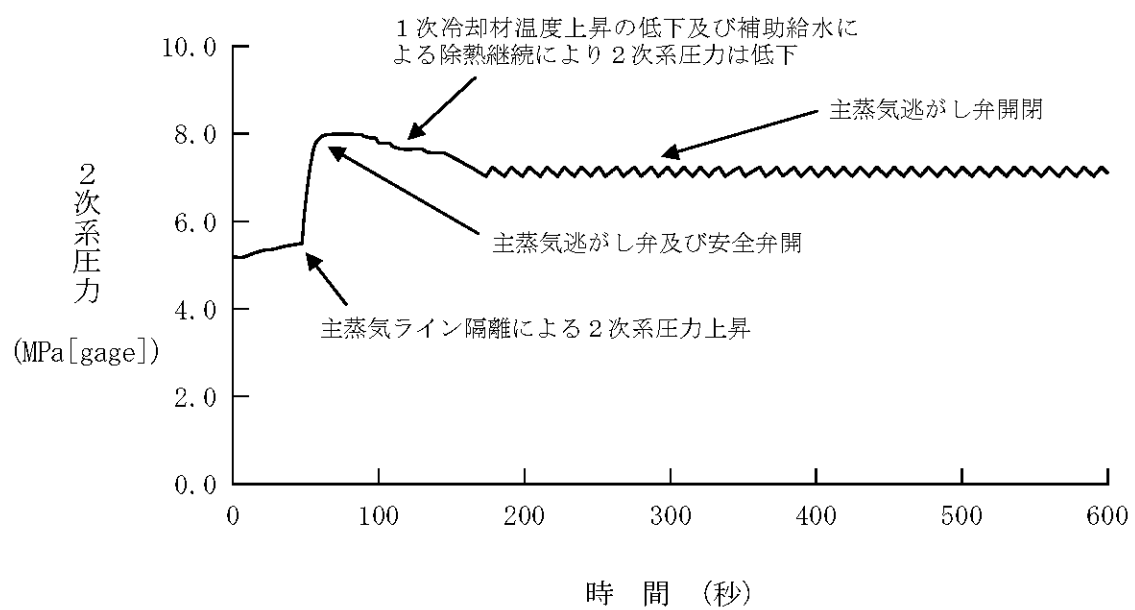
第7. 1. 5. 12図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）



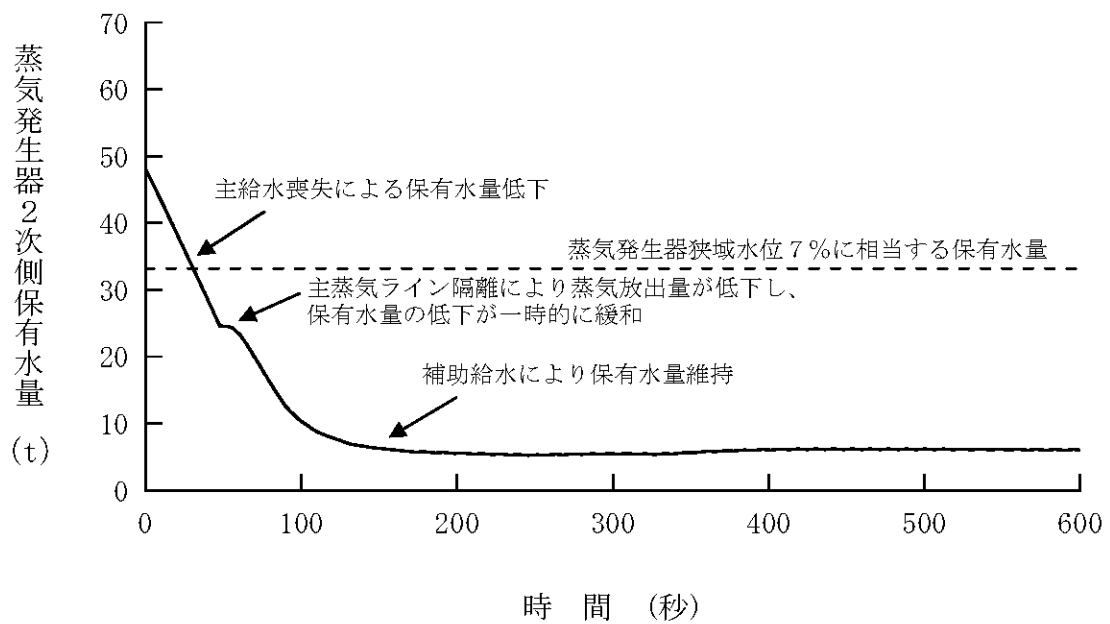
第 7. 1. 5. 13 図 2 次系除熱量の推移（主給水流量喪失）



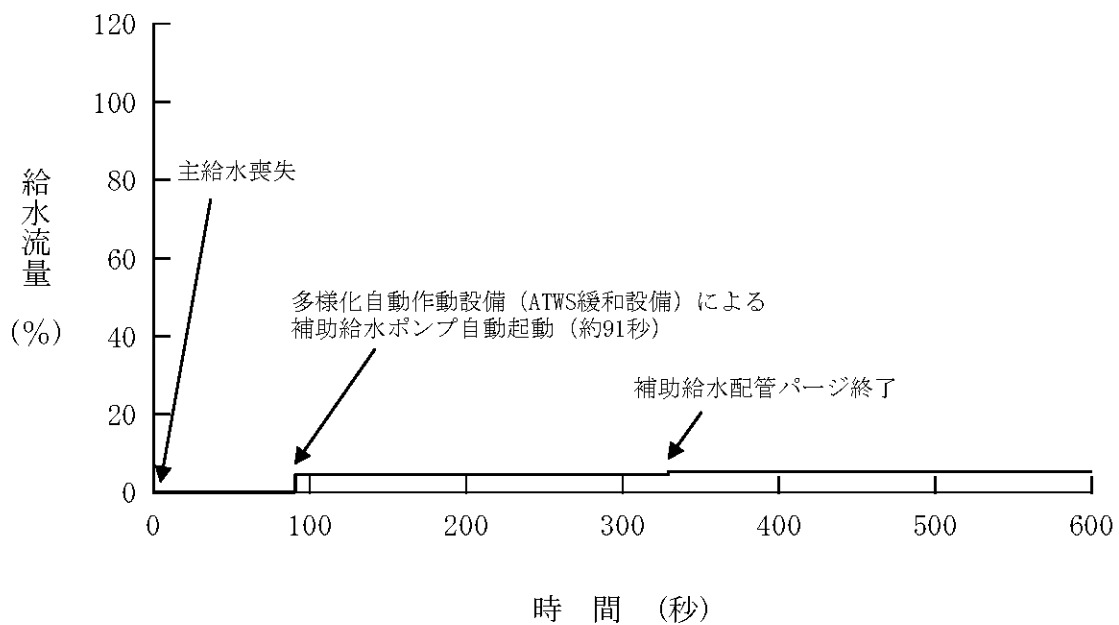
第 7. 1. 5. 14 図 蒸気流量の推移（主給水流量喪失）



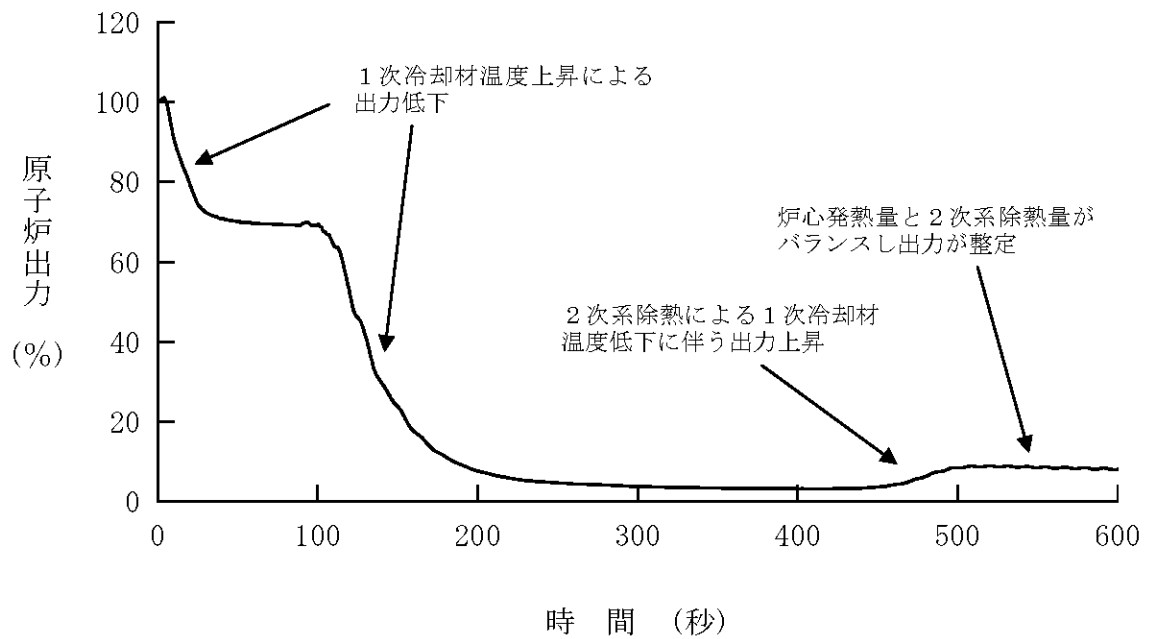
第 7. 1. 5. 15 図 2 次系圧力の推移 (主給水流量喪失)



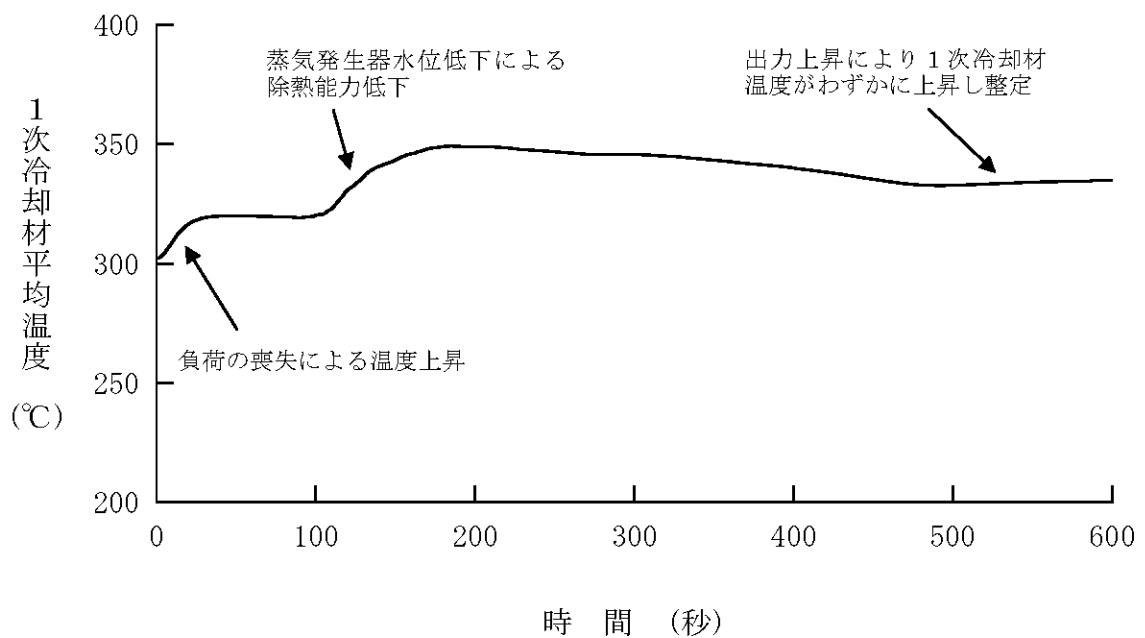
第 7.1.5.16 図 蒸気発生器 2 次側保有水量の推移（主給水流量喪失）



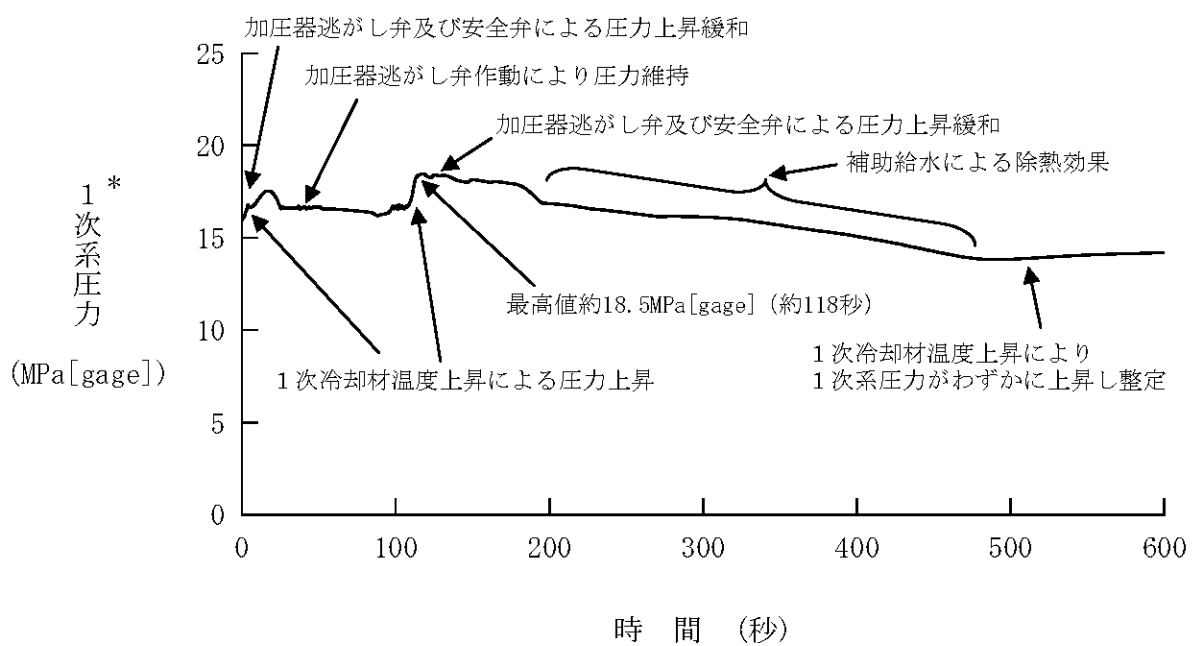
第 7.1.5.17 図 給水流量の推移（主給水流量喪失）



第 7. 1. 5. 18 図 原子炉出力の推移（負荷の喪失）

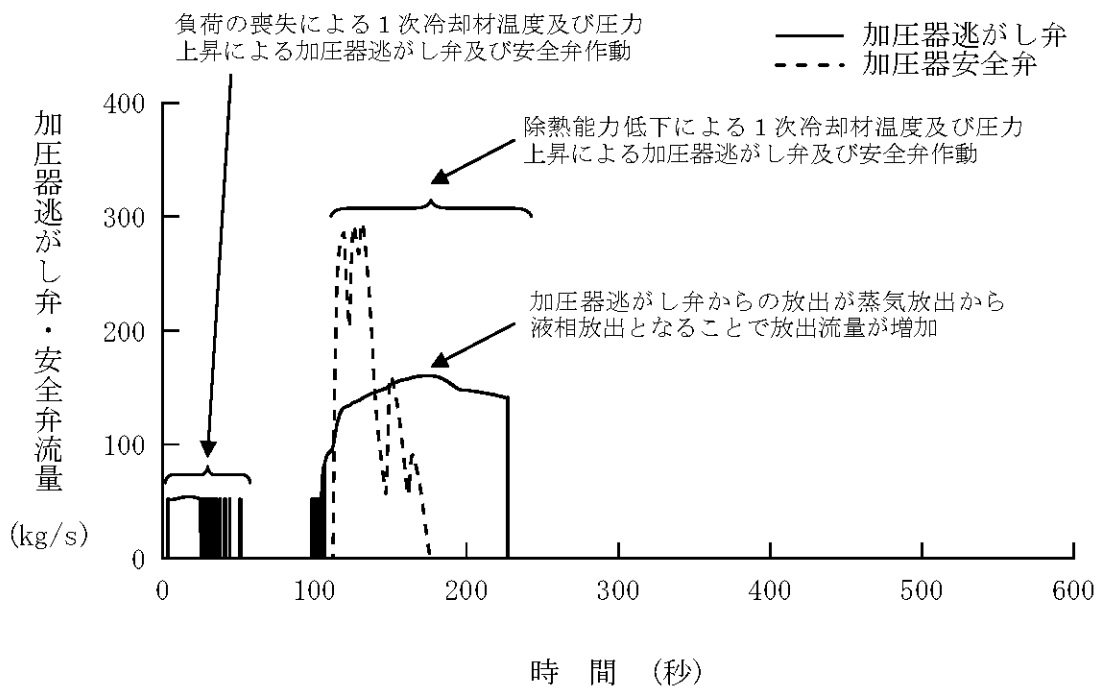


第 7. 1. 5. 19 図 1 次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）

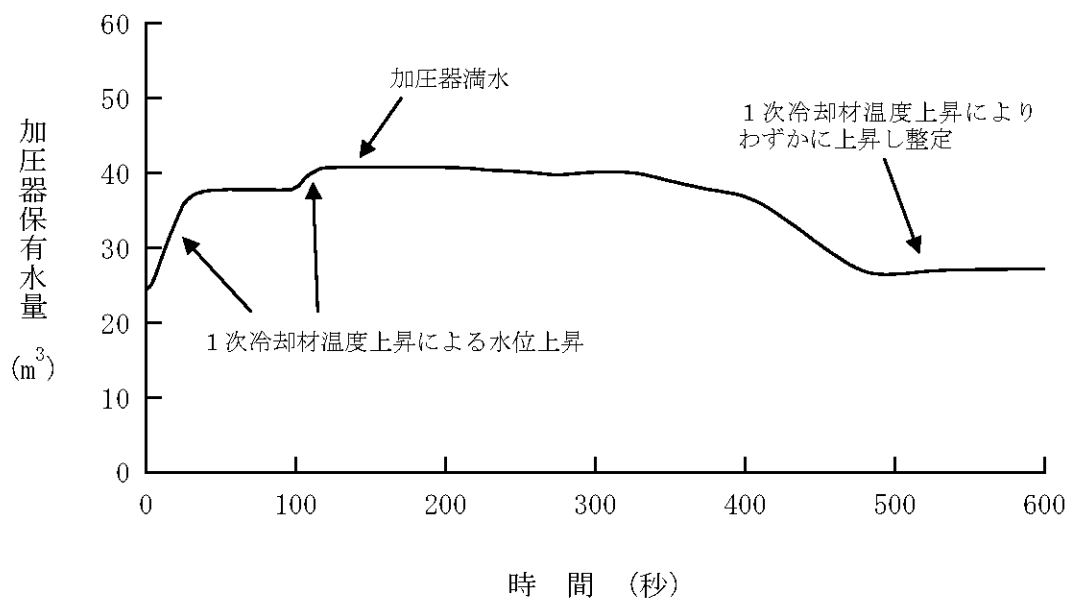


* : 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

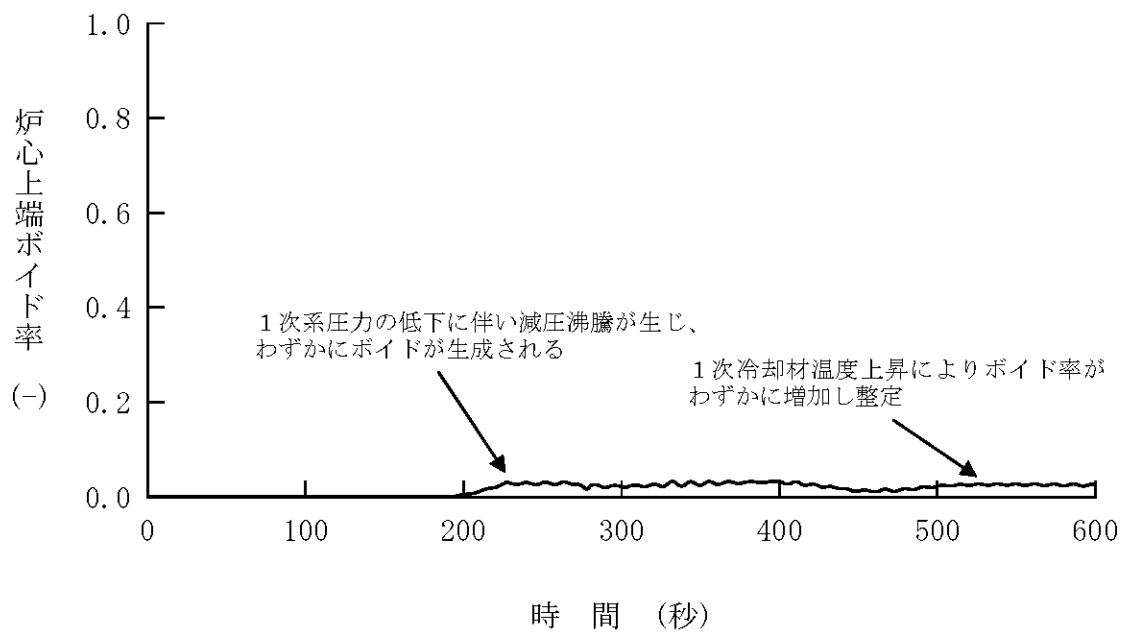
第 7. 1. 5. 20 図 1 次系圧力の推移 (負荷の喪失)



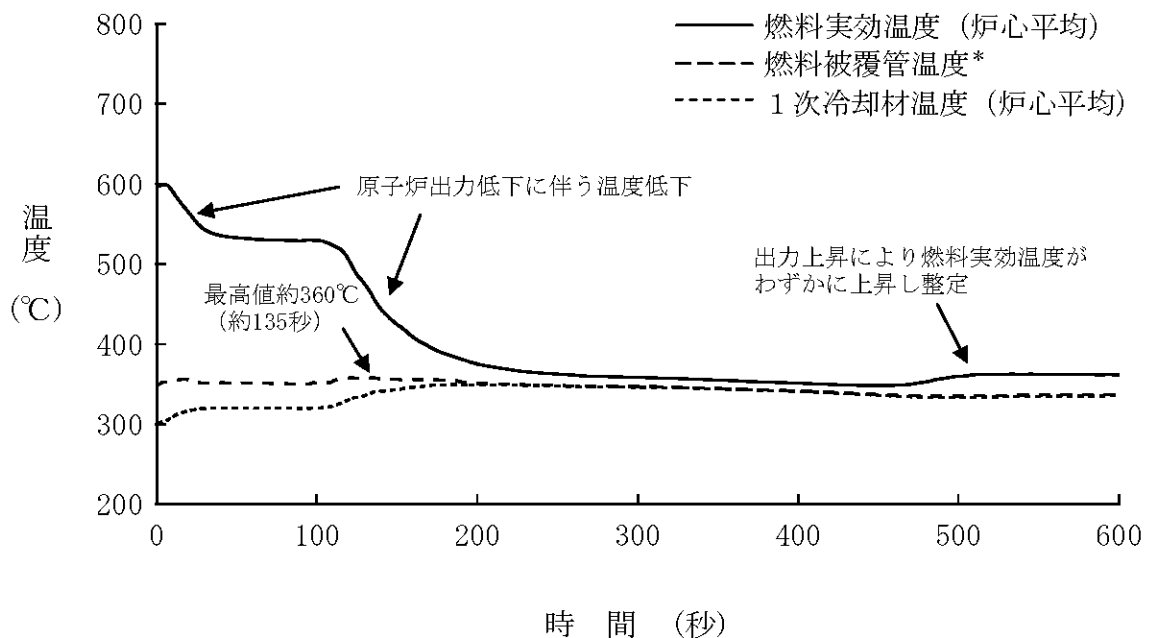
第 7. 1. 5. 21 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）



第 7. 1. 5. 22 図 加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）

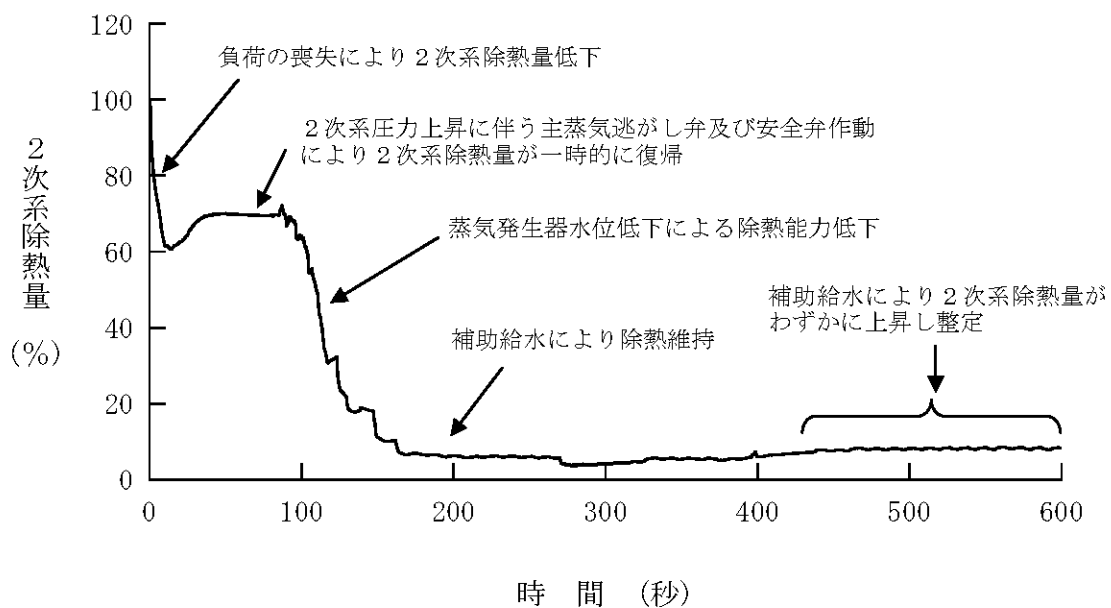


第 7. 1. 5. 23 図 炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）

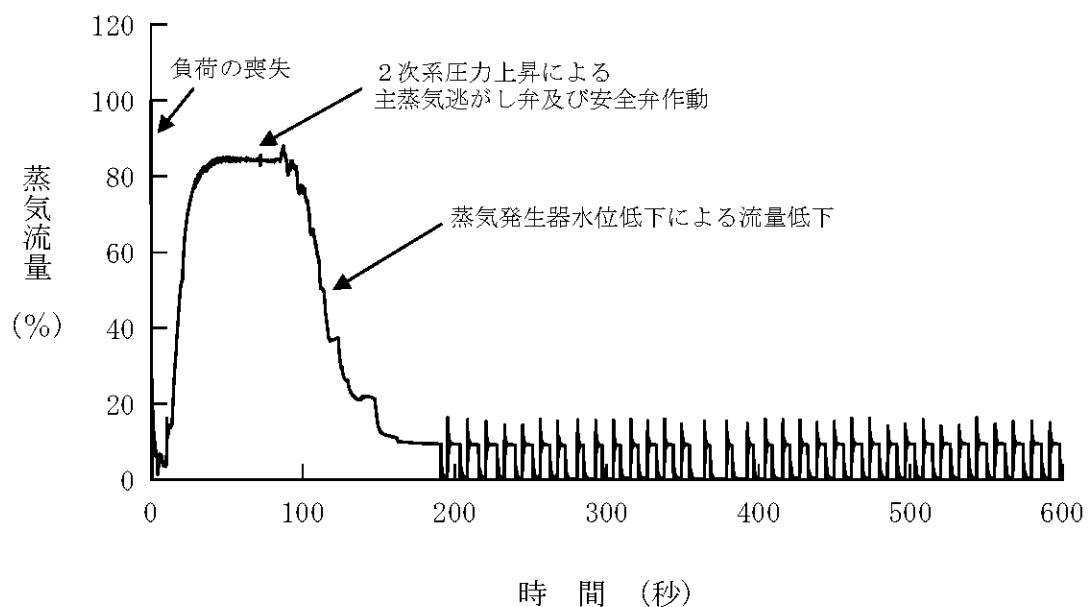


*：燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

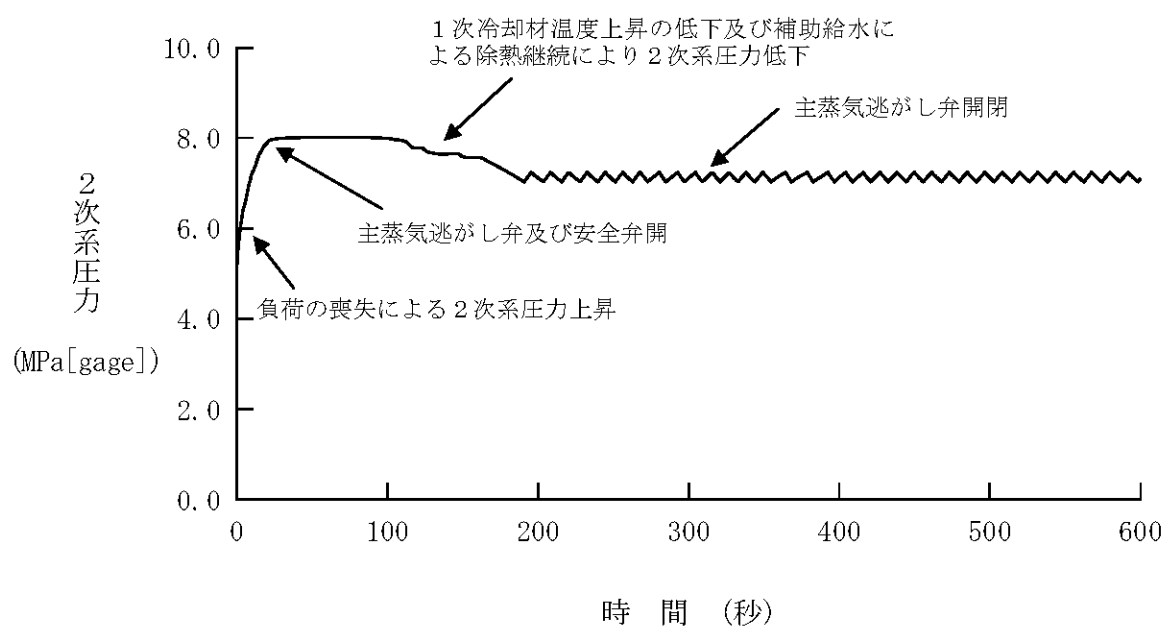
第 7. 1. 5. 24 図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）



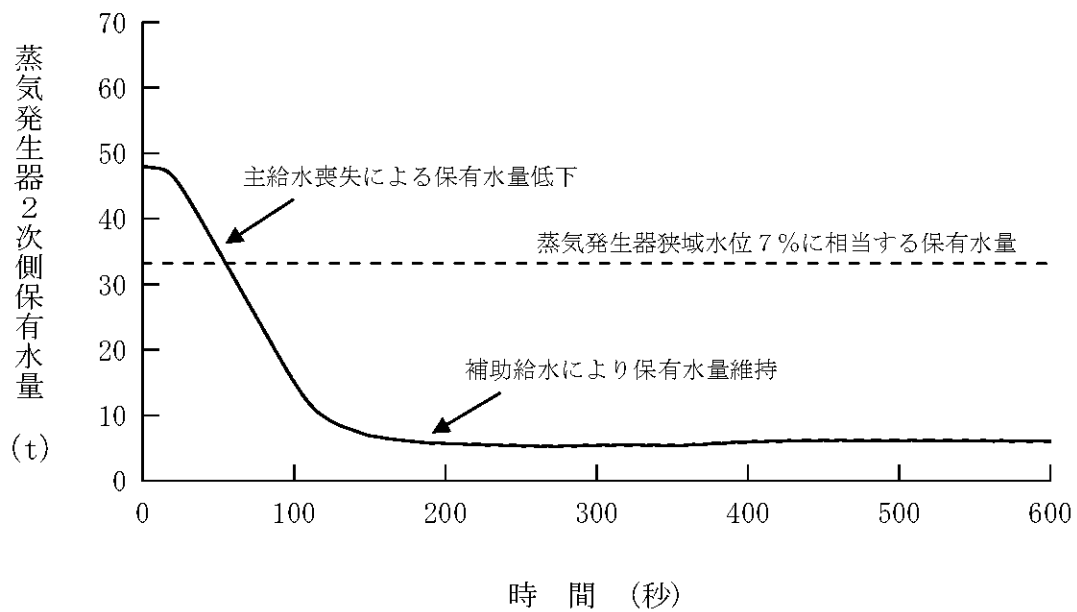
第 7.1.5.25 図 2 次系除熱量の推移（負荷の喪失）



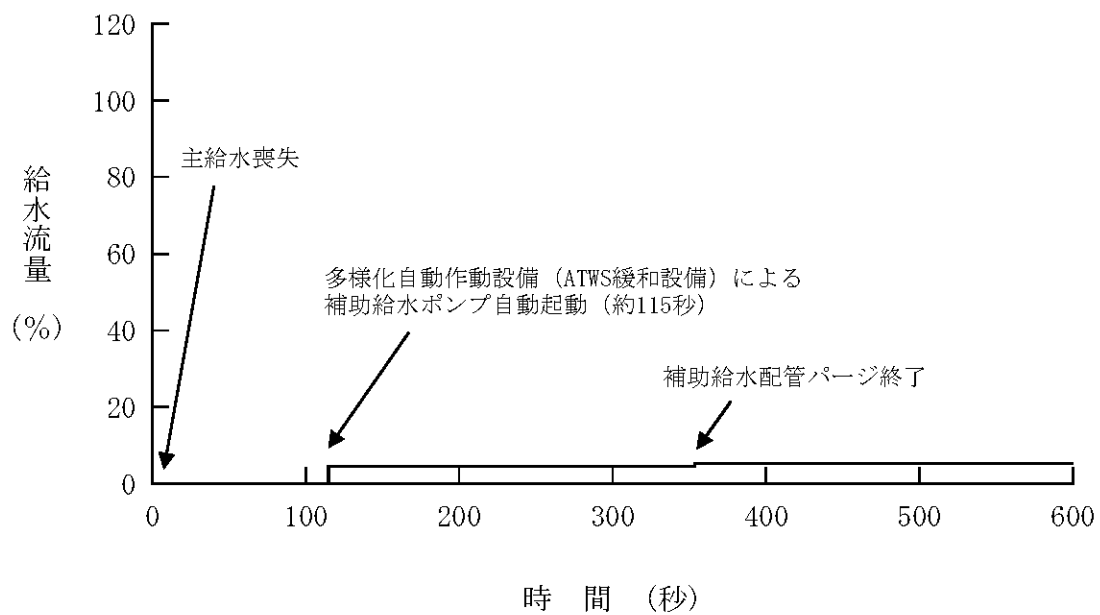
第 7.1.5.26 図 蒸気流量の推移（負荷の喪失）



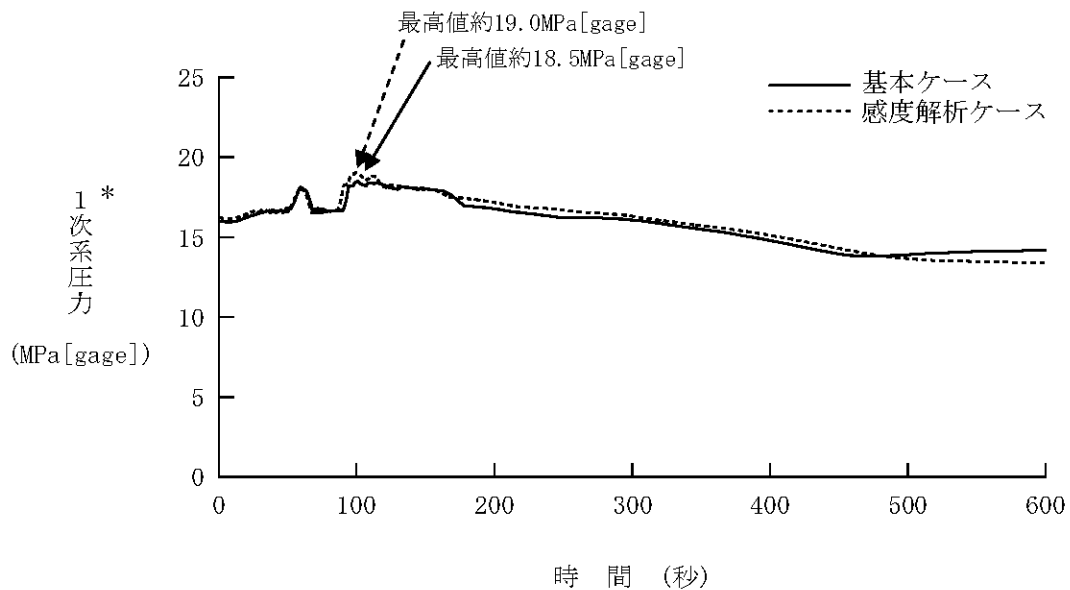
第 7. 1. 5. 27 図 2 次系圧力の推移 (負荷の喪失)



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

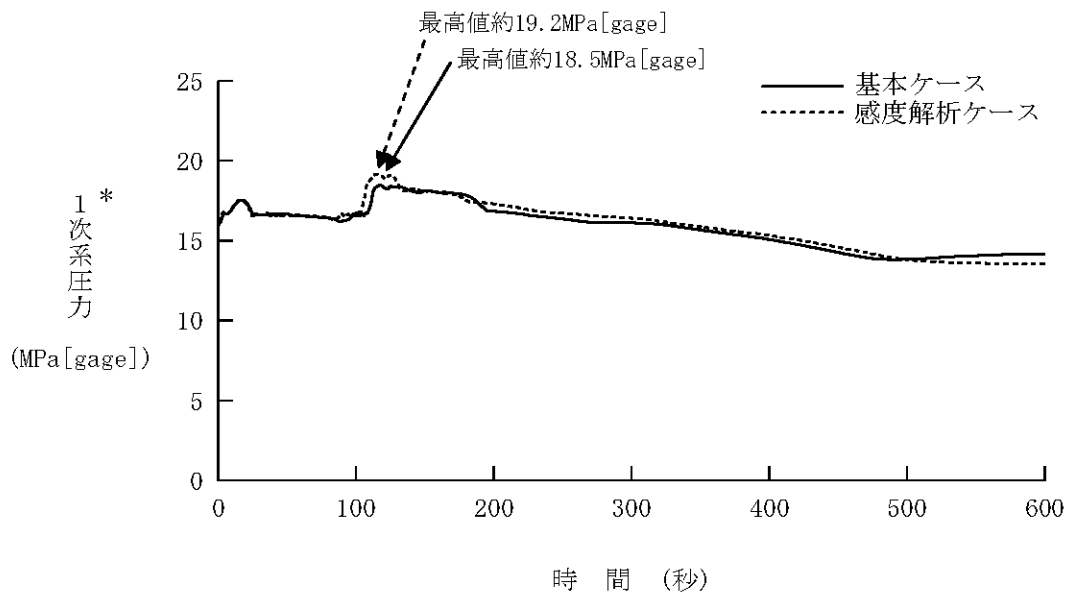


第 7. 1. 5. 29 図 給水流量の推移（負荷の喪失）



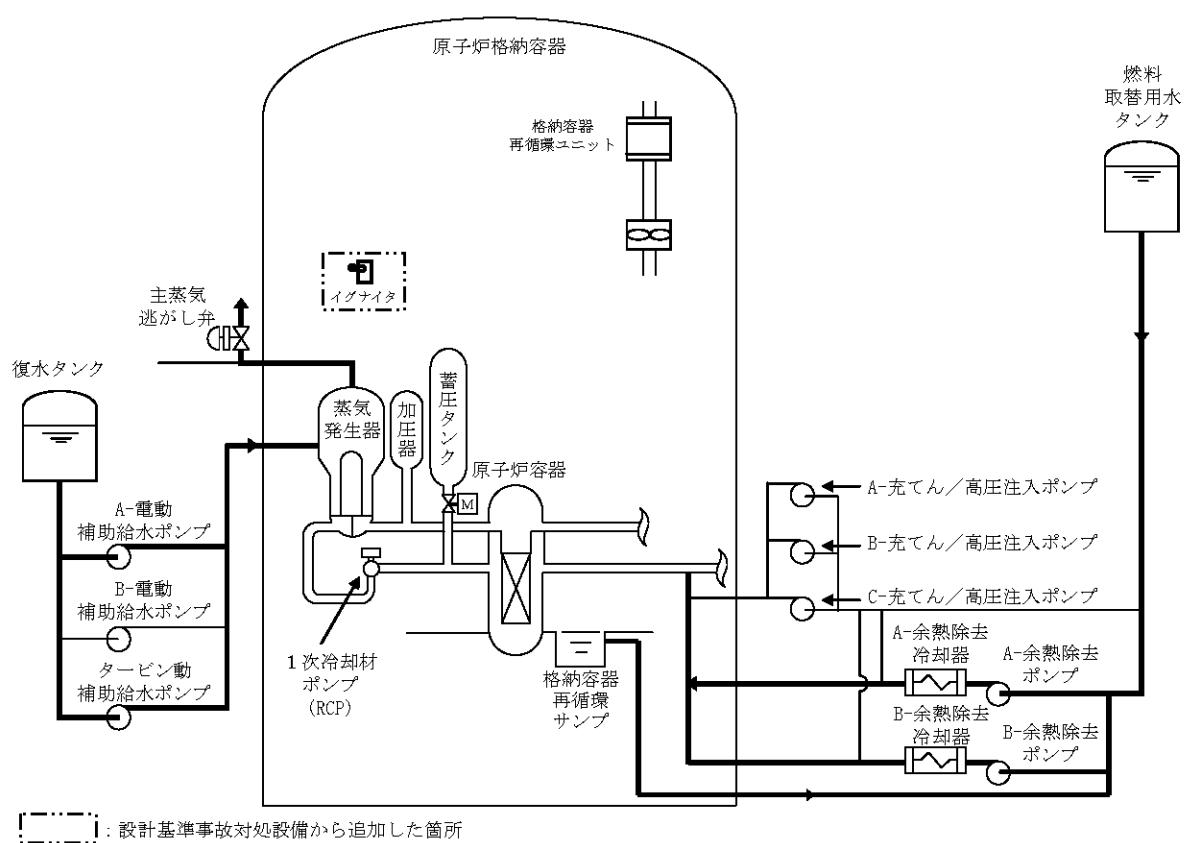
*：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

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

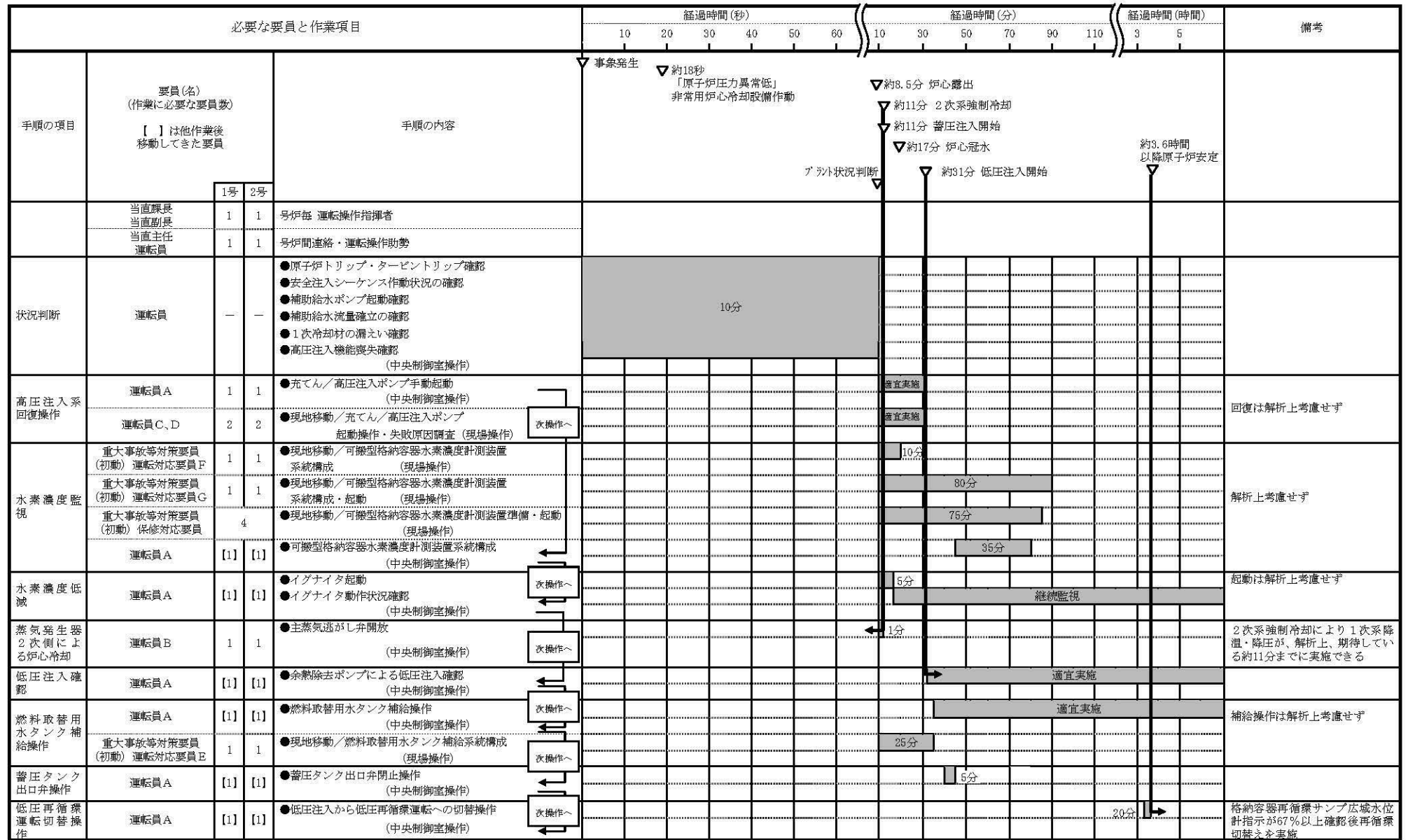


*：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

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

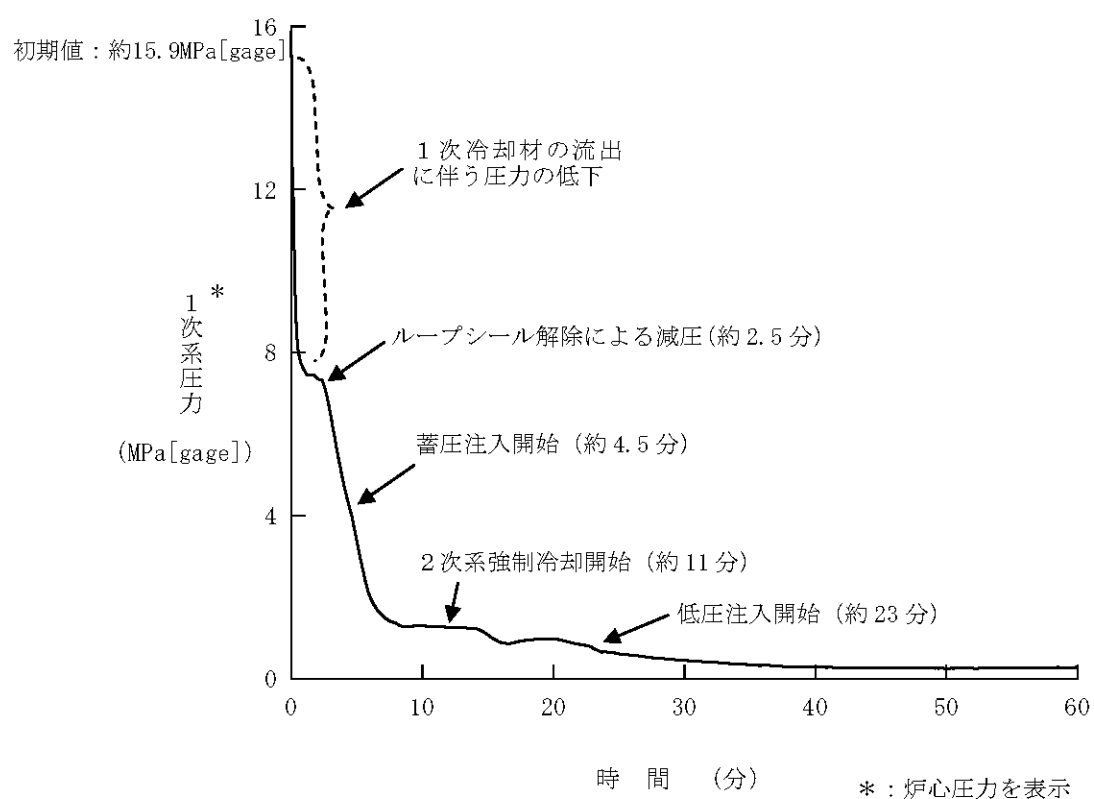


第 7.1.6.1 図 ECCS 注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

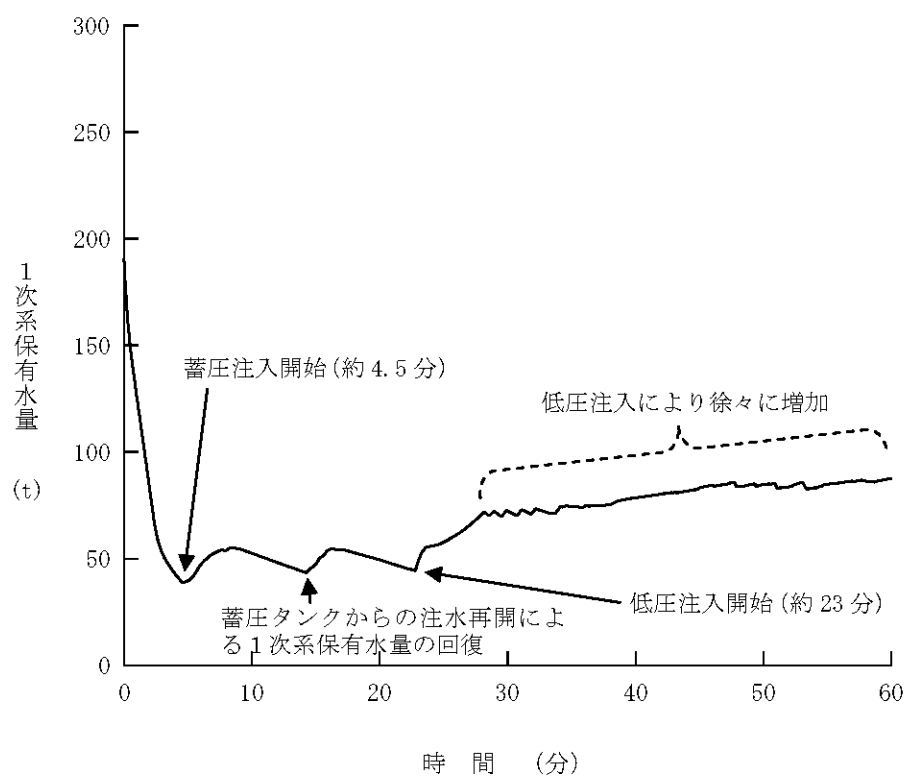


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

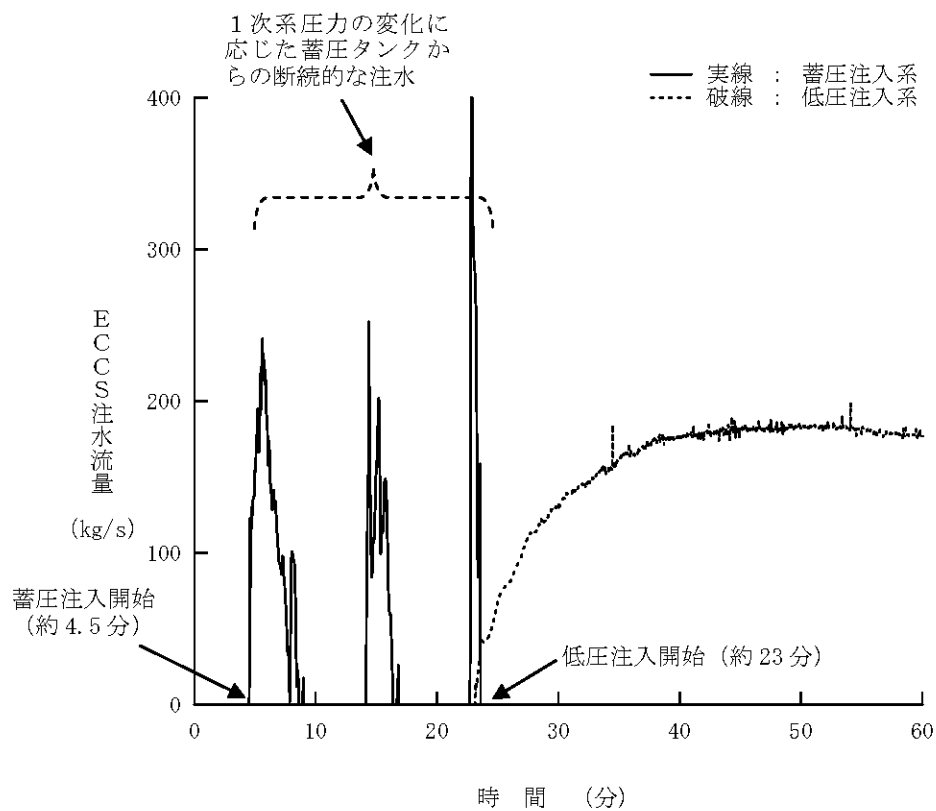
第7.1.6.3図 ECCS注水機能喪失時(中破断LOCA+高圧注入失敗)の作業と所要時間



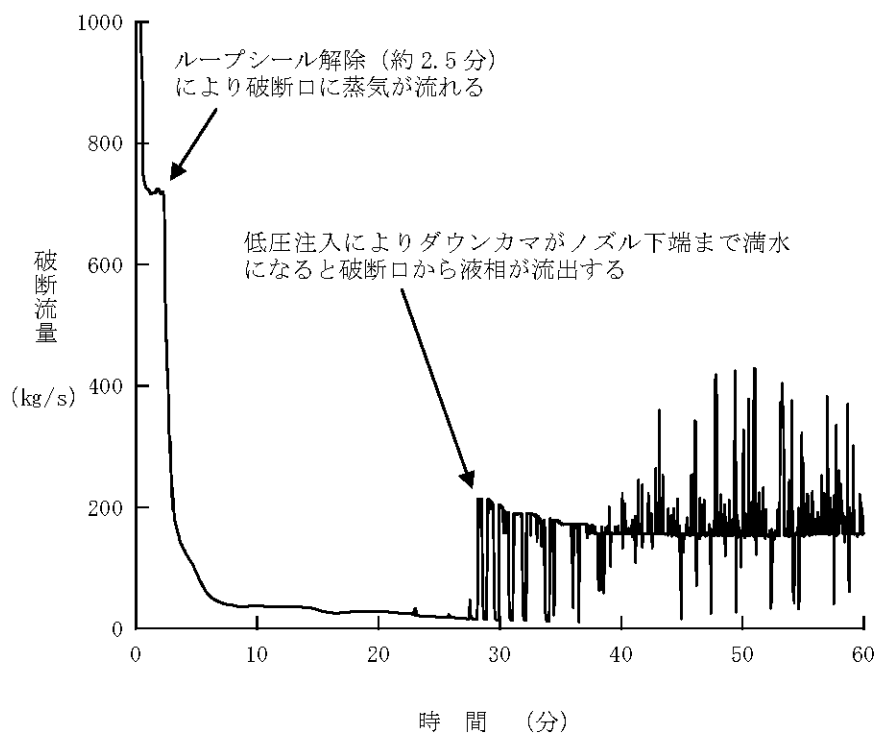
第7.1.6.4図 1次系圧力の推移(6インチ破断)



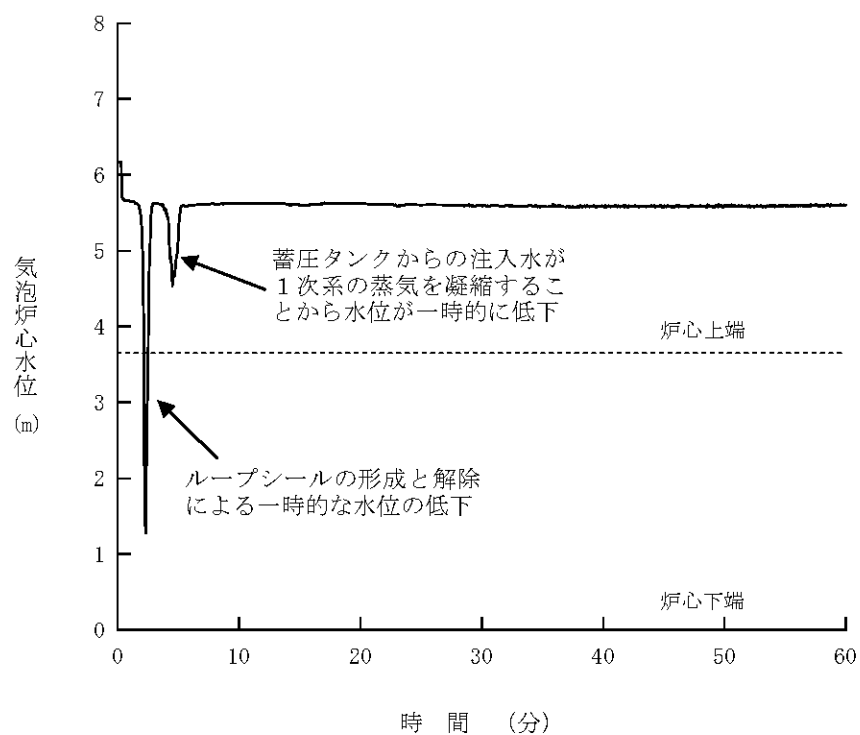
第7.1.6.5図 1次系保有水量の推移(6インチ破断)



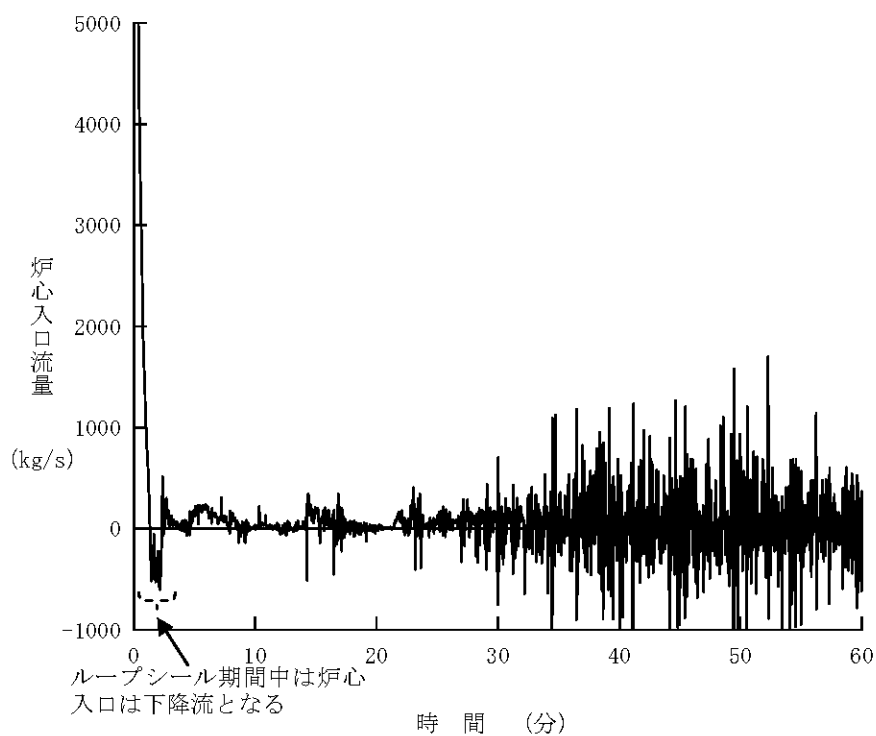
第 7. 1. 6. 6 図 ECCS 注水流量の推移 (6 インチ破断)



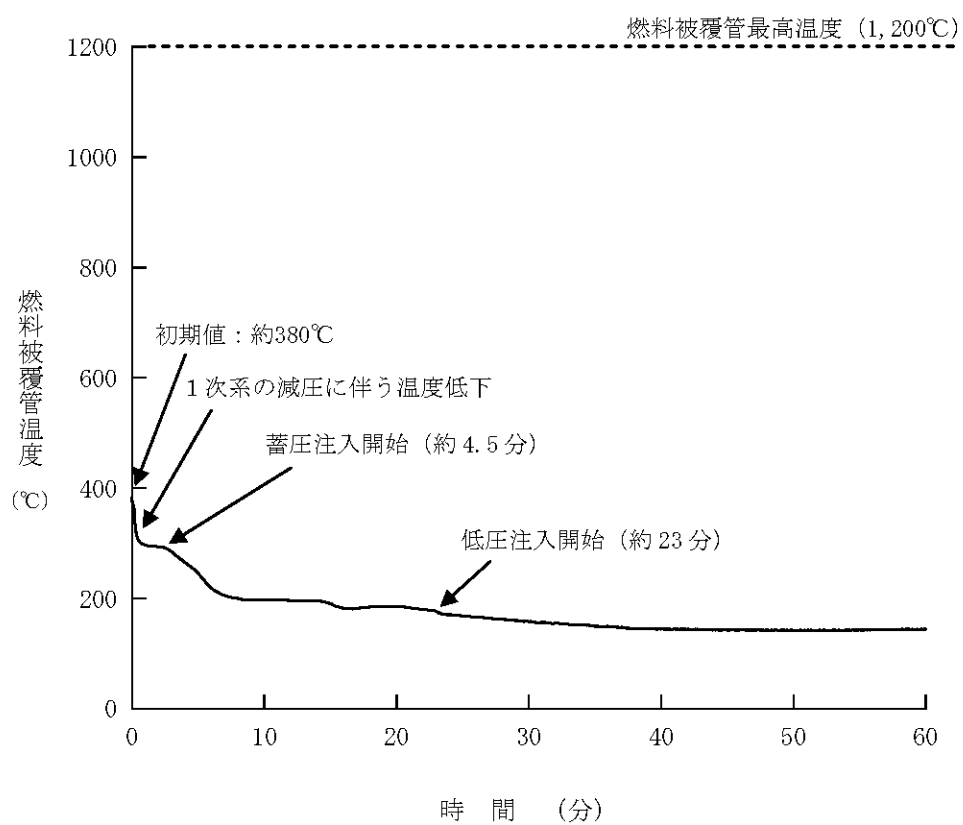
第 7. 1. 6. 7 図 破断流量の推移 (6 インチ破断)



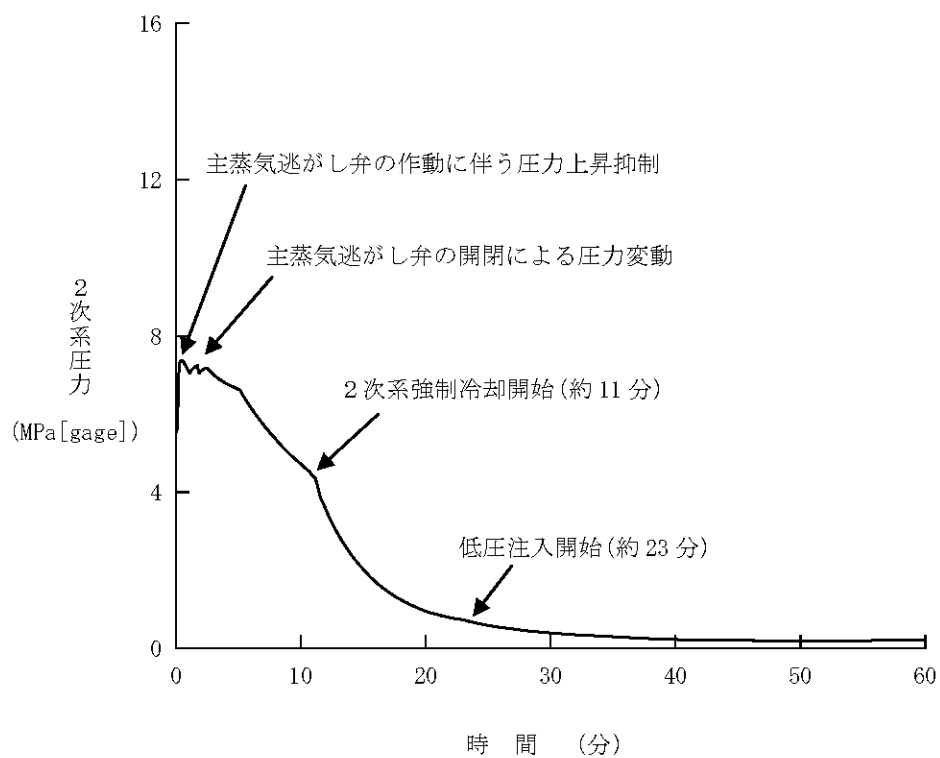
第 7. 1. 6. 8 図 気泡炉心水位の推移（6 インチ破断）



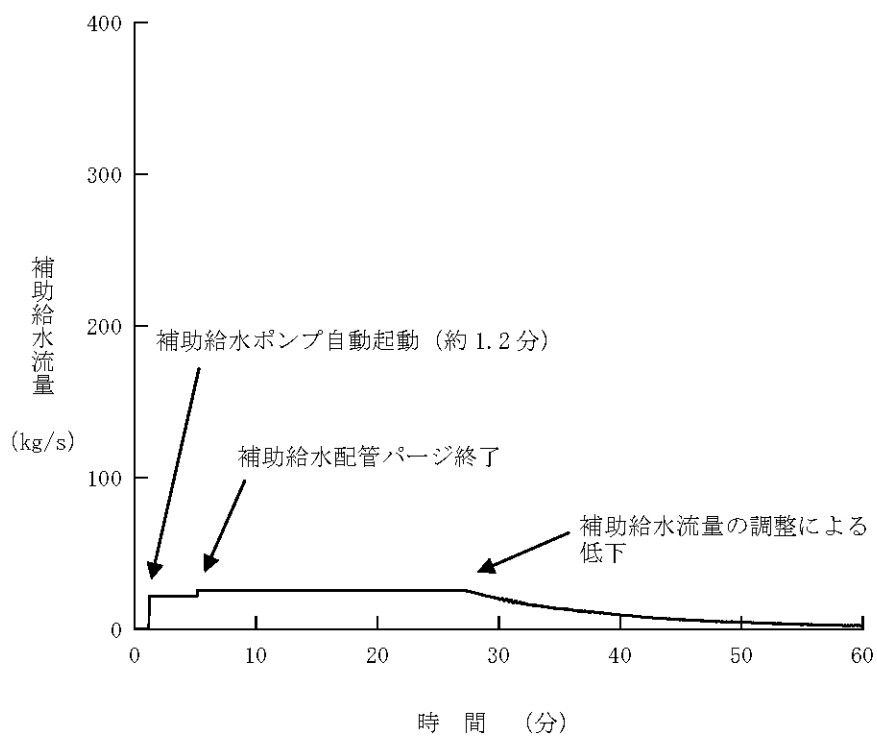
第 7. 1. 6. 9 図 炉心入口流量の推移（6 インチ破断）



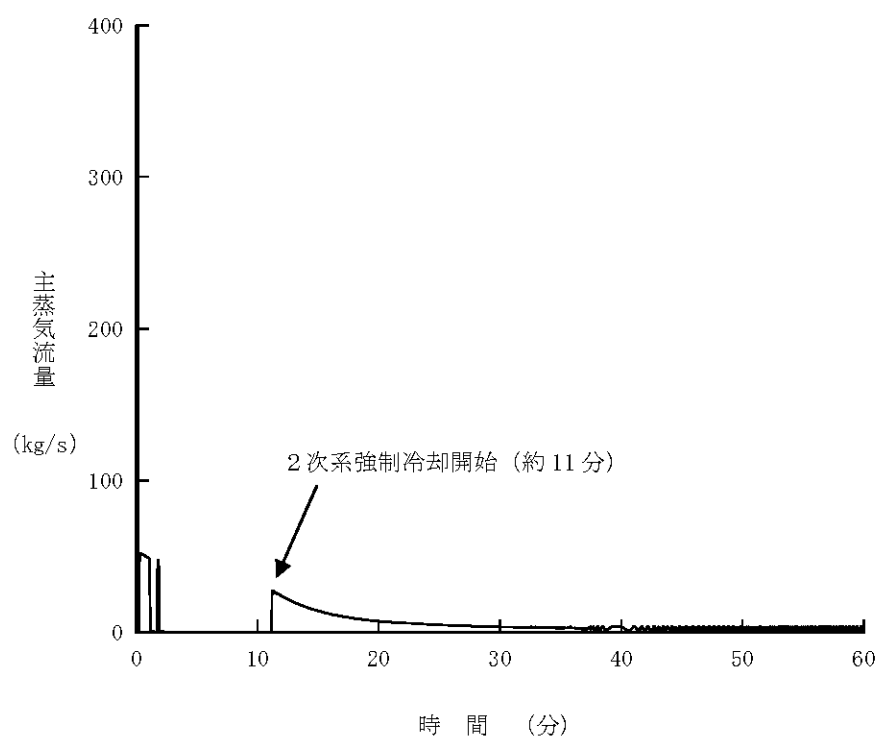
第 7. 1. 6. 10 図 燃料被覆管温度の推移（6 インチ破断）



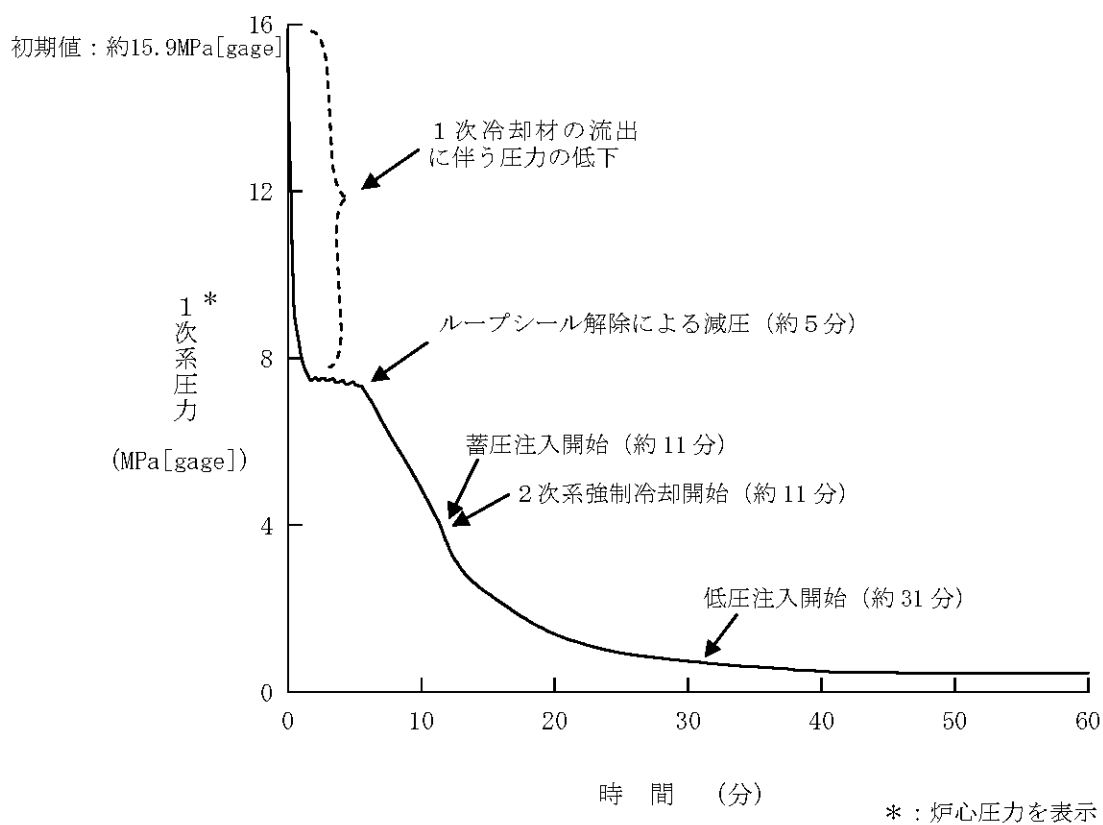
第 7. 1. 6. 11 図 2 次系圧力の推移 (6 インチ破断)



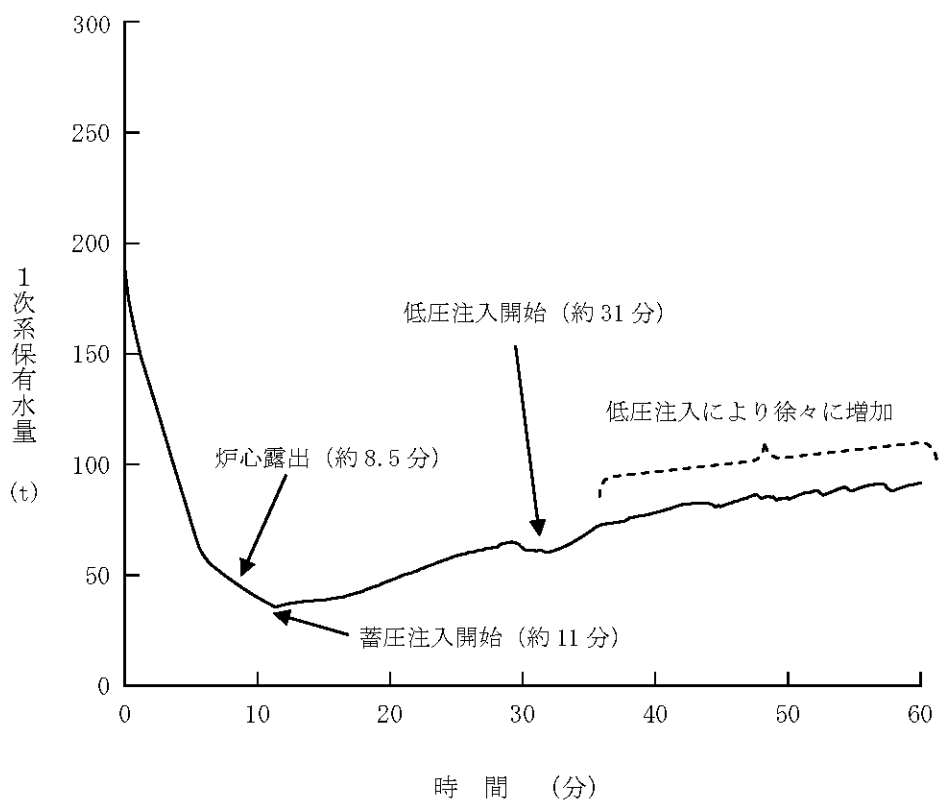
第 7. 1. 6. 12 図 補助給水流量の推移 (6 インチ破断)



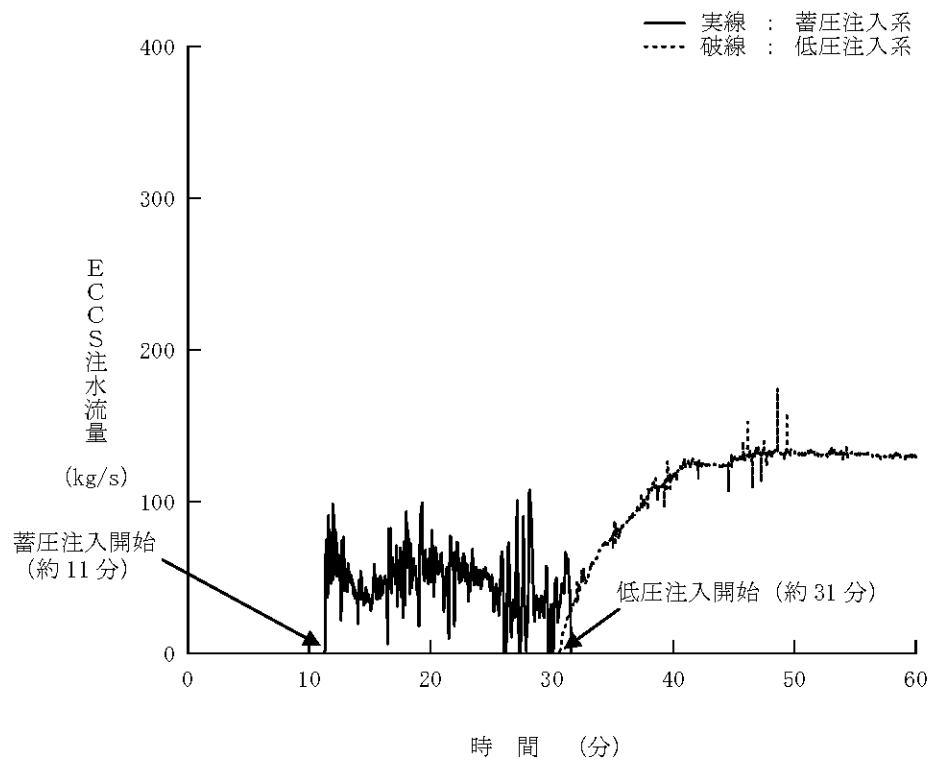
第 7. 1. 6. 13 図 主蒸気流量の推移 (6 インチ破断)



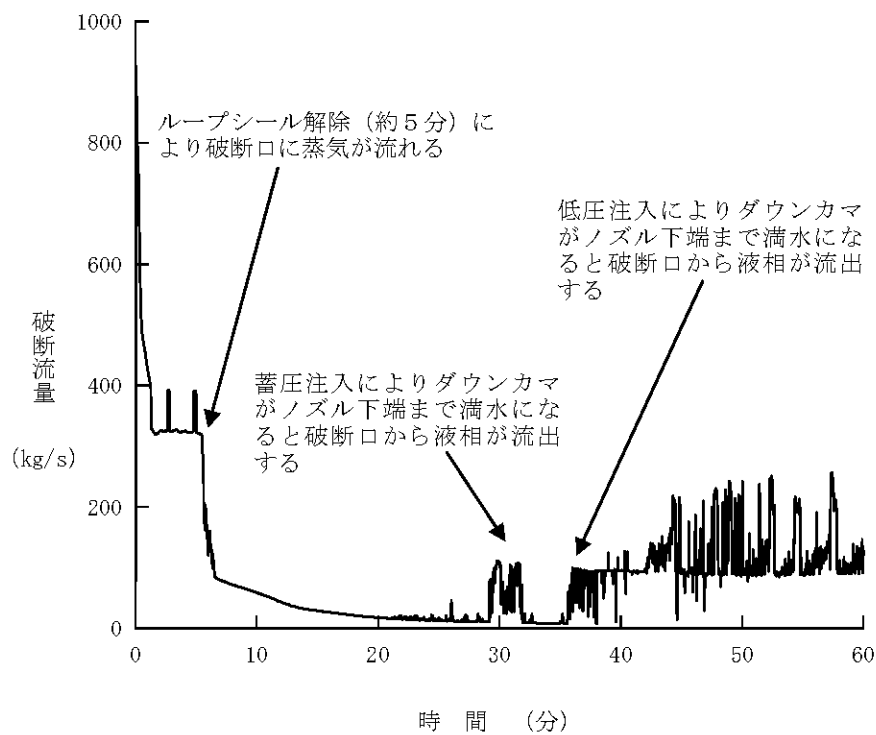
第 7. 1. 6. 14 図 1 次系圧力の推移（4 インチ破断）



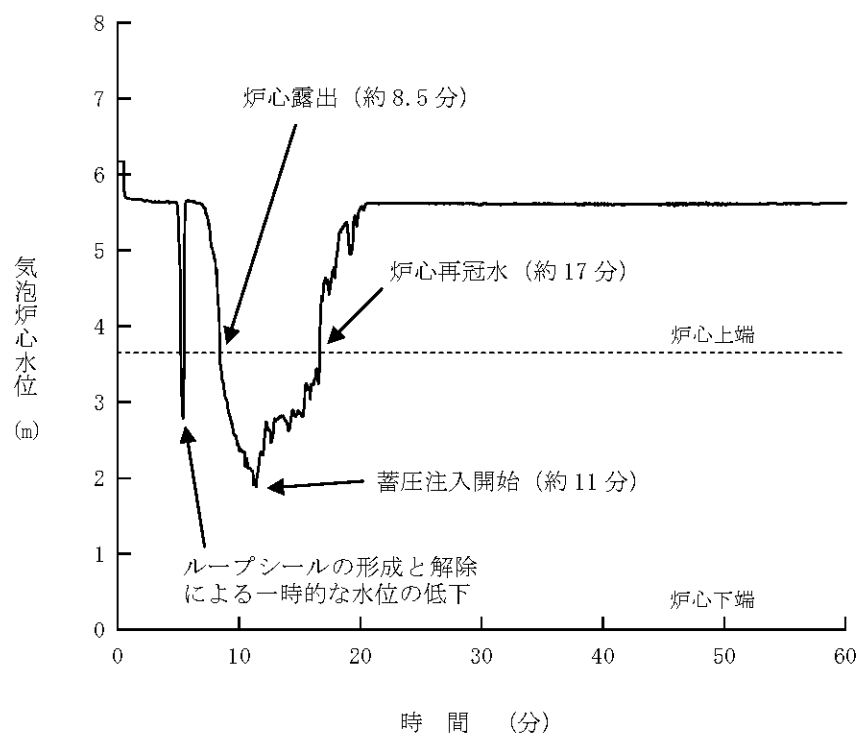
第 7. 1. 6. 15 図 1 次系保有水量の推移（4 インチ破断）



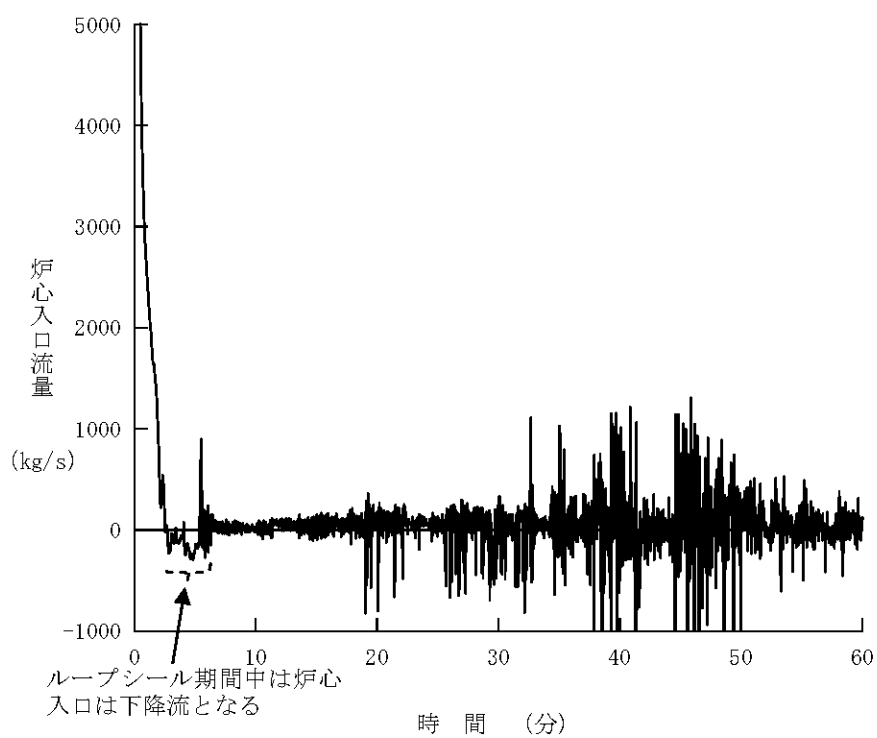
第 7.1.6.16 図 ECCS 注水流量の推移 (4 インチ破断)



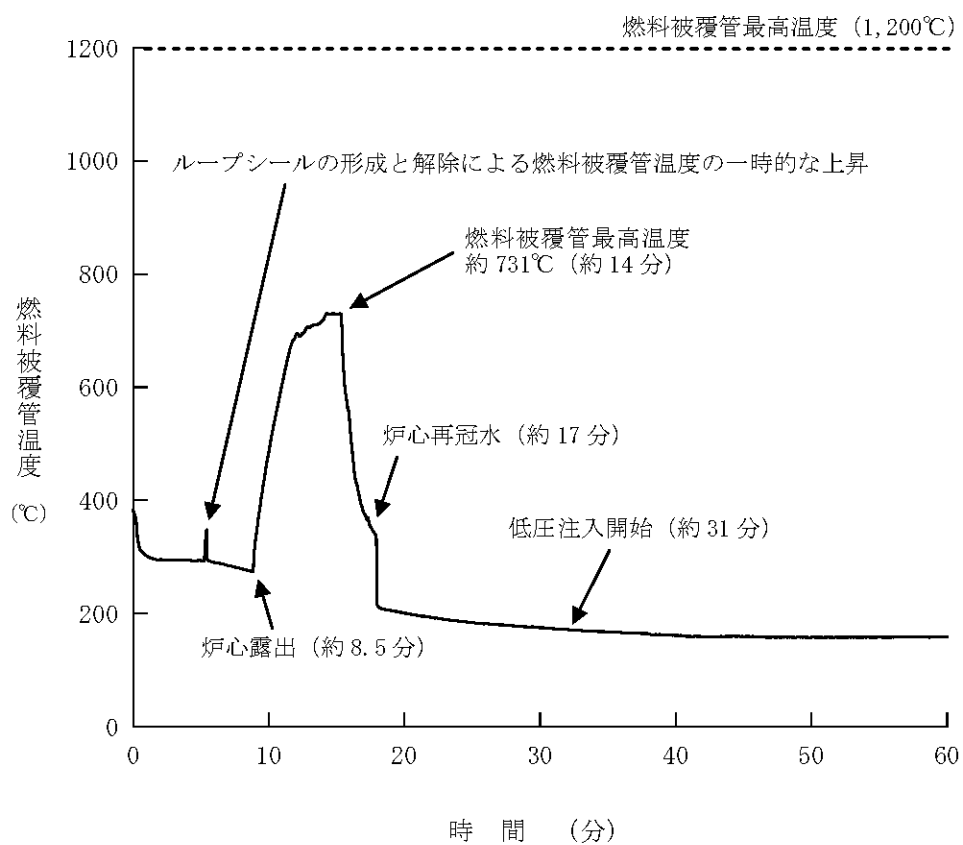
第 7.1.6.17 図 破断流量の推移 (4 インチ破断)



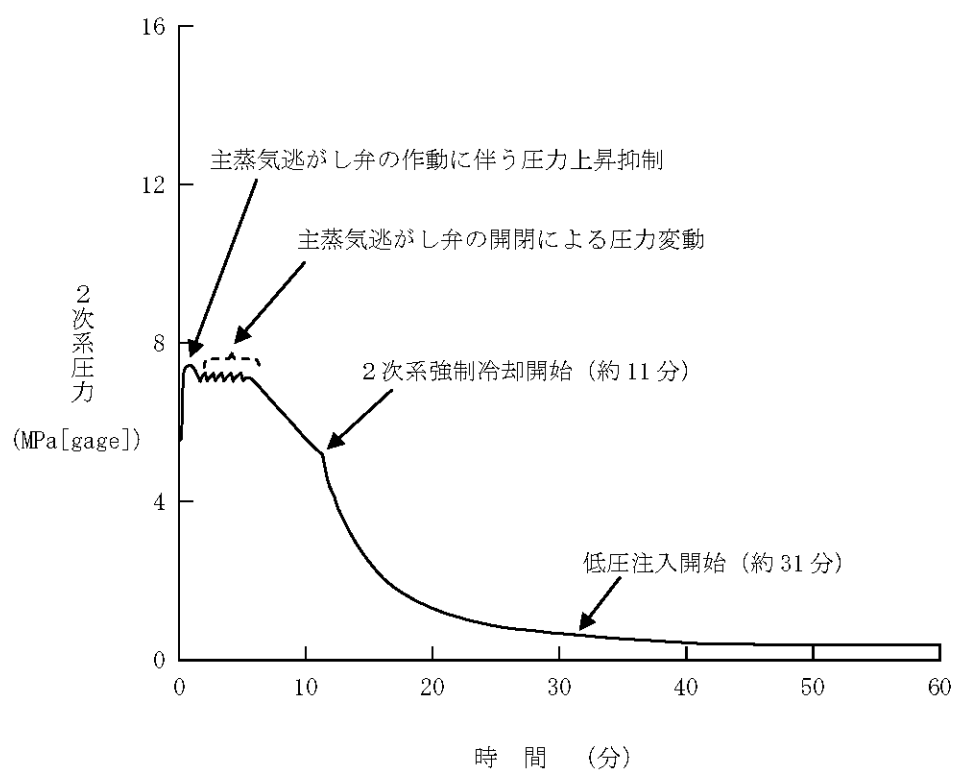
第 7.1.6.18 図 気泡炉心水位の推移（４インチ破断）



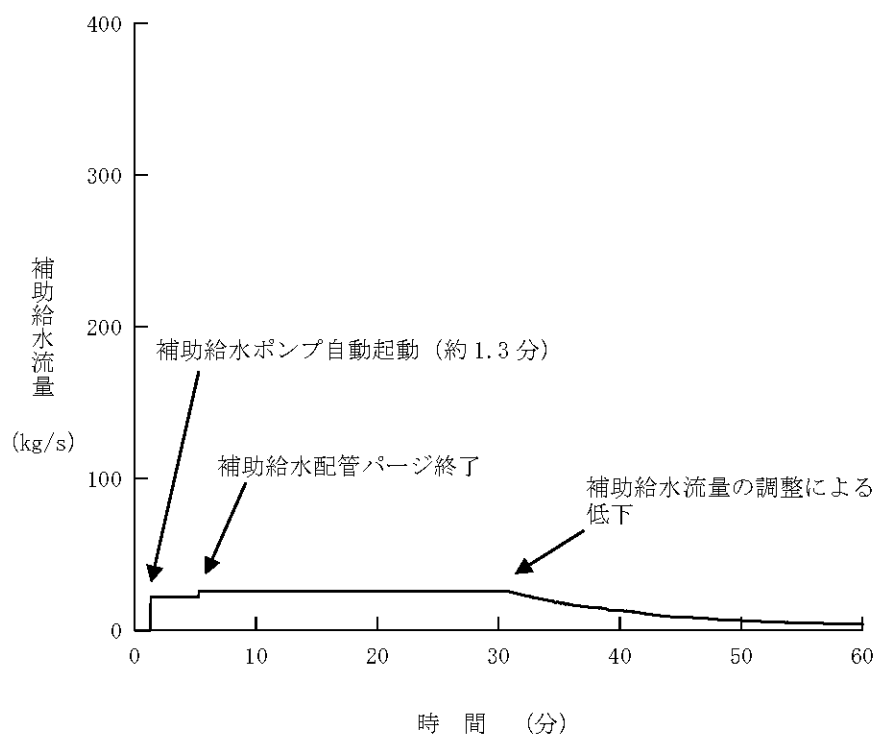
第 7.1.6.19 図 炉心入口流量の推移（４インチ破断）



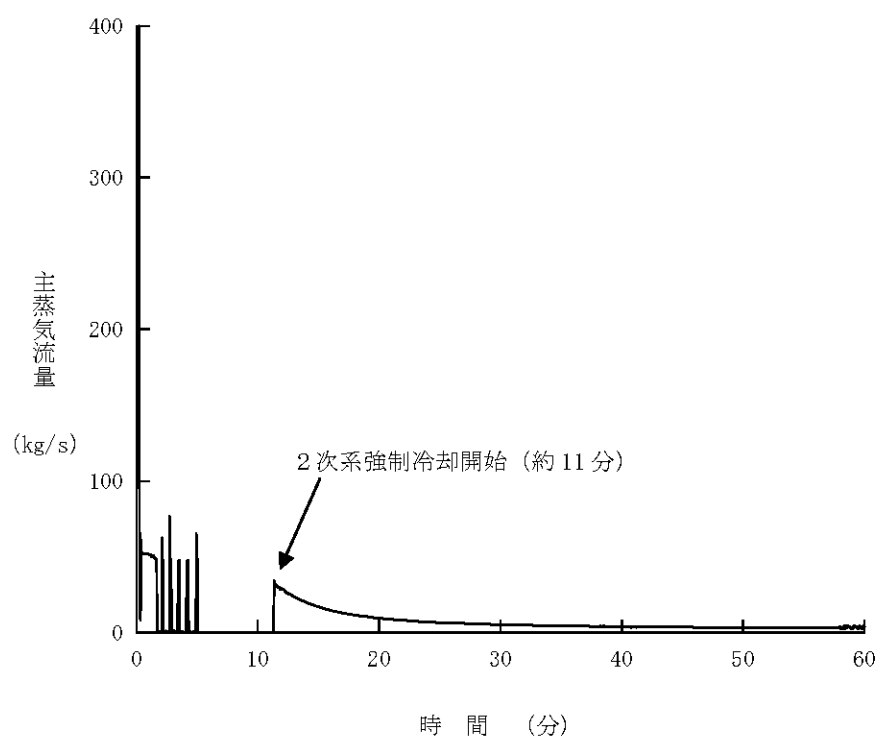
第 7.1.6.20 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)



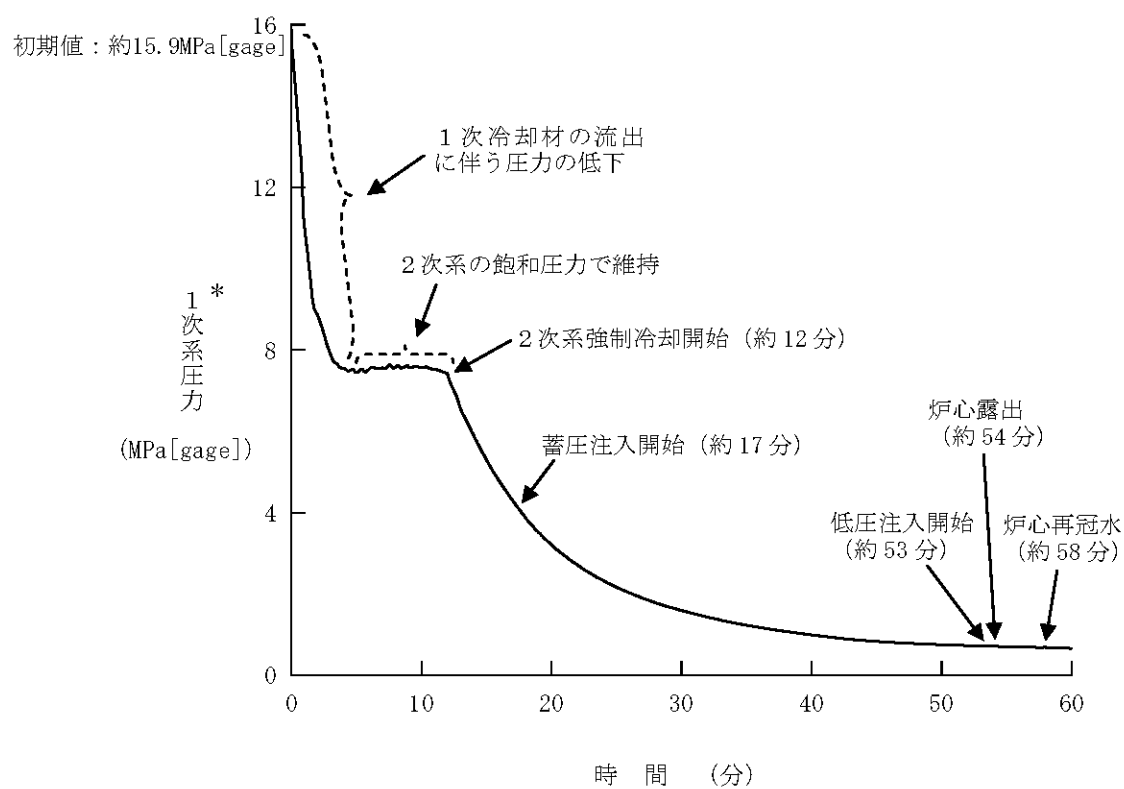
第 7. 1. 6. 21 図 2 次系圧力の推移 (4 インチ破断)



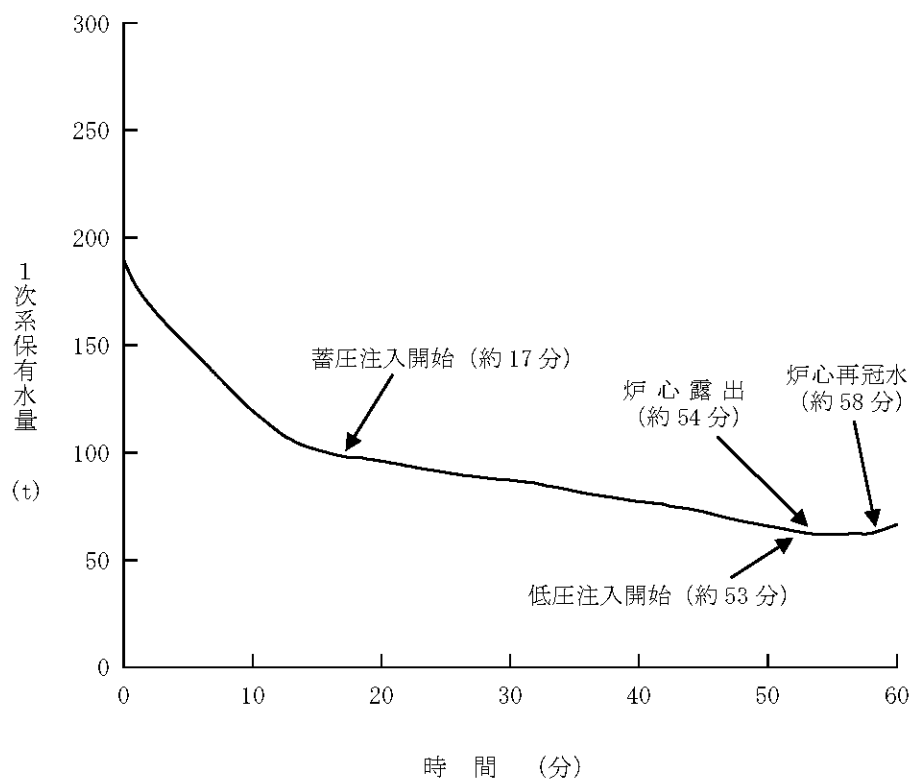
第 7. 1. 6. 22 図 補助給水流量の推移 (4 インチ破断)



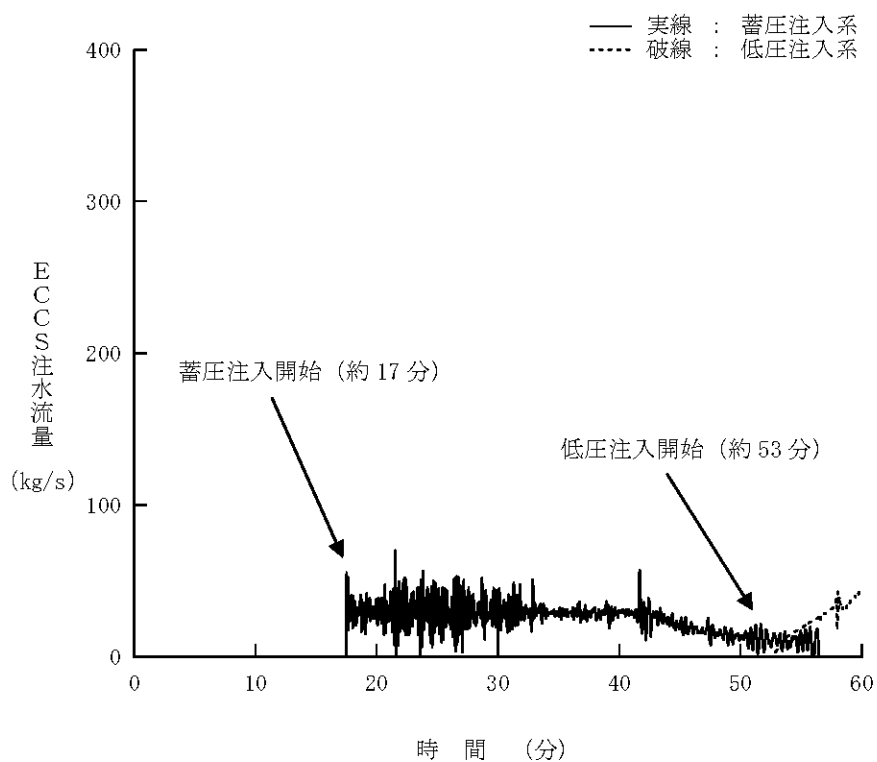
第 7.1.6.23 図 主蒸気流量の推移（4 インチ破断）



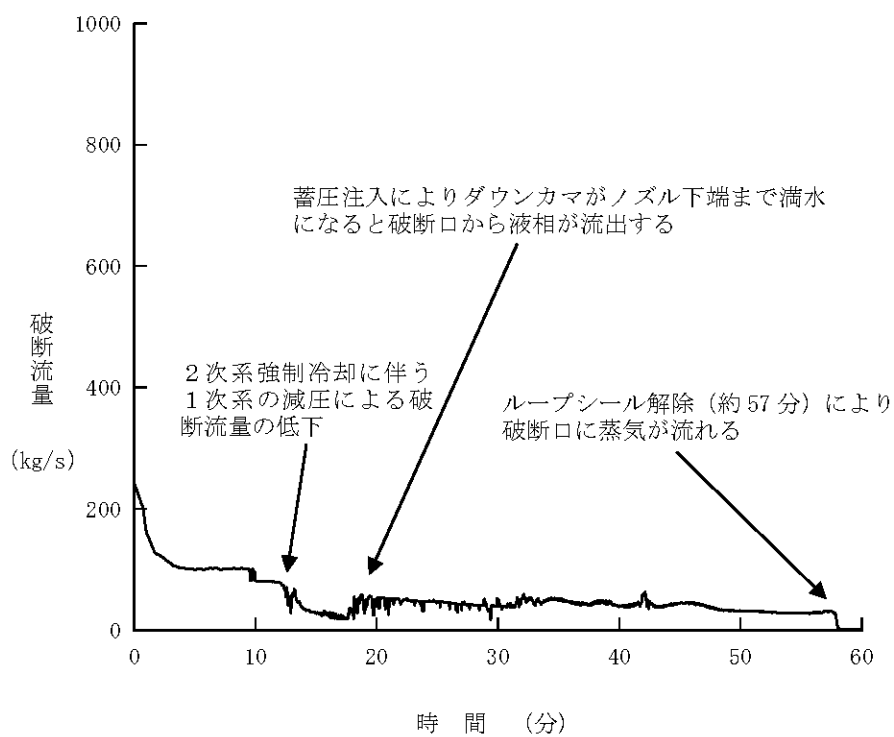
第 7.1.6.24 図 1次系圧力の推移 (2インチ破断)



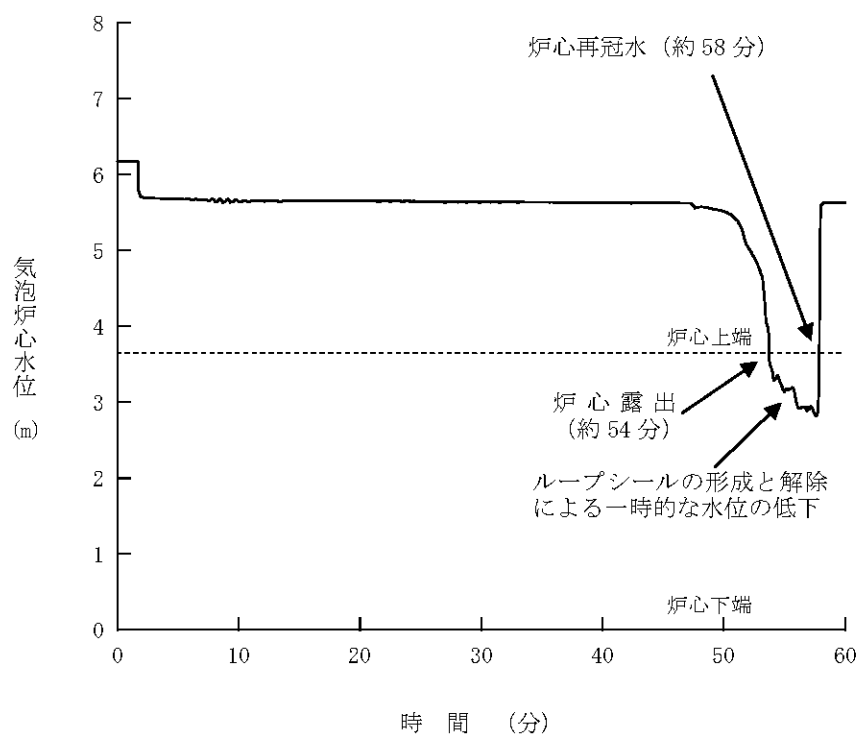
第 7.1.6.25 図 1次系保有水量の推移 (2インチ破断)



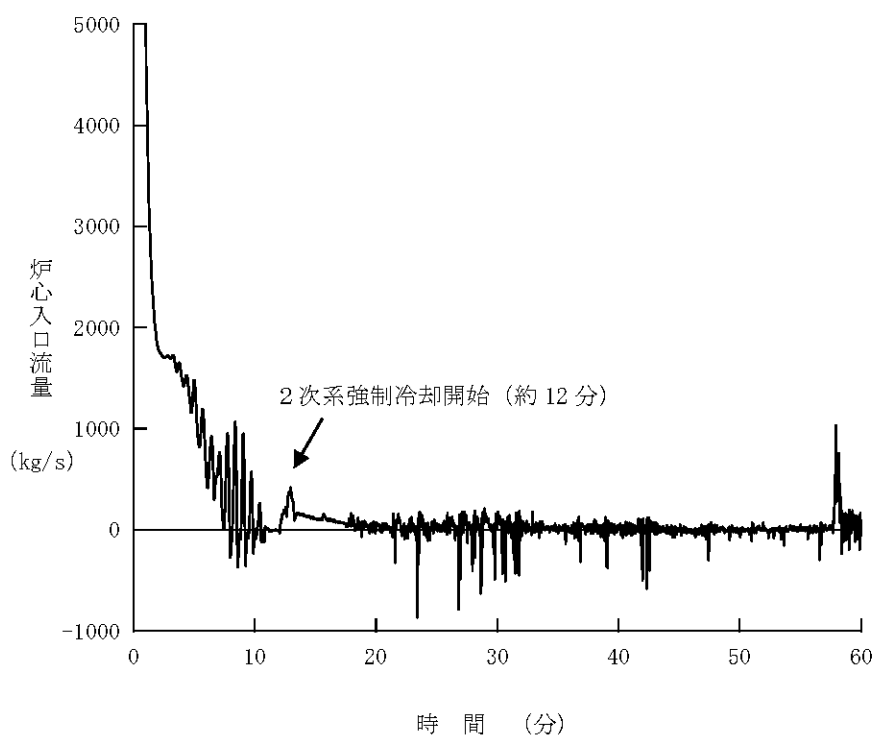
第 7. 1. 6. 26 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)



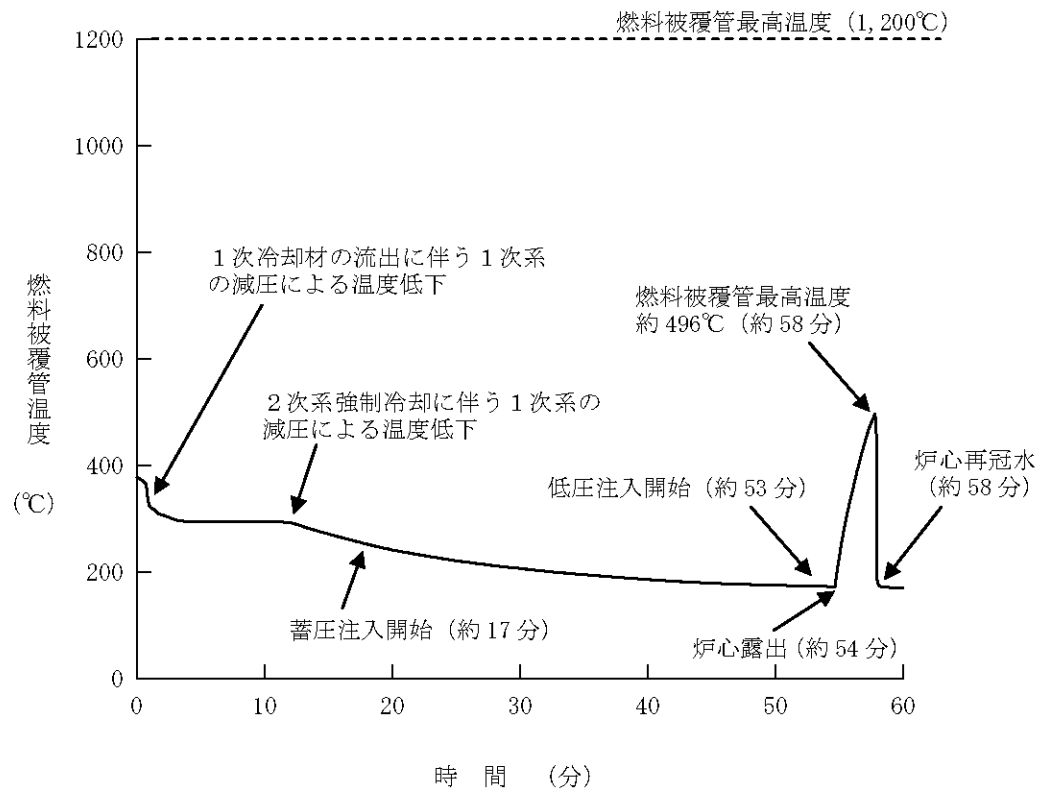
第 7. 1. 6. 27 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)



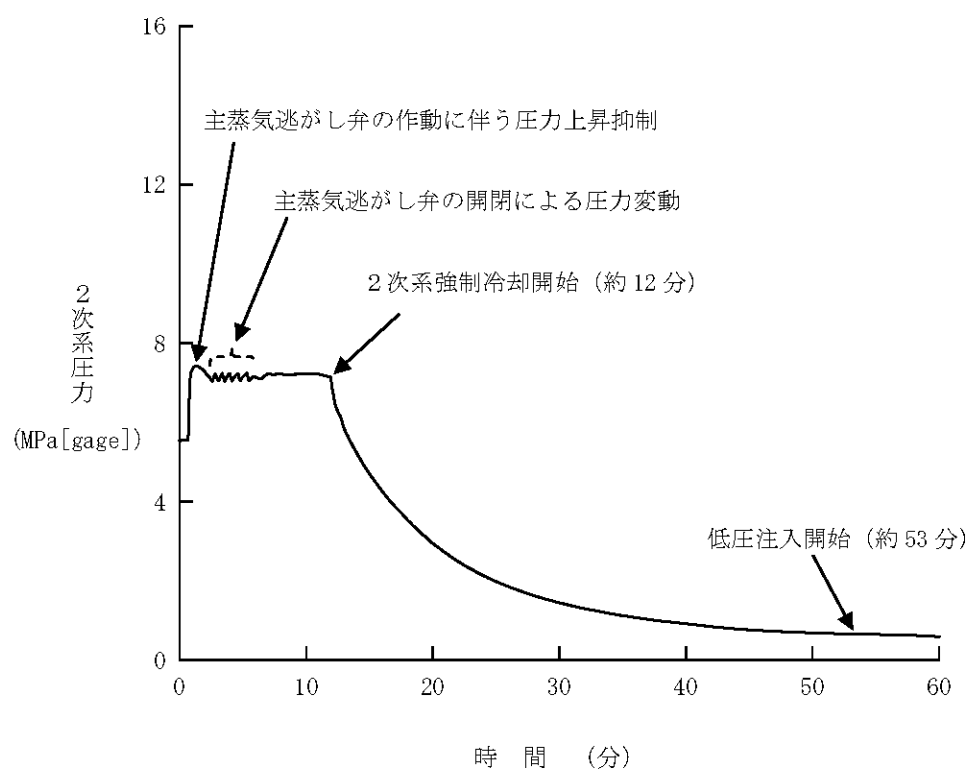
第 7. 1. 6. 28 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断）



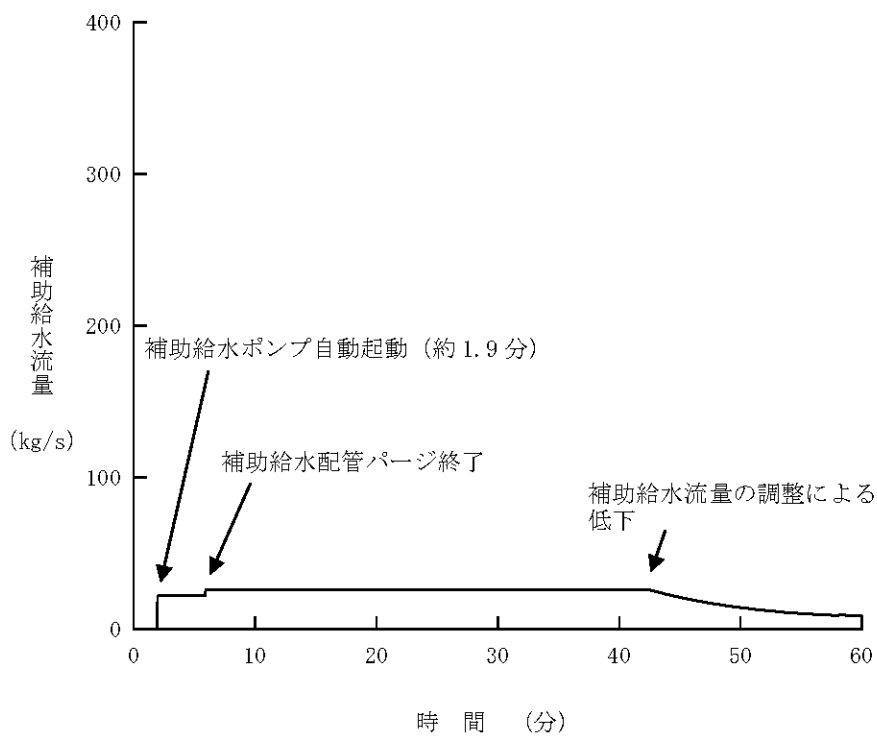
第 7. 1. 6. 29 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）



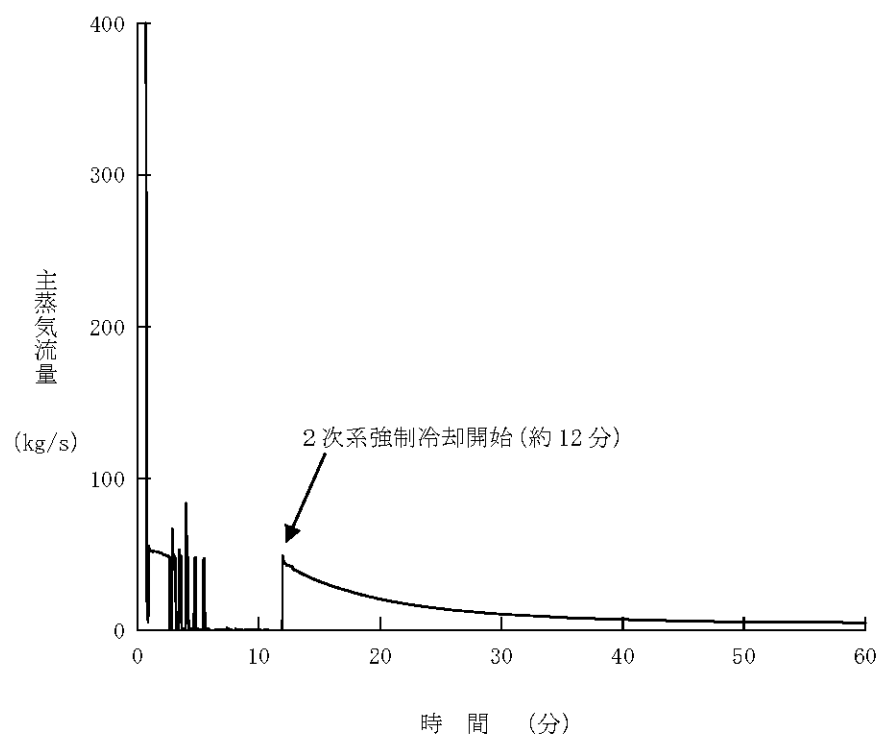
第7.1.6.30図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）



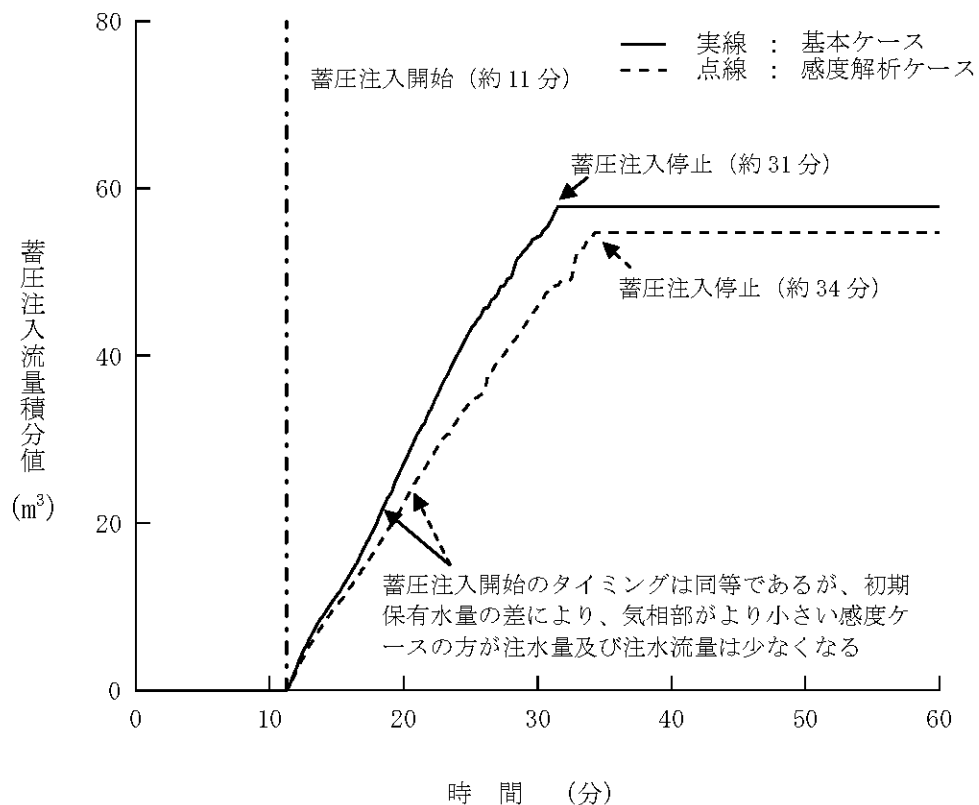
第 7. 1. 6. 31 図 2 次系圧力の推移 (2 インチ破断)



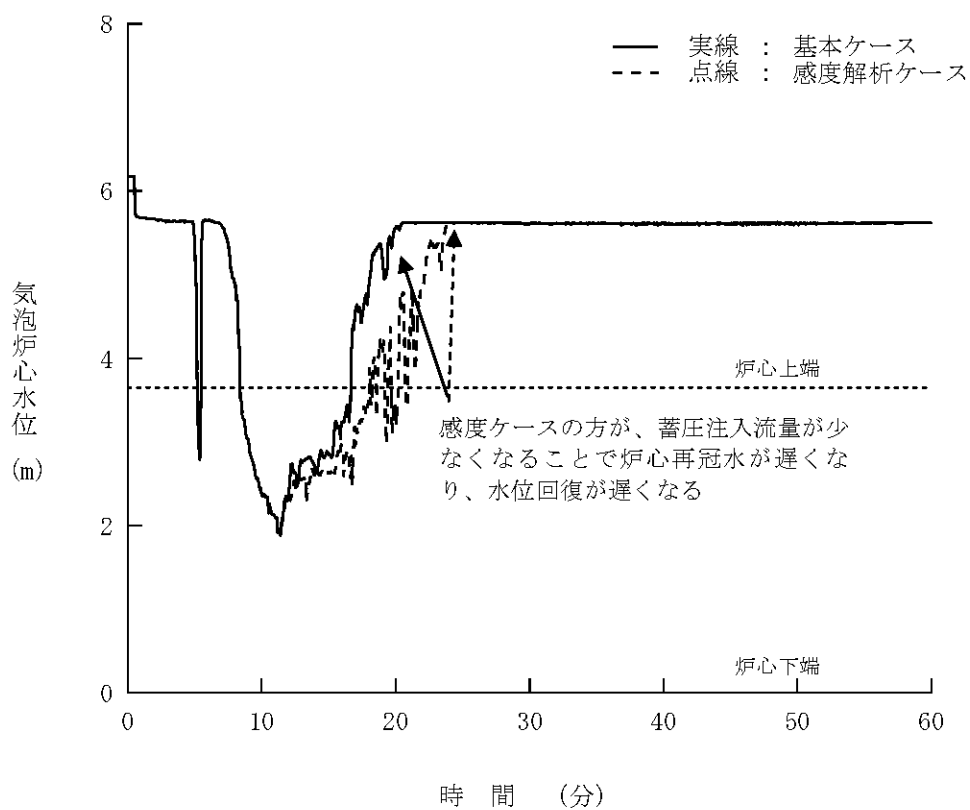
第 7. 1. 6. 32 図 補助給水流量の推移 (2 インチ破断)



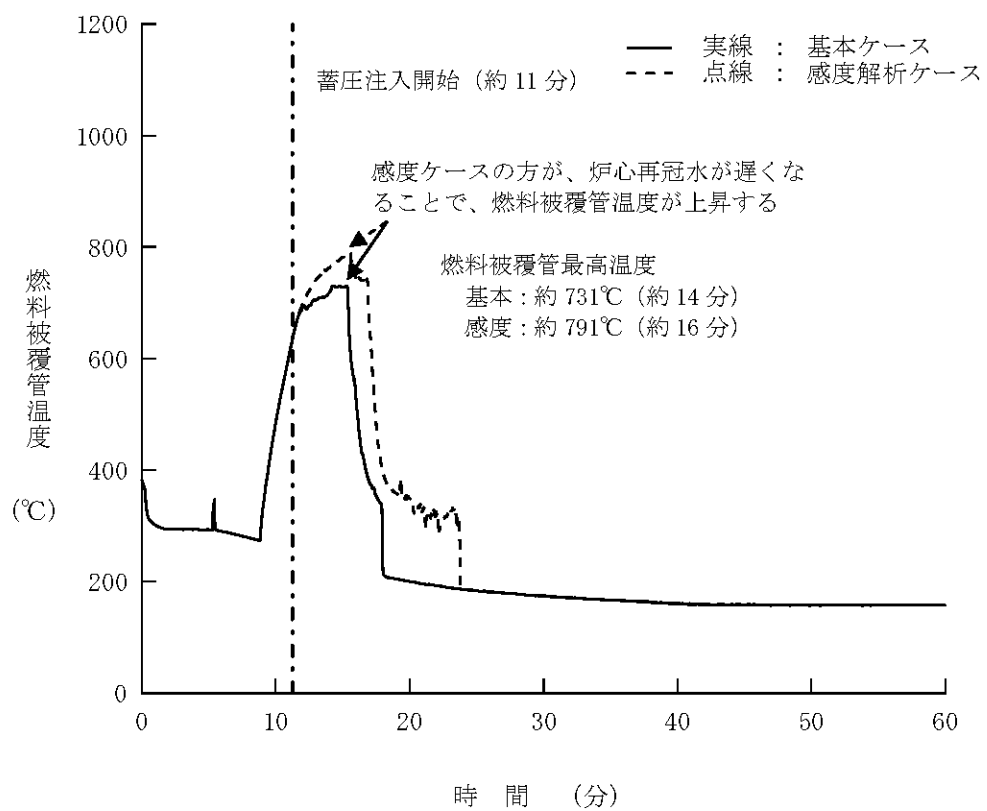
第 7. 1. 6. 33 図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)



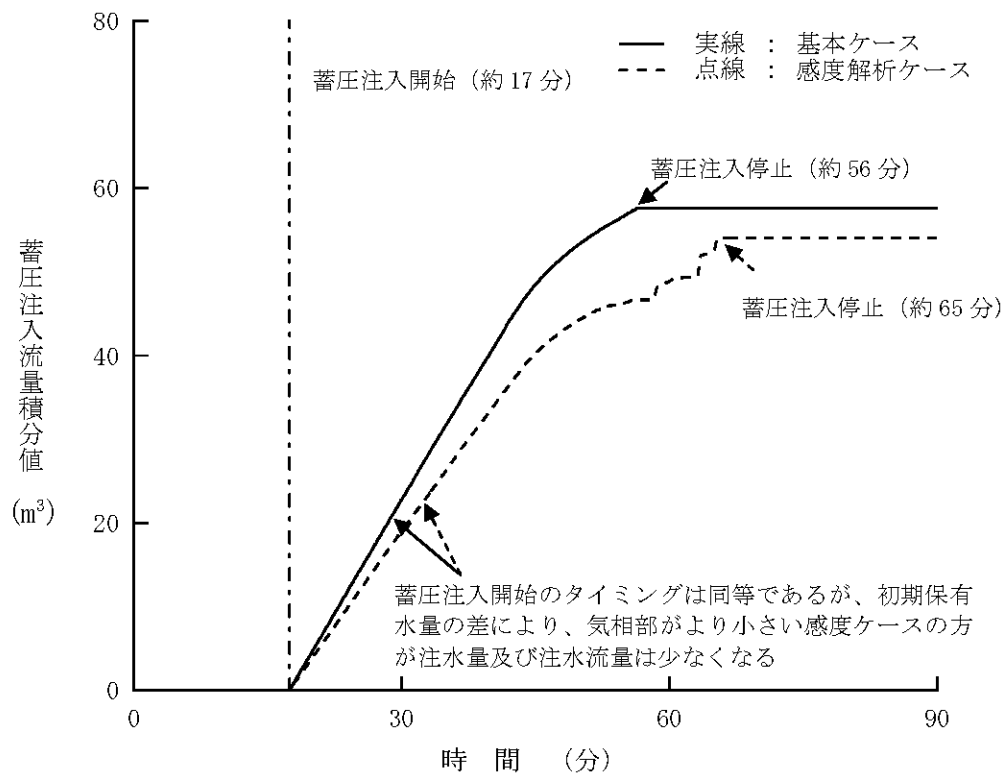
第 7. 1. 6. 34 図 蓄圧注入流量積分値の推移（４インチ破断）
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



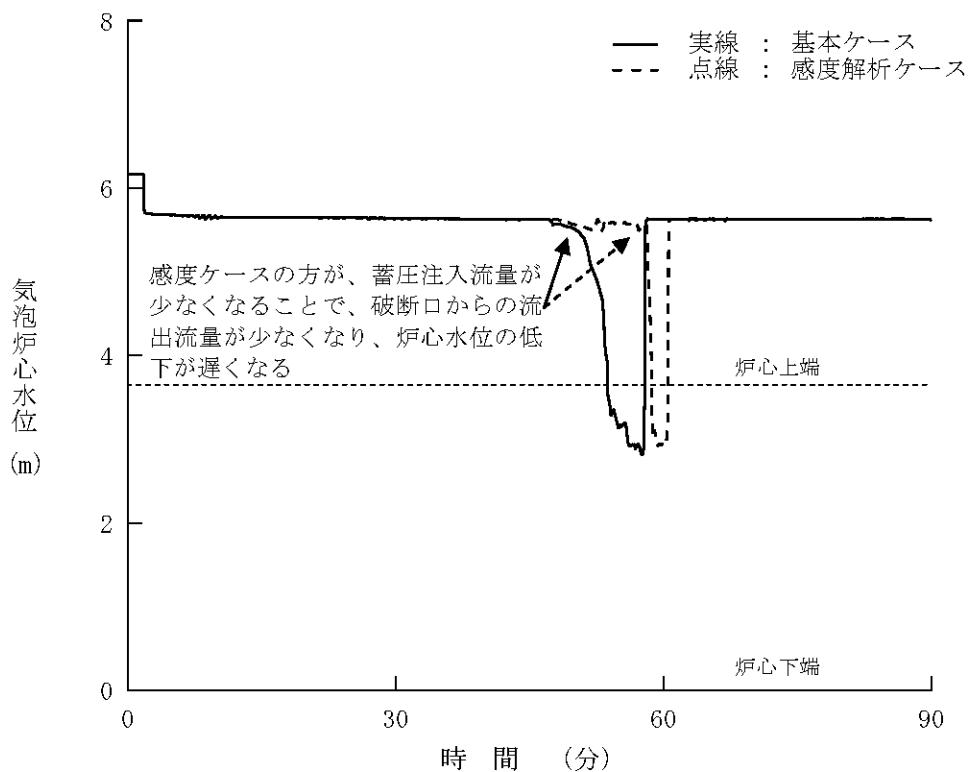
第 7. 1. 6. 35 図 気泡炉心水位の推移（４インチ破断）
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



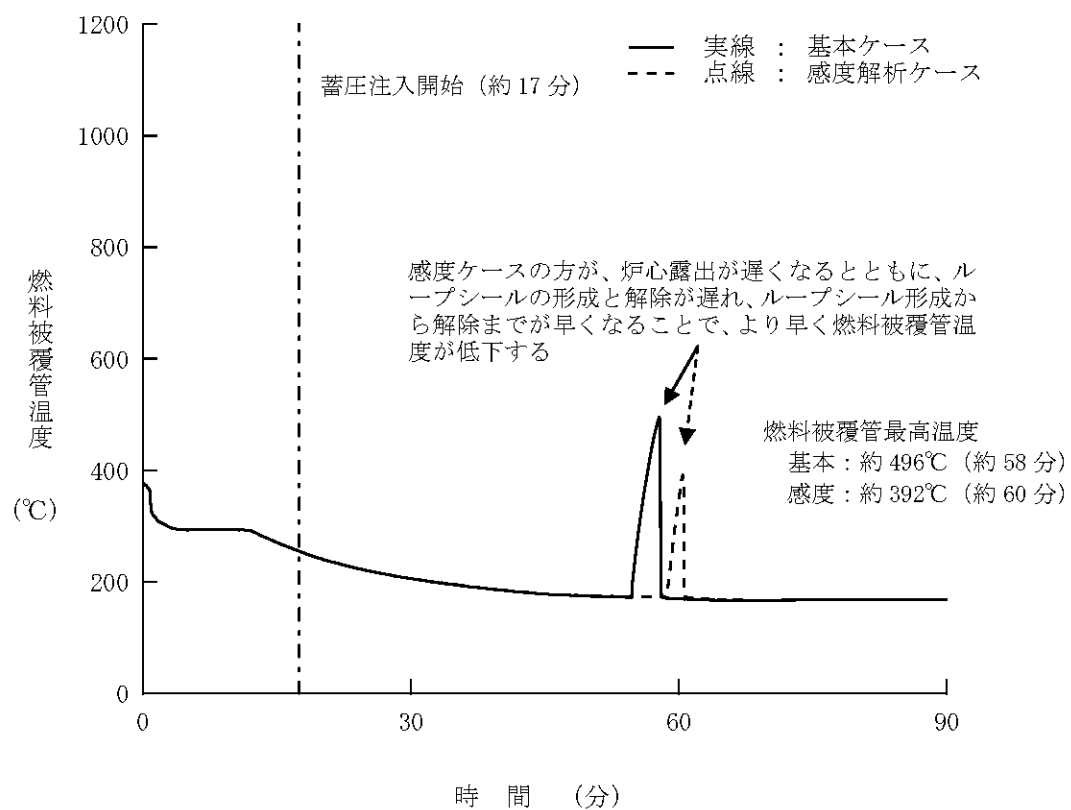
第 7. 1. 6. 36 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



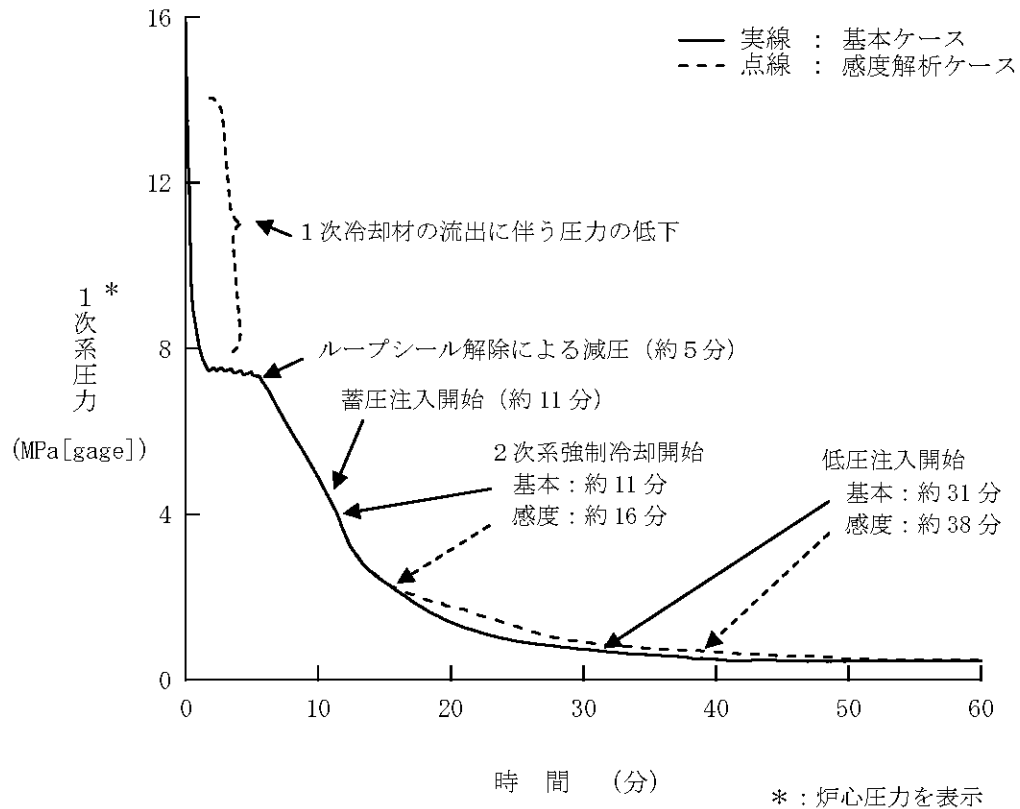
第 7.1.6.37 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (2 インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



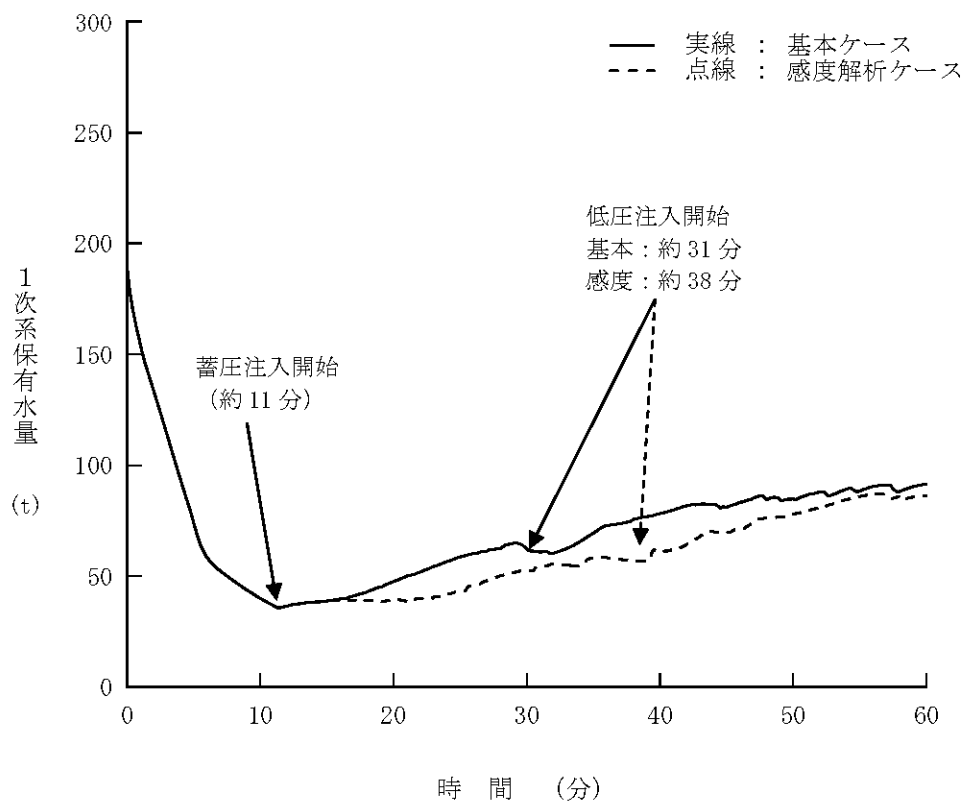
第 7.1.6.38 図 気泡炉心水位の推移 (2 インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



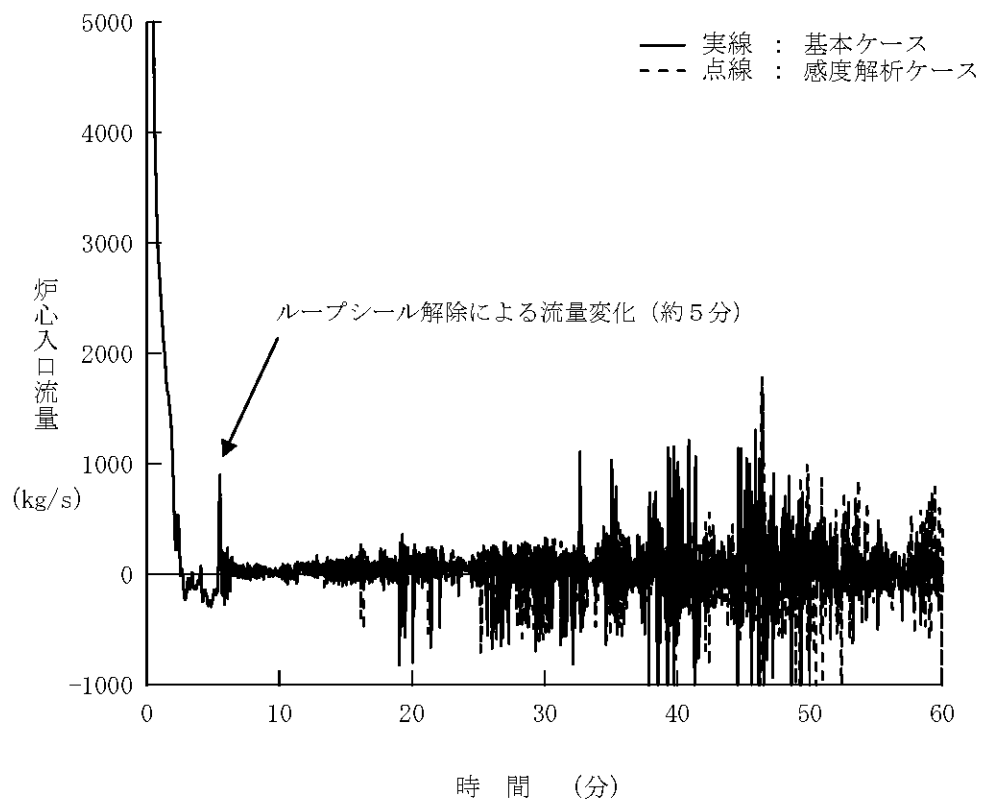
第 7.1.6.39 図 燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



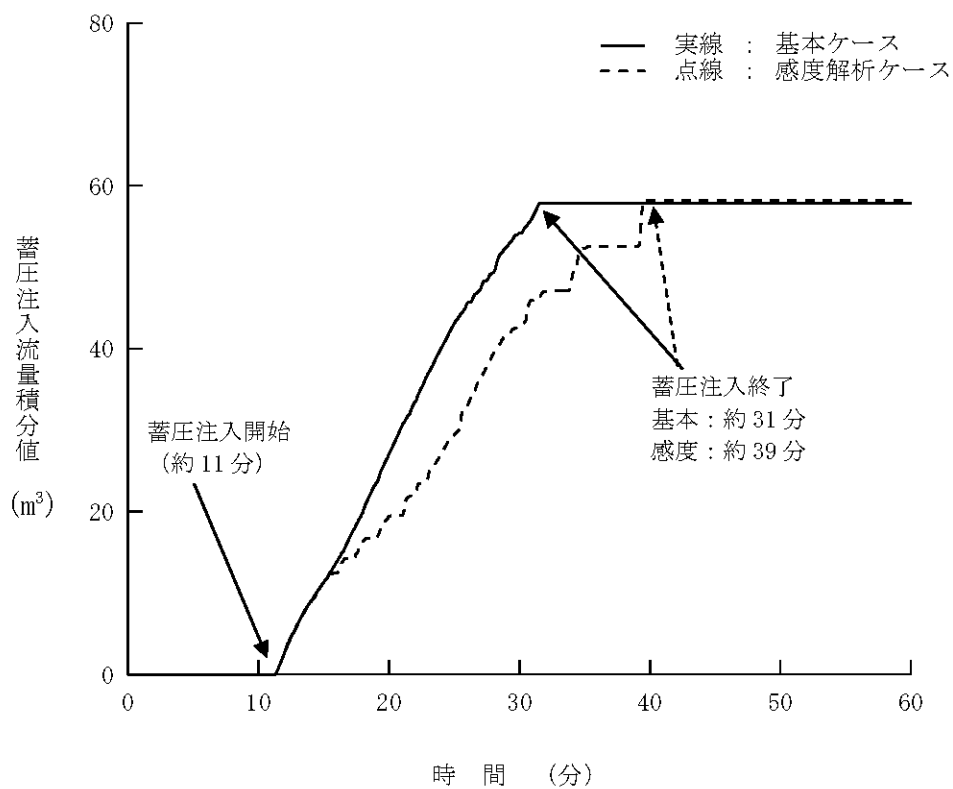
第 7.1.6.40 図 1 次系圧力の推移 (4 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



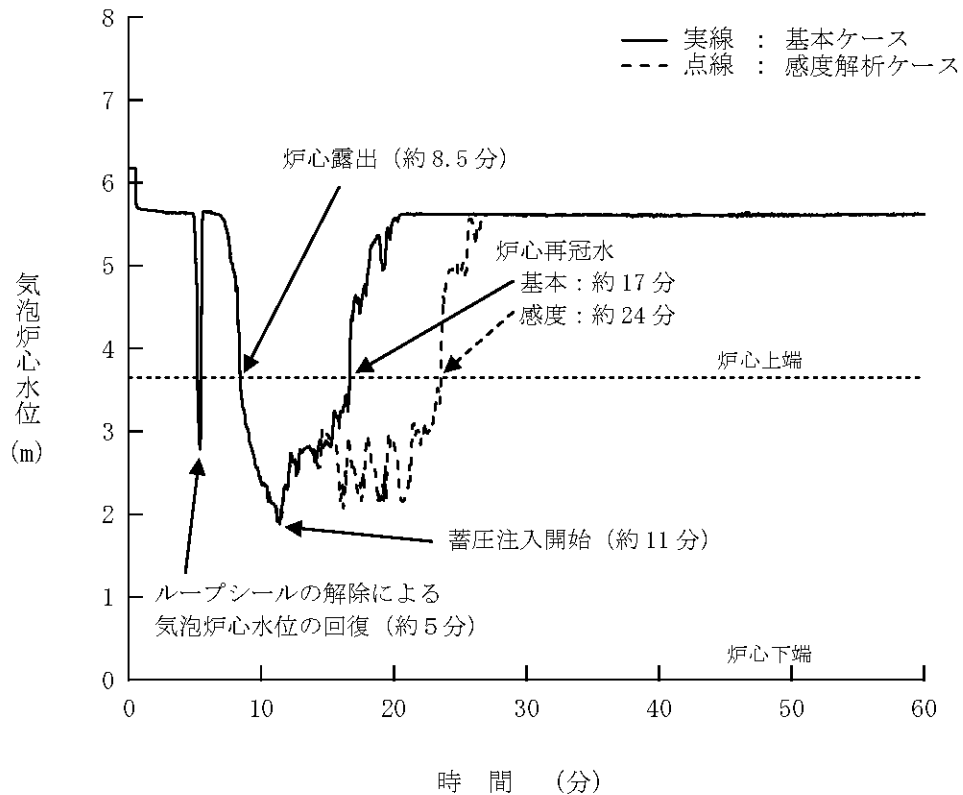
第 7.1.6.41 図 1 次系保有水量の推移 (4 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



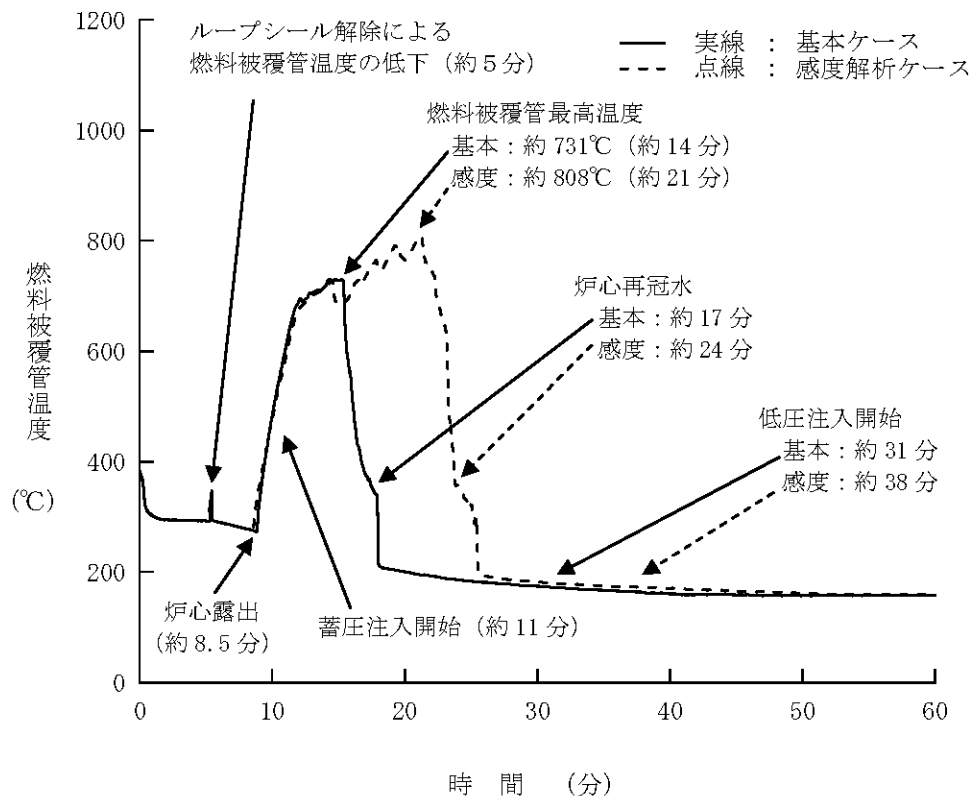
第 7. 1. 6. 42 図 炉心入口流量の推移 (4 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



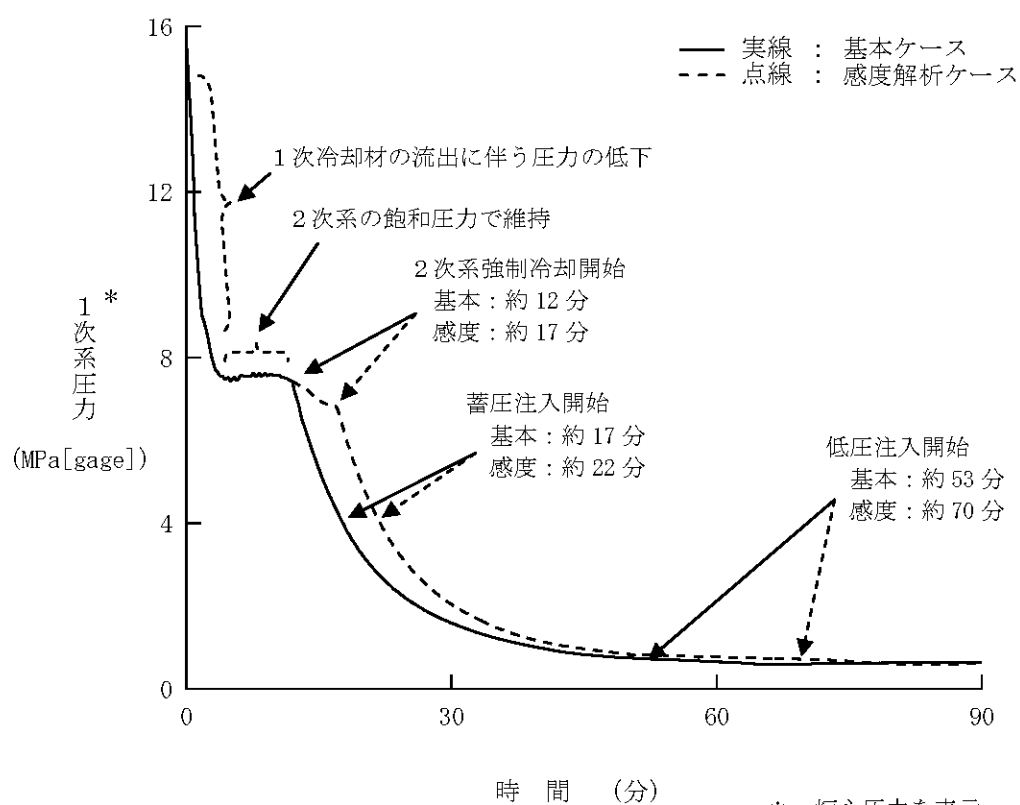
第 7. 1. 6. 43 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (4 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



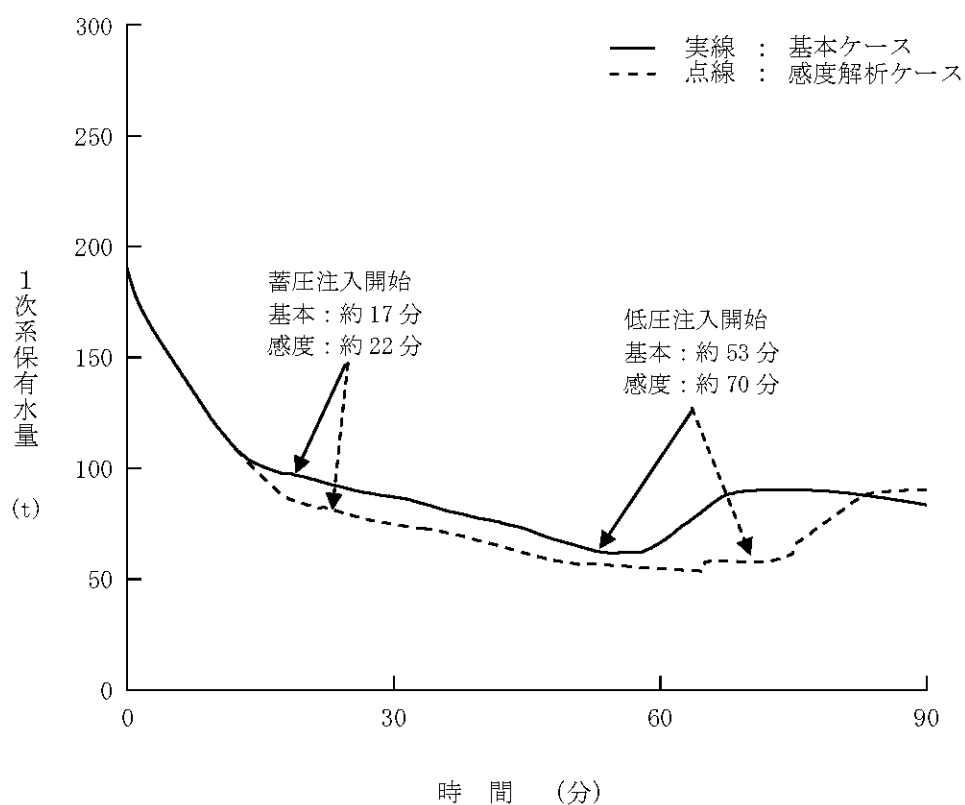
第 7.1.6.44 図 気泡炉心水位の推移 (4 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



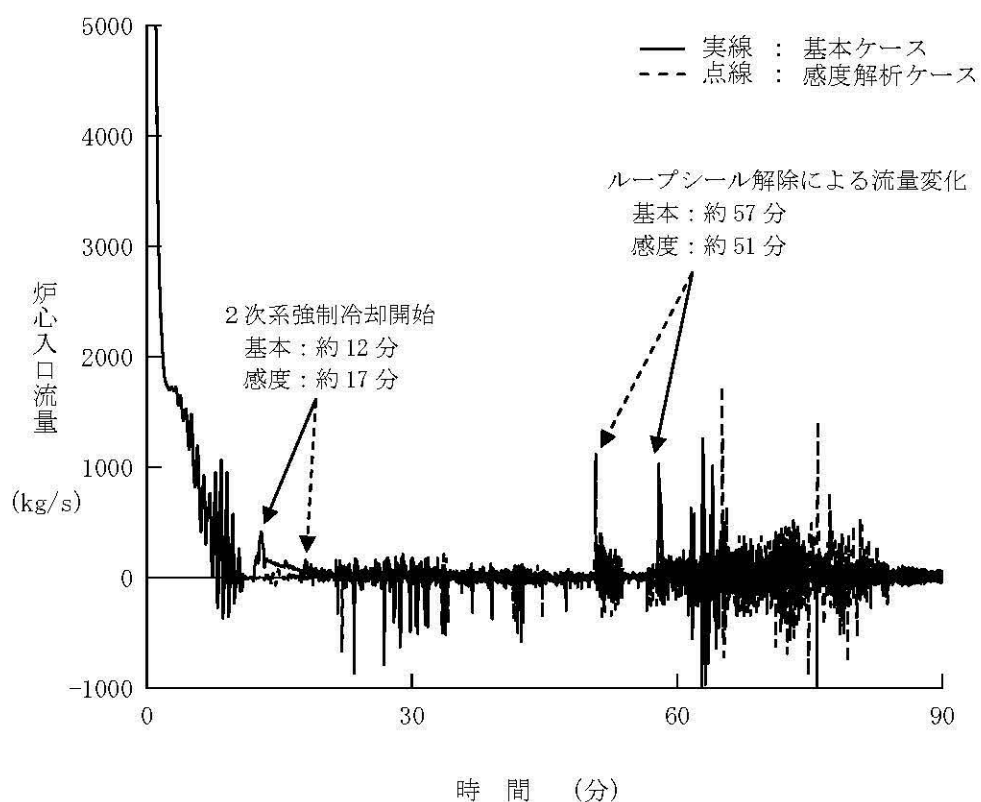
第 7.1.6.45 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



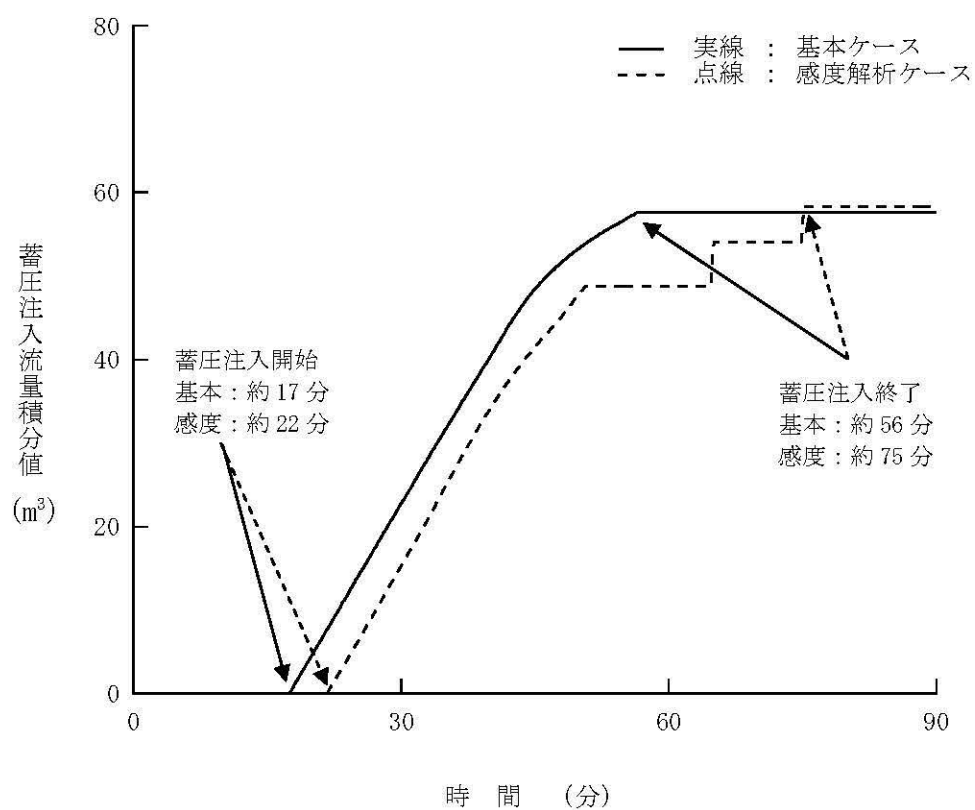
第 7.1.6.46 図 1 次系圧力の推移 (2 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



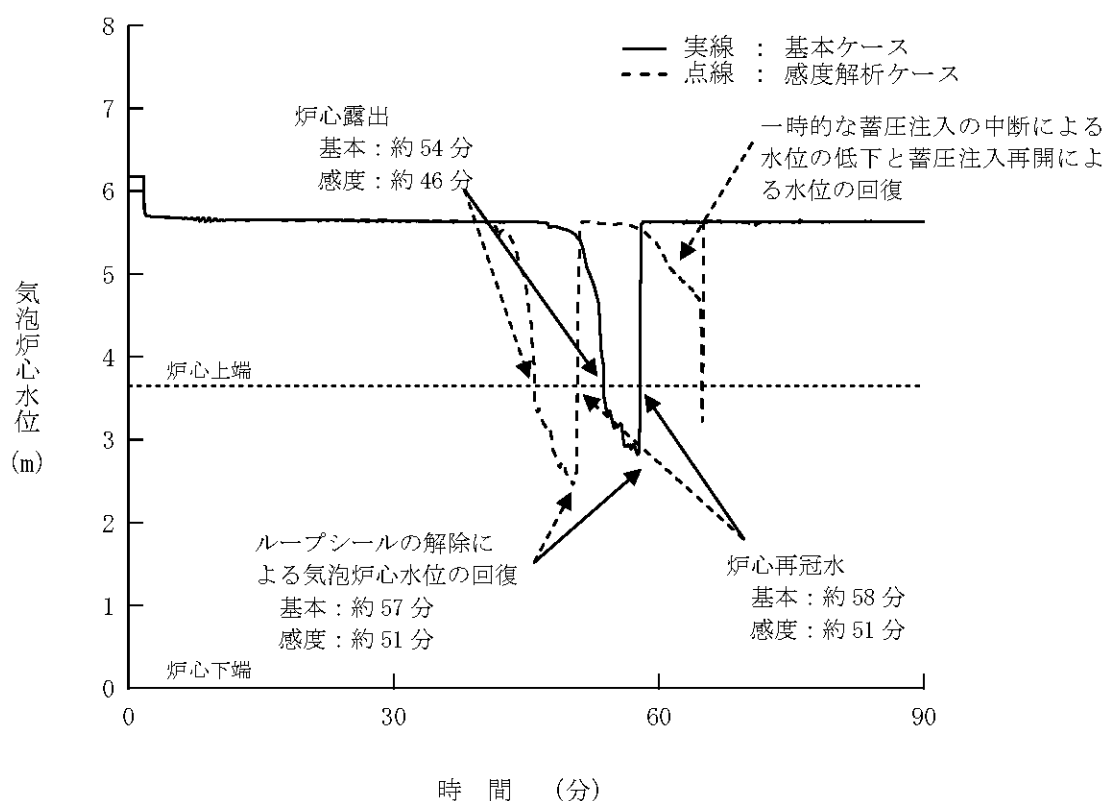
第 7.1.6.47 図 1 次系保有水量の推移 (2 インチ破断)
(2 次系強制冷却操作時間余裕確認)



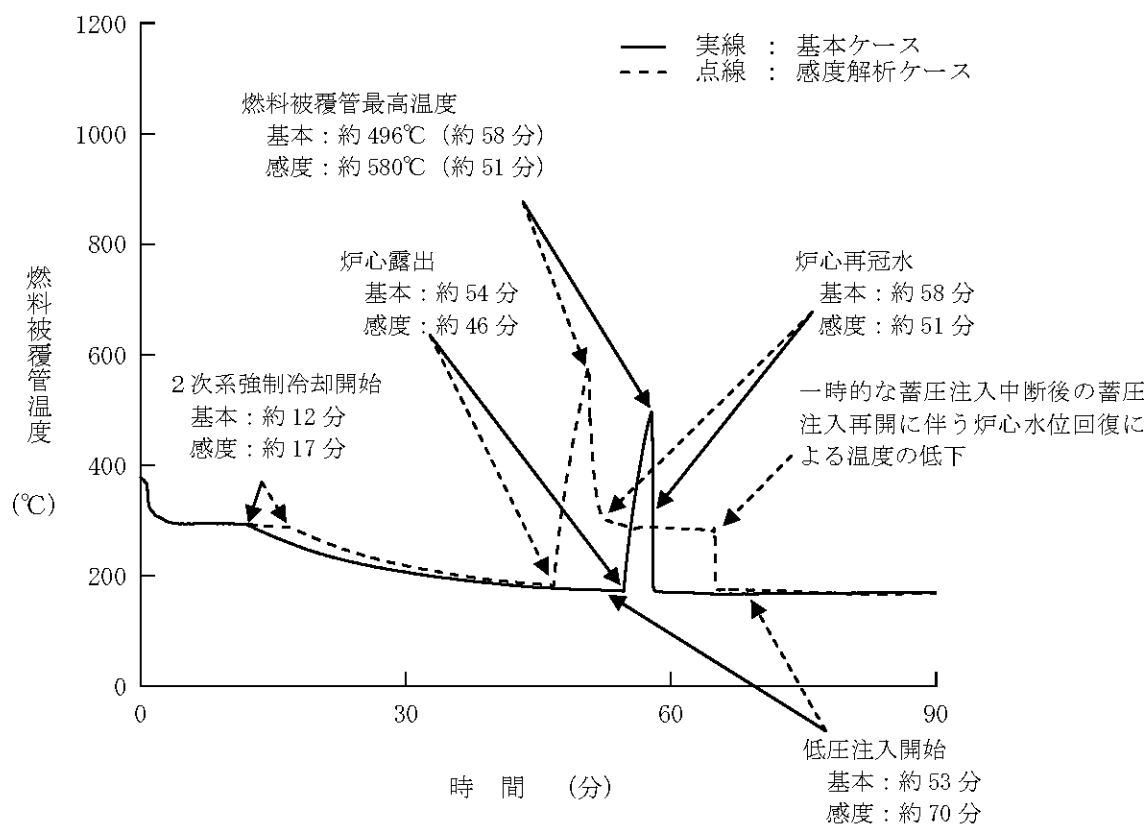
第 7. 1. 6. 48 図 炉心入口流量の推移（2 インチ破断）
（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）



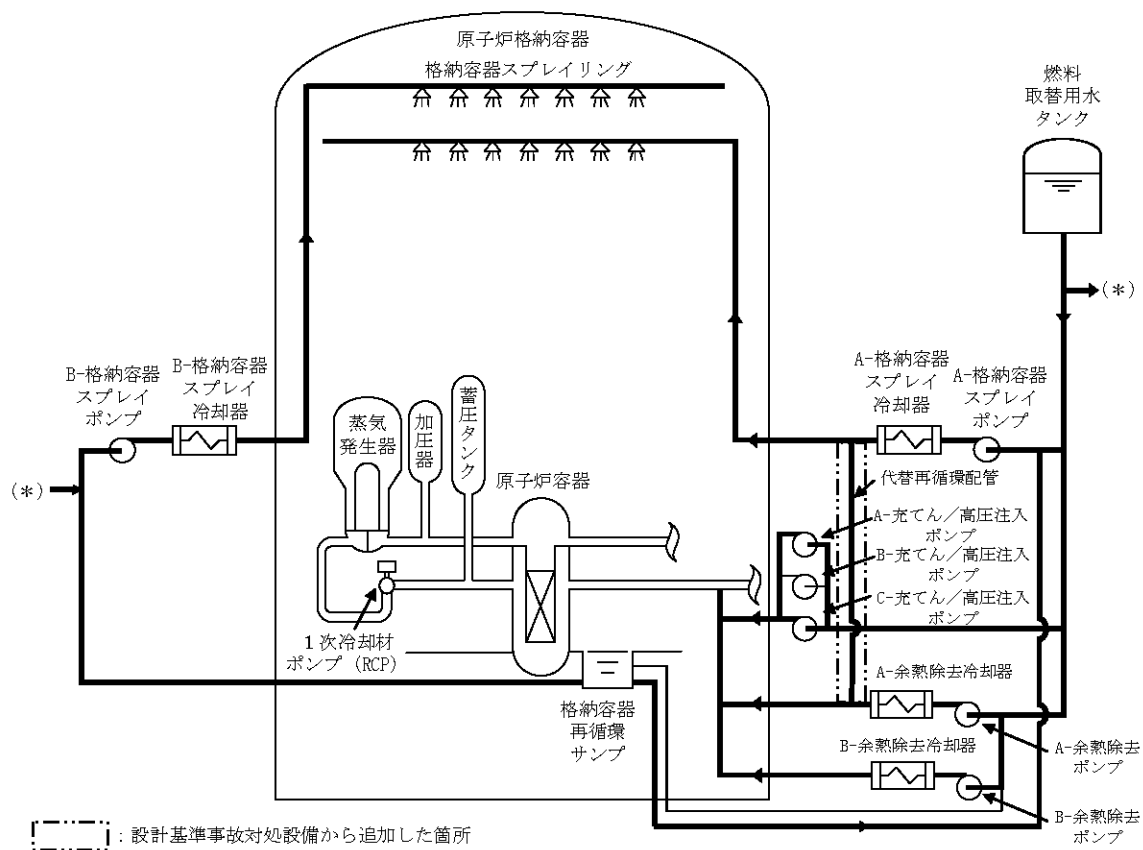
第 7. 1. 6. 49 図 蓄圧注入流量積分値の推移（2 インチ破断）
（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）



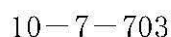
第 7. 1. 6. 50 図 気泡炉心水位の推移（2 インチ破断）
（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）

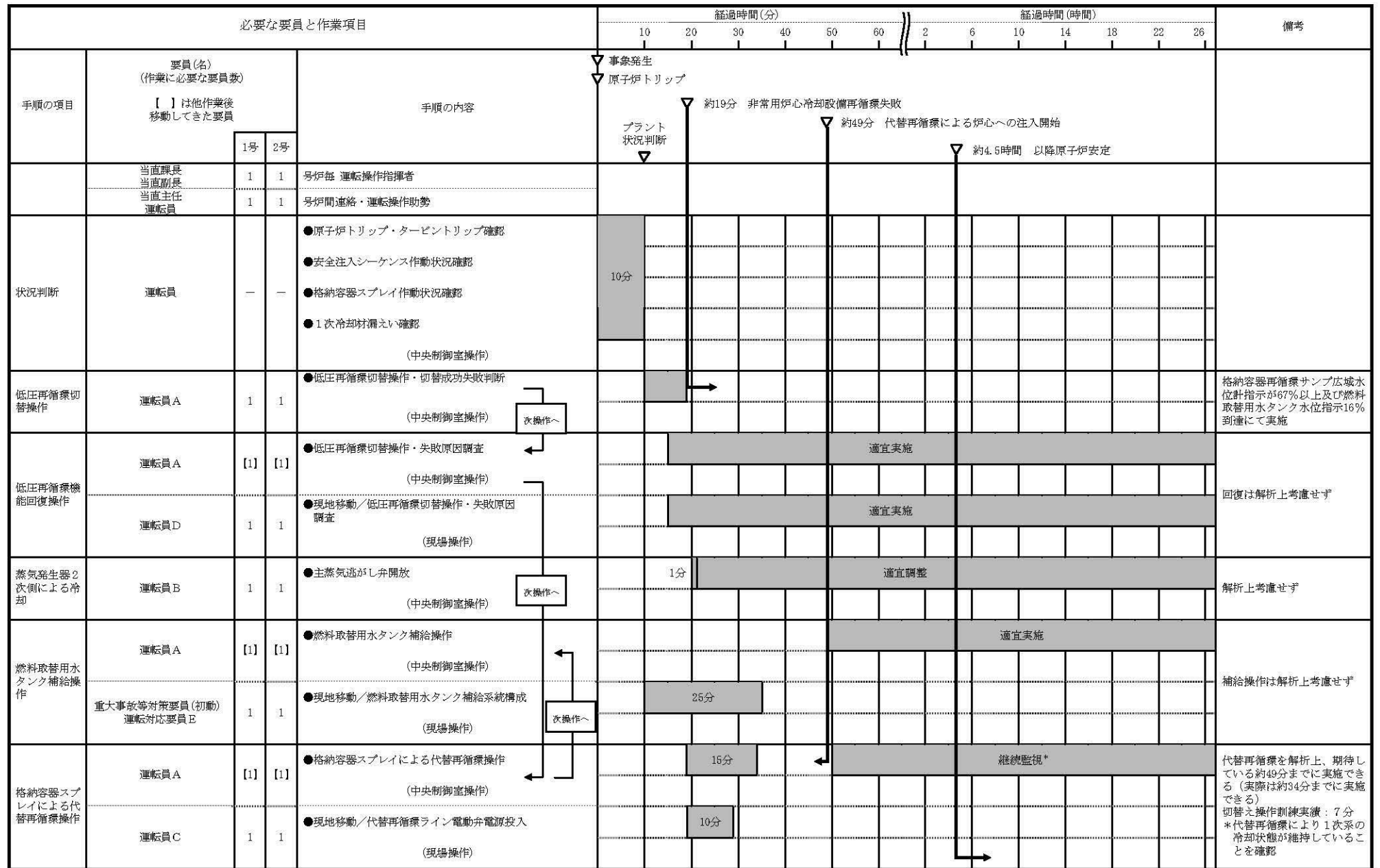


第 7. 1. 6. 51 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断）
（2 次系強制冷却操作時間余裕確認）



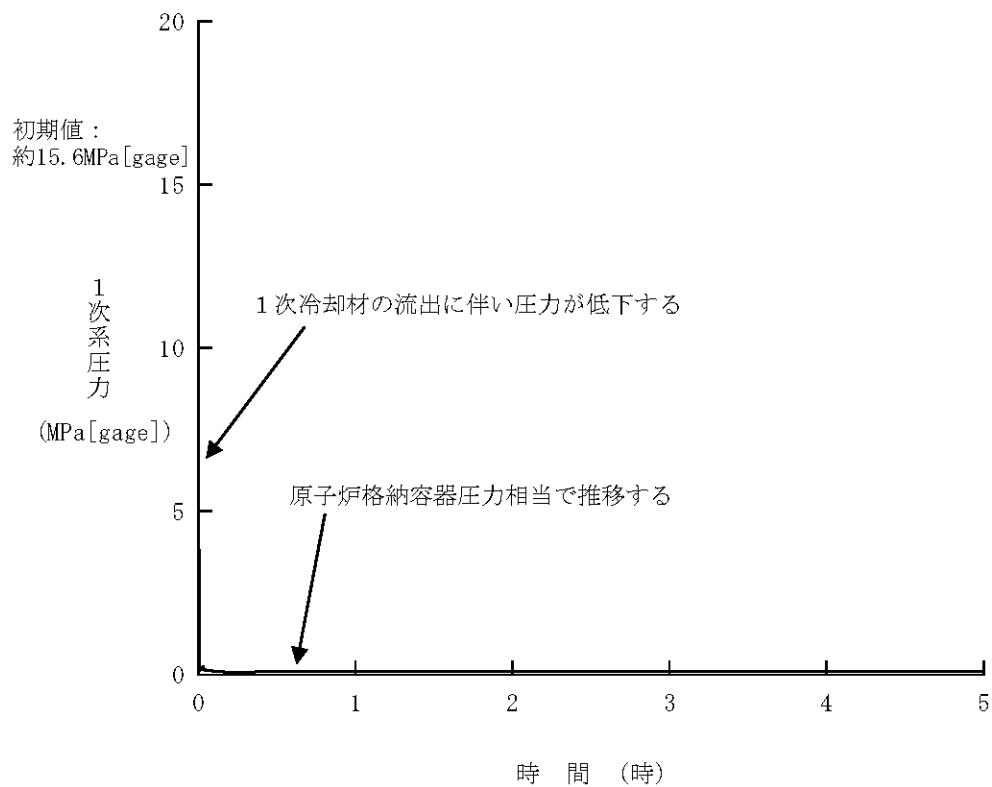
第 7. 1. 7. 1 図 ECCS 再循環機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



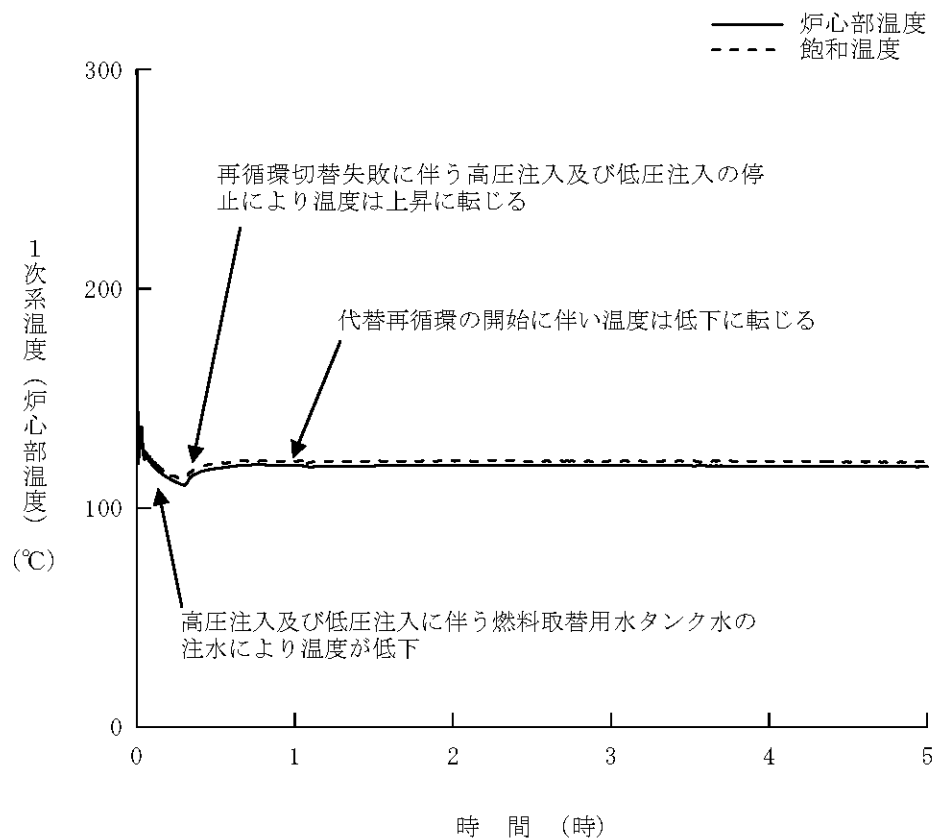


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間または作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

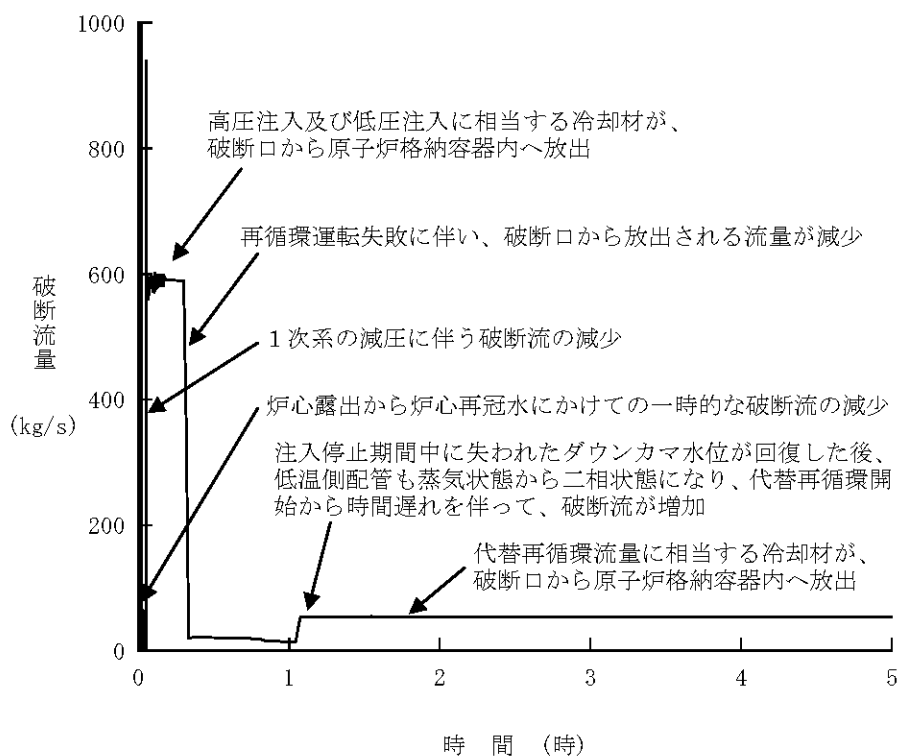
第 7. 1. 7. 3 図 ECCS 再循環機能喪失時(大破断 LOCA+低圧再循環失敗)の作業と所要時間



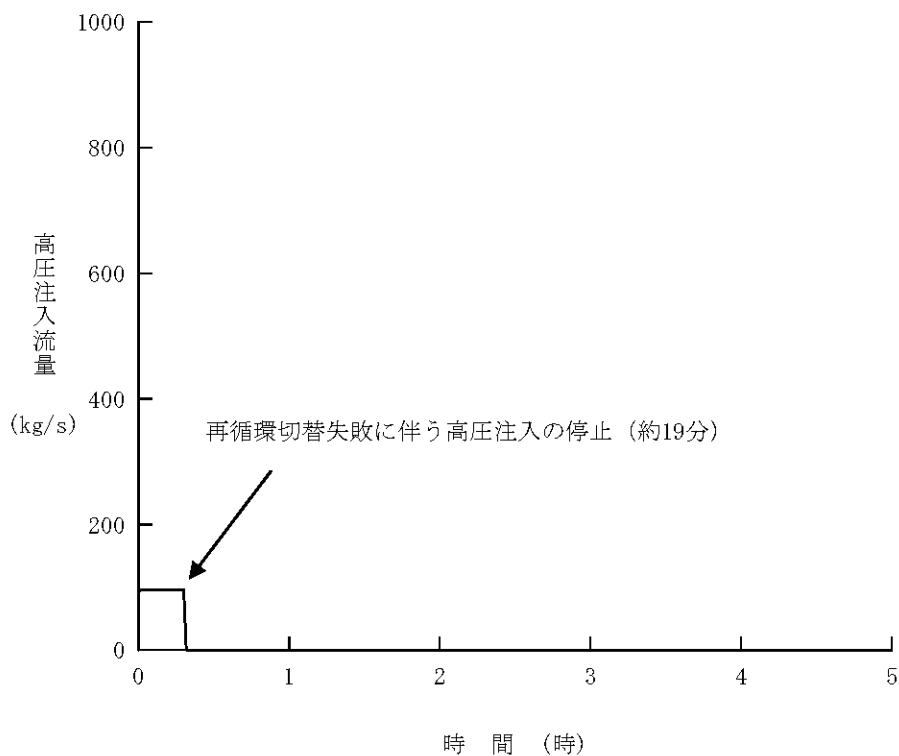
第 7. 1. 7. 4 図 1 次系圧力の推移



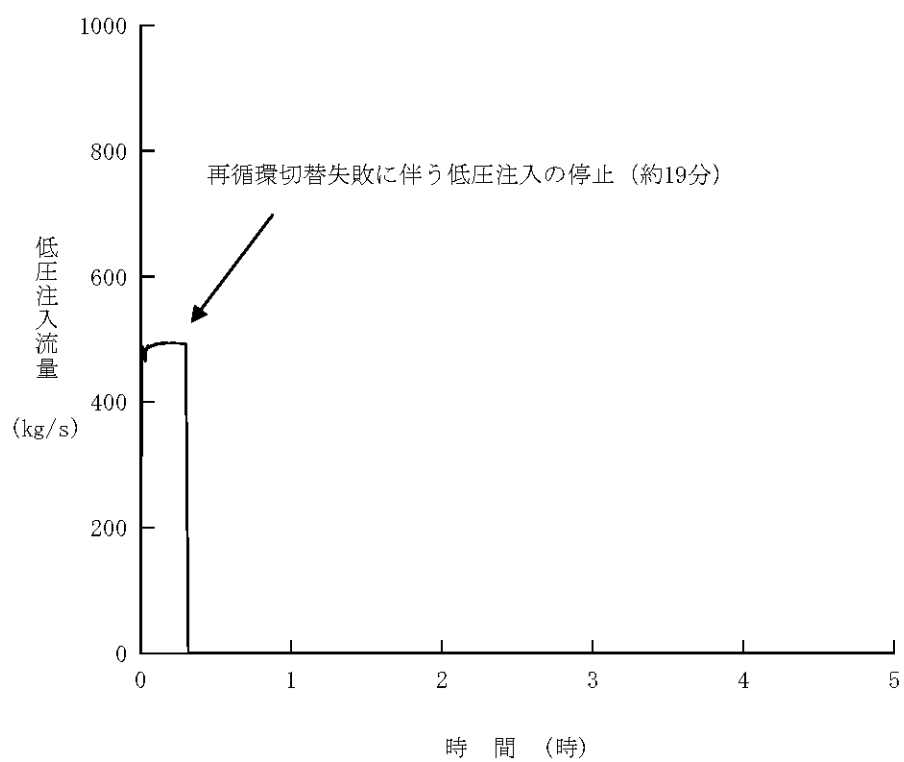
第 7. 1. 7. 5 図 1 次系温度（炉心部温度）の推移



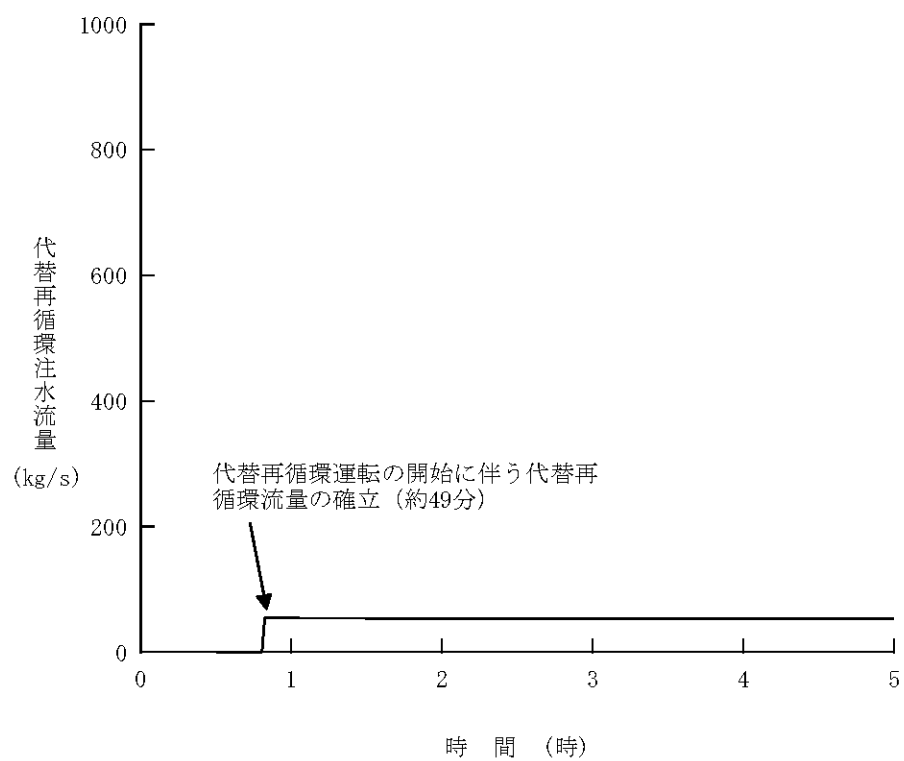
第 7. 1. 7. 6 図 破断流量の推移



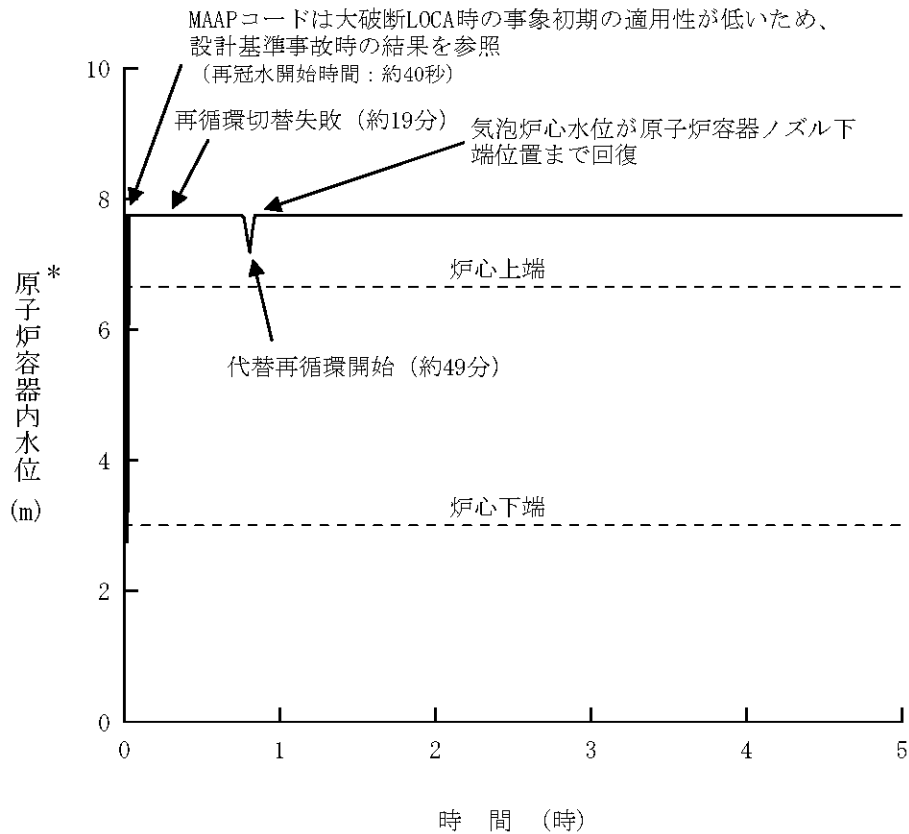
第 7. 1. 7. 7 図 高圧注入流量の推移



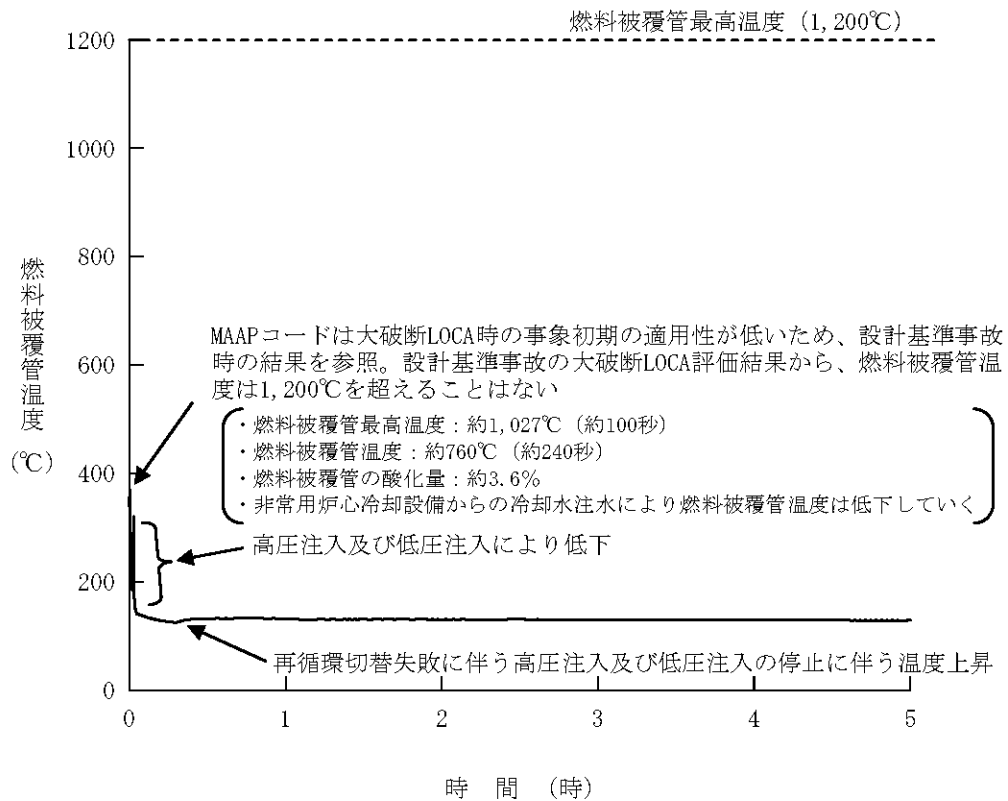
第 7. 1. 7. 8 図 低圧注入流量の推移



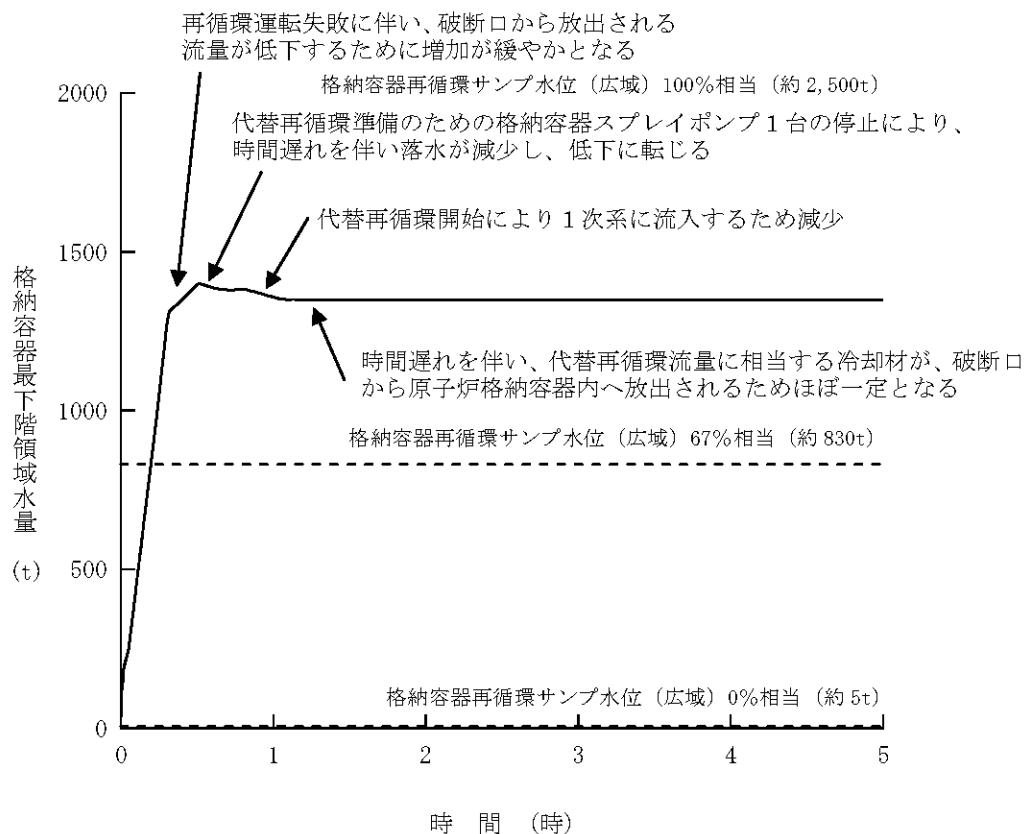
第 7. 1. 7. 9 図 代替再循環注水流量の推移



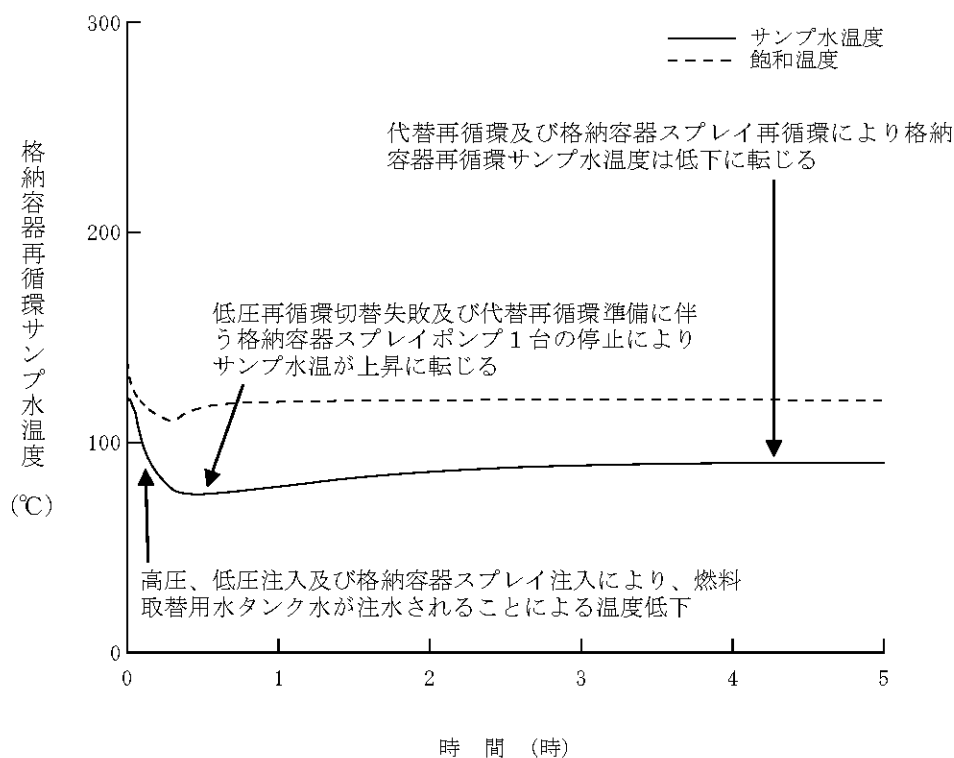
*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示
第 7. 1. 7. 10 図 原子炉容器内水位の推移



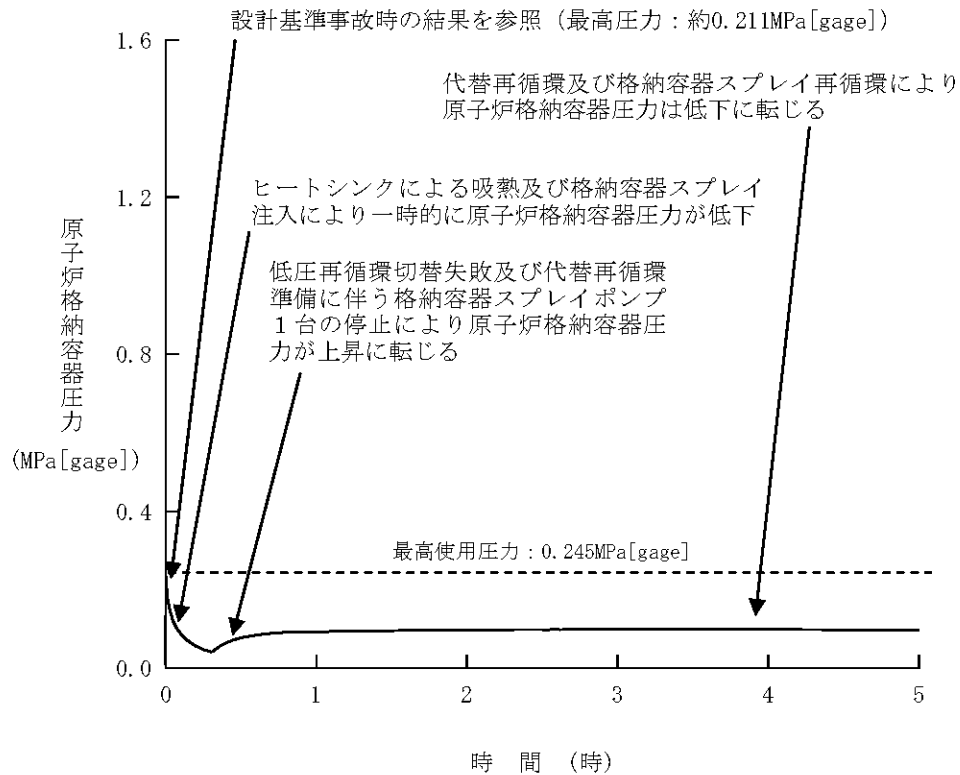
第 7. 1. 7. 11 図 燃料被覆管温度の推移



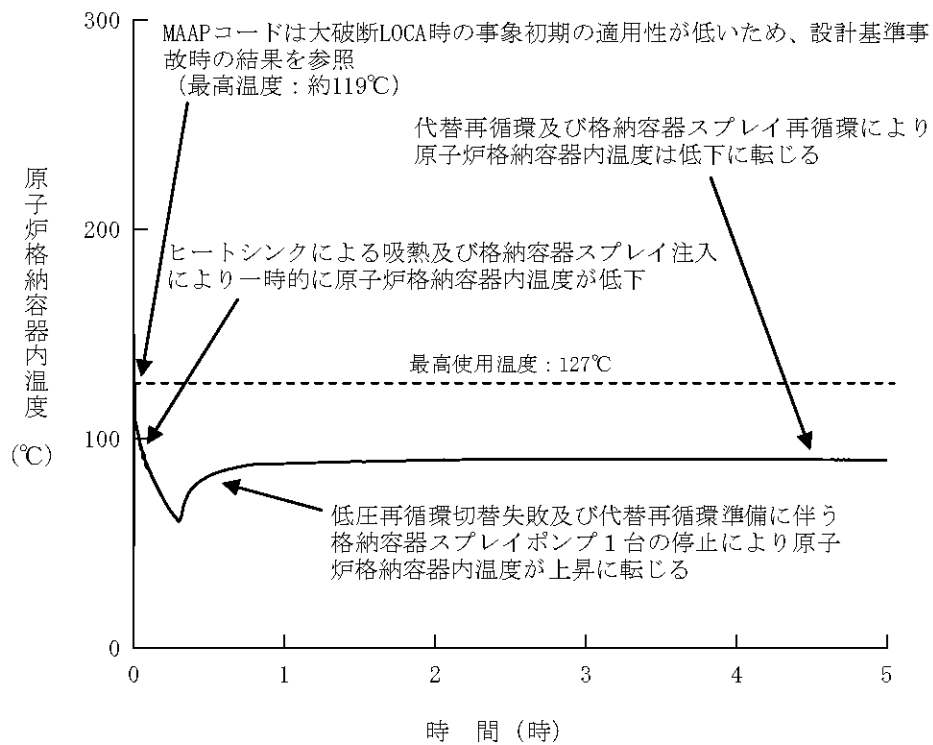
第 7. 1. 7. 12 図 格納容器最下階領域水量の推移



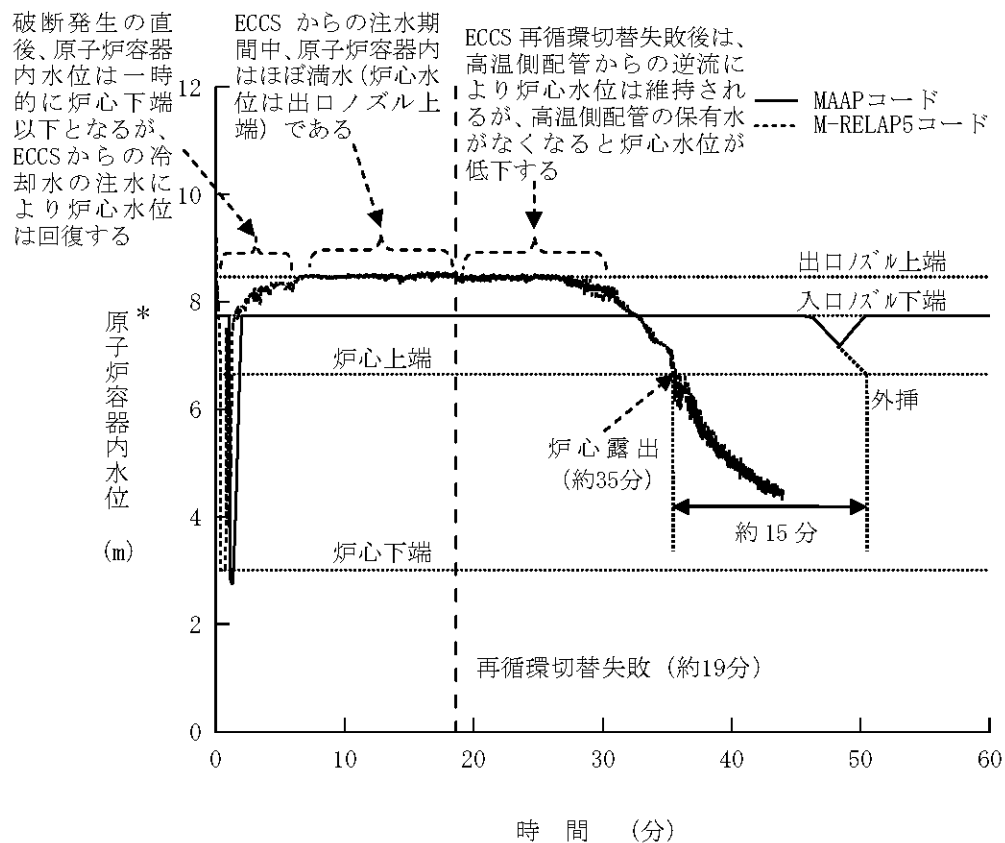
第 7. 1. 7. 13 図 格納容器再循環サンプル水温度の推移



第 7. 1. 7. 14 図 原子炉格納容器圧力の推移

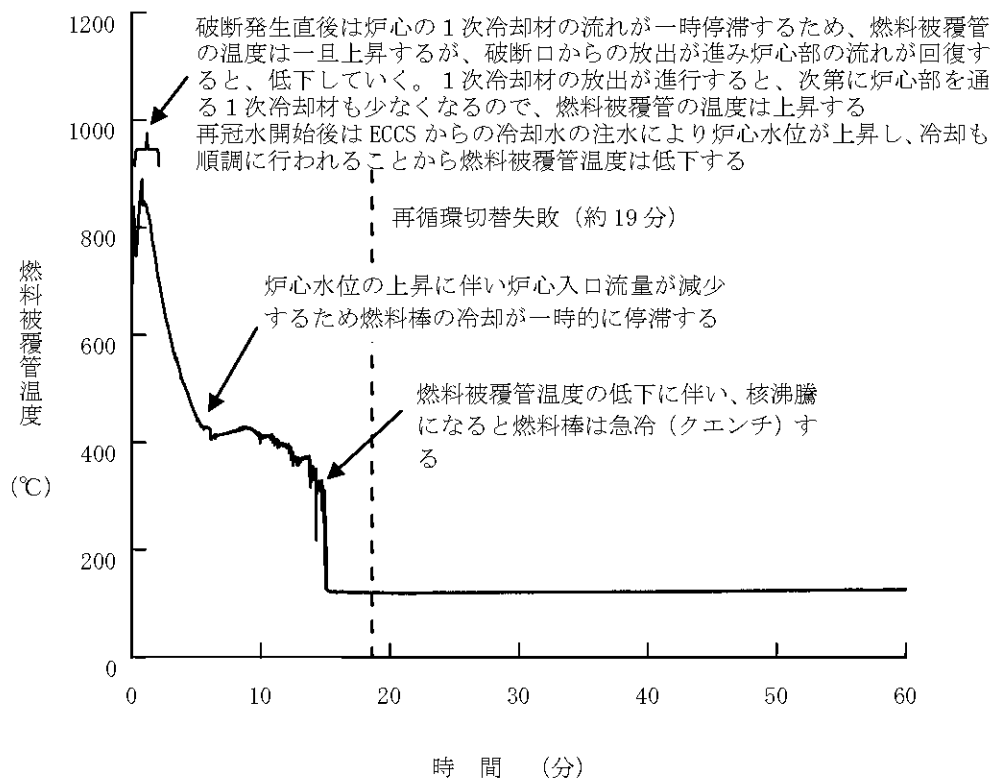


第 7. 1. 7. 15 図 原子炉格納容器内温度の推移

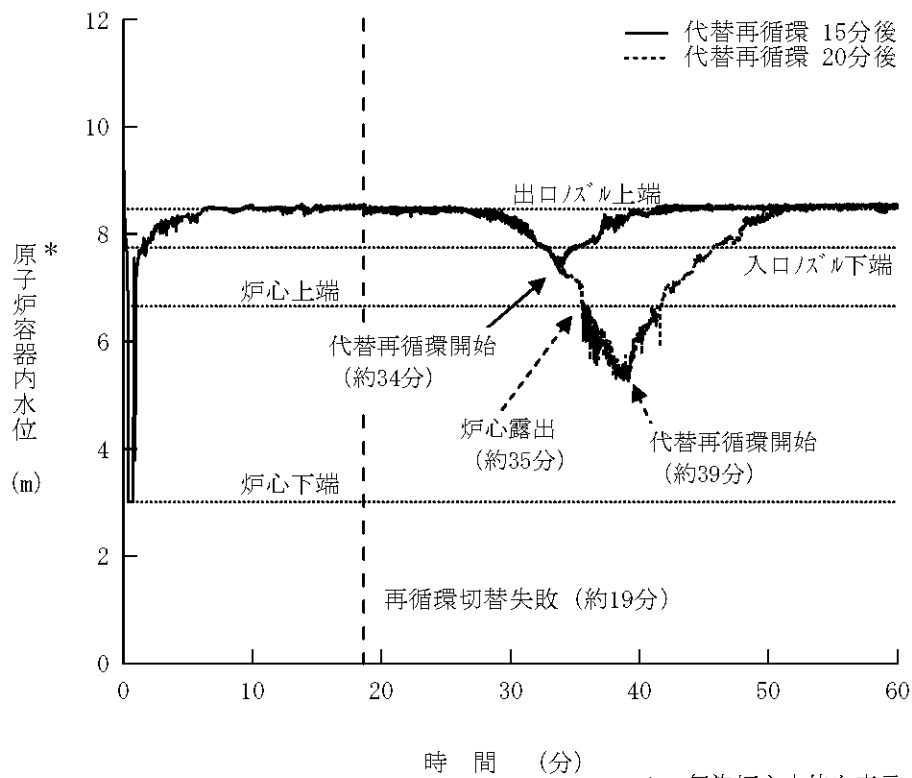


* : MAAPコードによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

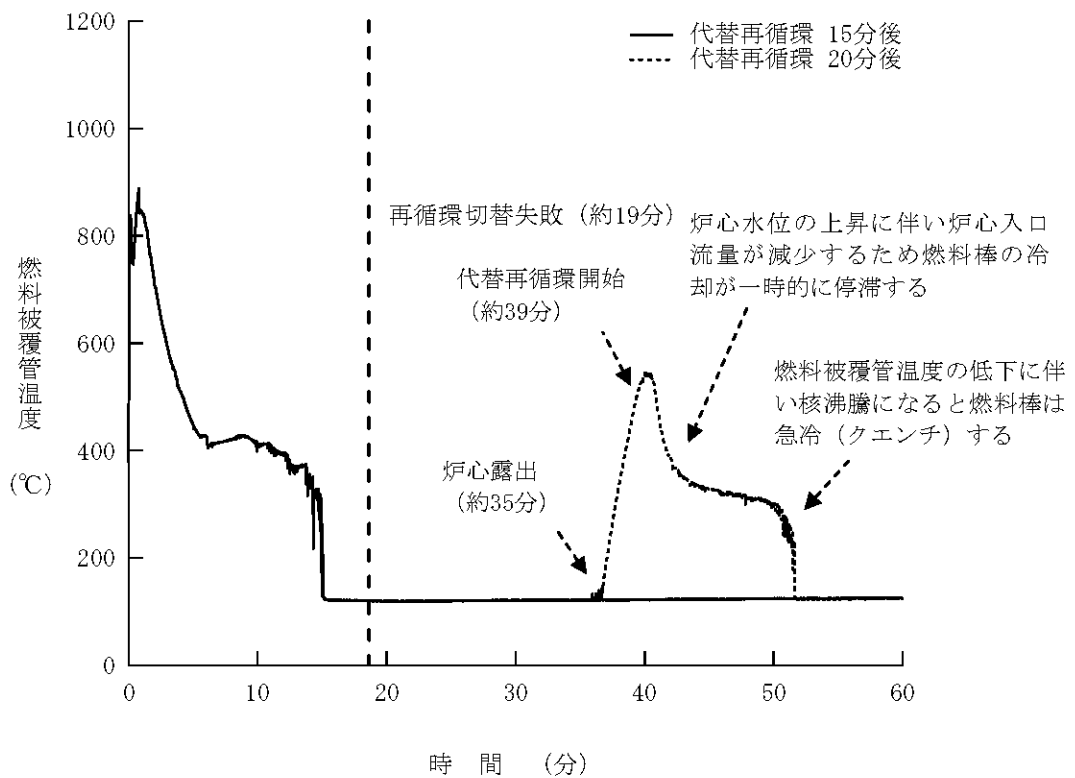
第 7. 1. 7. 16 図 原子炉容器内水位の推移 (コード間比較)



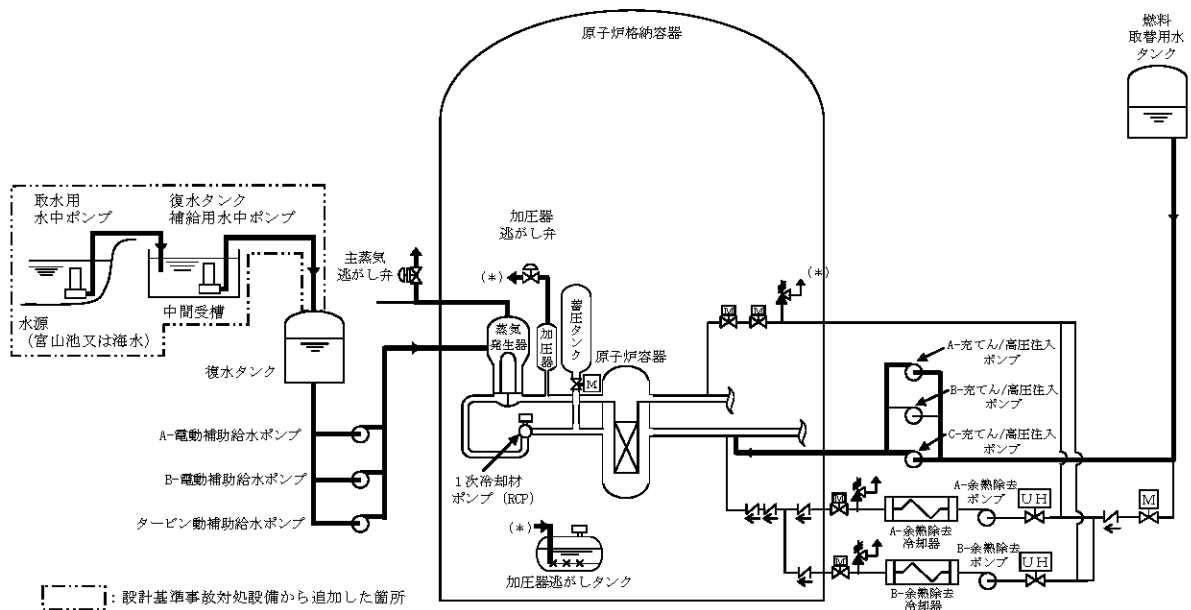
第 7. 1. 7. 17 図 燃料被覆管温度の推移 (M-RELAP5コード)



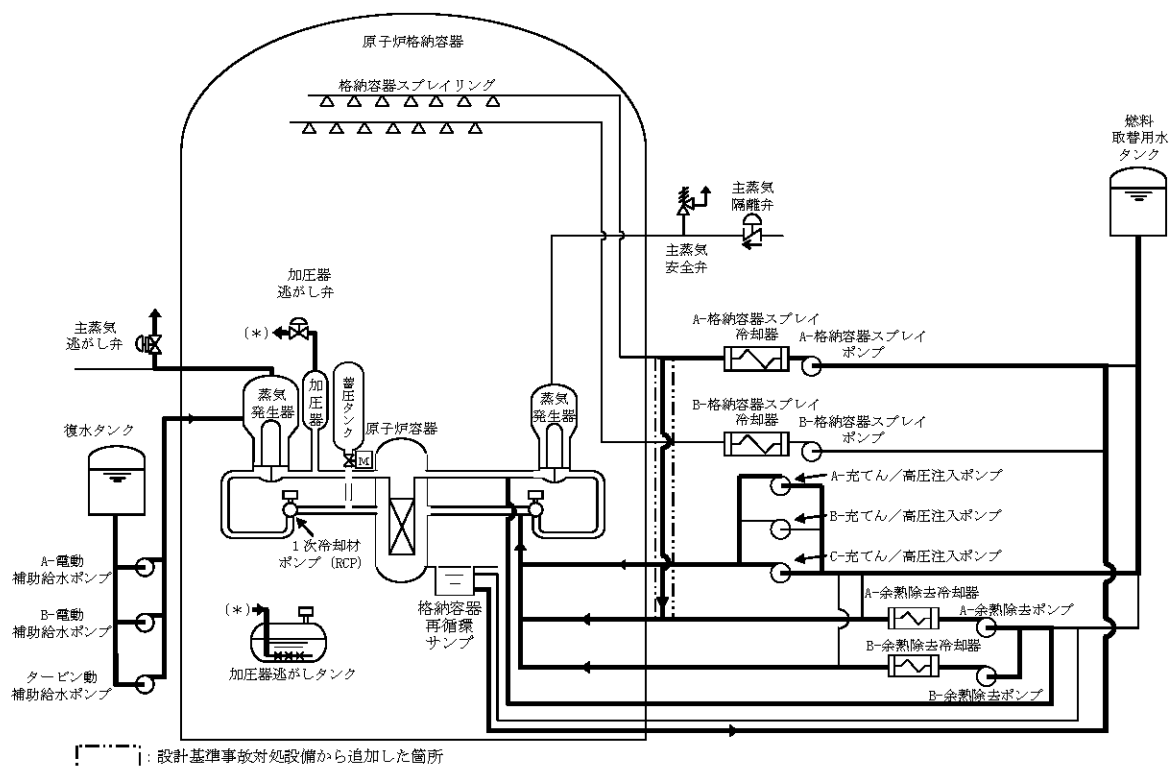
第 7. 1. 7. 18 図 原子炉容器内水位の推移（代替再循環操作時間余裕確認）
（M-RELAP5 コード）



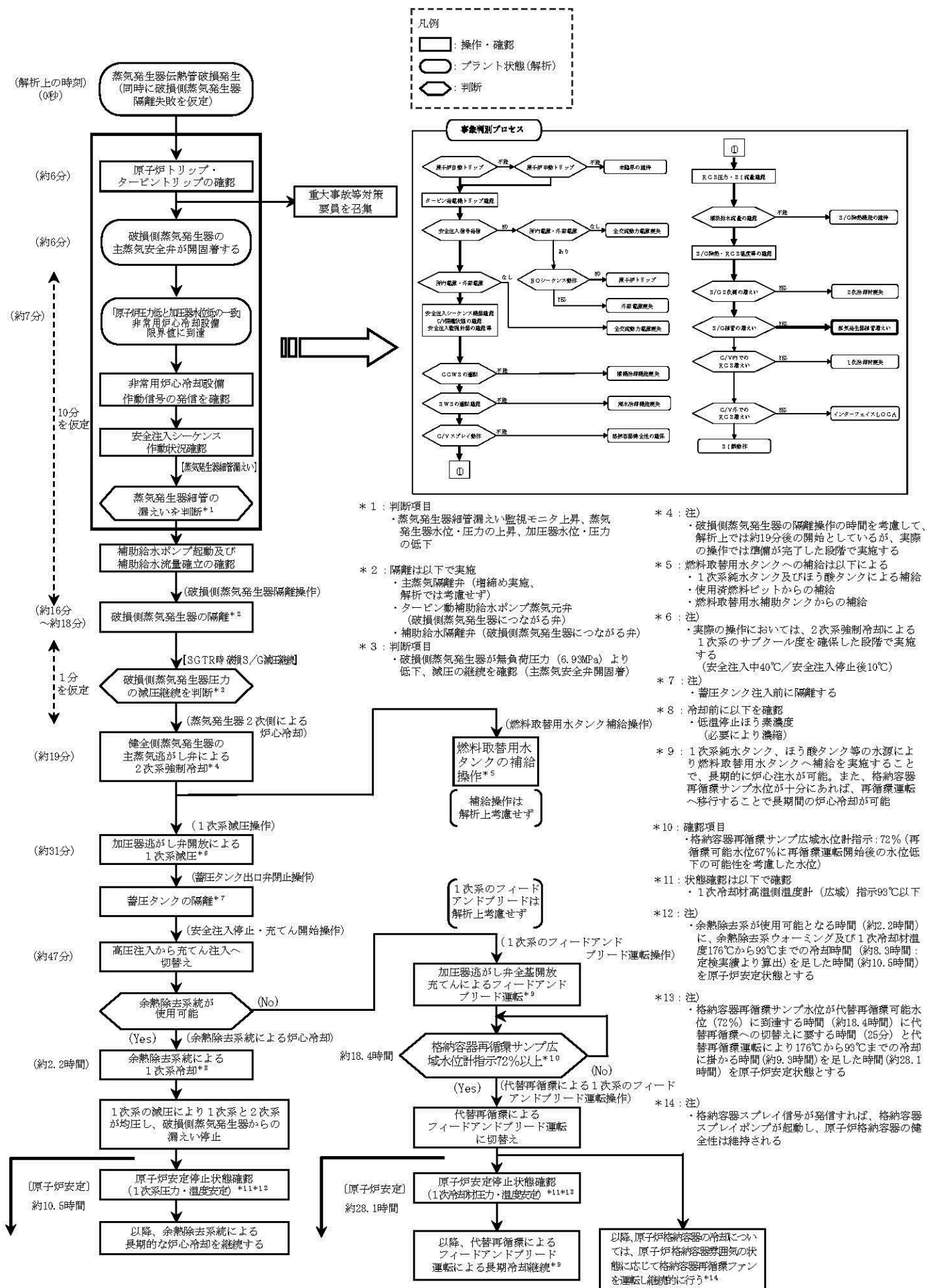
第 7. 1. 7. 19 図 燃料被覆管温度の推移（代替再循環操作時間余裕確認）
（M-RELAP5 コード）



第 7. 1. 8. 1 図 格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
(インターフェイスシステムLOCA)



第 7. 1. 8. 2 図 格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



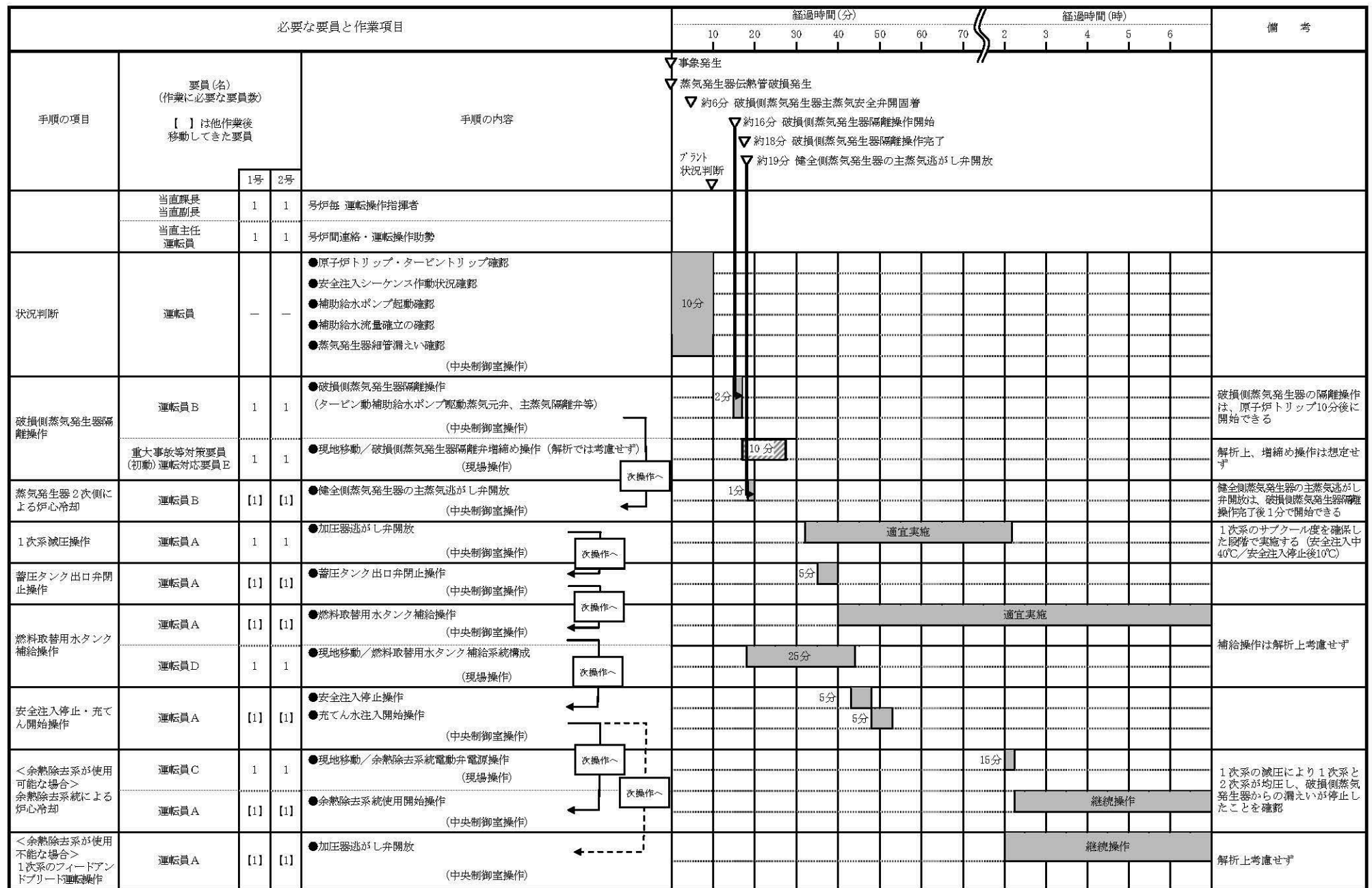
第 7.1.8.4 図 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)							経過時間(時)							備 考				
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	3	4	5	6	7						
		1号	2号																			
					▽ 事象発生 ▽ 原子炉トリップ安全注入作動 ▽ グラント状況判断 ▽ 約3時間 余熱除去系統隔離完了 ▽ 25分 2次系強制冷却 ▽ 約3.5時間 以降原子炉安定																	
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1	1	号炉毎 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	-	-	●原子炉トリップ・タービントリップの確認 ●安全注入シーケンス作動状況の確認 ●余熱除去系統漏えい確認 (中央制御室操作)	10分																	
余熱除去系統 の分離・ 隔離操作	運転員A	1	1	●余熱除去系統を燃料取替用水タンクより隔離操作 ●余熱除去系統を1次系より隔離操作 ●余熱除去系統からの漏えい停止確認 (中央制御室操作)	5分	適宜実施																
					5分	適宜実施																
													30分									
蒸気発生器2 次側による炉 心冷却	運転員B	1	1	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)		1分	適宜調整															2次系強制冷却による1次系冷却・減圧が、解析上、期待している25分までに実施できる
1次系減圧操作	運転員A	[1]	[1]	●加圧器逃がし弁開放 (中央制御室操作)															1次系のサブクール度を確保した段階で実施する (安全注入中40℃/安全注入停止後10℃)			
燃料取替用水 タンク補給操作	運転員A	[1]	[1]	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)															補給操作は解析上考慮せず			
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員E	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)			25分															
安全注入停止・充てん 開始操作	運転員A	[1]	[1]	●安全注入停止操作 ●充てん水注入開始操作 (中央制御室操作)								5分										
												5分										
蓄圧タンク出口弁閉止 操作	運転員A	[1]	[1]	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)								5分							1次冷却材圧力計指示0.6MPaにて実施			
余熱除去系統 の分離・隔離 操作	運転員C、D + 重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員F	3	3	●現地移動/破断系列の余熱除去系統隔離操作 (現場操作)		適宜実施										30分						

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

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

第 7.1.8.5 図 格納容器バイパス時(インターフェイスシステム LOCA)の作業と所要時間



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

■ 全面マスク、ポケット線量計着用

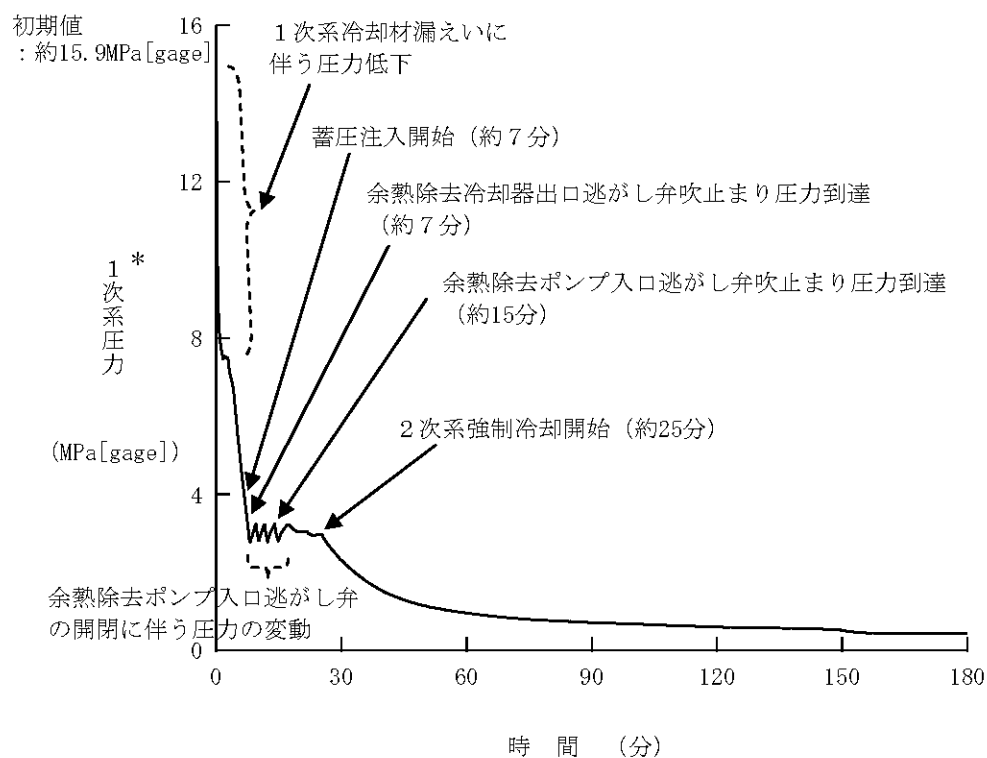
■ 放射線防護具着用なし

第 7.1.8.6 図 格納容器バイパス時 (蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗) の作業と所要時間 (1/2)



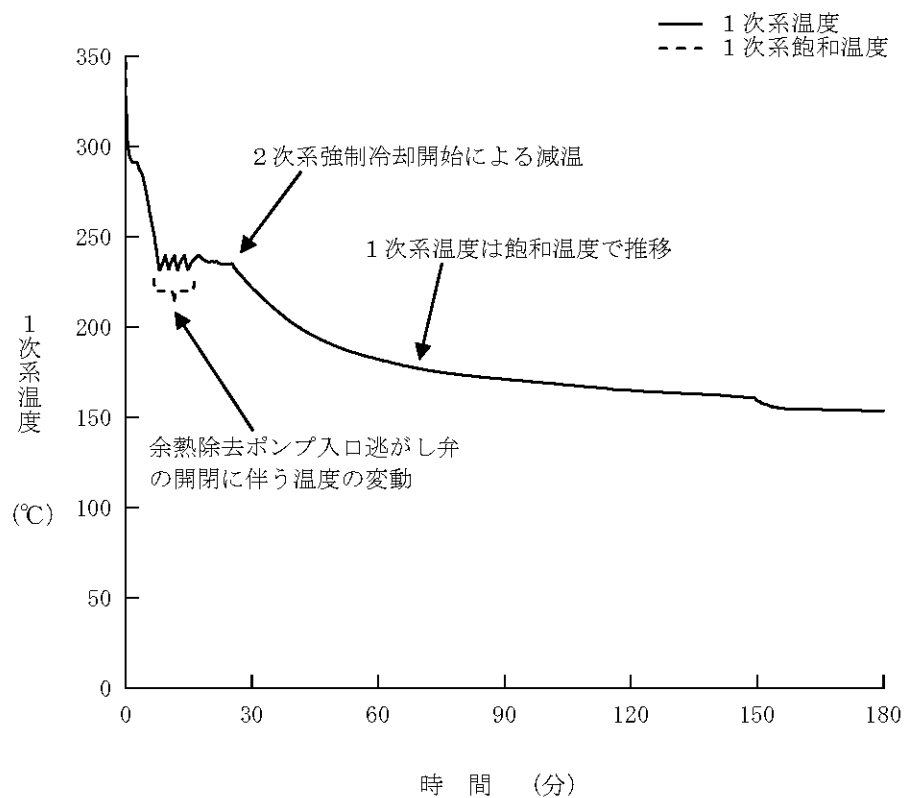
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 7.1.8.6 図 格納容器バイパス時（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）の作業と所要時間（2／2）

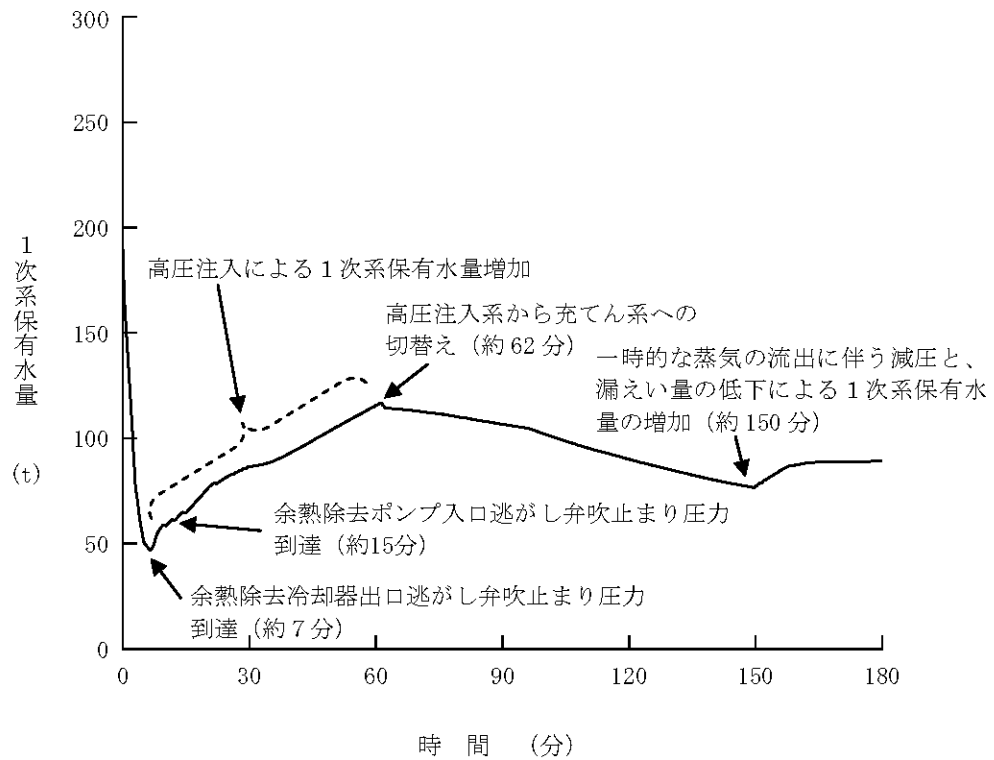


* : 炉心圧力を表示

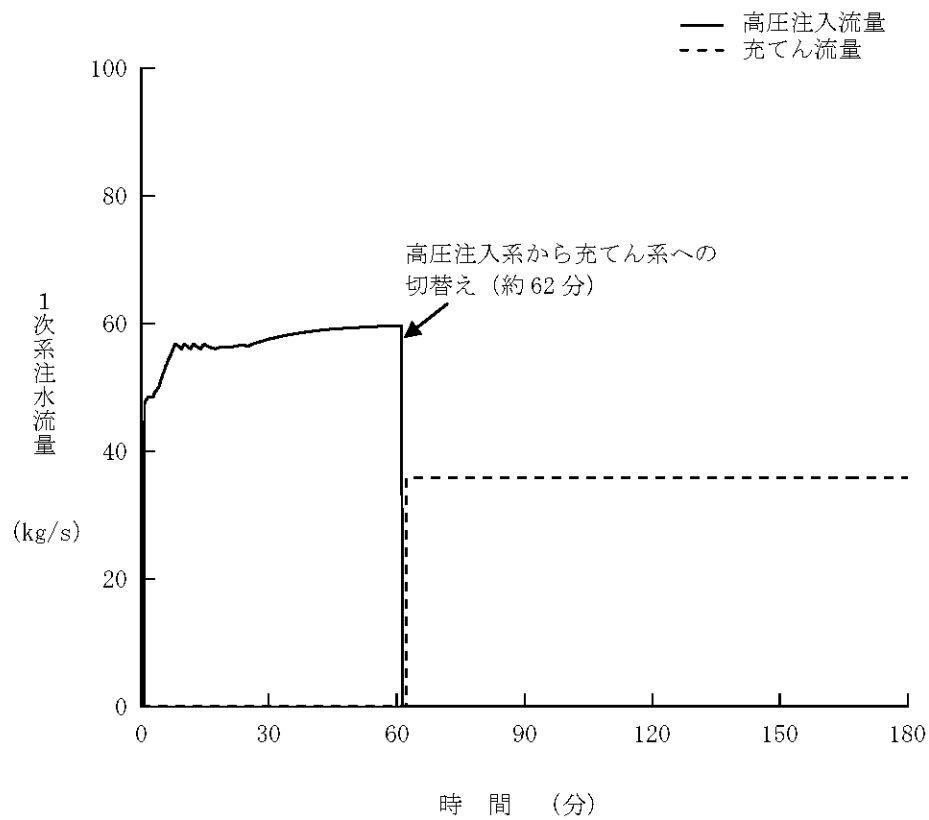
第 7. 1. 8. 7 図 1 次系圧力の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



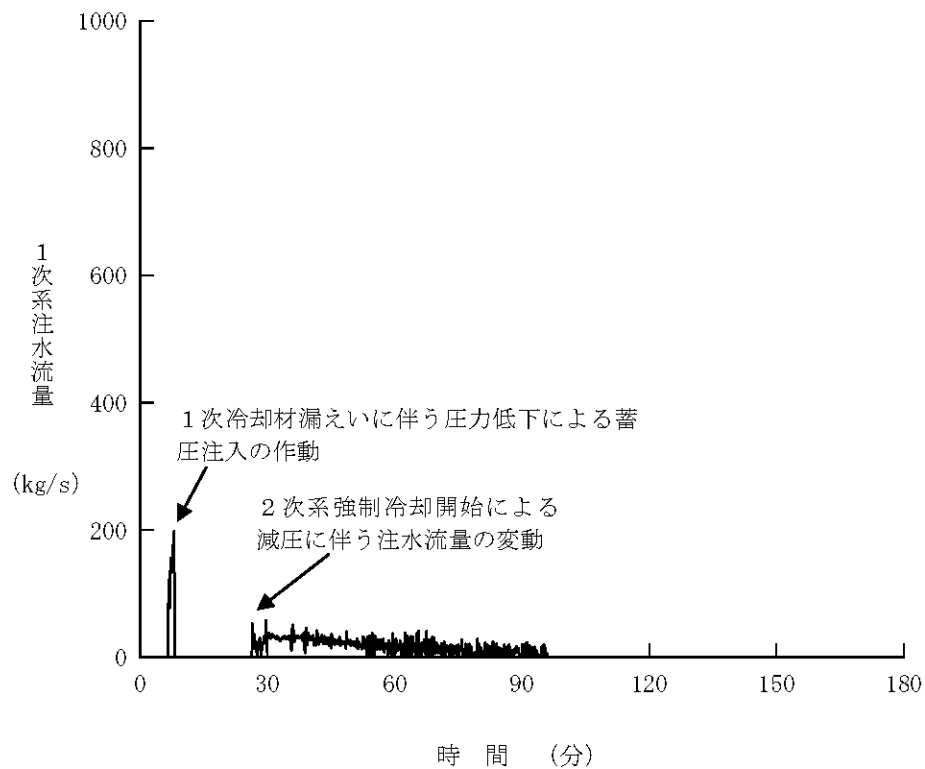
第 7. 1. 8. 8 図 1 次系温度の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



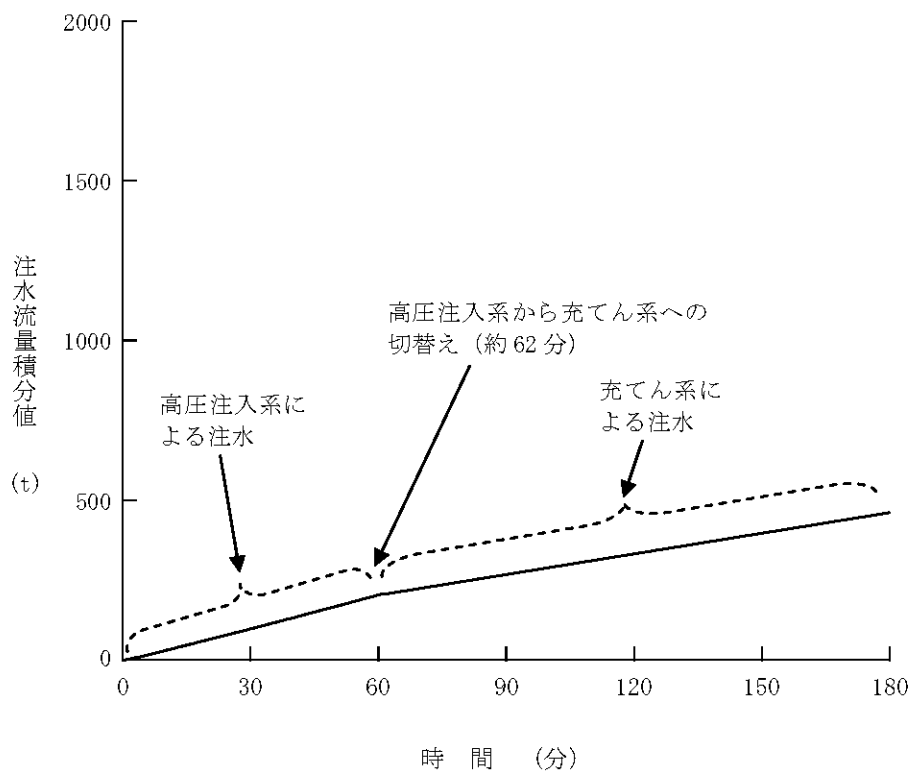
第 7.1.8.9 図 1 次系保有水量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



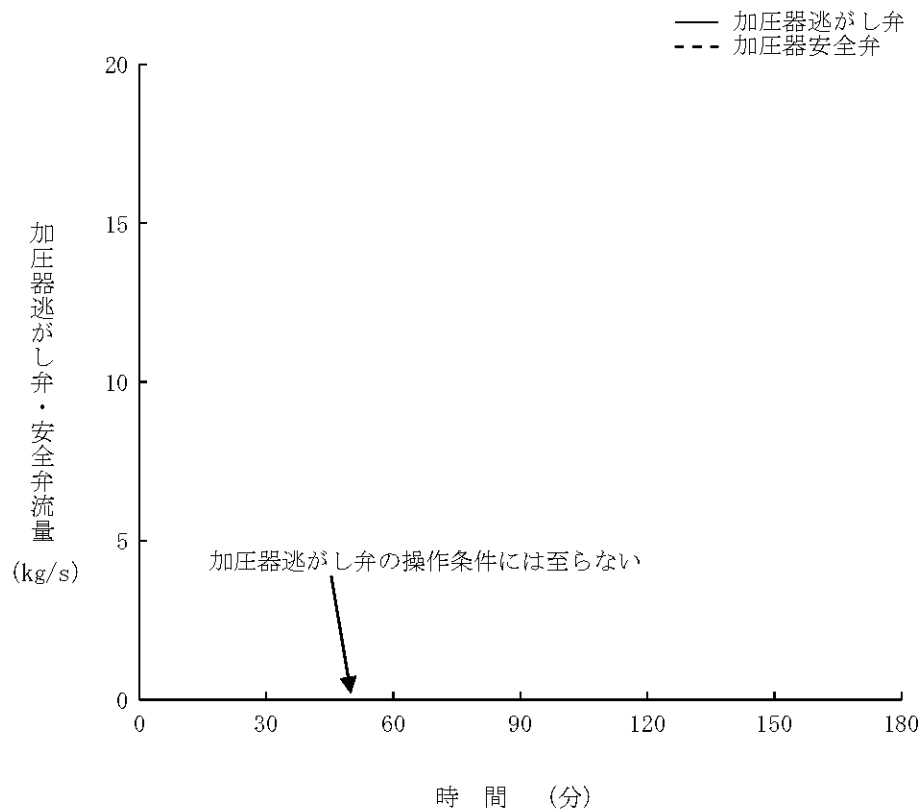
第 7.1.8.10 図 1 次系注水流量 (高圧及び充てん) の推移 (インターフェイスシステムLOCA)



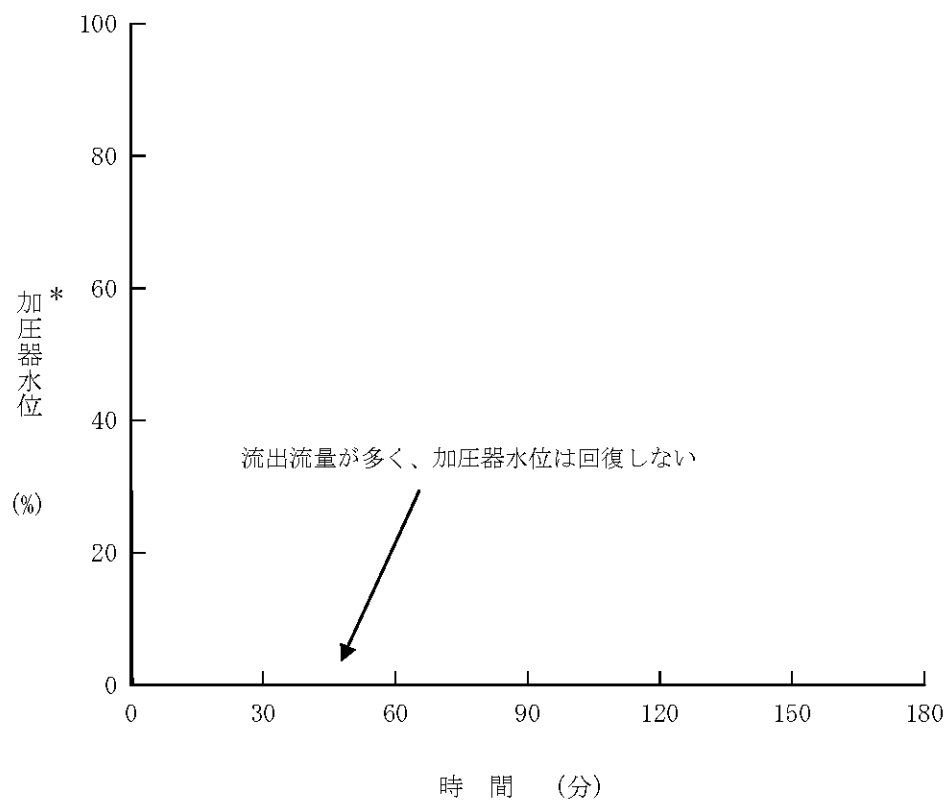
第 7.1.8.11 図 1次系注水流量（蓄圧注入）の推移
（インターフェイスシステムLOCA）



第 7.1.8.12 図 注水流量積分値の推移（インターフェイスシステム LOCA）

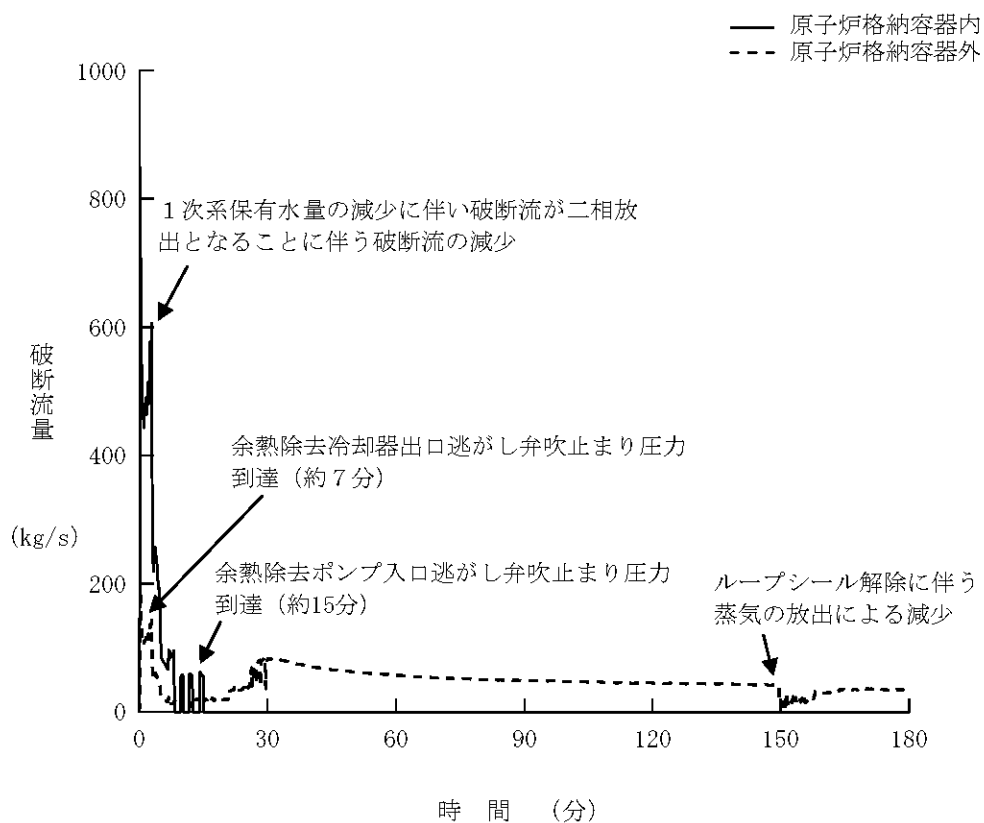


第 7. 1. 8. 13 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(インターフェイスシステムLOCA)

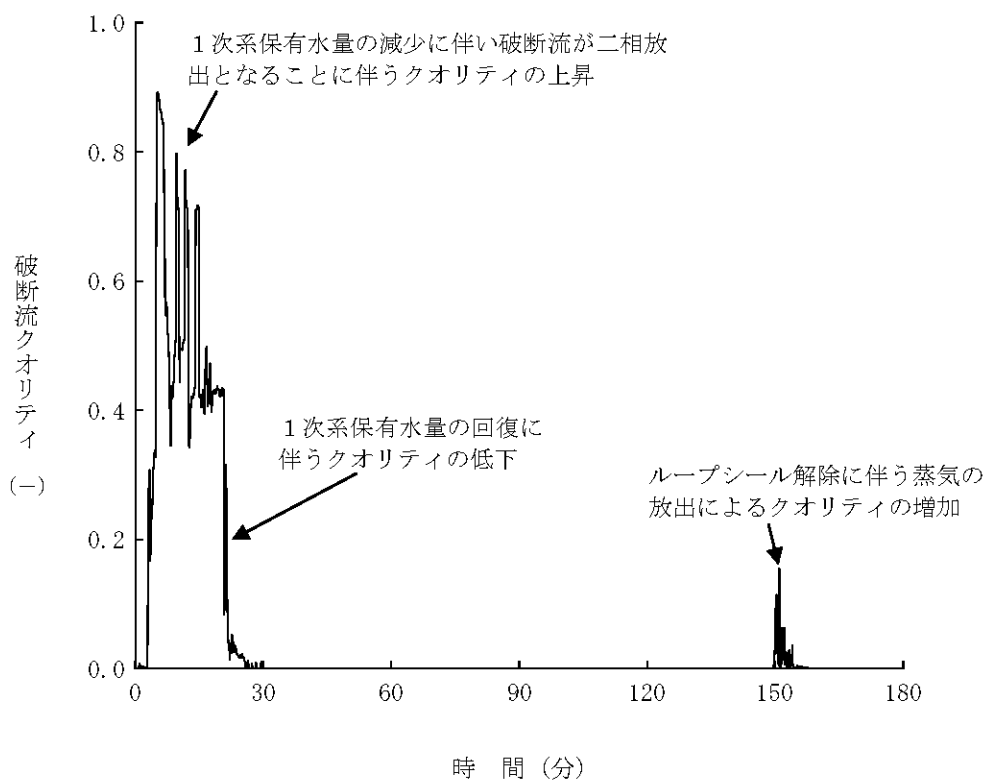


* : コラプス水位を表示

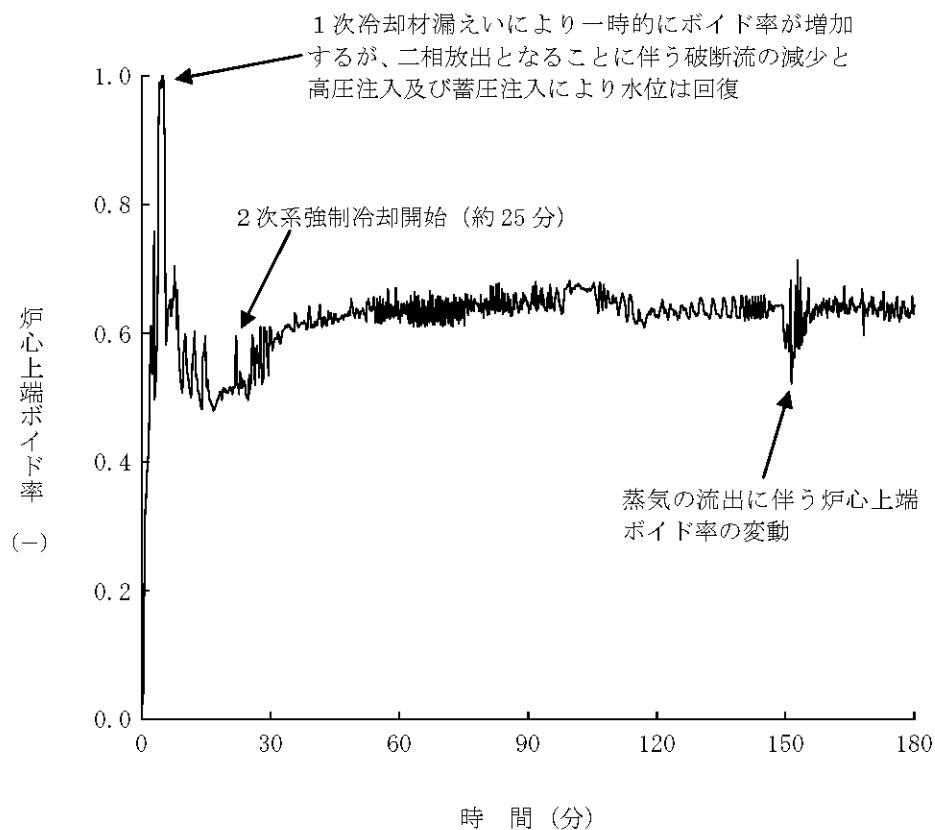
第 7. 1. 8. 14 図 加圧器水位の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



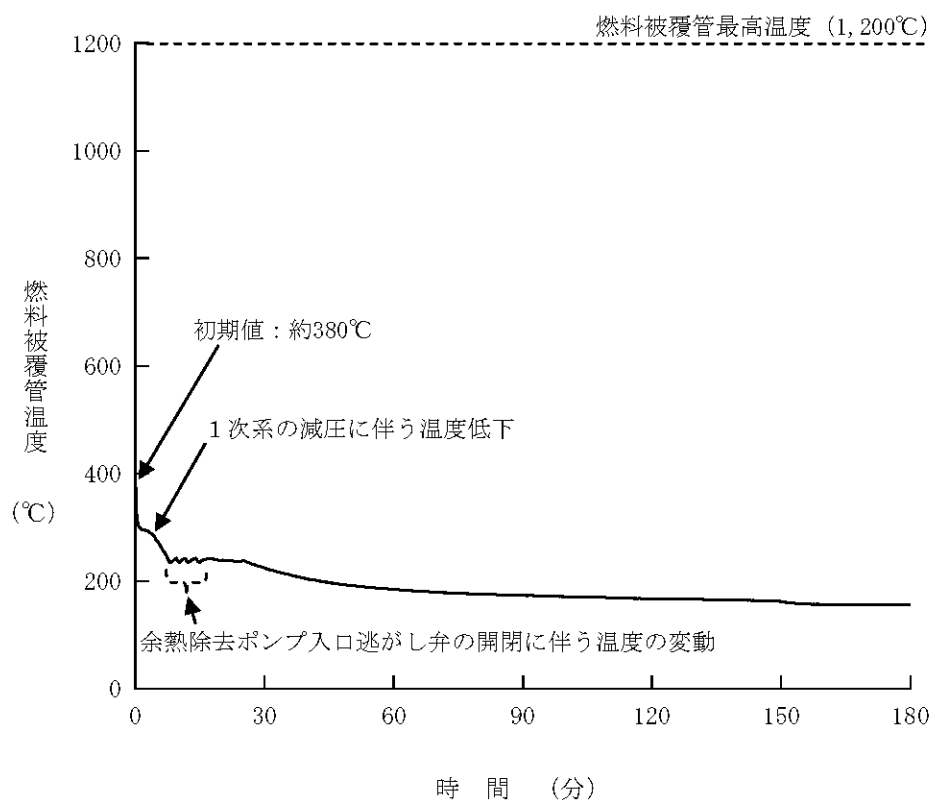
第 7.1.8.15 図 破断流量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



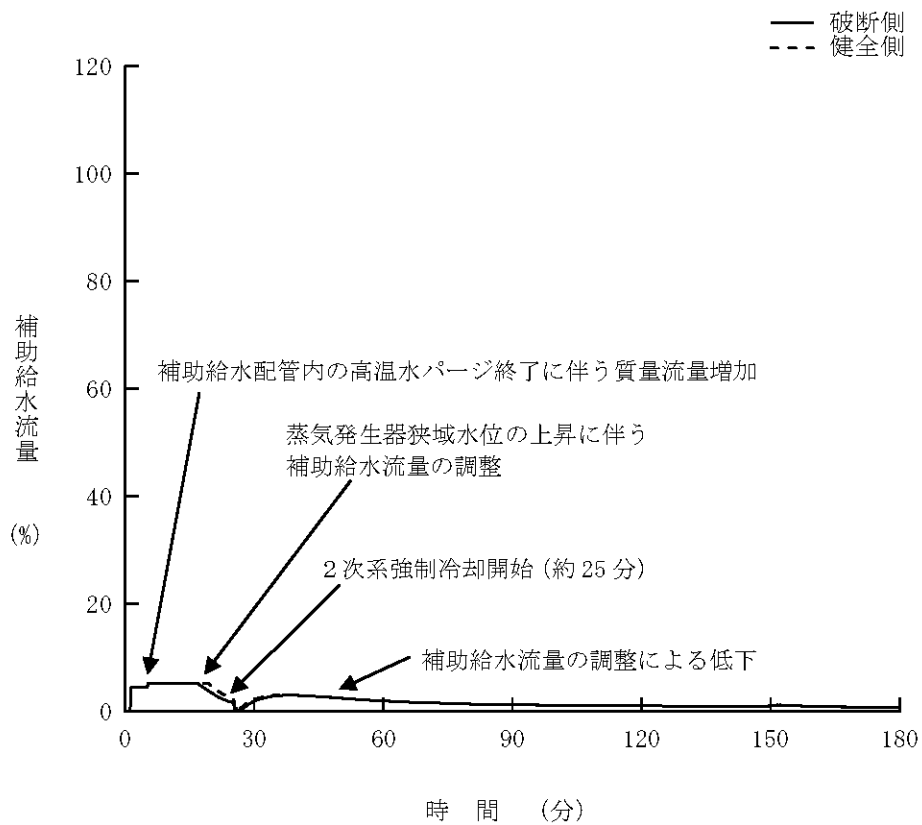
第 7.1.8.16 図 破断流クオリティの推移 (インターフェイスシステム LOCA)



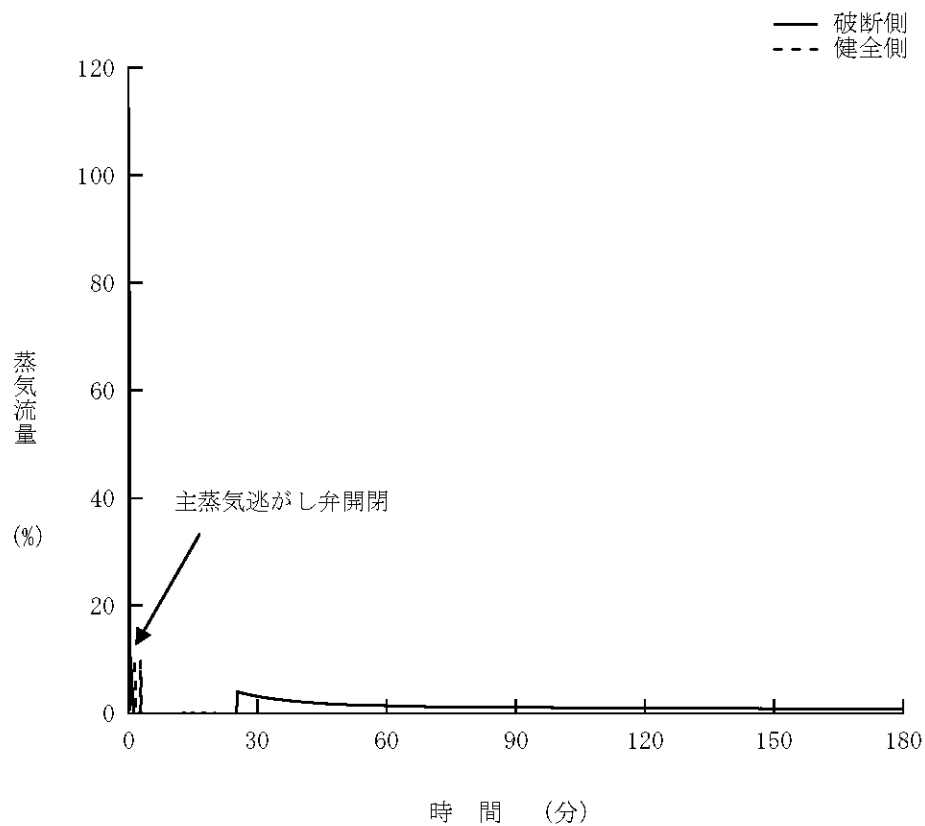
第 7.1.8.17 図 炉心上端ボイド率の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



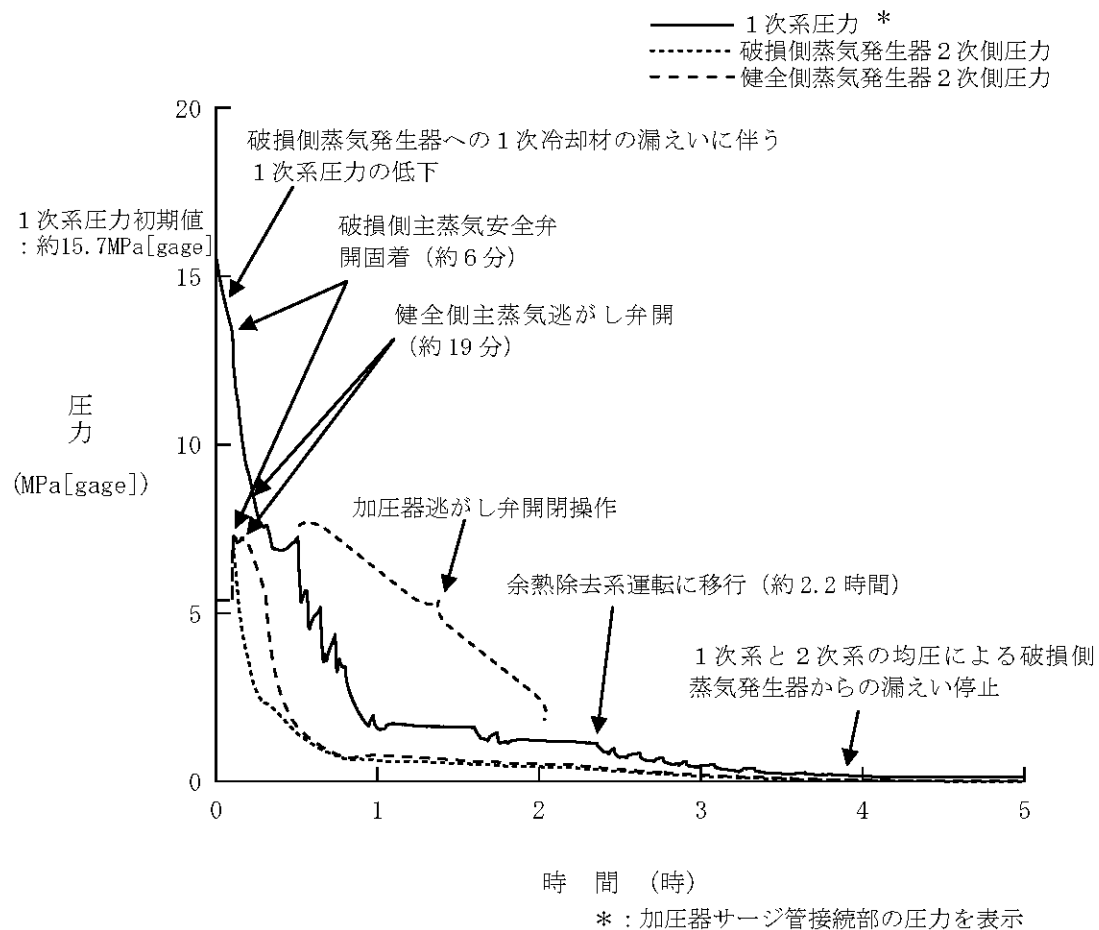
第 7.1.8.18 図 燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



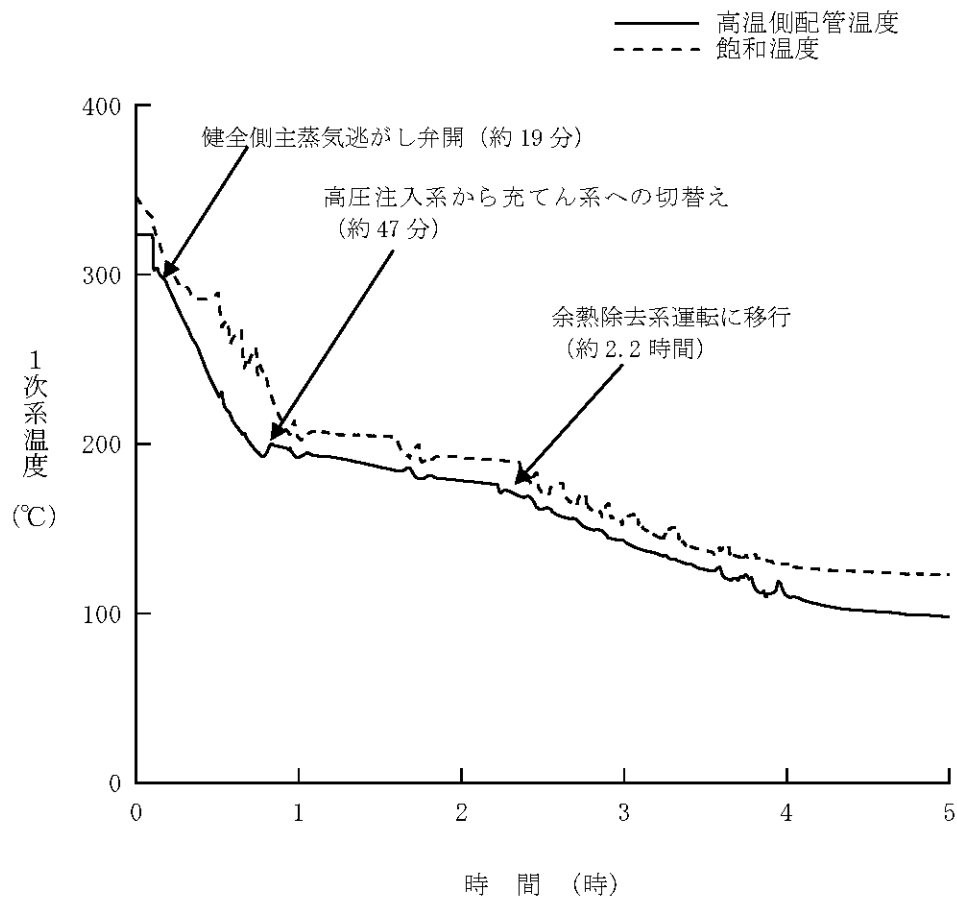
第 7.1.8.19 図 補助給水流量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



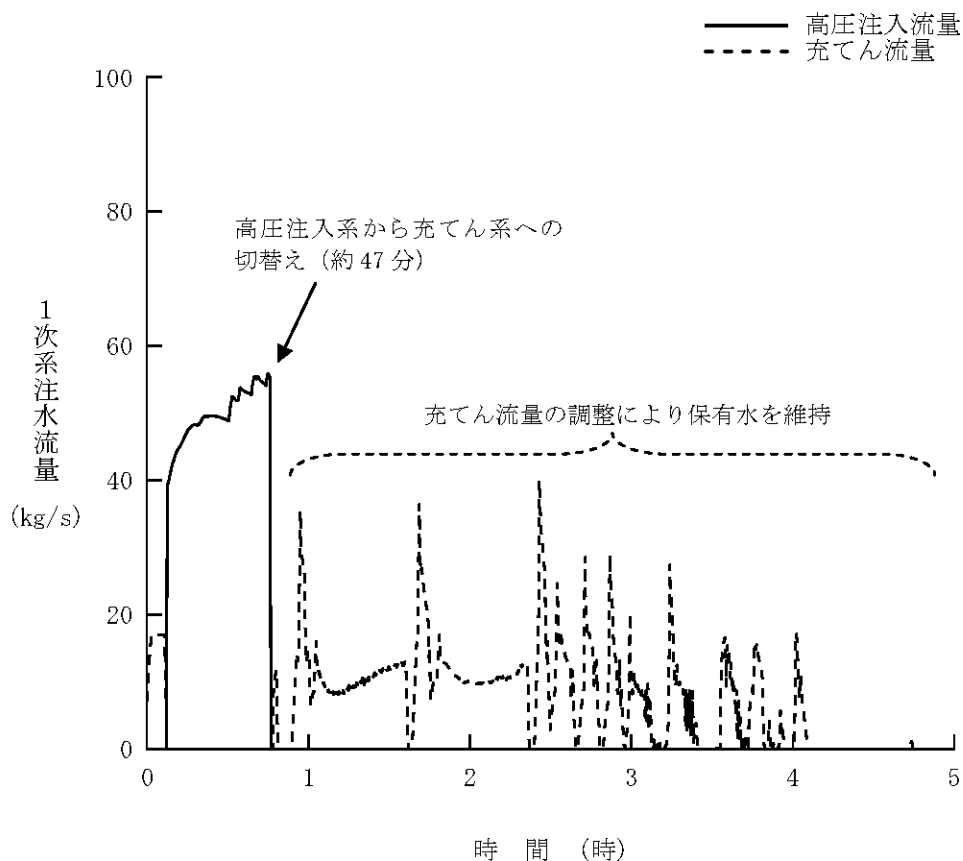
第 7.1.8.20 図 蒸気流量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



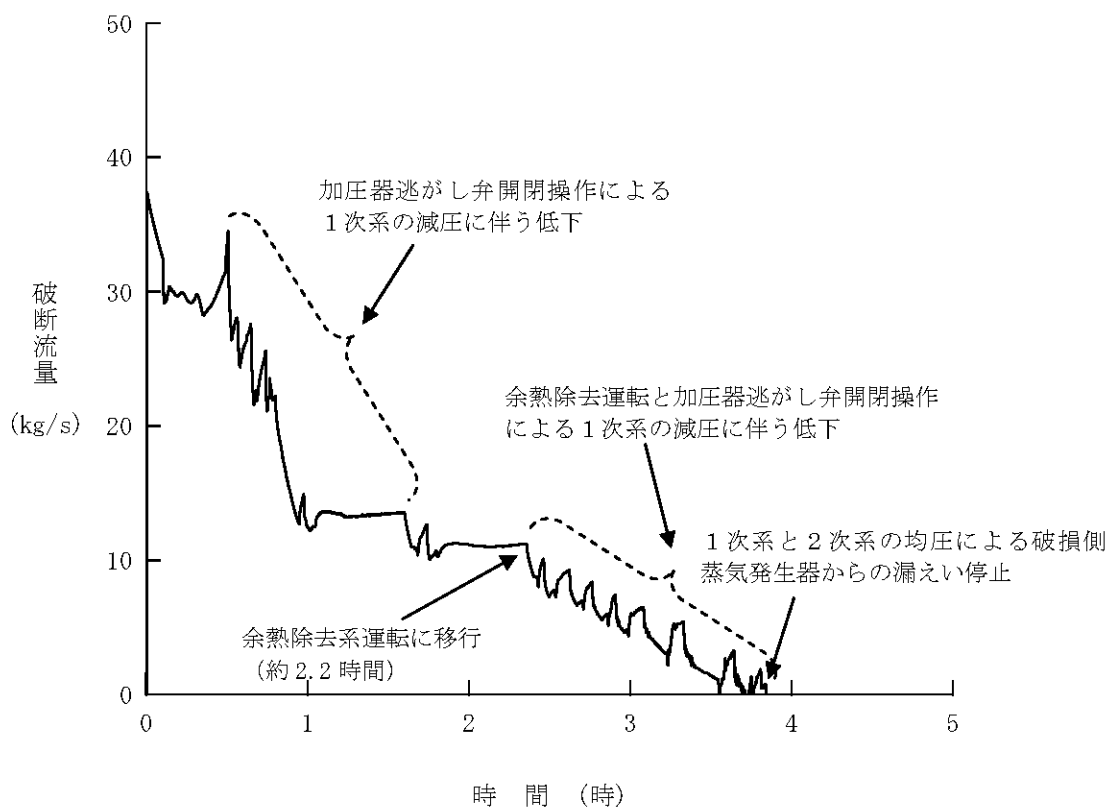
第 7.1.8.21 図 1、2 次系圧力の推移 (蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗)



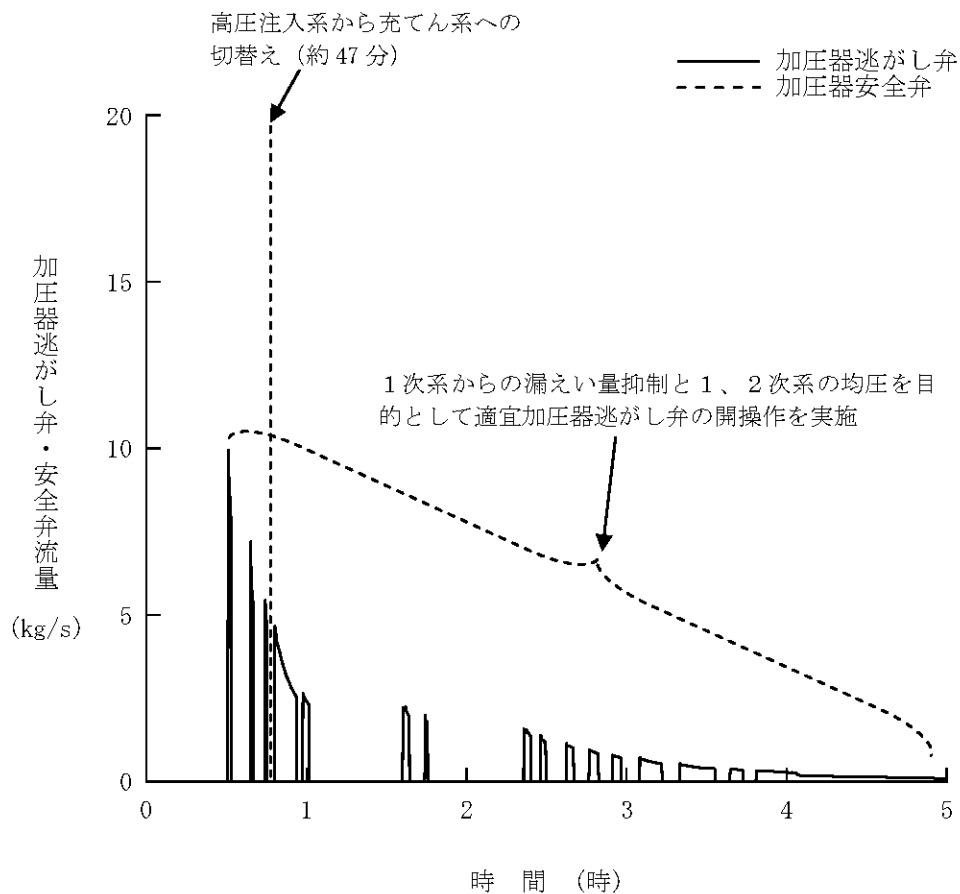
第 7.1.8.22 図 1 次系温度の推移 (蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器隔離失敗)



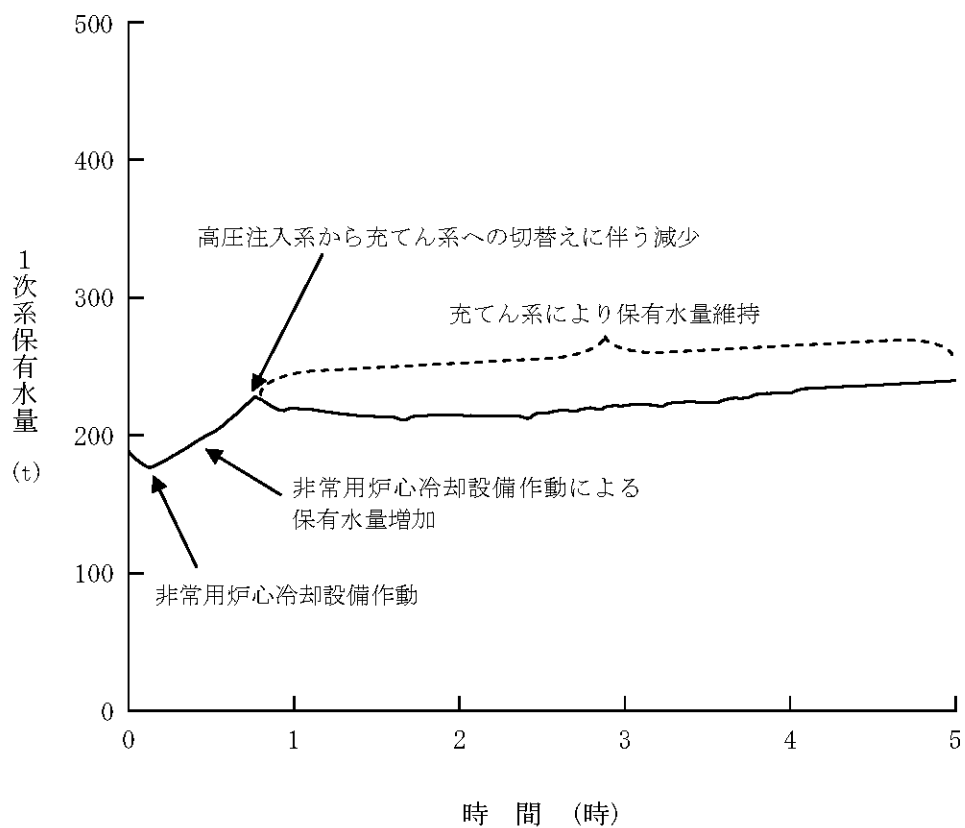
第 7.1.8.23 図 1 次系注水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



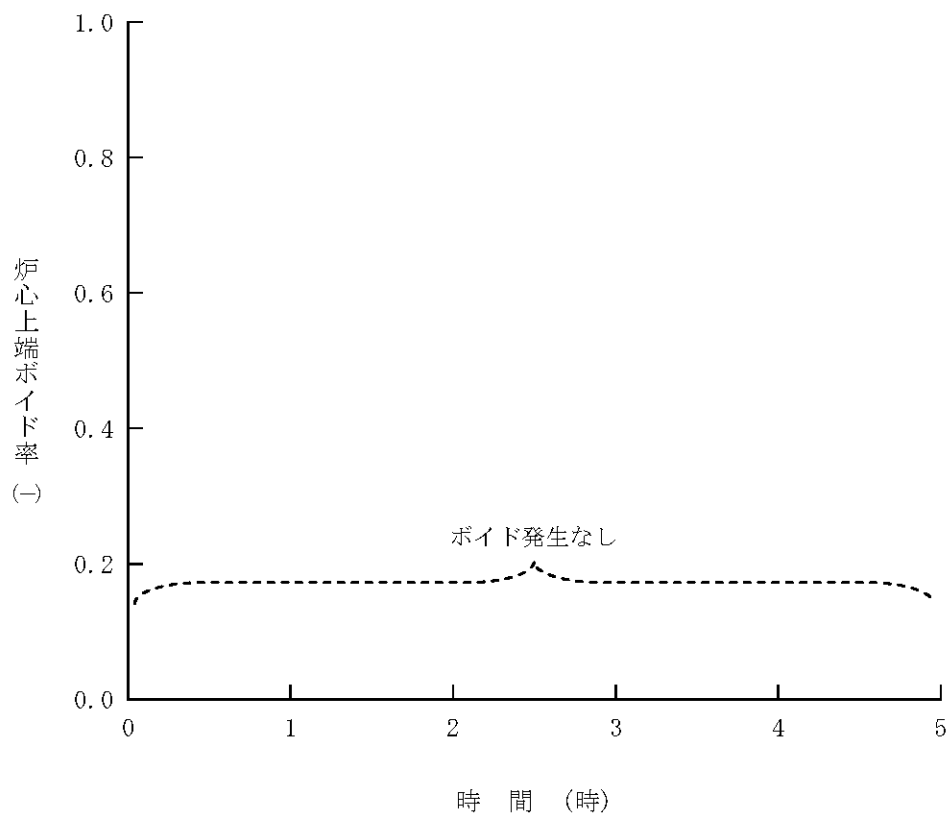
第 7.1.8.24 図 破断流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



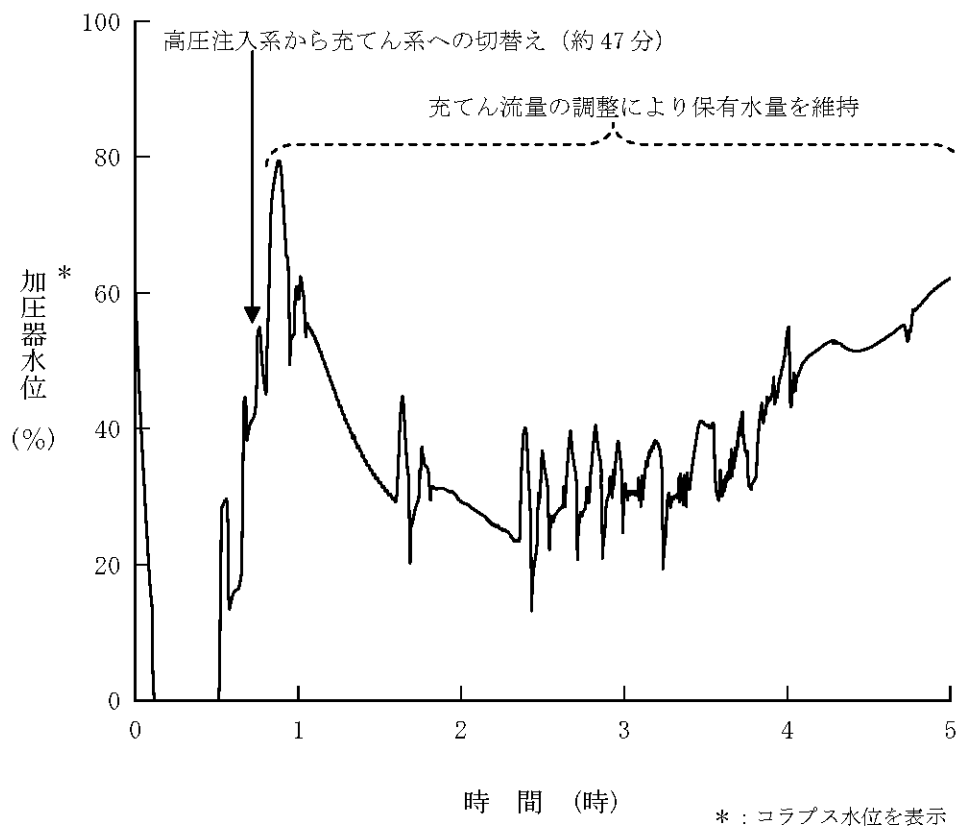
第 7. 1. 8. 25 図 加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



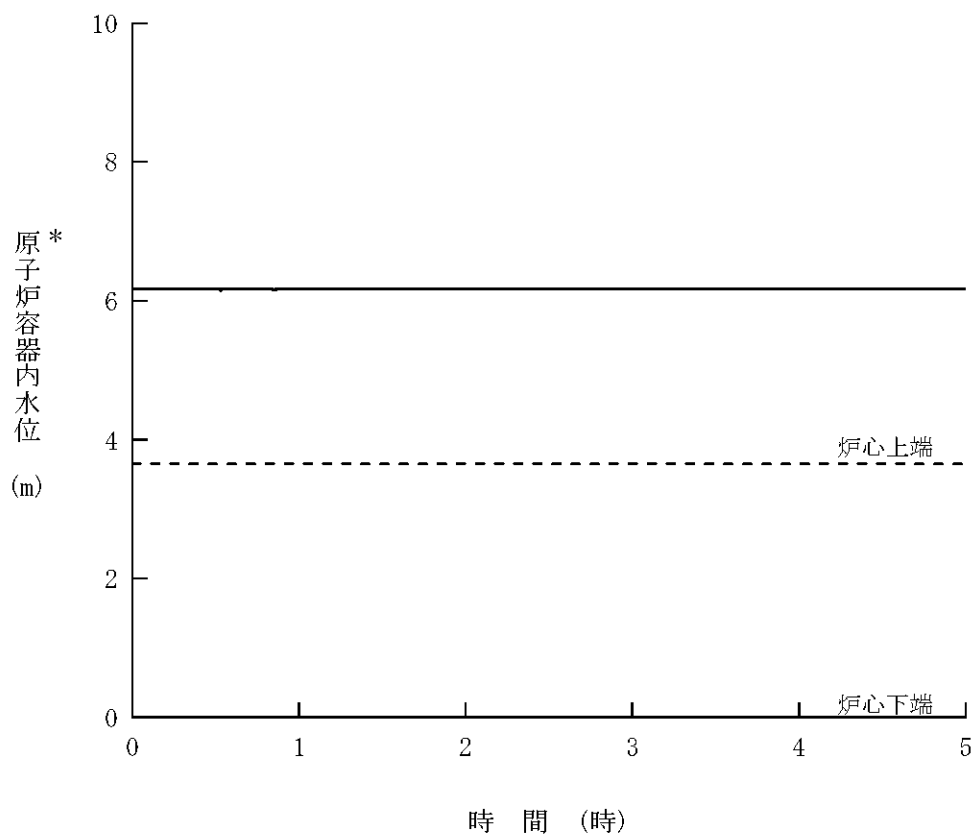
第 7. 1. 8. 26 図 1 次系保有水量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



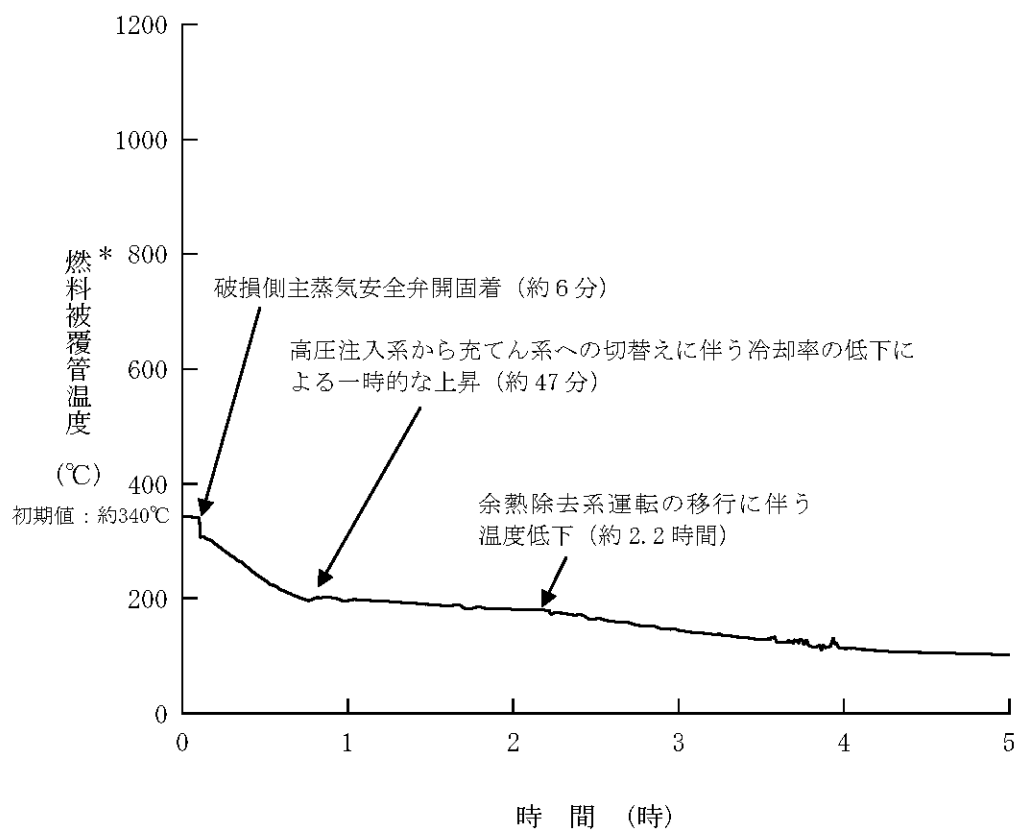
第 7. 1. 8. 27 図 炉心上端ボイド率の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



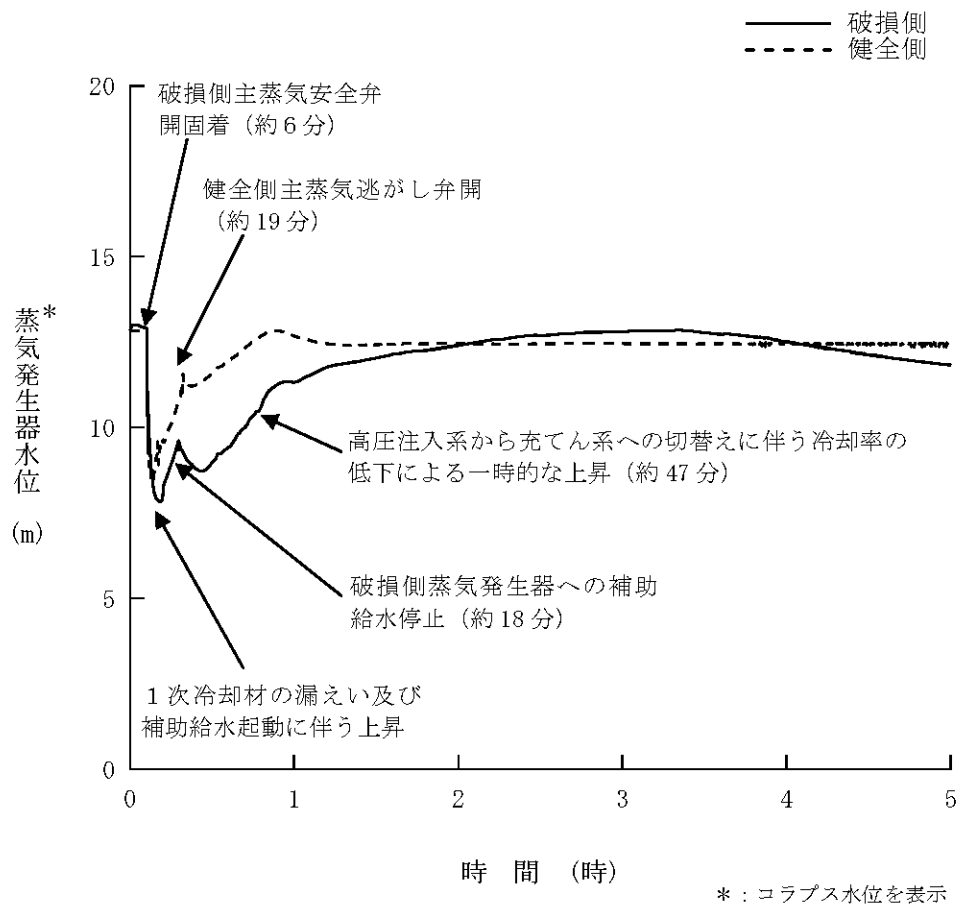
第 7. 1. 8. 28 図 加圧器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



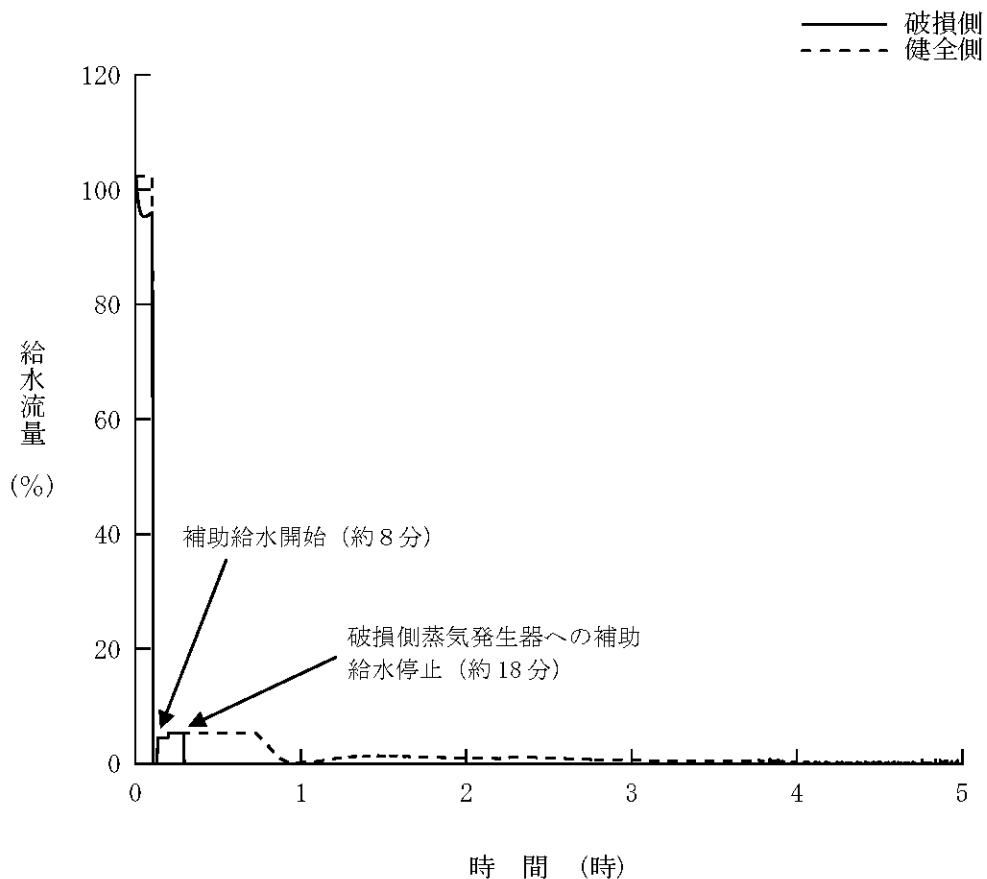
第 7.1.8.29 図 原子炉容器内水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



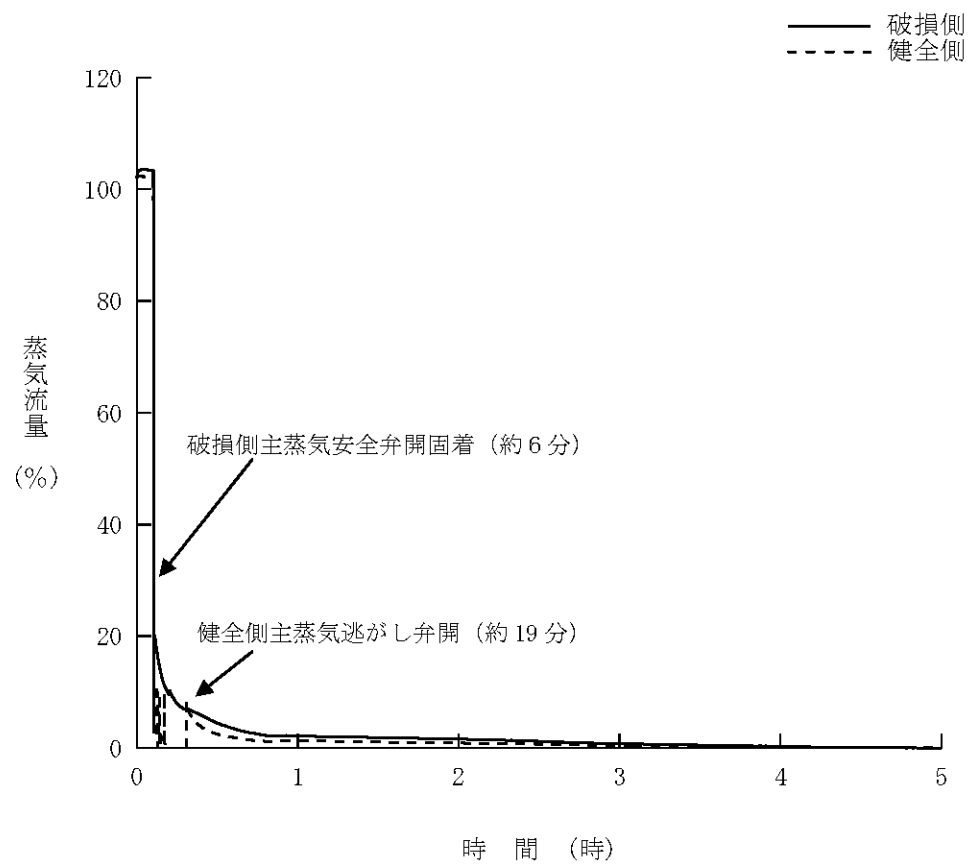
第 7.1.8.30 図 燃料被覆管温度の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



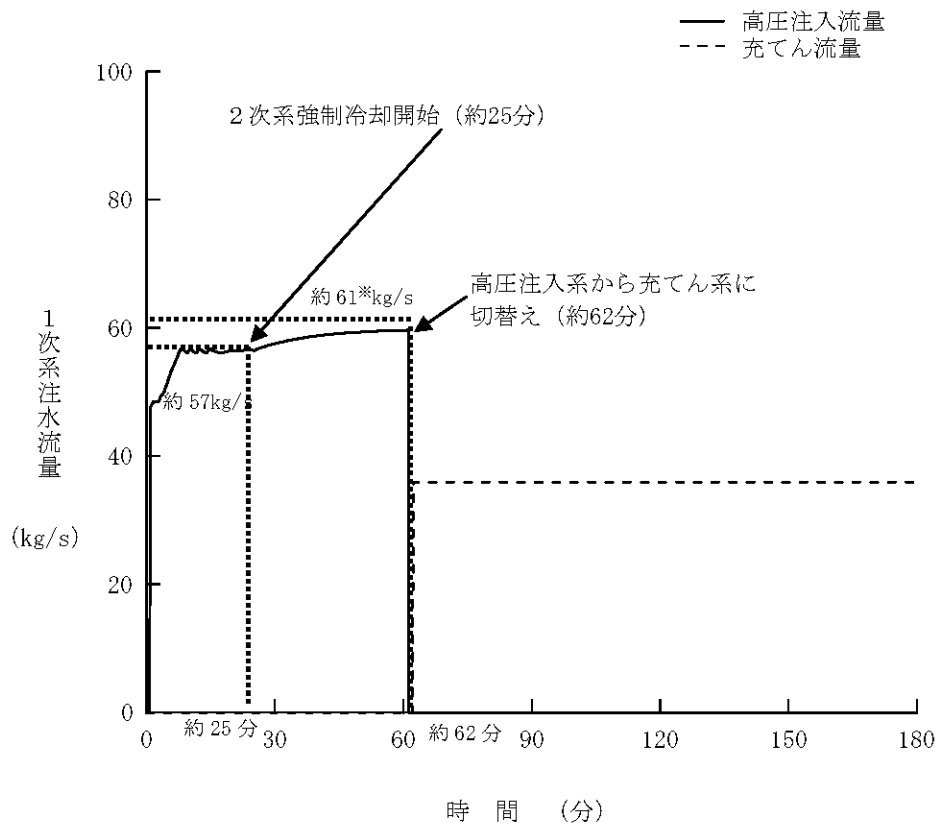
第 7. 1. 8. 31 図 蒸気発生器水位の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)



第 7. 1. 8. 32 図 給水流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器隔離失敗)

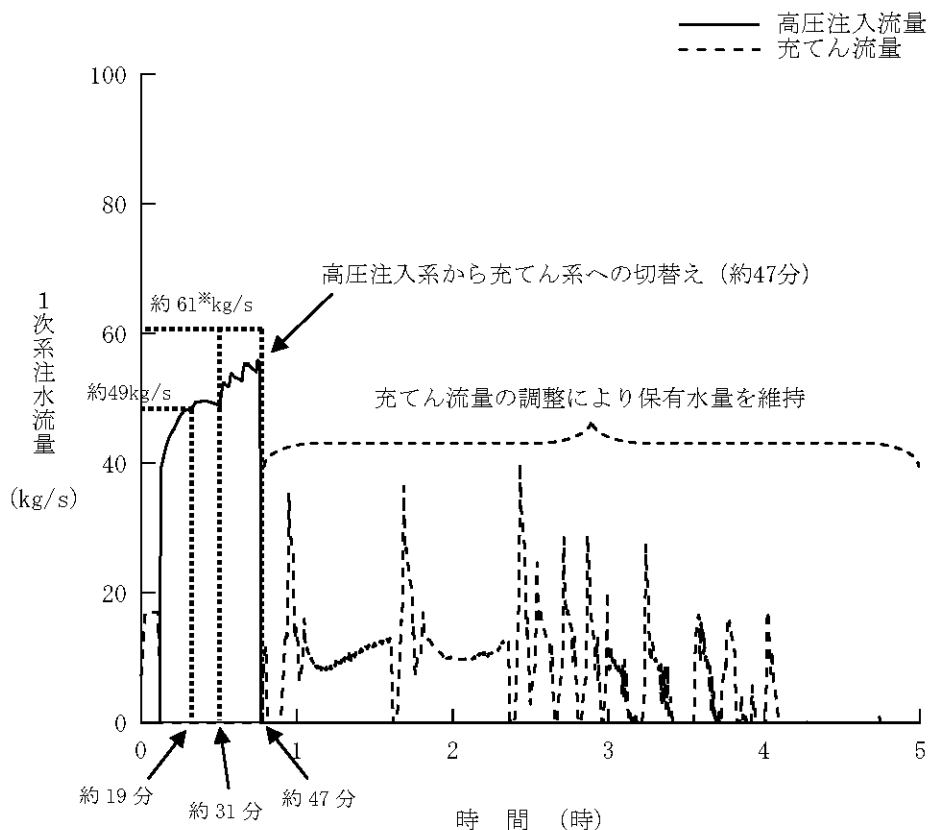


第 7.1.8.33 図 蒸気流量の推移
(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



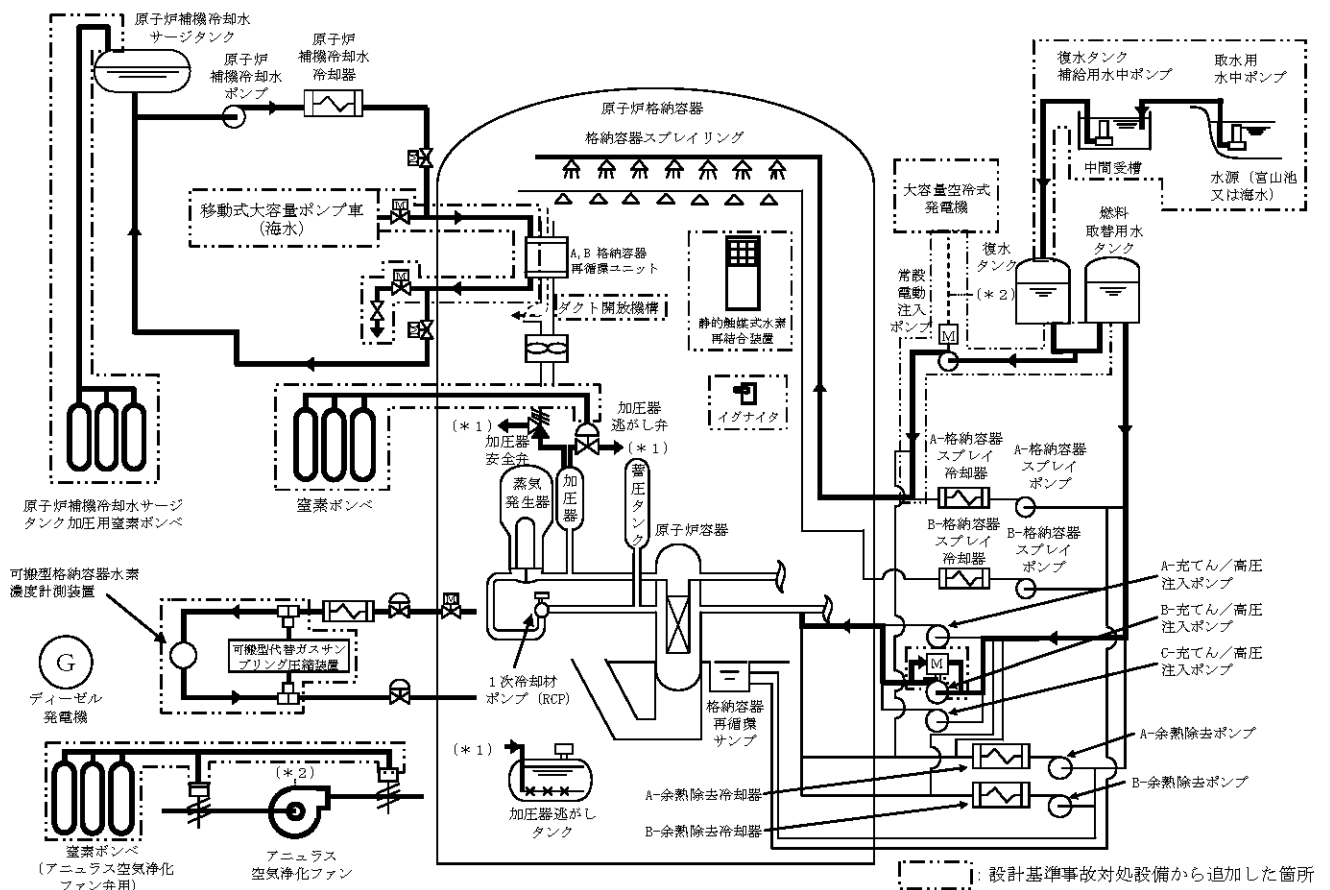
※：主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

第 7.1.8.34 図 1次系注水流量（高圧及び充てん）の推移
（インターフェイスシステムLOCA）（操作時間余裕確認）

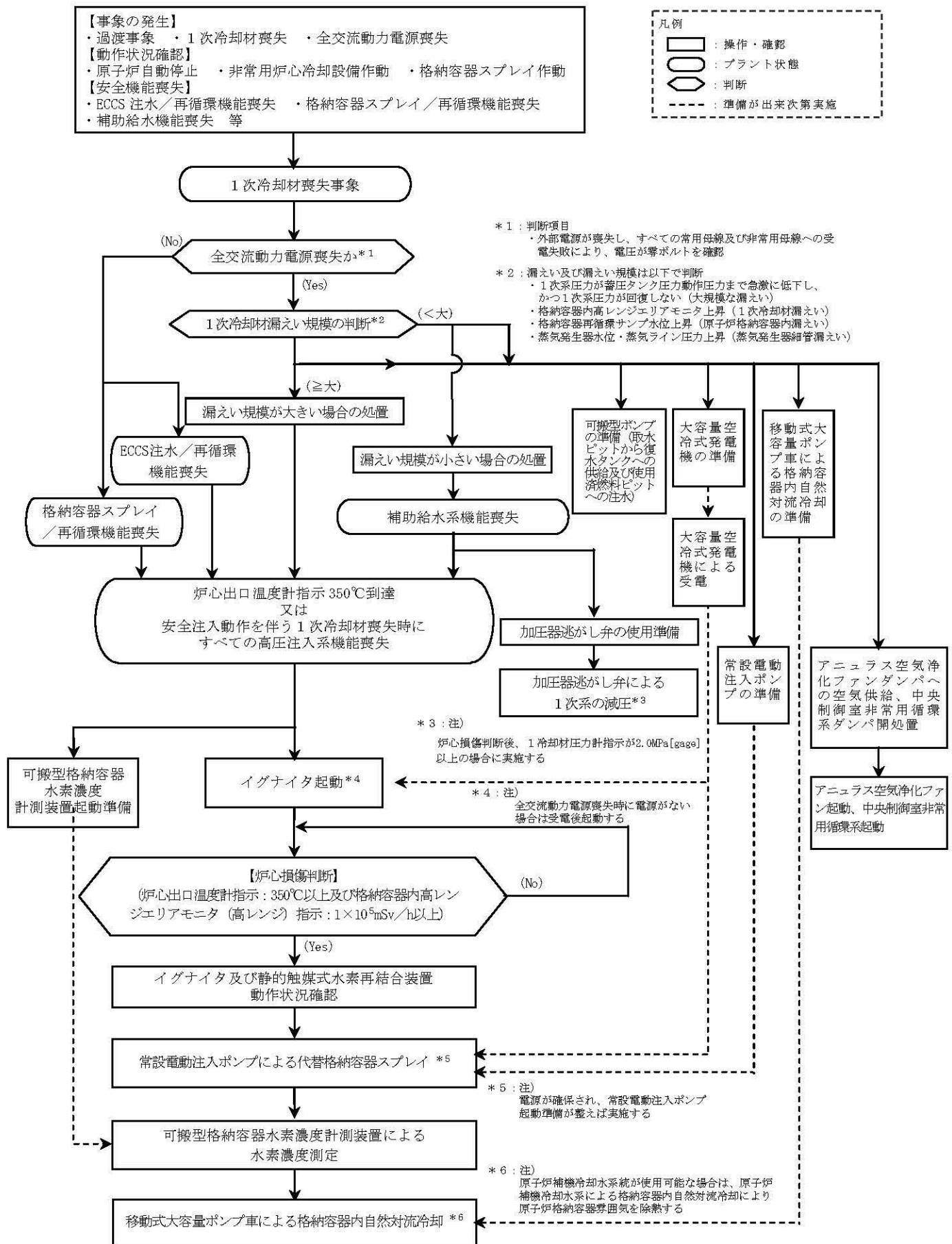


※：健全側主蒸気逃がし弁開による1次系の減温、減圧を考慮し、1次系が大気圧時点の注水流量を想定

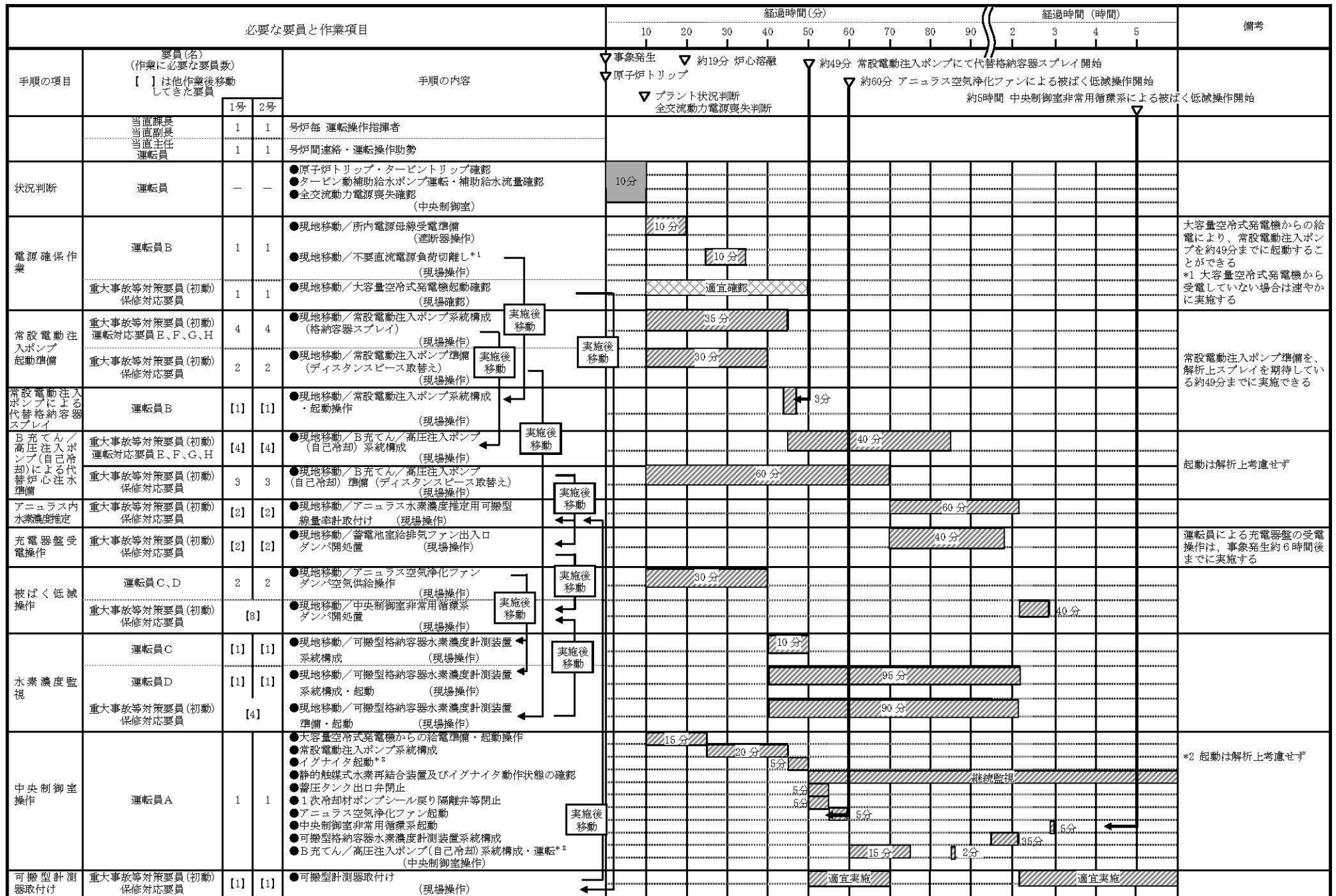
第 7.1.8.35 図 1次系注水流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）（操作時間余裕確認）



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



第7.2.1.1.2図 格納容器破損モードの対応手順の概要
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）)



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

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

第7.2.1.1.3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷

(格納容器過圧破損) (大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗) 時の作業と所要時間 (1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)																												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容																													
			1号	2号																											
大容量空冷式発電機対応		6	●大容量空冷式発電機用燃料タンクへの給油 約10時間 復水タンクへの供給 約12.3時間 燃料取替用水タンク補給操作完了 約48時間 以降原子炉格納容器安定 約8時間ごとに給油 格納容器内自然対流冷却開始																												事象発生後2時間14分でアクセスルートが復旧される
復水タンクへの供給	重大事故等対策要員 (初動)係修対応要員 10名 + 重大事故等対策要員 (初動後)係修対応要員 16名	[10] +10	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬 1時間																												復水タンクへの供給は、復水タンクの水が枯渇する時間(約10時間)までに対応が可能である
		[5] [6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 4時間 (ポンプ、ホース等設置)																												
		[1] [1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油 20分 (中間受槽へ水張り) 起動、監視 給油 約6.6時間ごとに給油																												
		[5] [6]	●復水タンク補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置 1時間 (中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 3時間 (ポンプ、ホース等設置)																												
		[2] [2]	●給水、復水タンク補給用水中ポンプ・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、復水タンク水位監視、水中ポンプ用発電機への給油 ⇒復水タンクへの供給可能(10時間00分) 起動、監視 給油 約6.6時間ごとに給油																												
		[7] [7]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ可搬型ホース等の設置・運転監視																												
使用済燃料ピットへの注水確保		[7] [7]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ可搬型ホース等の設置・運転監視																												2.4日以内に実施
移動式大容量ポンプ車準備		[6]	●移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む) 2時間																												移動式大容量ポンプ車による格納容器自然対流冷却は、解析で仮定している時間(約24時間)までに対応可能である ※1 格納容器内自然対流冷却開始後、原子炉格納容器の冷却状態を継続して監視する
		[4] [4]	●移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置 3時間																												
		[7] [7]	●海水ストレーナ蓋取替及び可搬型ホース接続 8時間																												
		[2] [2]	●海水系統～原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース接続 1時間																												
		[2] [2]	●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け 1時間																												
		[4]	●給水、移動式大容量ポンプ監視、給油 ⇒格納容器再循環ユニットへの通水可能(23時間50分) 起動、監視、給油 約3.1時間ごとに給油																												
燃料取替用水タンク補給操作	運転員	[2] [2]	●燃料取替用水タンク補給操作 25分																												
水素濃度監視	重大事故等対策要員 (初動)係修対応要員	[1] [1]	●移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器への海水通水 35分																												移動式大容量ポンプ車による海水通水が可能となれば、ガスサンプリング冷却器の海水通水準備を開始する
		[4]	●ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続、可搬型ガスサンプリング冷却器冷却ポンプ停止 70分																												

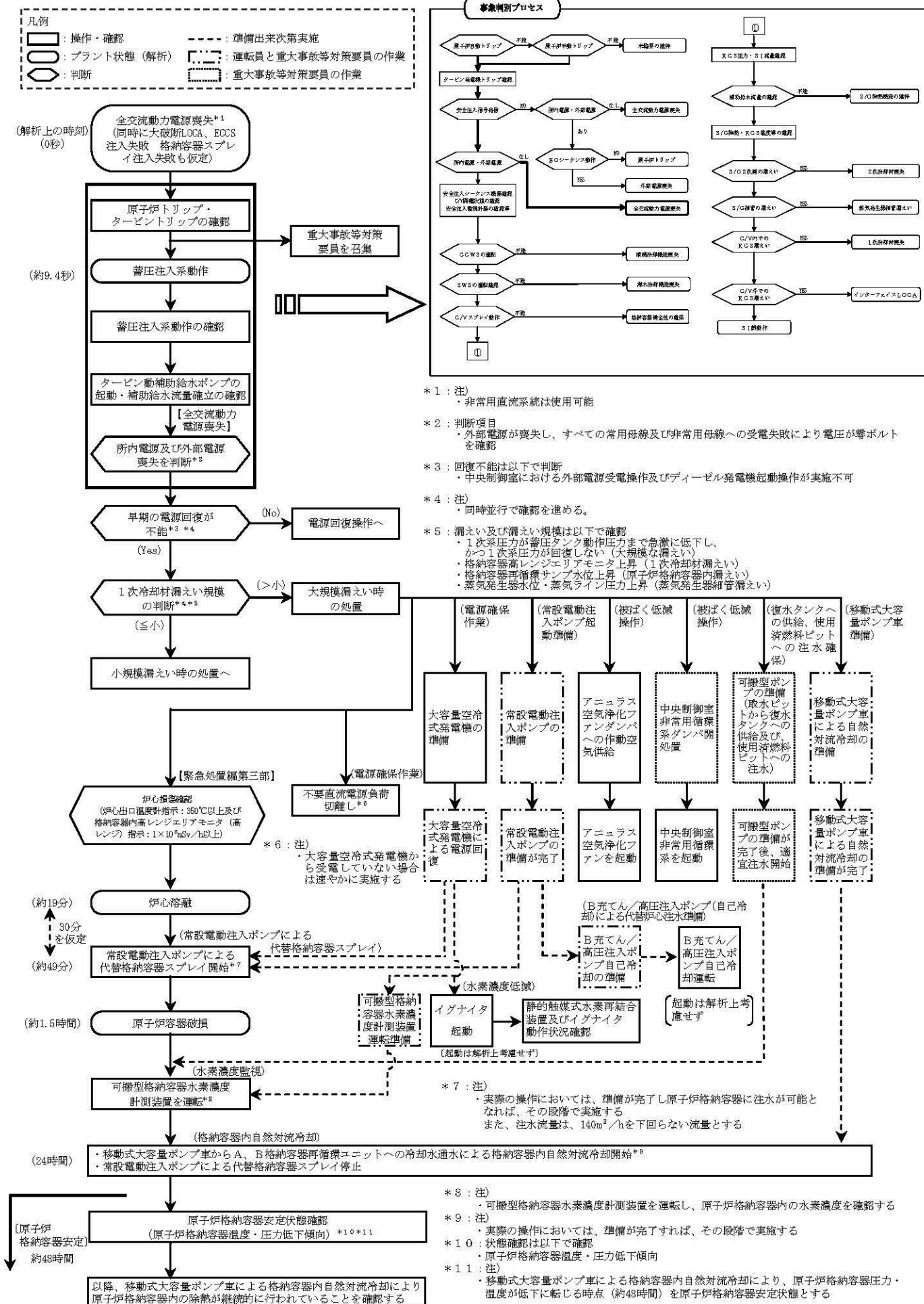
・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

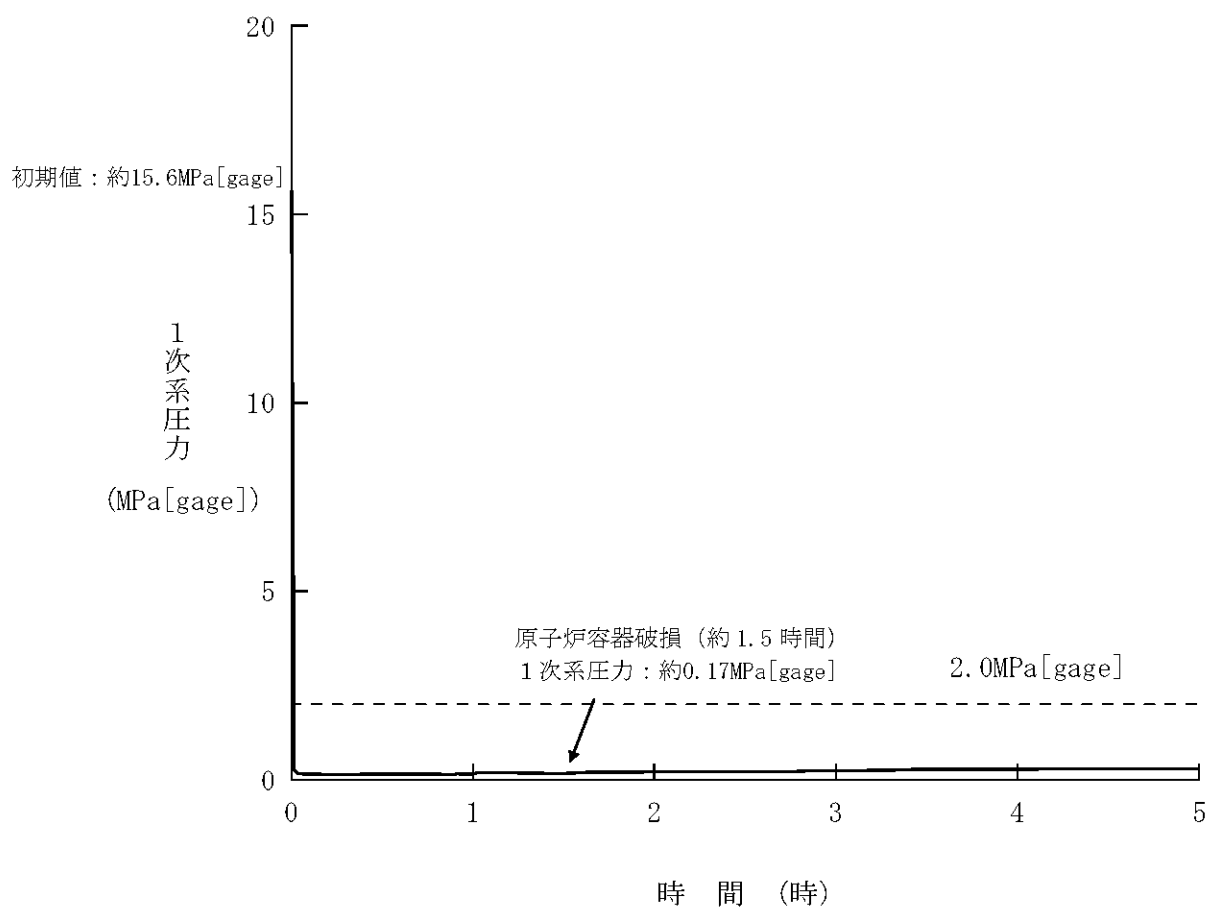
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所(海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側)設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間には含まれることから、海水ストレーナ側の接続を記載

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

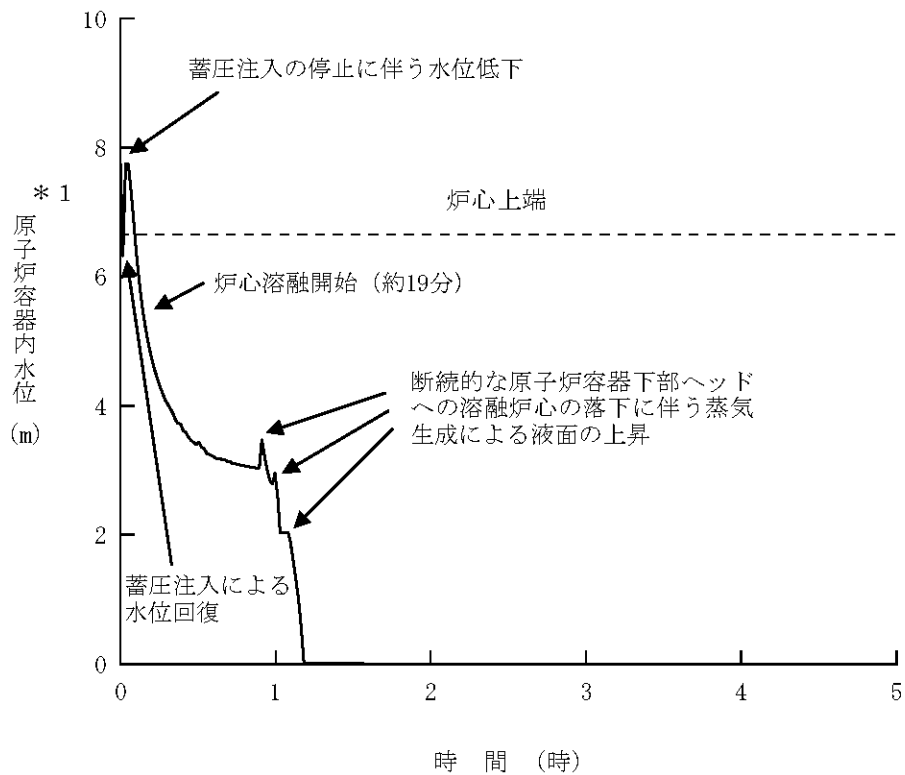
汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用

第7.2.1.1.3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損) (大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗) 時の作業と所要時間 (2/2)



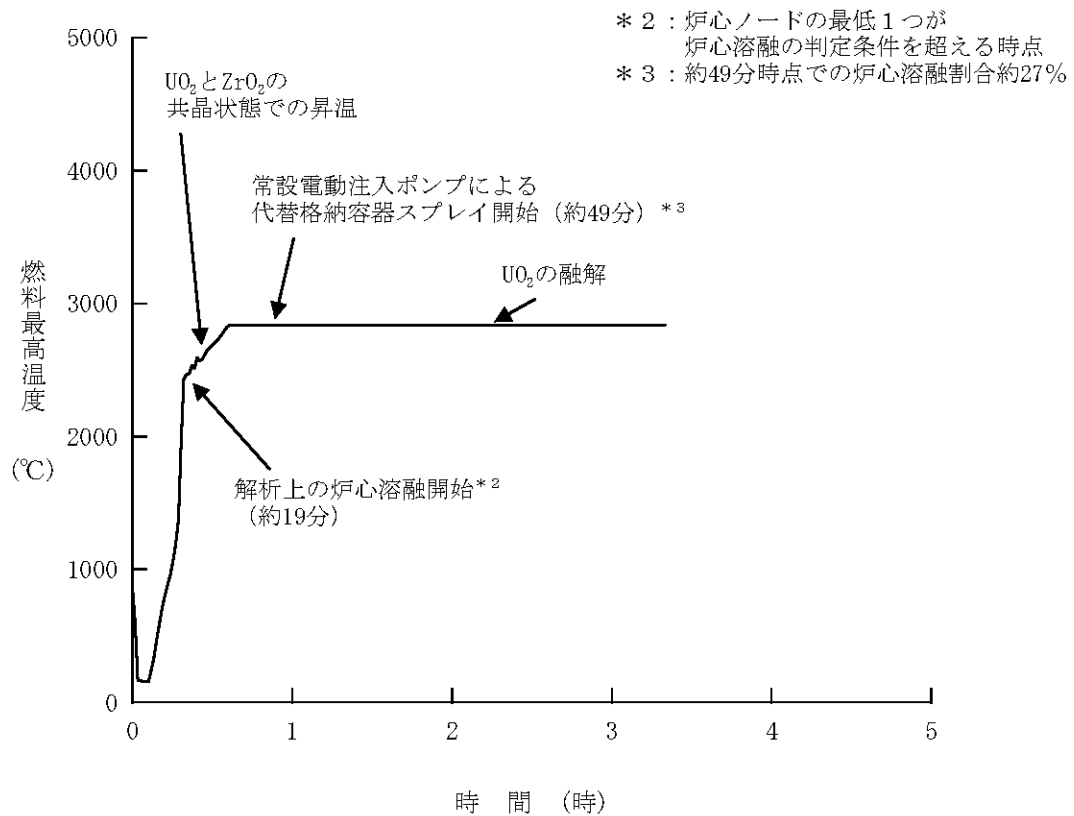


第7.2.1.1.5図 1次系圧力の推移

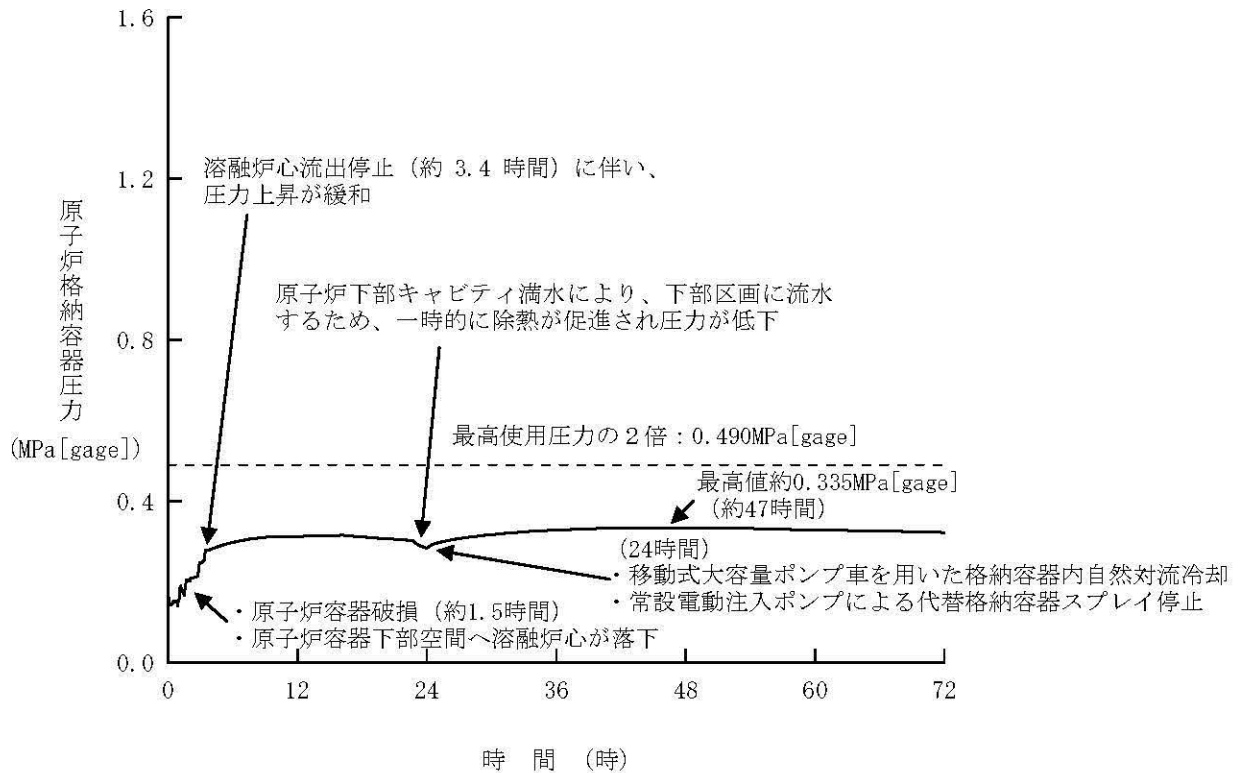


* 1 : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

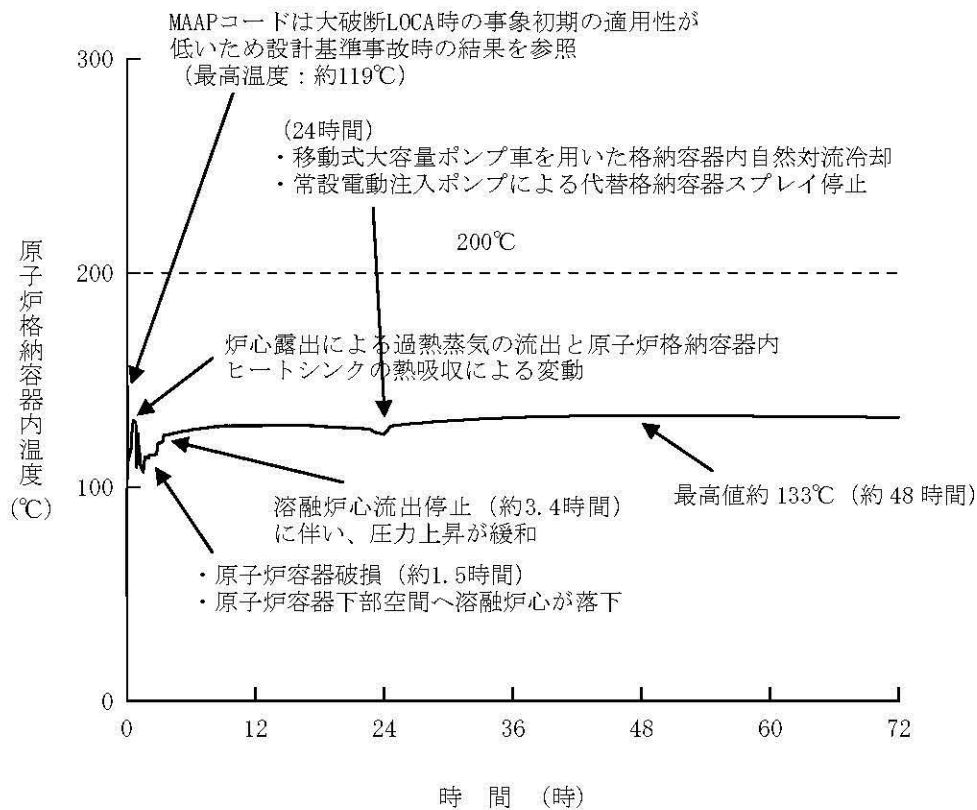
第 7.2.1.1.6 図 原子炉容器内水位の推移



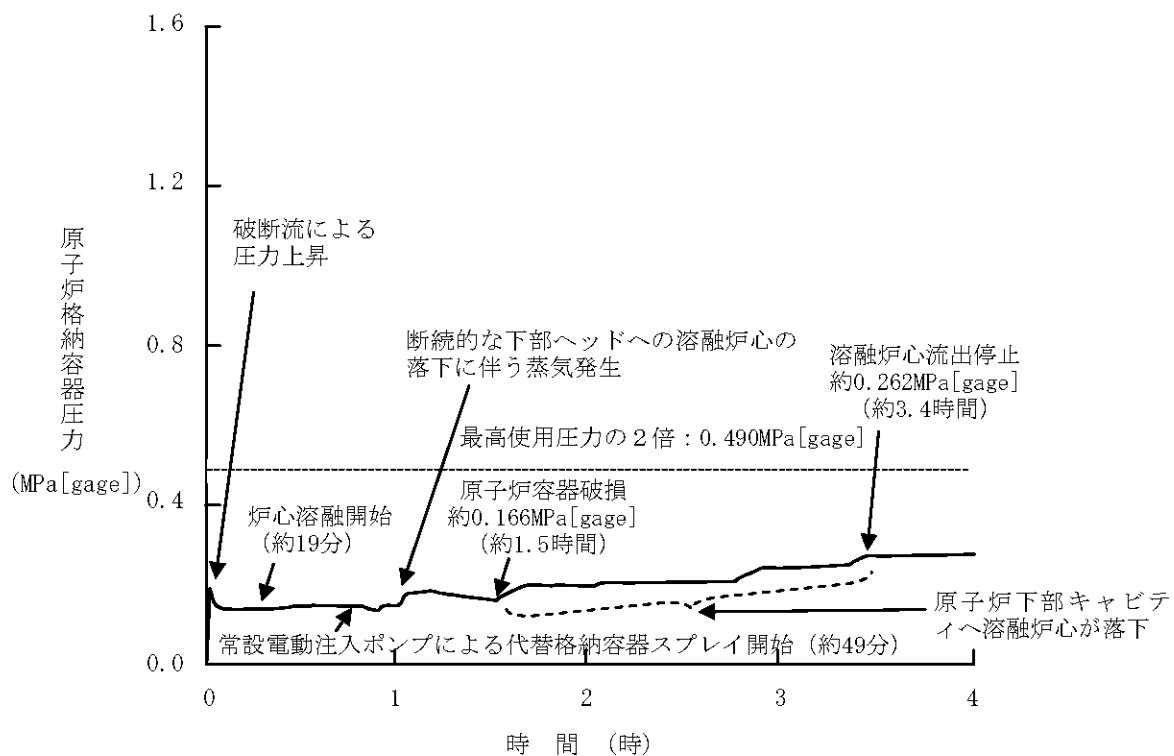
第 7.2.1.1.7 図 燃料最高温度の推移



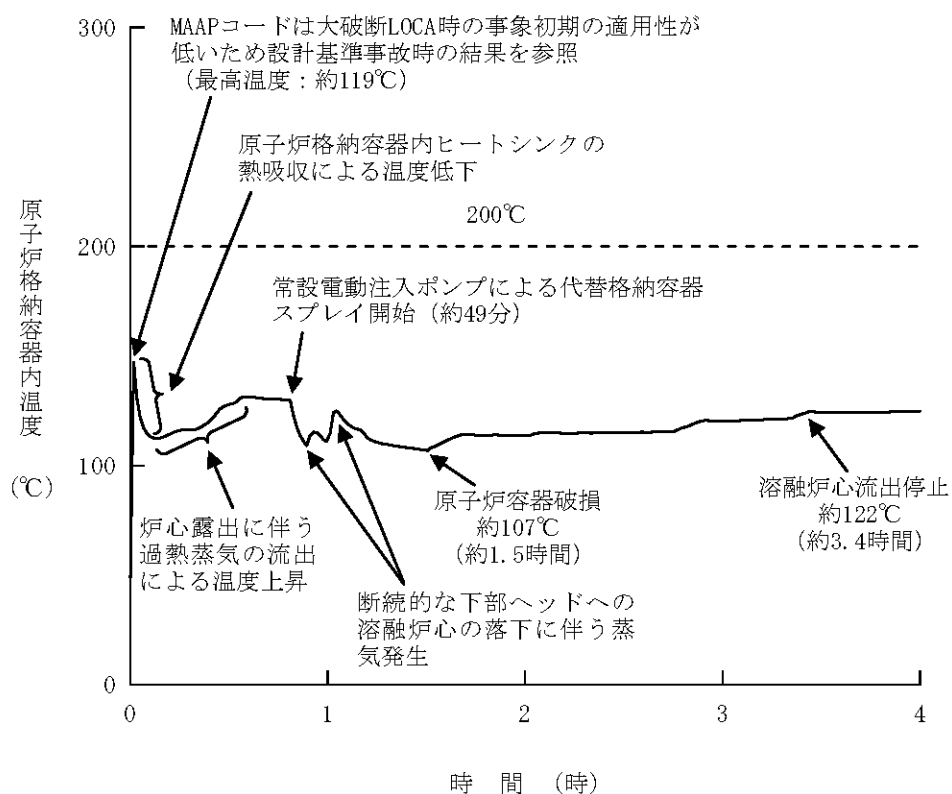
第 7.2.1.1.8 図 原子炉格納容器圧力の推移



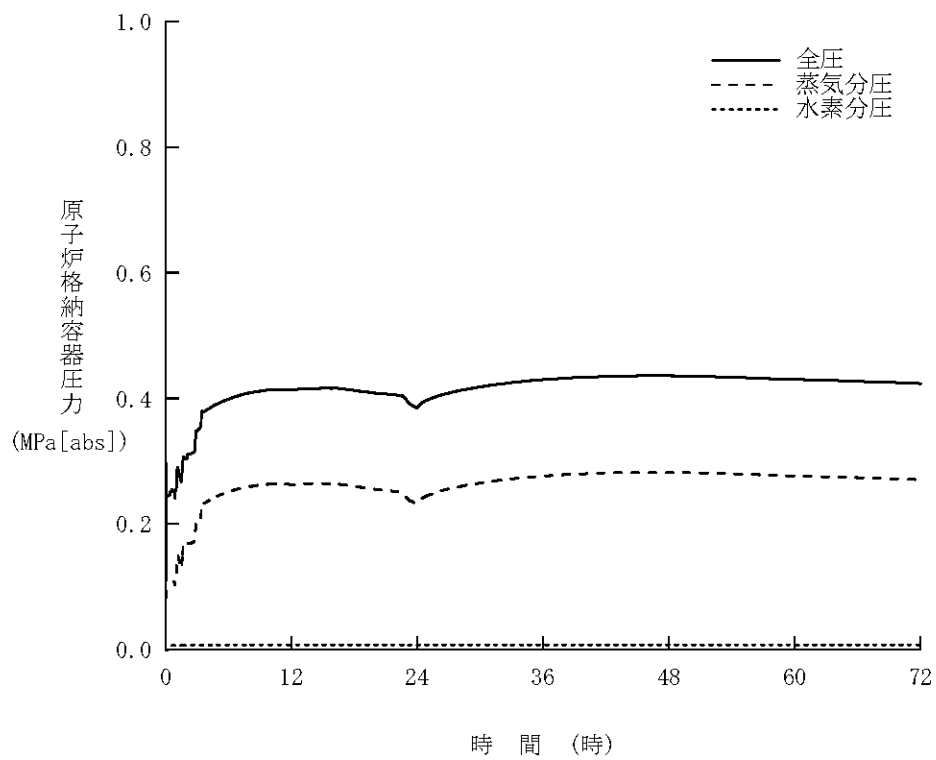
第 7.2.1.1.9 図 原子炉格納容器内温度の推移



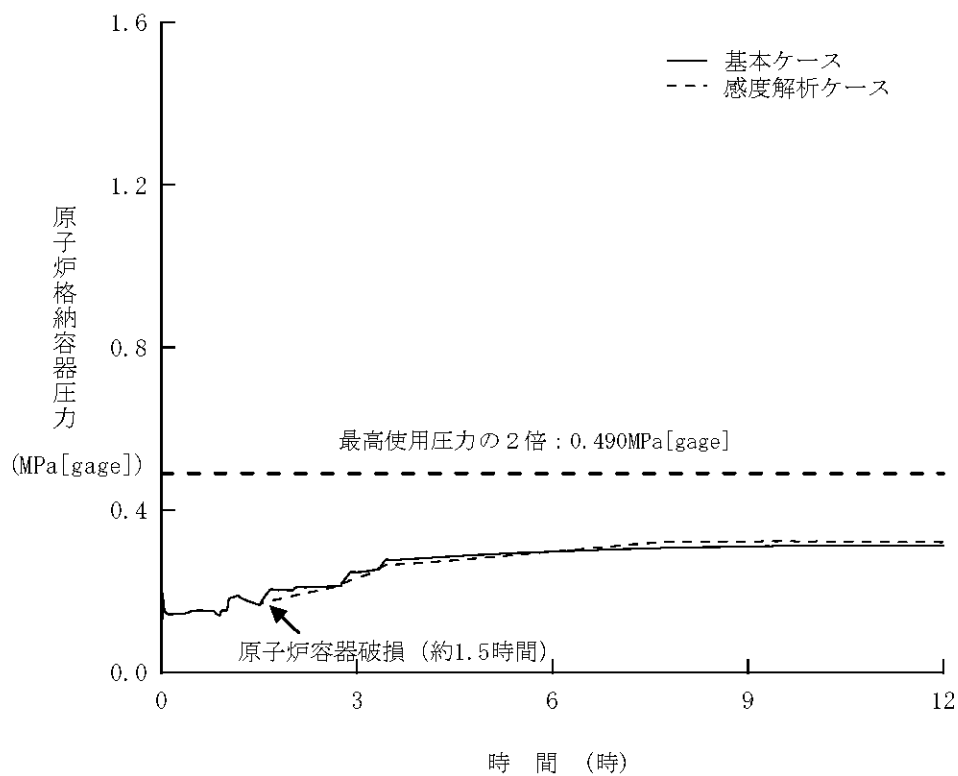
第 7.2.1.1.10 図 原子炉格納容器圧力の推移 (～4 時間)



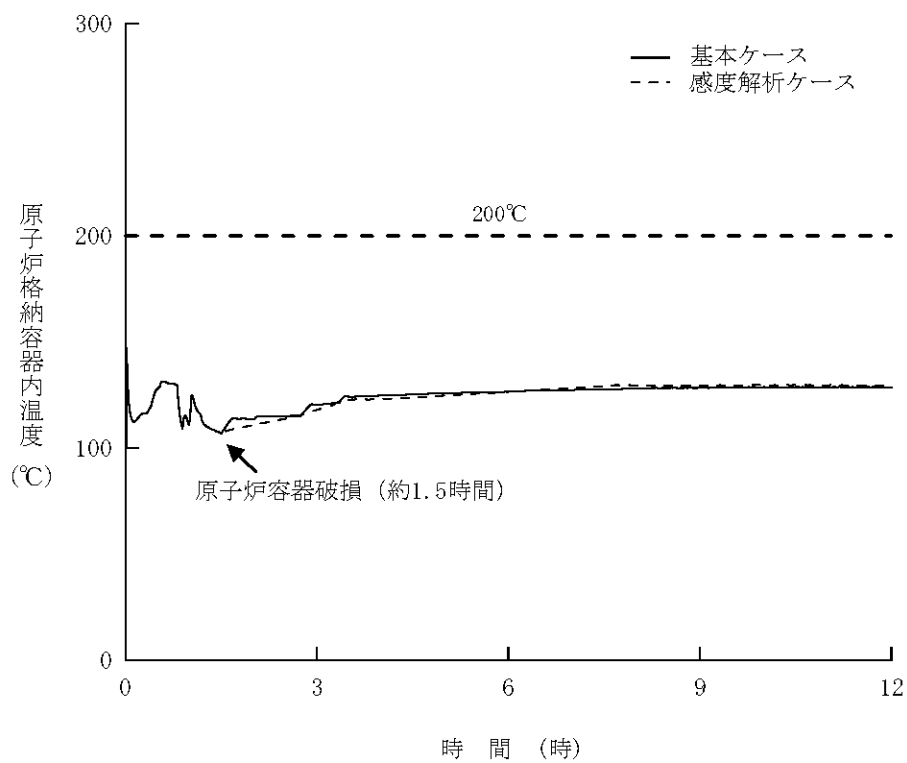
第 7.2.1.1.11 図 原子炉格納容器内温度の推移 (～4 時間)



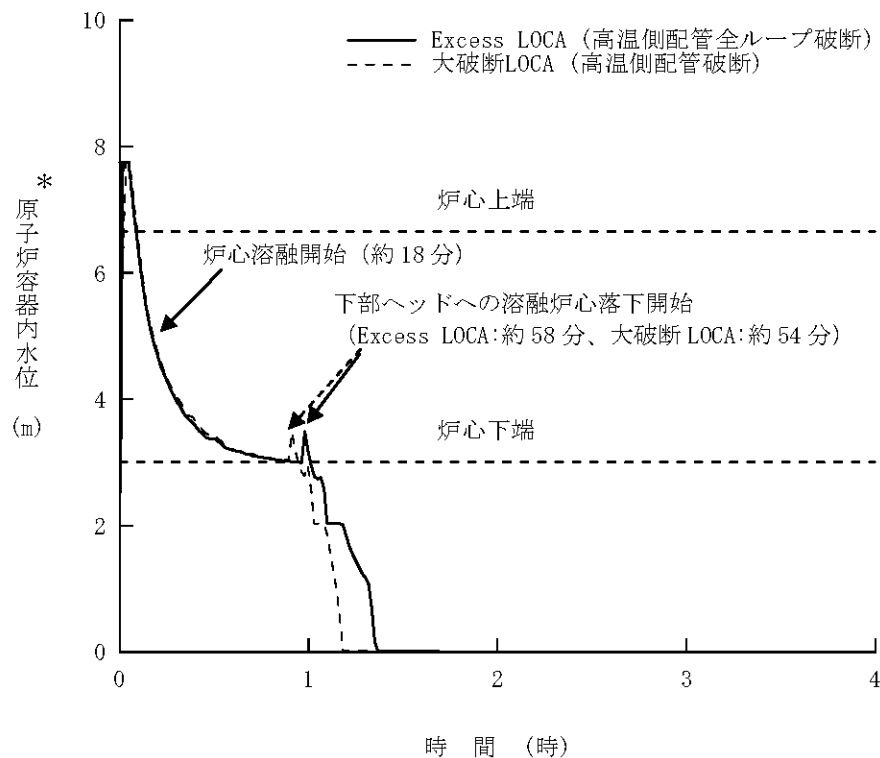
第 7.2.1.1.12 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧
(絶対圧) の推移



第 7.2.1.1.13 図 原子炉格納容器圧力の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）

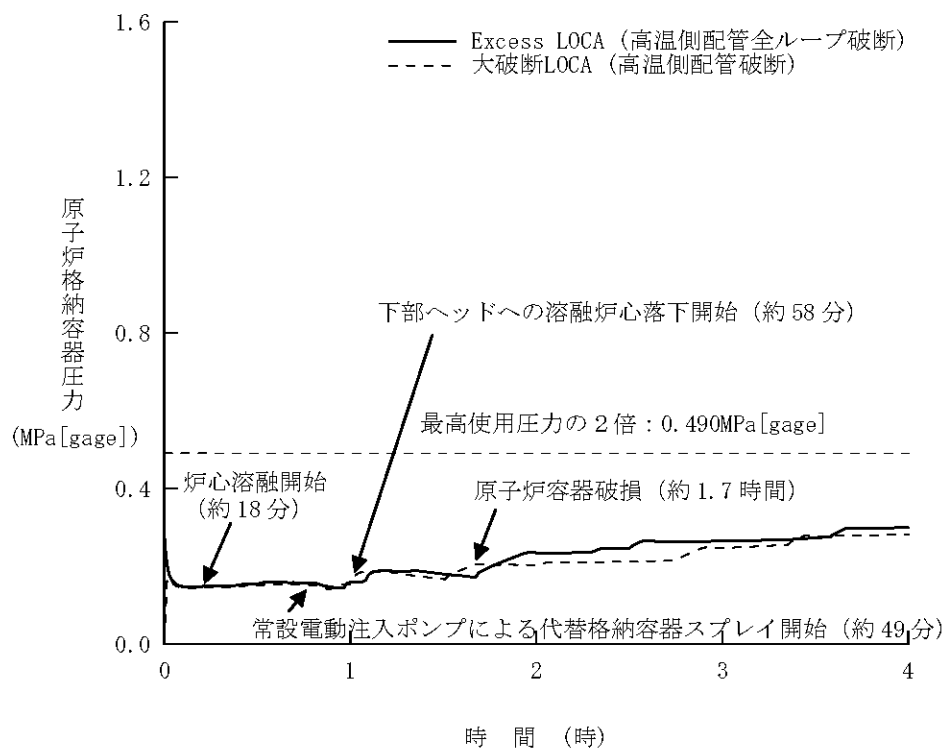


第 7.2.1.1.14 図 原子炉格納容器内温度の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）

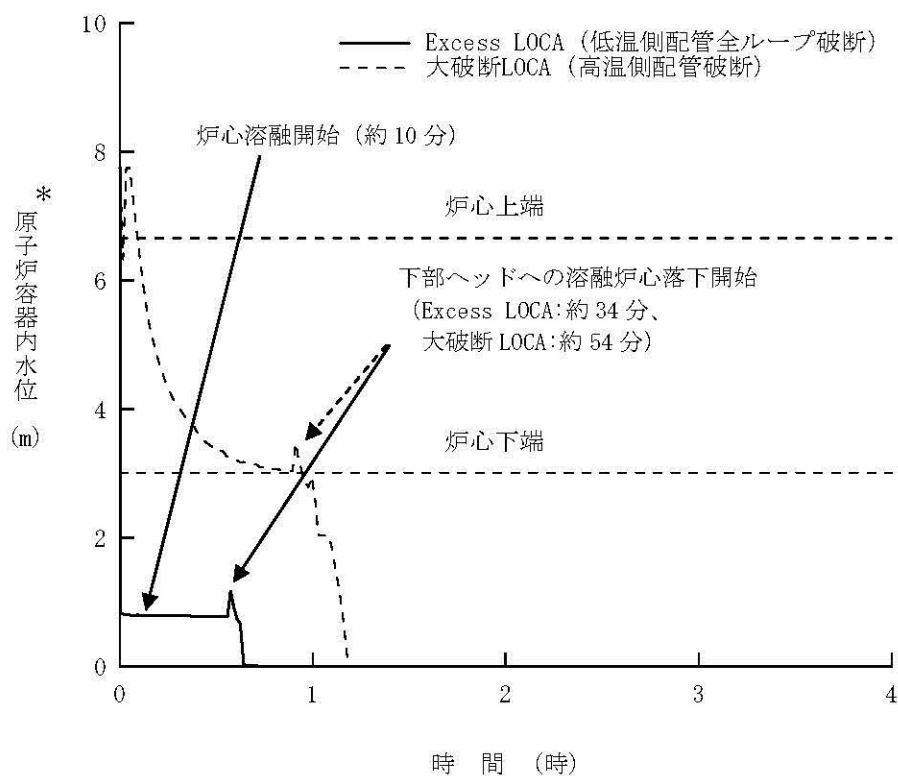


* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第 7. 2. 1. 1. 15 図 原子炉容器内水位の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

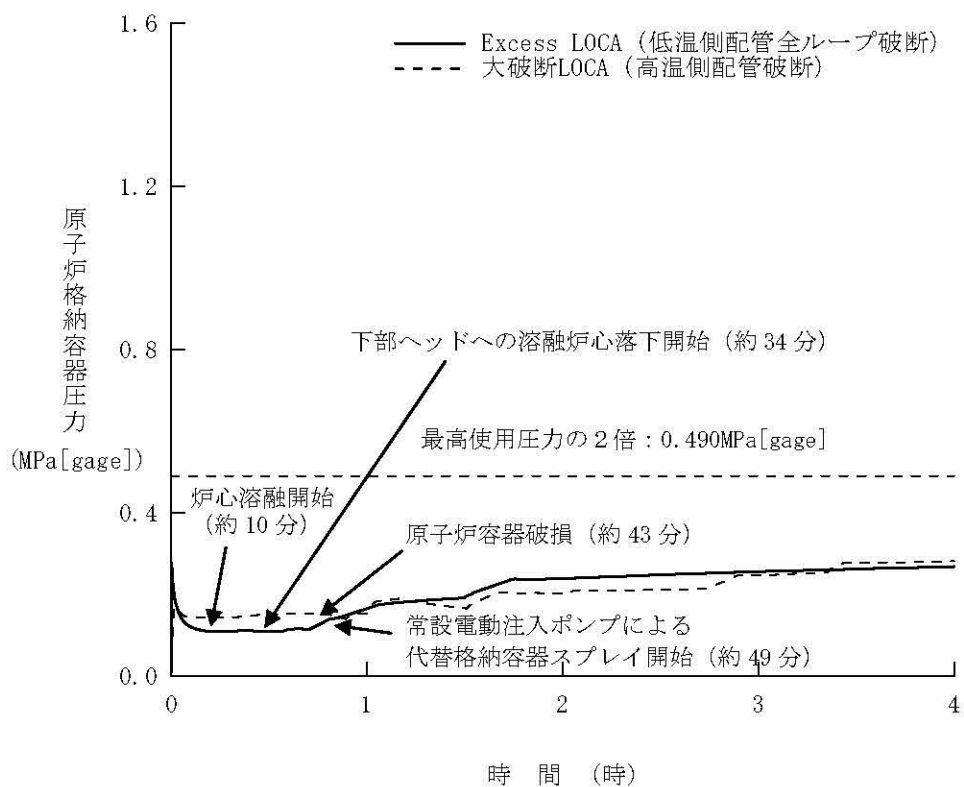


第 7. 2. 1. 1. 16 図 原子炉格納容器圧力の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)

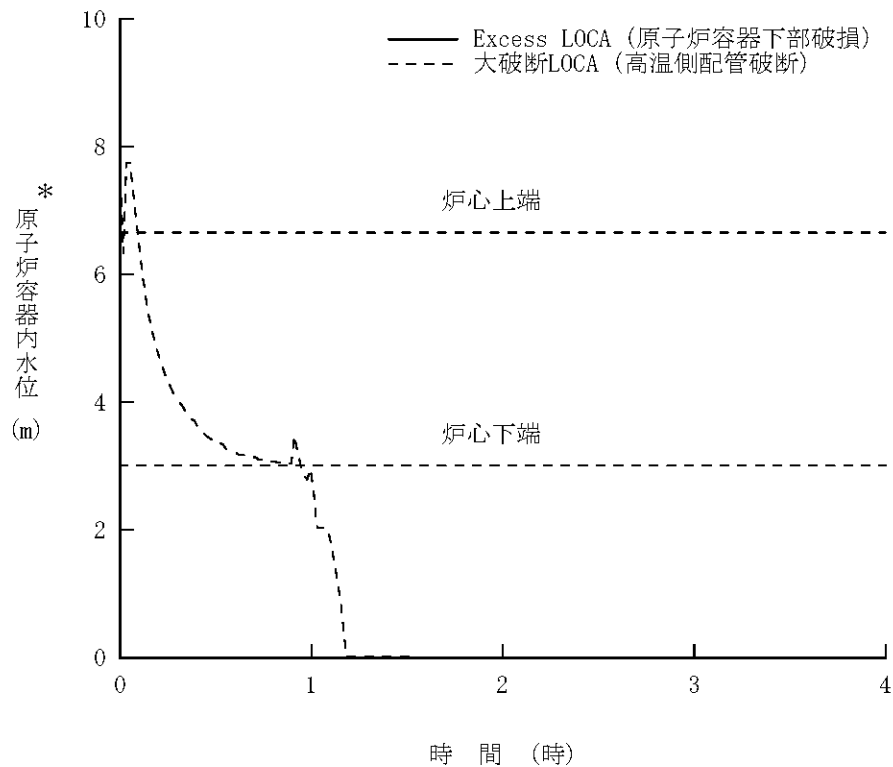


* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第 7.2.1.1.17 図 原子炉容器内水位の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

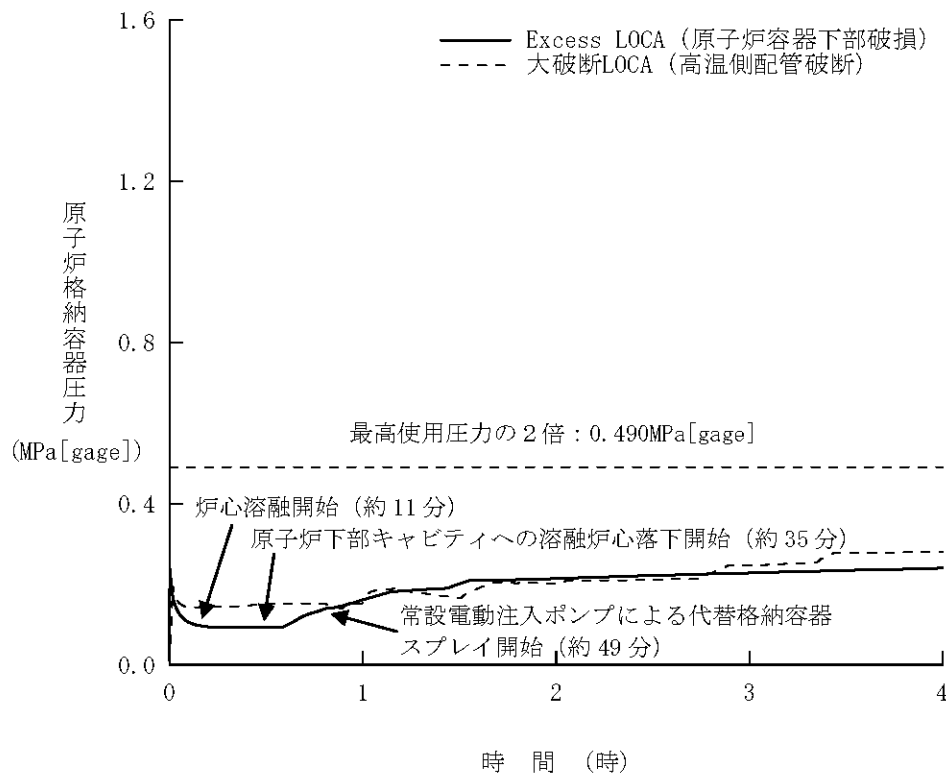


第 7.2.1.1.18 図 原子炉格納容器圧力の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)

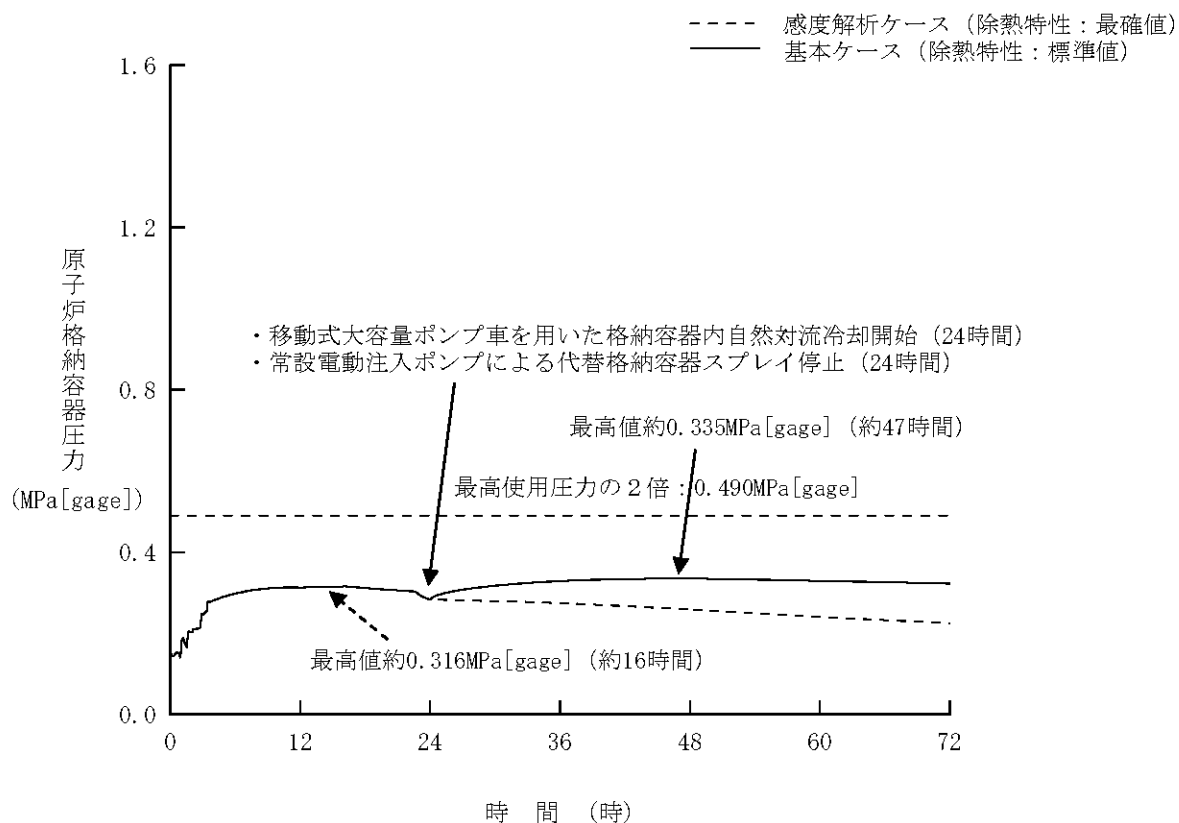


*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

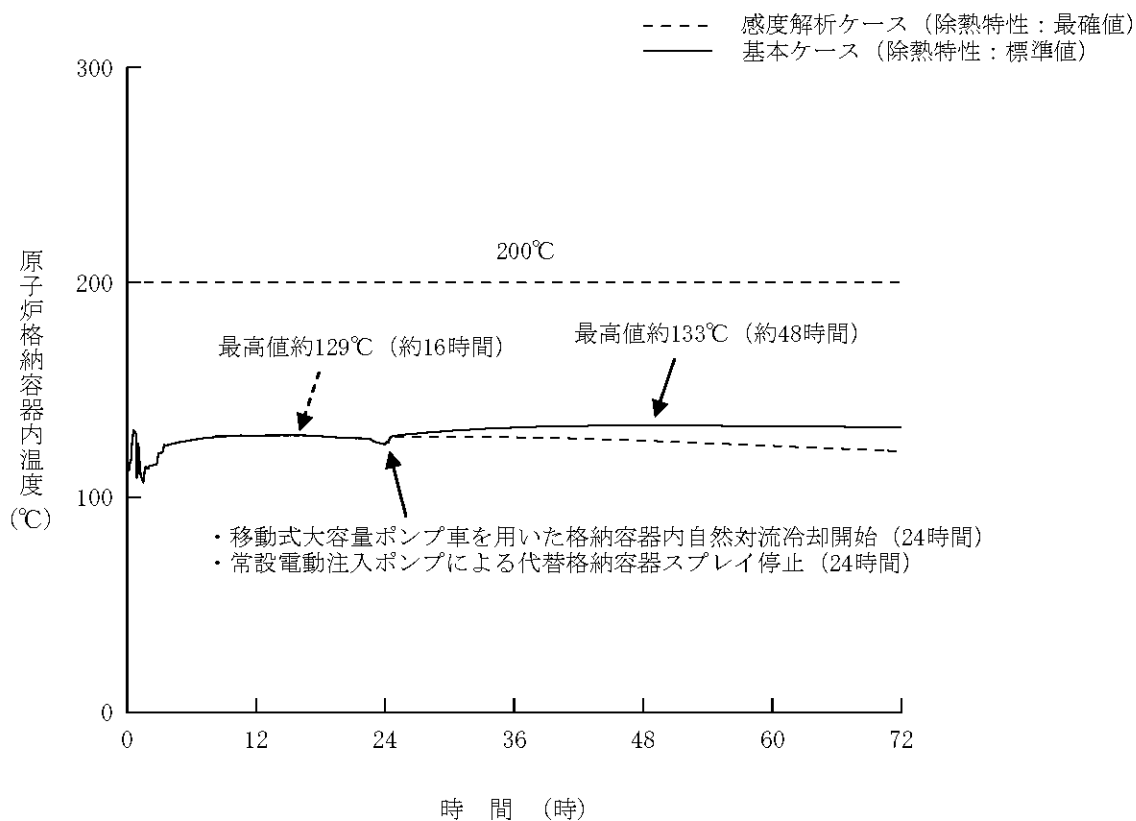
第 7. 2. 1. 1. 19 図 原子炉容器内水位の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



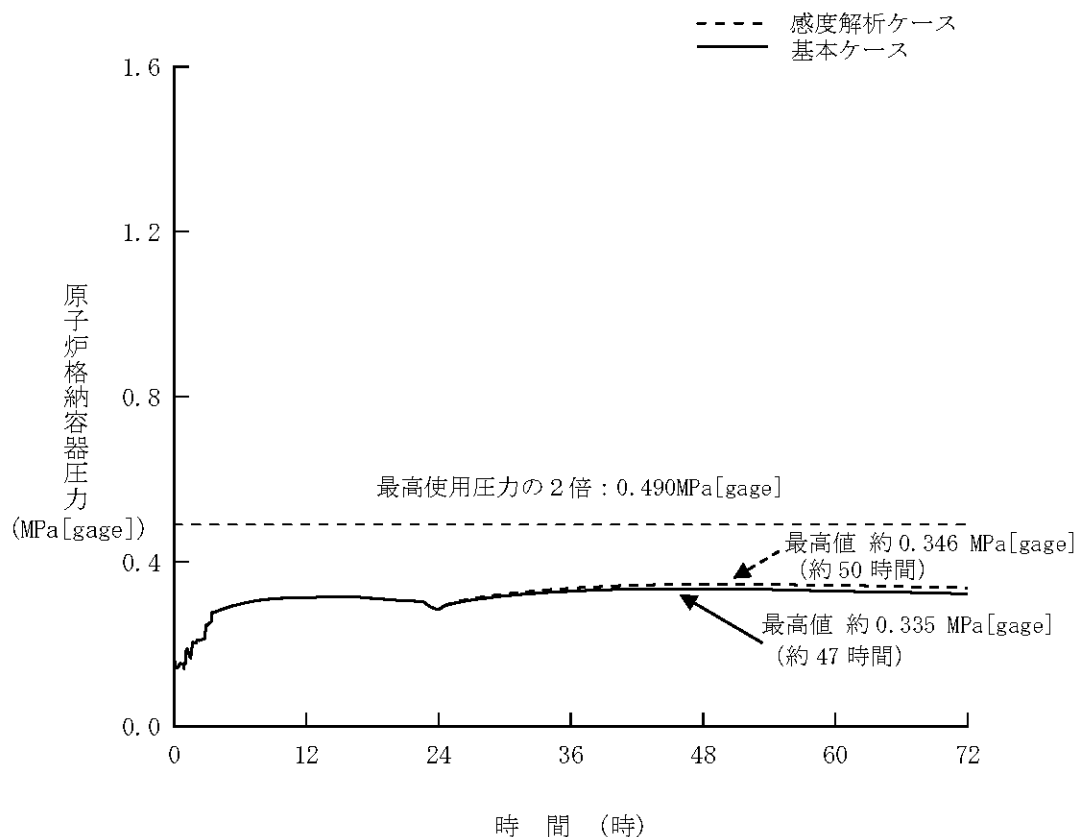
第 7. 2. 1. 1. 20 図 原子炉格納容器圧力の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



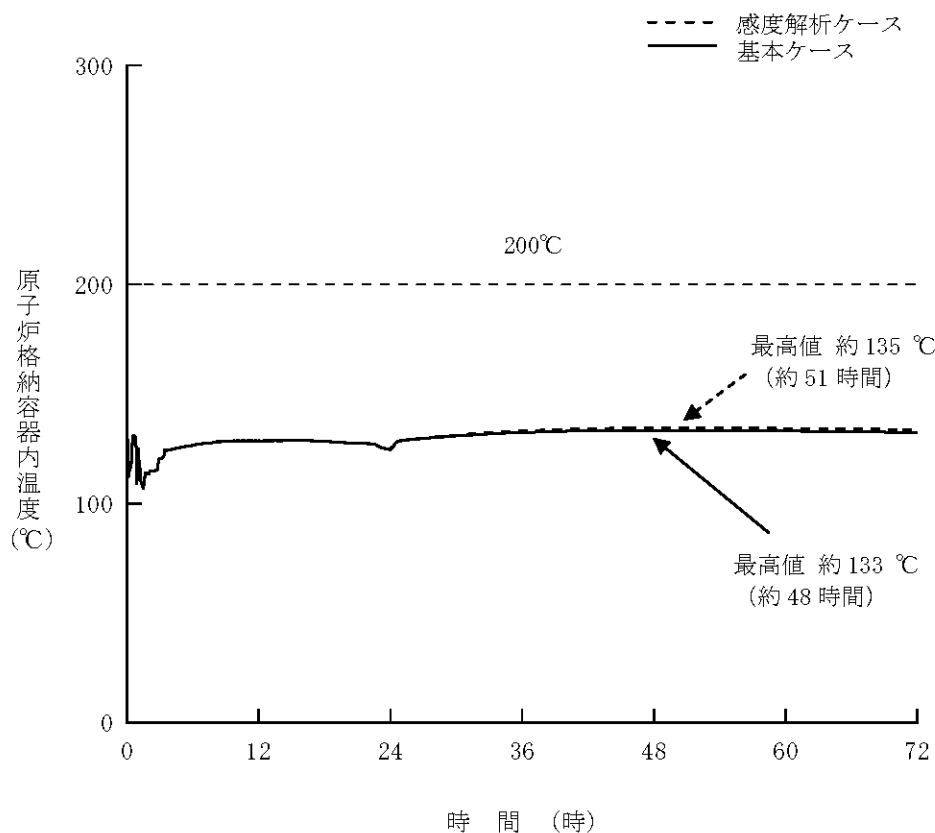
第7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



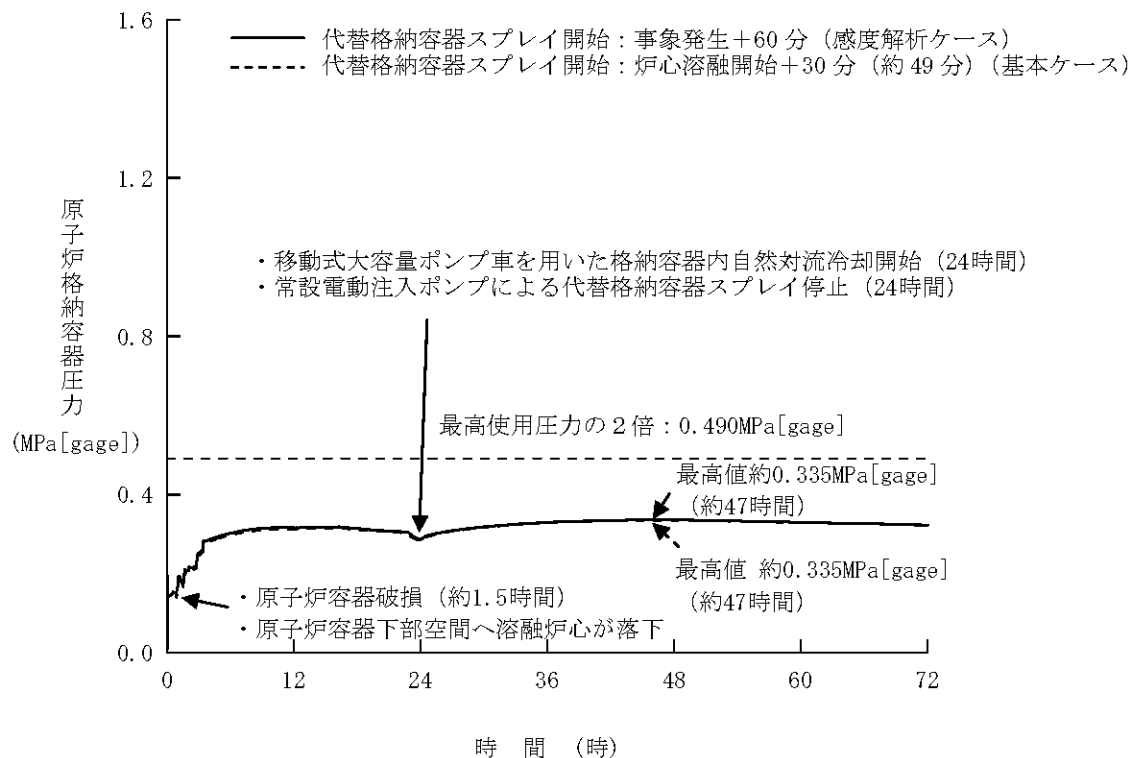
第7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



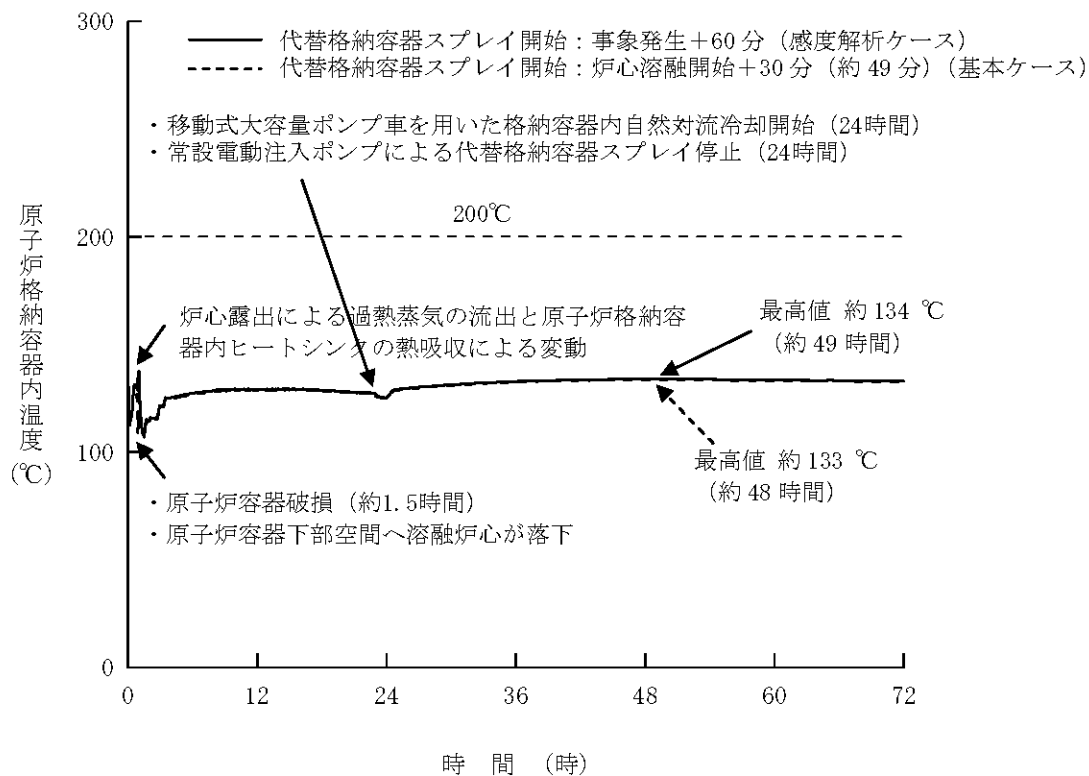
第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算 13%vol 水素が存在する場合)



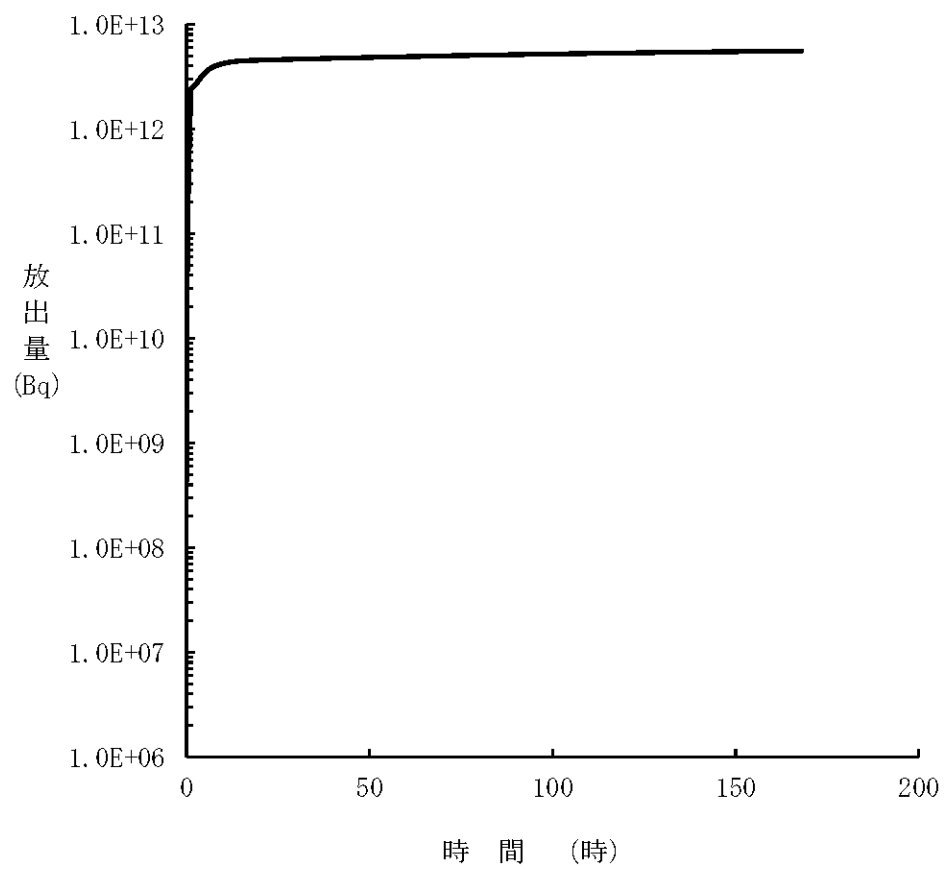
第 7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算 13%vol 水素が存在する場合)



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

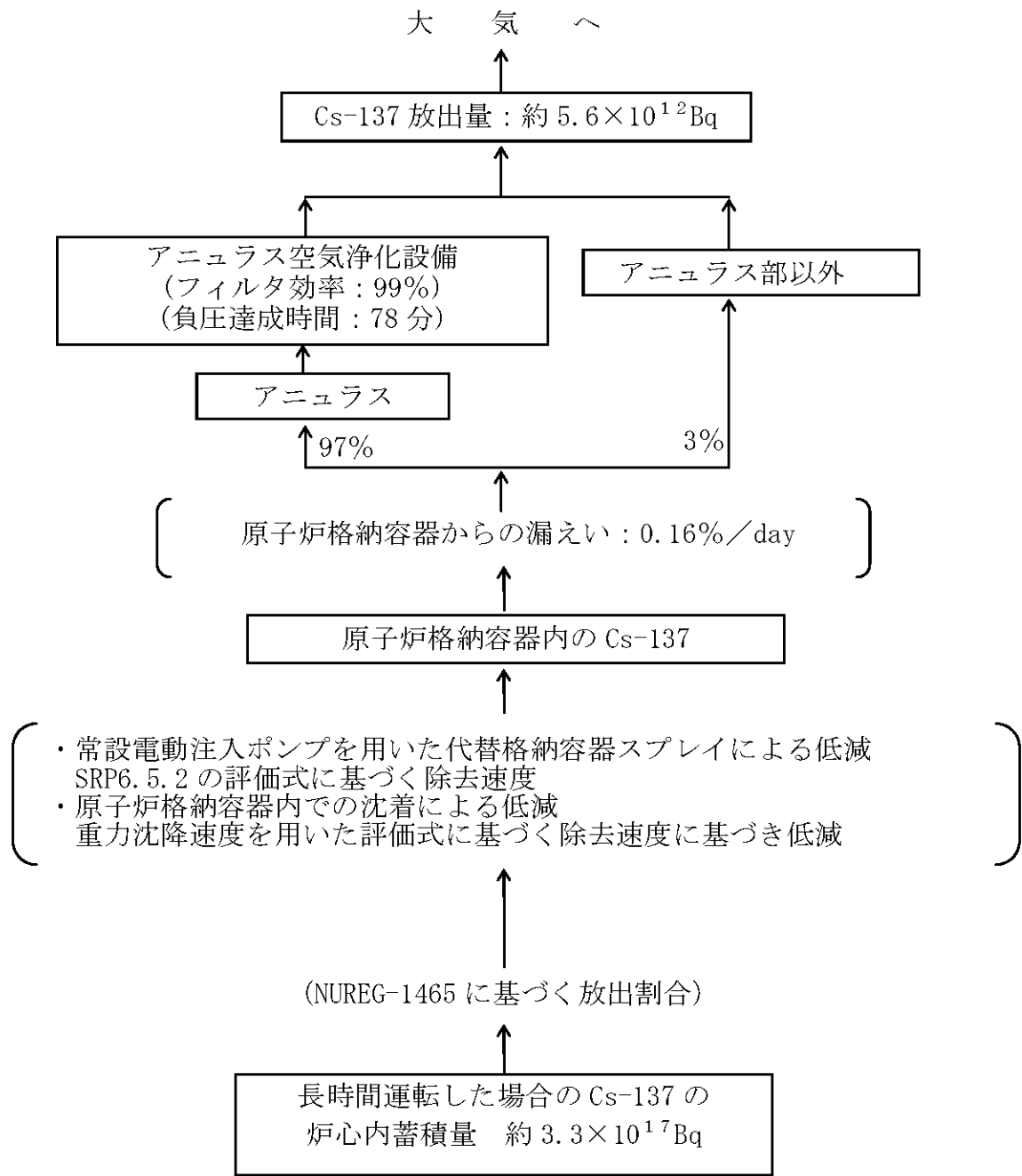


第7.2.1.1.26図 原子炉格納容器内温度の推移
 （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）

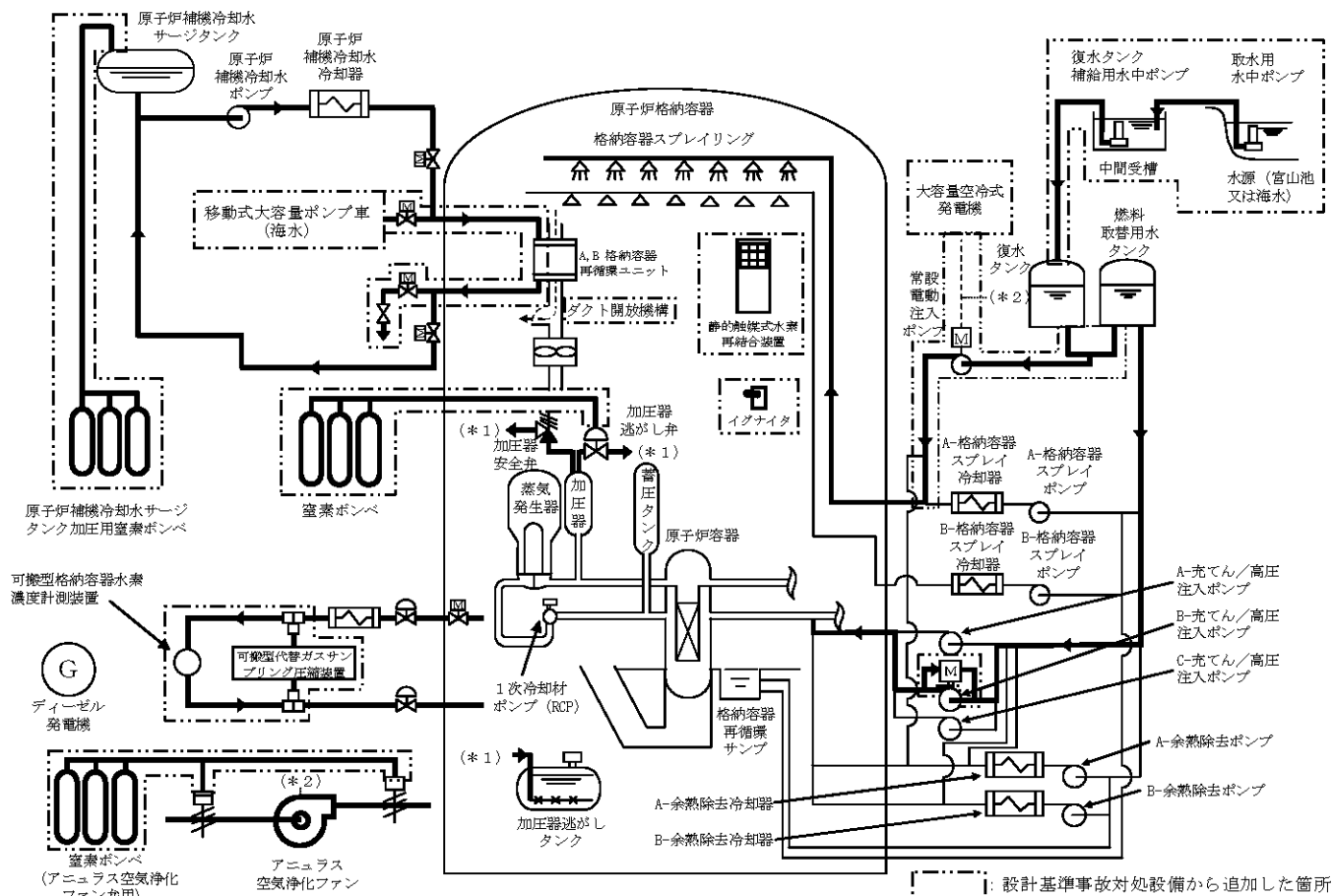


第 7. 2. 1. 1. 27 図 Cs-137 積算放出放射能量の推移

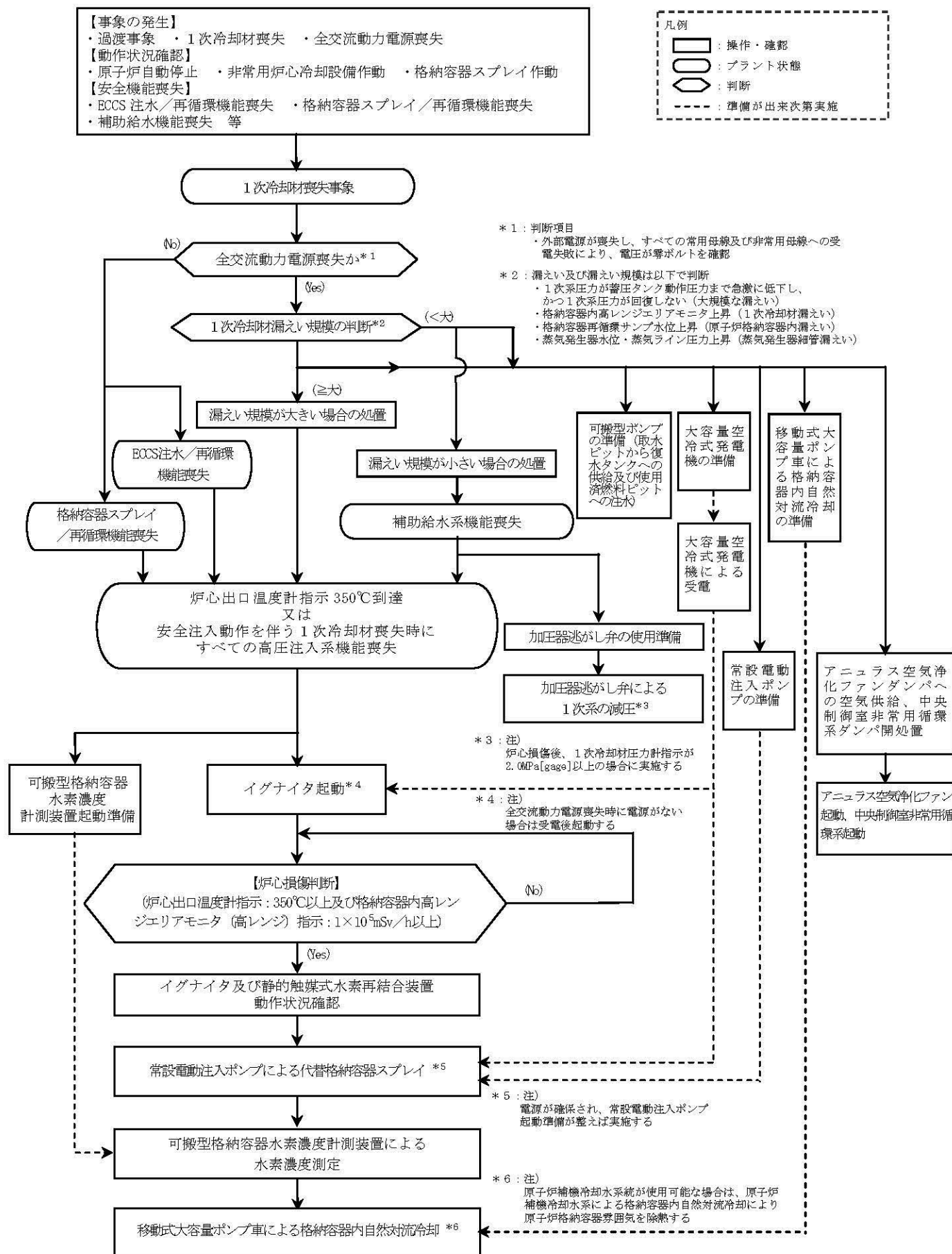
単位：Bq (GROSS 値)



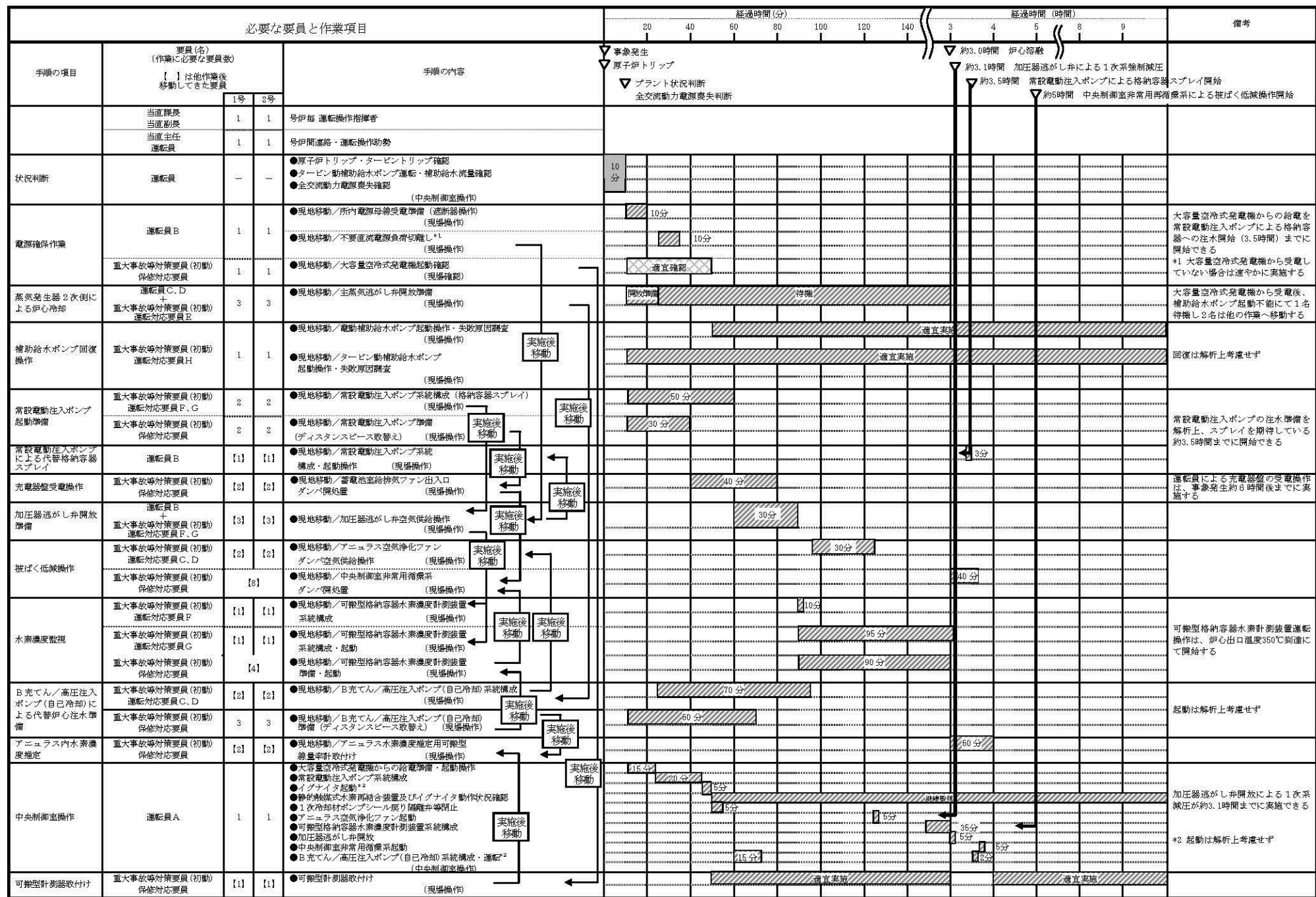
第 7.2.1.1.28 図 Cs-137 の大気放出過程



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



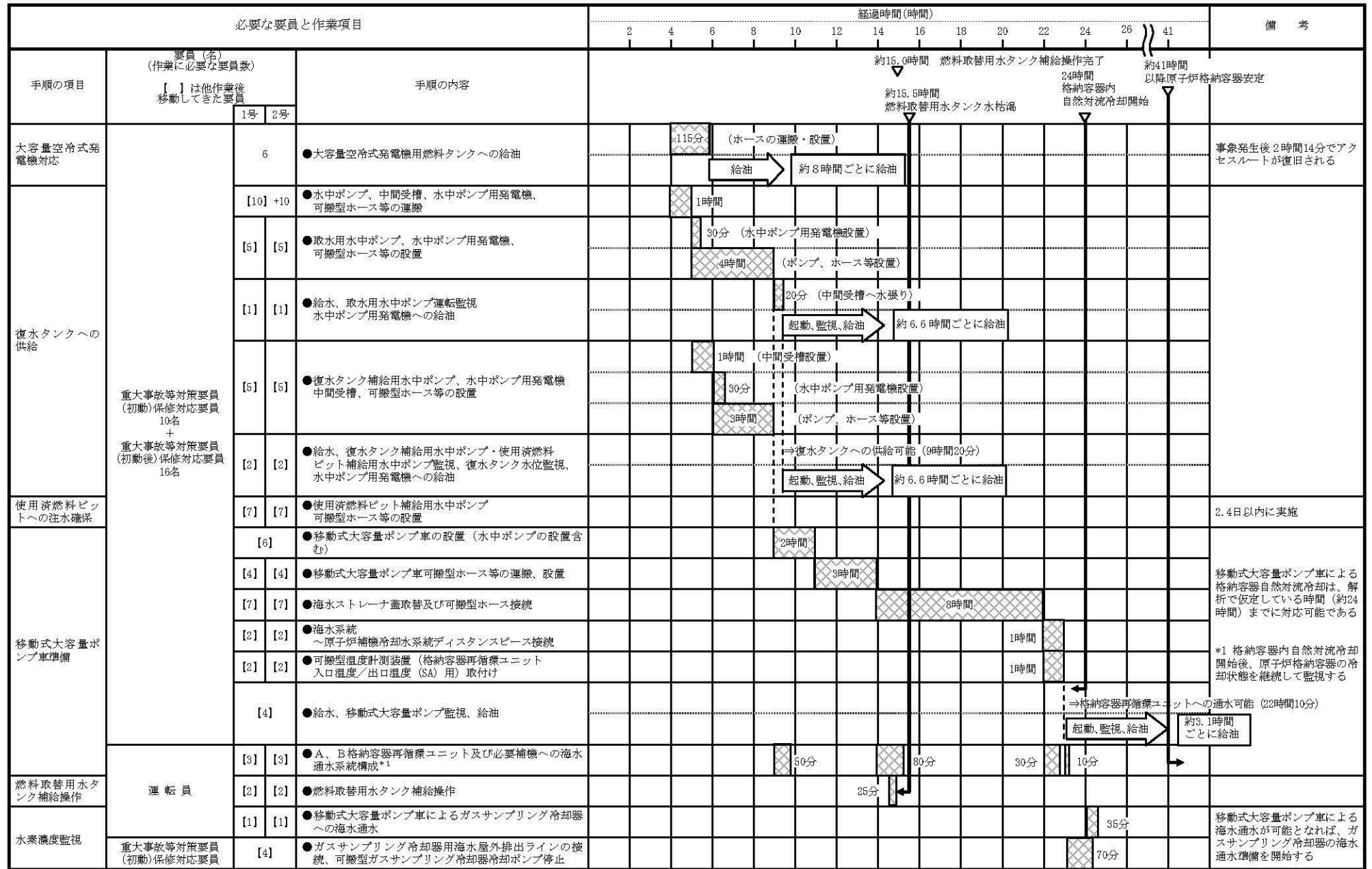
第7.2.1.2.2図 格納容器破損モードの対応手順の概要
(雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））



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

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

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



・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

・炉心損傷が起きた場合は、作業員は一時退避する

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

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

汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用

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

（開始時刻）
（0秒）



全交流動力電源喪失*1
（補助給水喪失も仮定）

原子炉トリップ・タービントリップの
確認

タービン・補助給水ポンプの起動及び
補助給水流量確立の確認*2

【全交流動力
電源喪失】

所内電源及び外部電源
を判断*3

早期の電源回復が
不能*4 *5

1次冷却材漏えい規模の
判断*5 *6

小規模漏えい時の処置

「補助給水系機能
喪失*7」ではない

不要直流電源負荷切離し*9
（電源確保作業）

【緊急処置編第三部】

炉心溶融確認（炉心出口温度計指
示：350℃以上及び格納容器内高レ
ンジェリアモニタ（高レンジ）指
示：1×10⁴mSv/h以上）

炉心溶融

1次冷却材圧力計指示2.0MPa

加圧器逃がし弁による
1次系強制減圧*10 *11

蓄圧注入系動作

蓄圧注入系動作の確認

常設電動注入ポンプによる
代替格納容器スプレイ開始*12

（水素濃度監視）
可搬型格納容器水素濃度
計測装置を運転*13

原子炉容器破損

格納容器再循環サンプ広域水位
計指示が77%以上となればスプレ
イ一旦停止、格納容器圧力が
最高使用圧力で再開

（格納容器内自然対流冷却）

・移動式大容量ポンプ車からA、B格納容器再循環ユニットへの冷却水通水による格納容器内自然対流冷却開始*14
・常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止

原子炉格納容器安定化確認（原子炉格納容器温度・圧力低下傾向）*14 *15

以降、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する

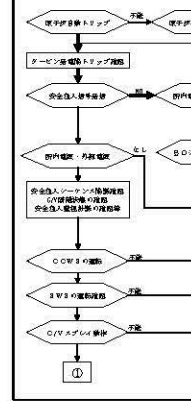
重大事故等対策
要員を召集

（補助給水ポンプ回復操作）
補助給水回復操作
（回復は解析上考慮せず）

電源回復操作へ

大規模漏えい時
の処置へ

事象判断プロセス



タービン・補助給水ポンプの起動確認

電源喪失の判断

早期電源回復不能の判断

1次冷却材漏えい規模の判断

小規模漏えい時の処置

炉心溶融確認

炉心溶融

1次冷却材圧力計指示2.0MPa

加圧器逃がし弁による1次系強制減圧

蓄圧注入系動作

蓄圧注入系動作の確認

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始

可搬型格納容器水素濃度計測装置を運転

原子炉容器破損

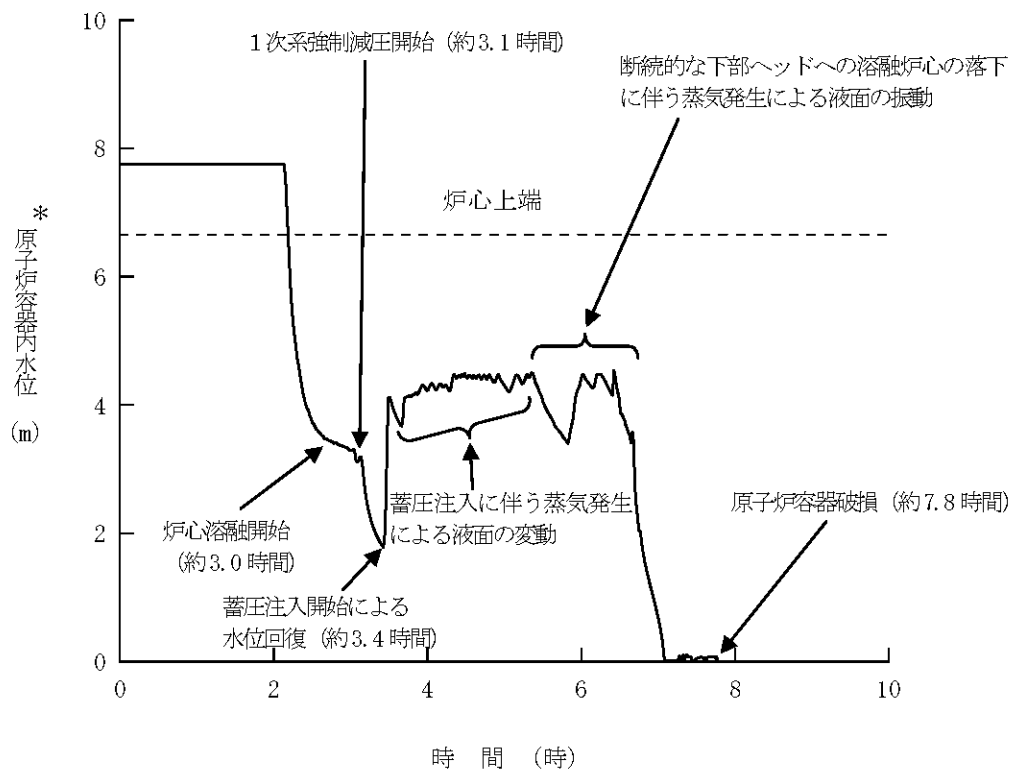
格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となればスプレイ一旦停止、格納容器圧力が最高使用圧力で再開

原子炉格納容器安定化確認

以降、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する

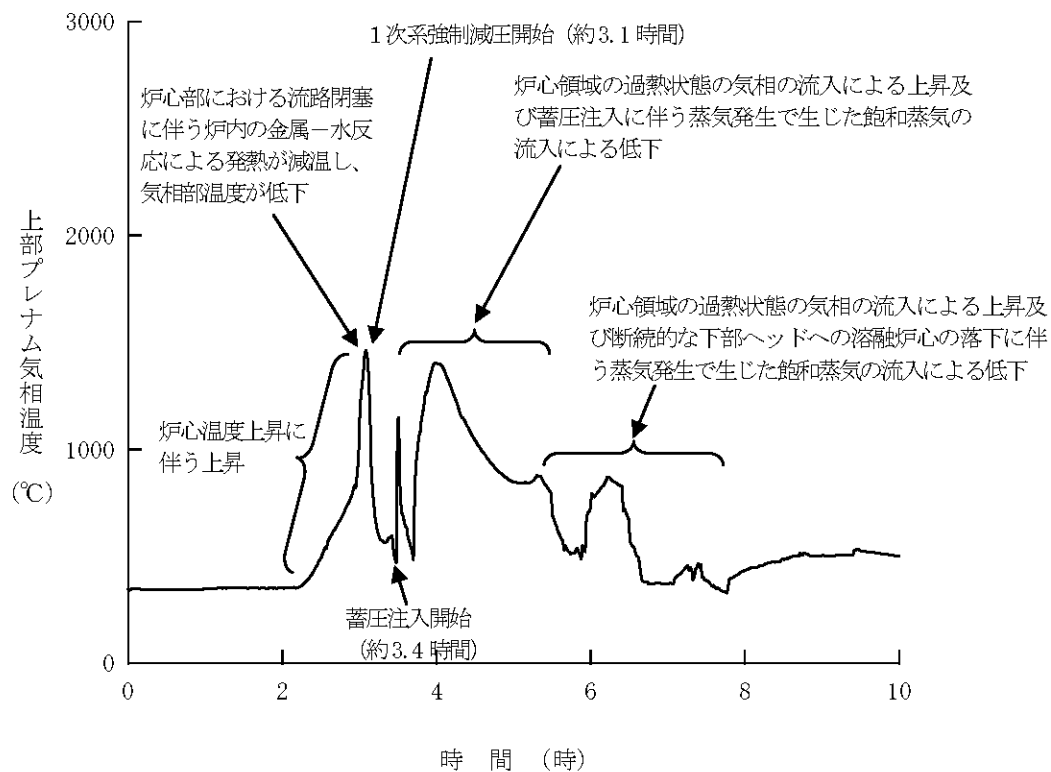
- *1：注）・非常用直流系統は使用可能
- *2：注）・補助給水流量が確立できない場合
- *3：判断項目
・外部電源が喪失し、すべての常用母線及び非常用母線への受電失敗により電圧が零ボルトを確認
- *4：回復不能は以下で判断
・中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施不可
- *5：注）
・同時並行で確認を進める
- *6：漏えい及び漏えい規模は以下で確認
・1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない
（大規模な漏えい）
・格納容器内高レンジエリアモニタ上昇
（1次冷却材漏えい）
・格納容器再循環サンプ水位上昇
（原子炉格納容器内漏えい）
・蒸気発生器水位・蒸気ライン圧力上昇（蒸気発生器細管漏えい）
- *7：喪失の定義
・補助給水流量計指示が80m³/h未満
- *8：注）
・補助給水喪失時、機能回復するまではS/G保有水確保の観点から2次系強制冷却は実施しない
- *9：注）
・大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する
- *10：1次冷却材圧力計指示2.0MPa以上にて実施
- *11：注）
・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
- *12：注）
・実際の操作においては、準備が完了し原子炉格納容器に注水が可能となれば、その段階で実施する。また、注水流量は、140m³/hを下回らない流量とする
- *13：注）
・可搬型水素濃度計測装置を運転し、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する
- *14：状態確認は以下で確認
・原子炉格納容器温度・圧力低下傾向
- *15：注）
・移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器温度・圧力が低下に転じる時点（約41時間）を原子炉格納容器安定状態とする

第7.2.1.2.4図 零空気圧・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）における事象進展の概要

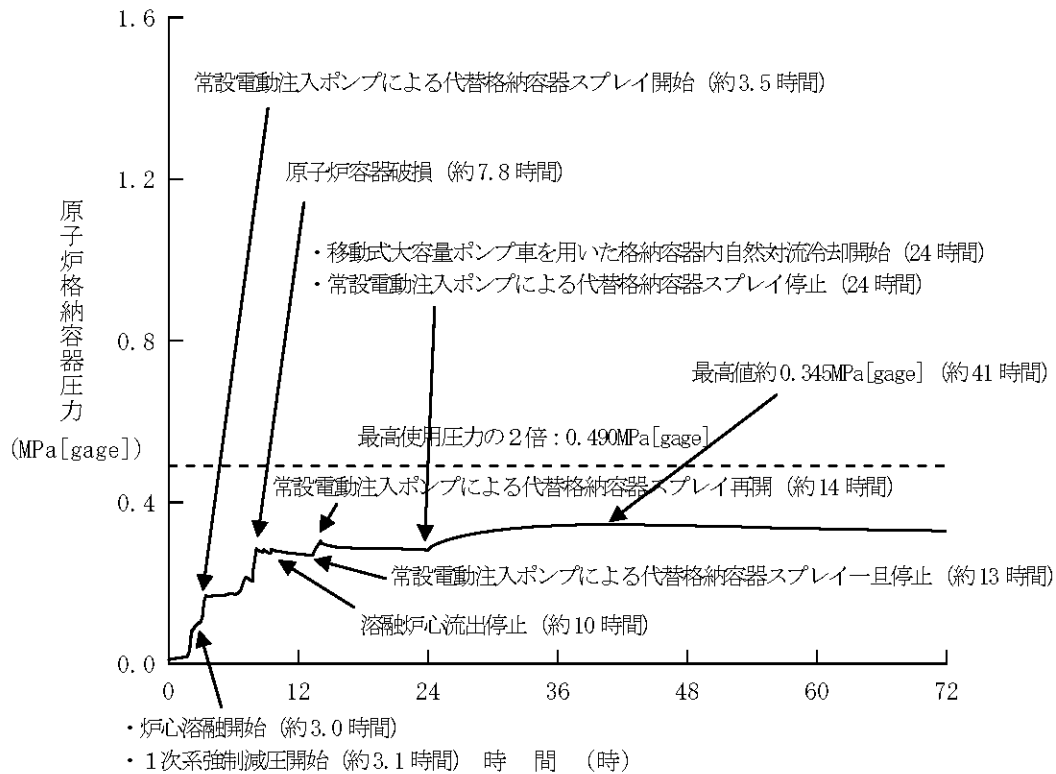


*：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

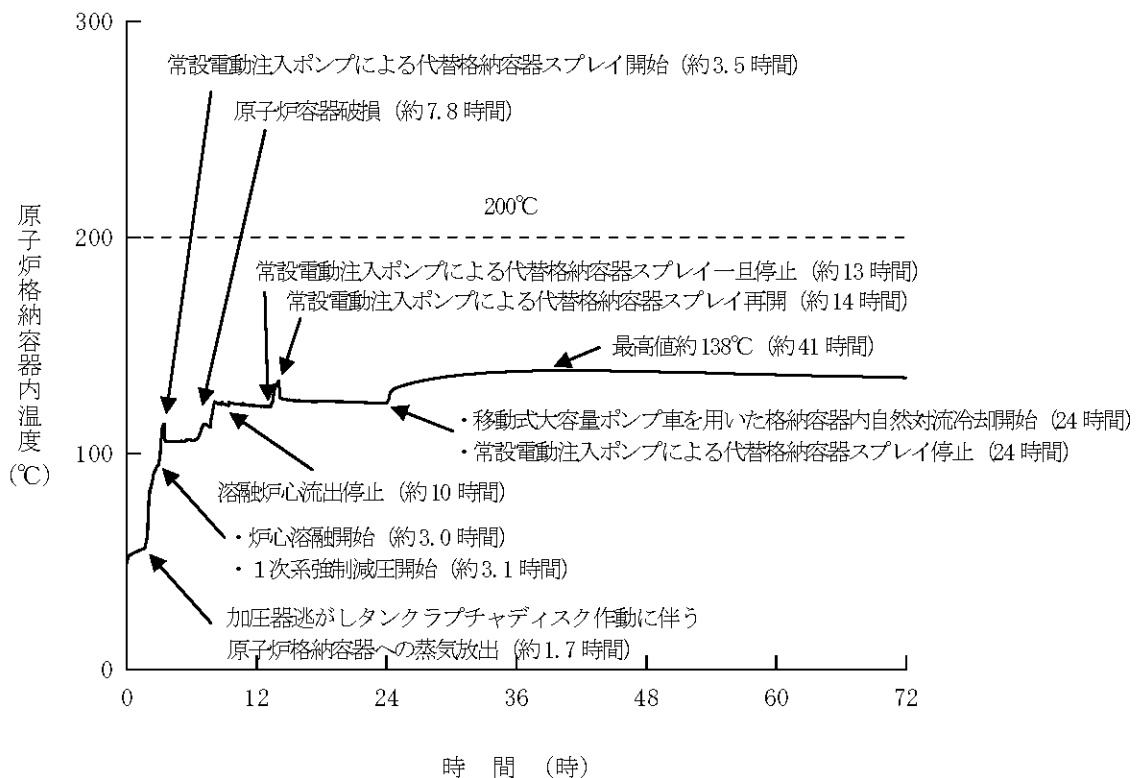
第7.2.1.2.5図 原子炉容器内水位の推移



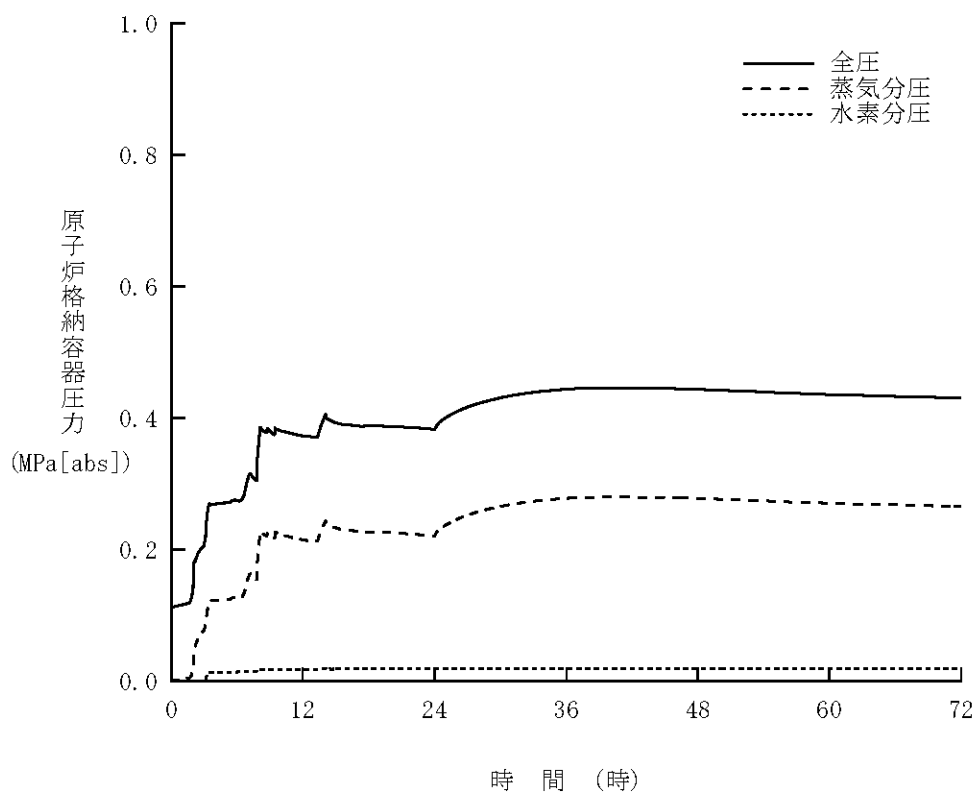
第7.2.1.2.6図 上部プレナム気相温度の推移



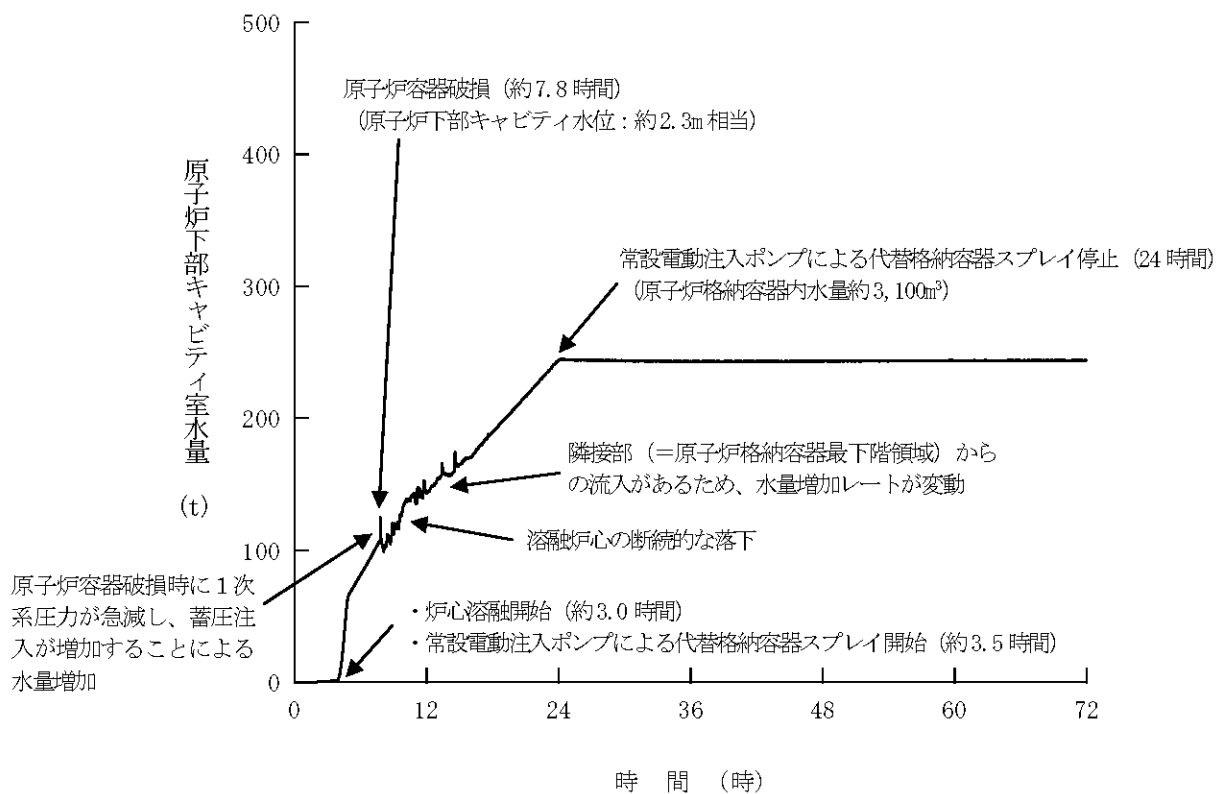
第7.2.1.2.7図 原子炉格納容器圧力の推移



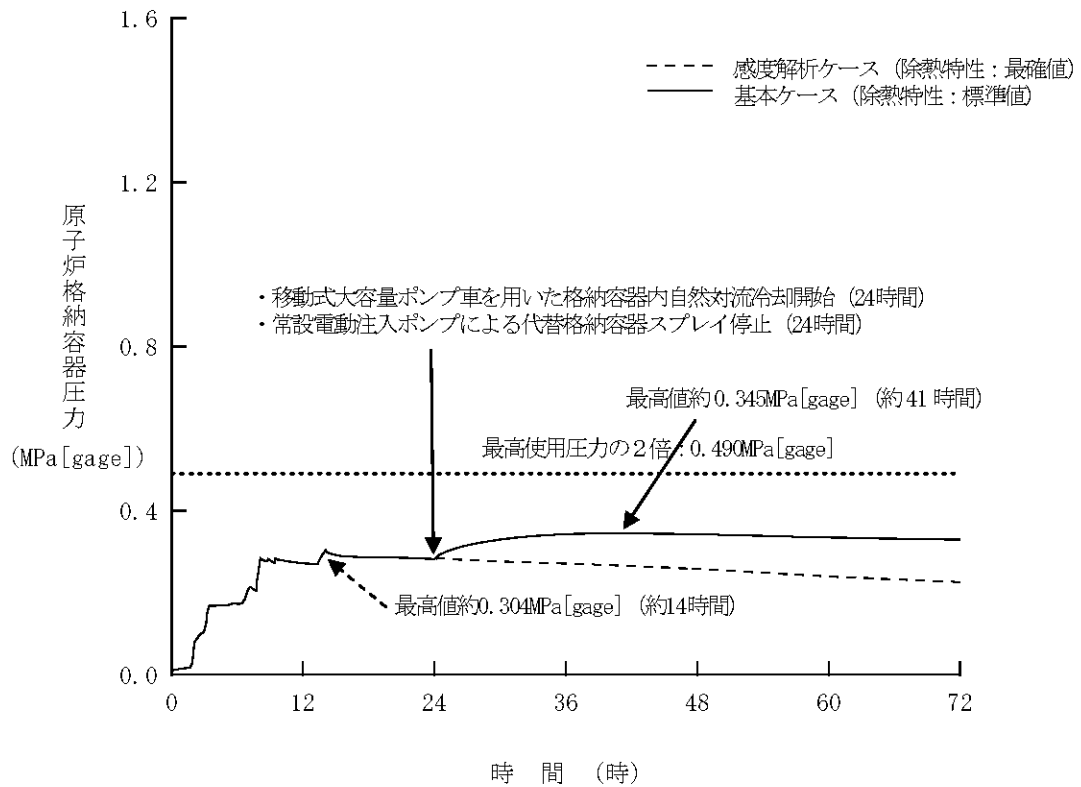
第7.2.1.2.8図 原子炉格納容器内温度の推移



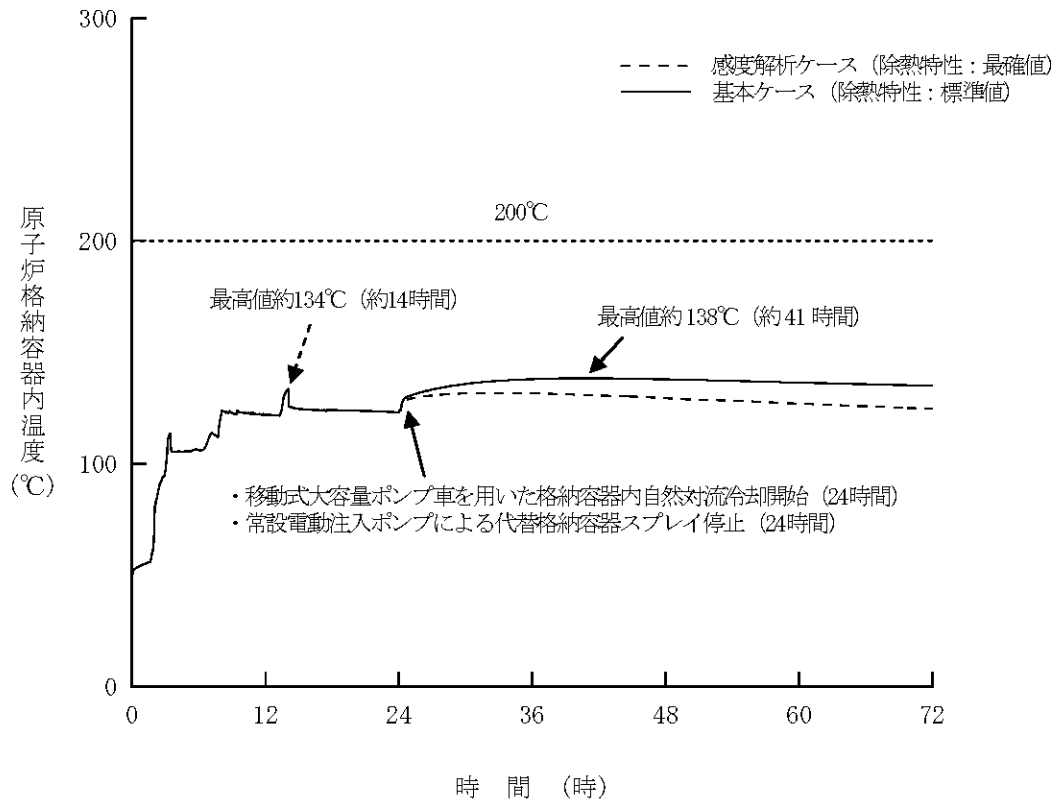
第7.2.1.2.9図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移



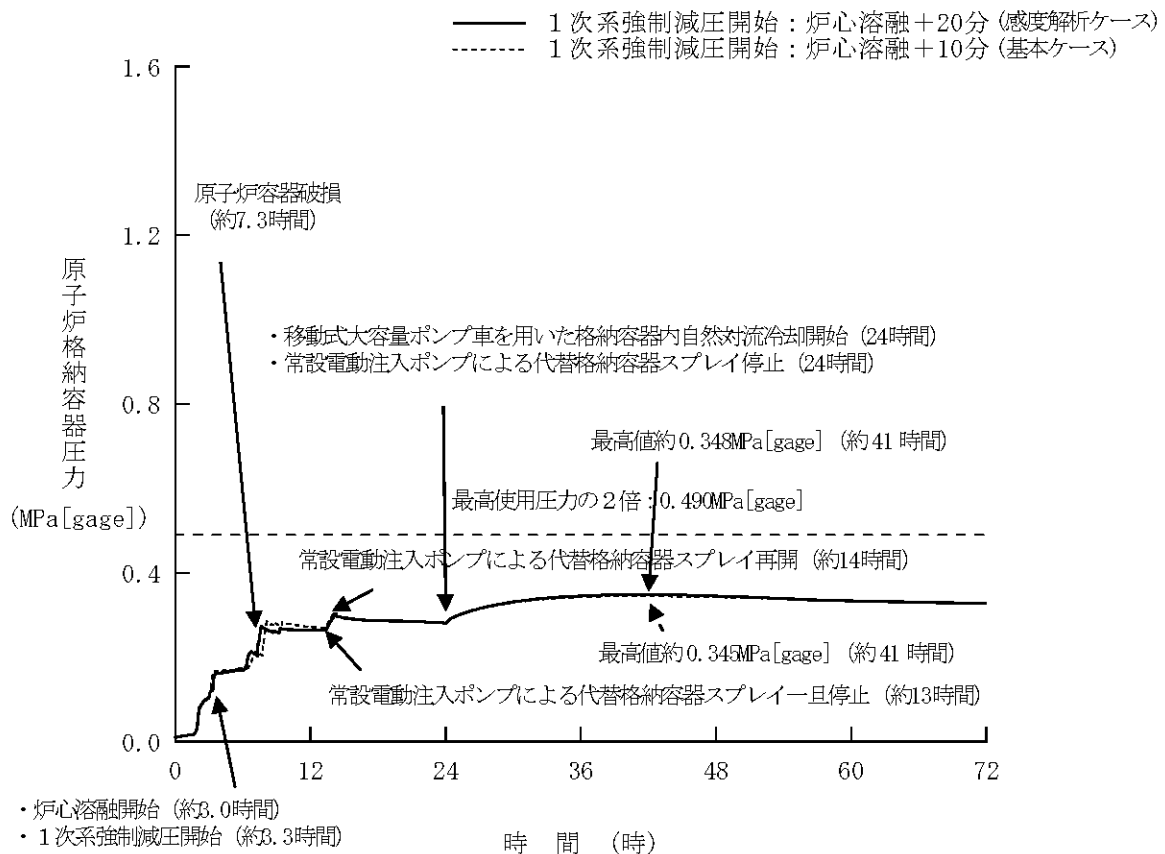
第7.2.1.2.10図 原子炉下部キャビティ室水量の推移



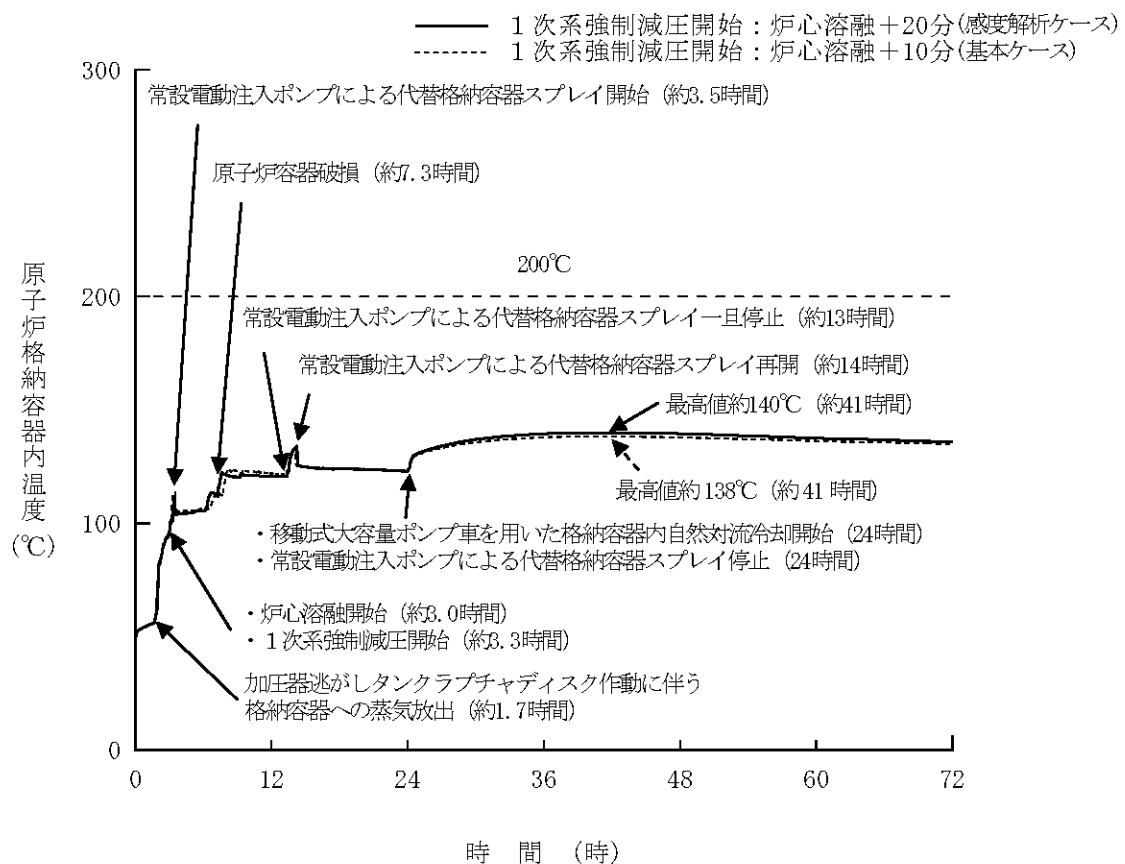
第7.2.1.2.11 図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



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

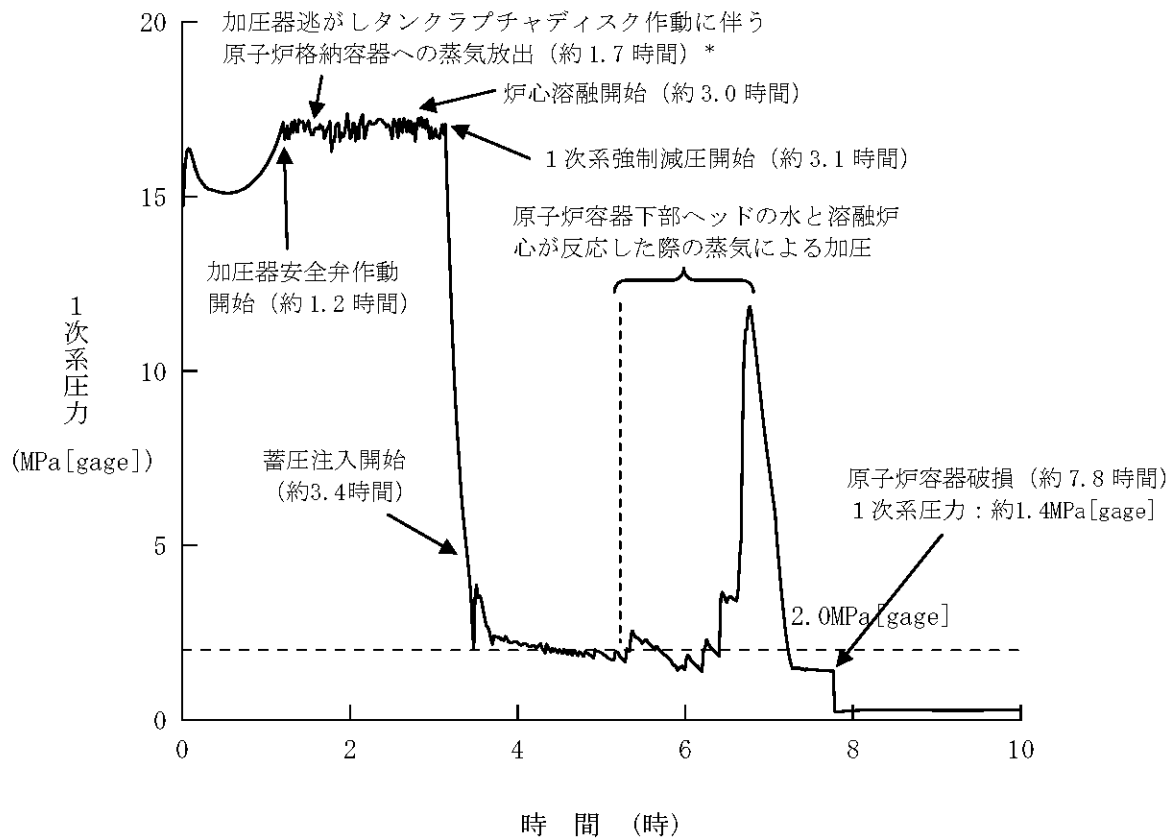


第7.2.1.2.13図 原子炉格納容器圧力の推移
(加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)

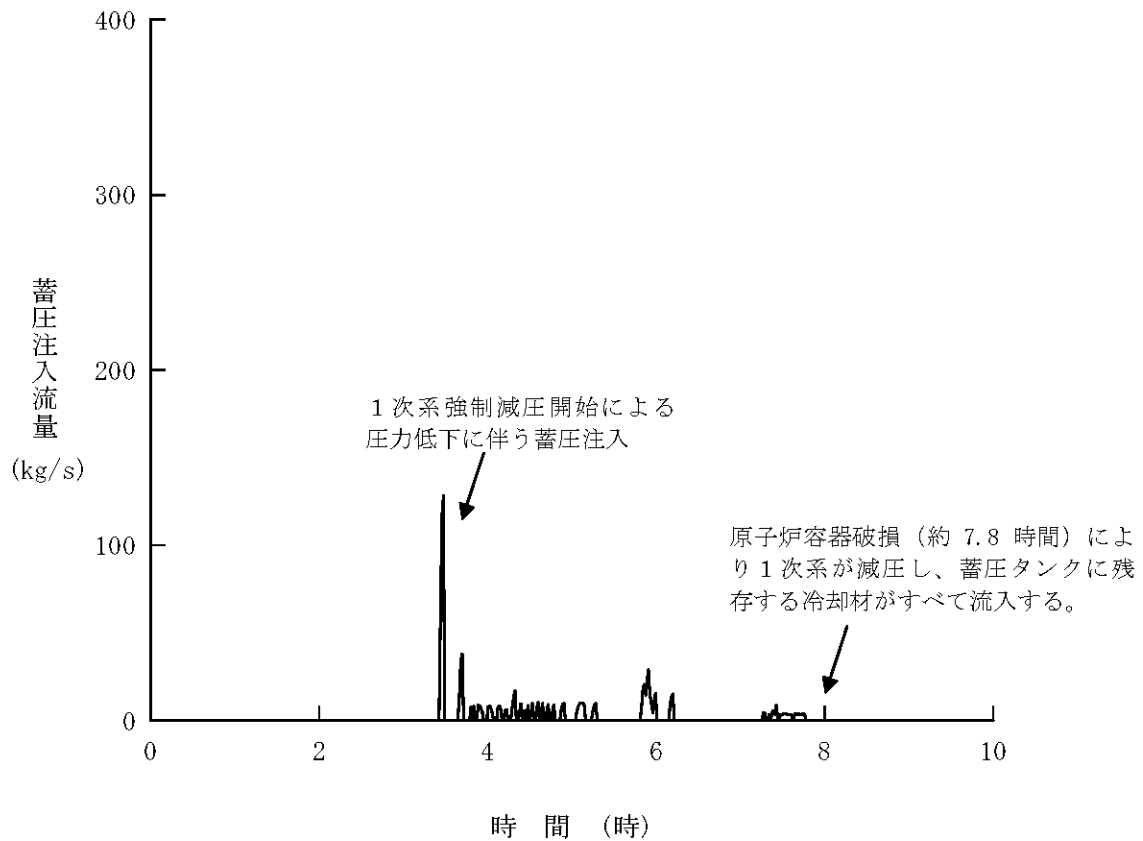


第7.2.1.2.14図 原子炉格納容器内温度の推移
(加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認)

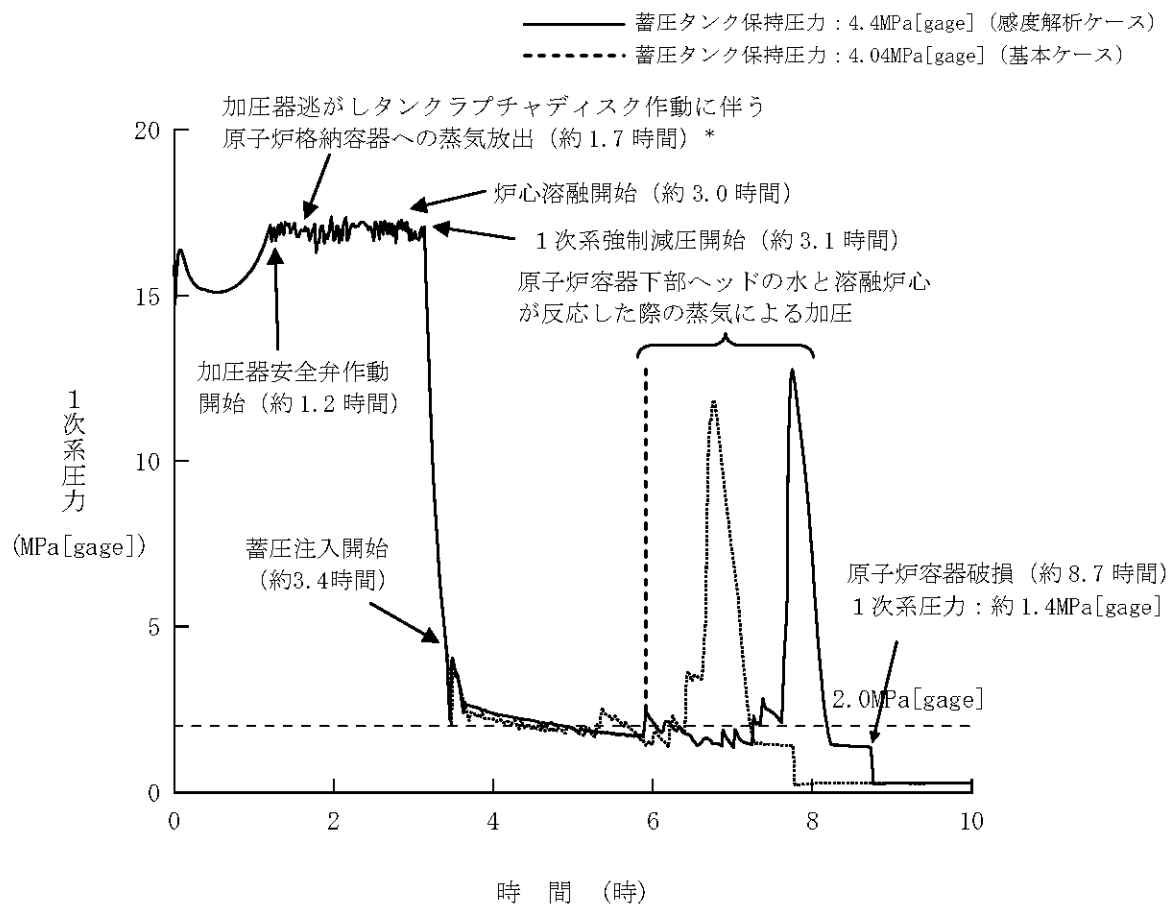
*：加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出



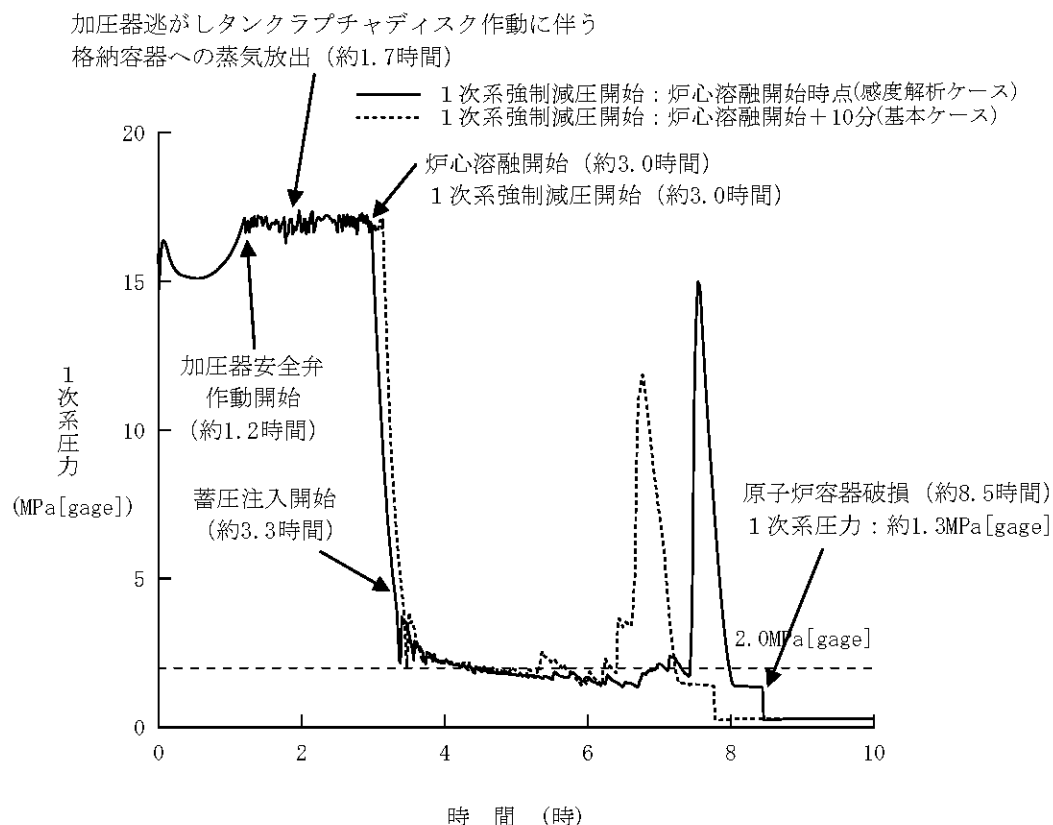
第 7.2.2.1 図 1 次系圧力の推移



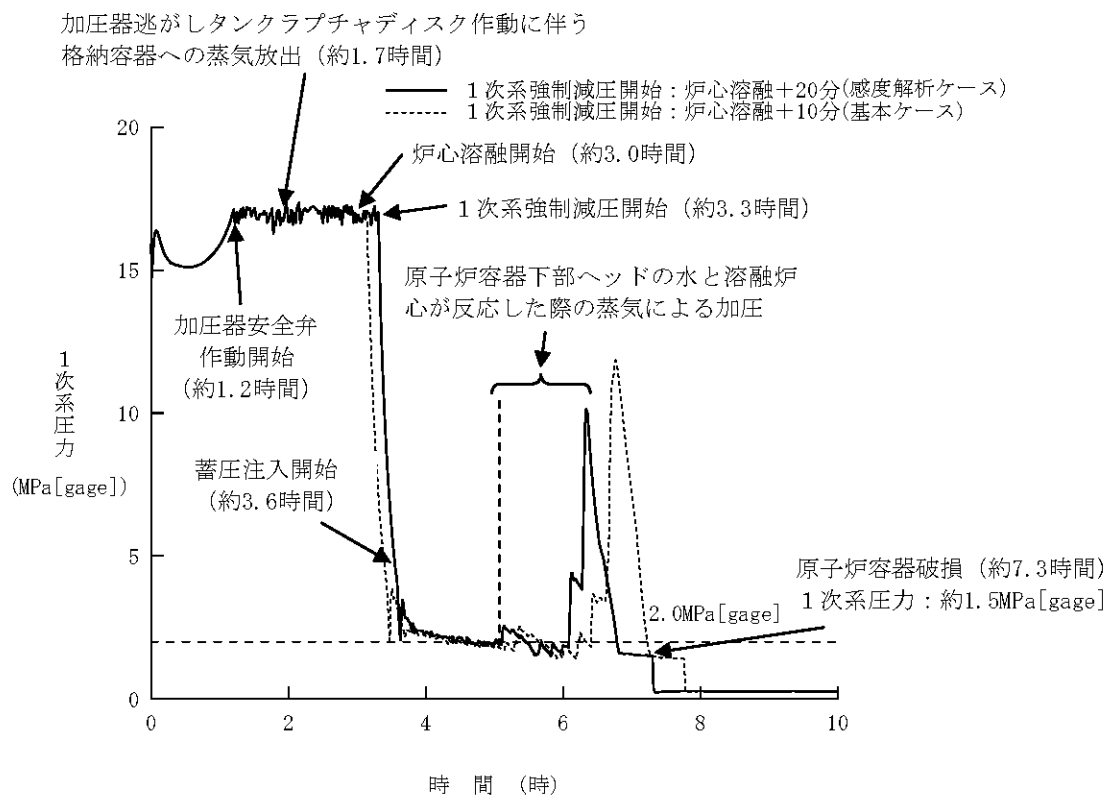
第 7.2.2.2 図 蓄圧注入流量の推移



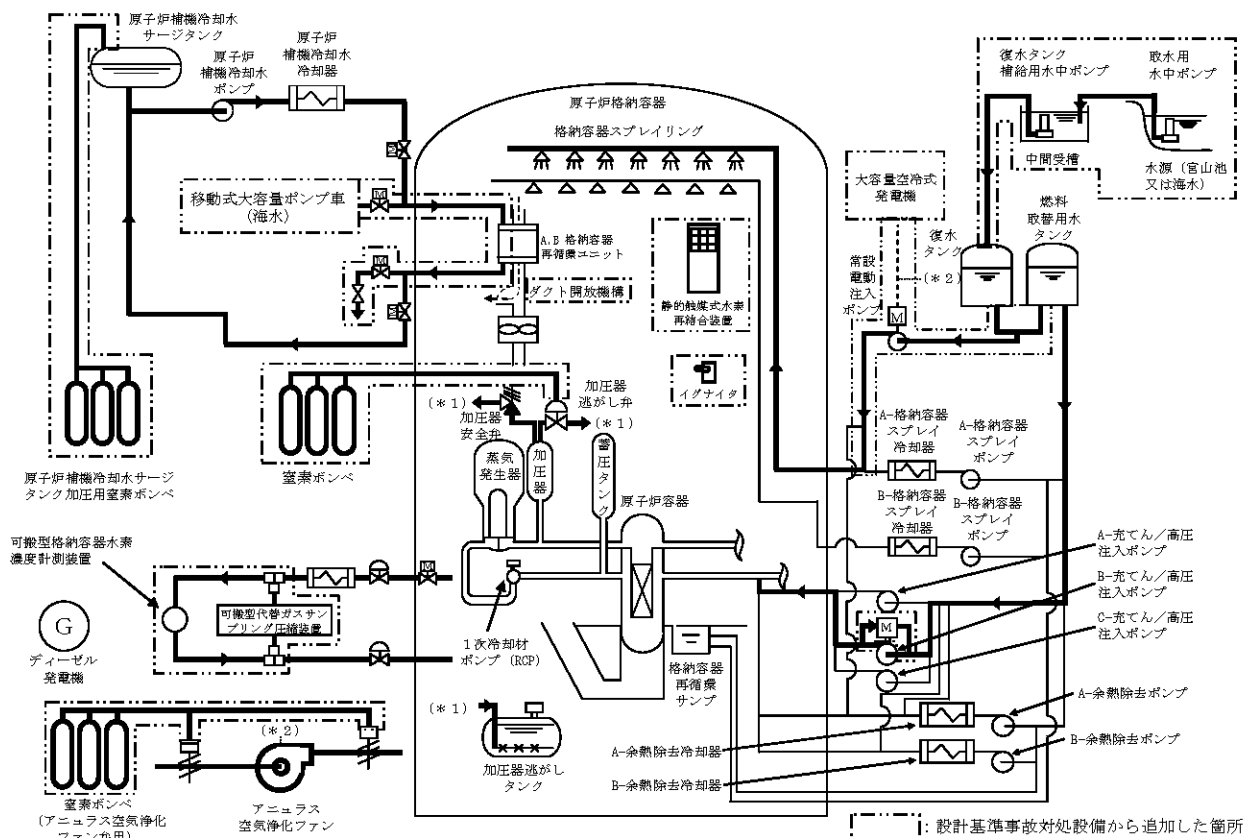
第 7.2.2.3 図 1 次系圧力の推移（蓄圧タンク保持圧力の影響確認）



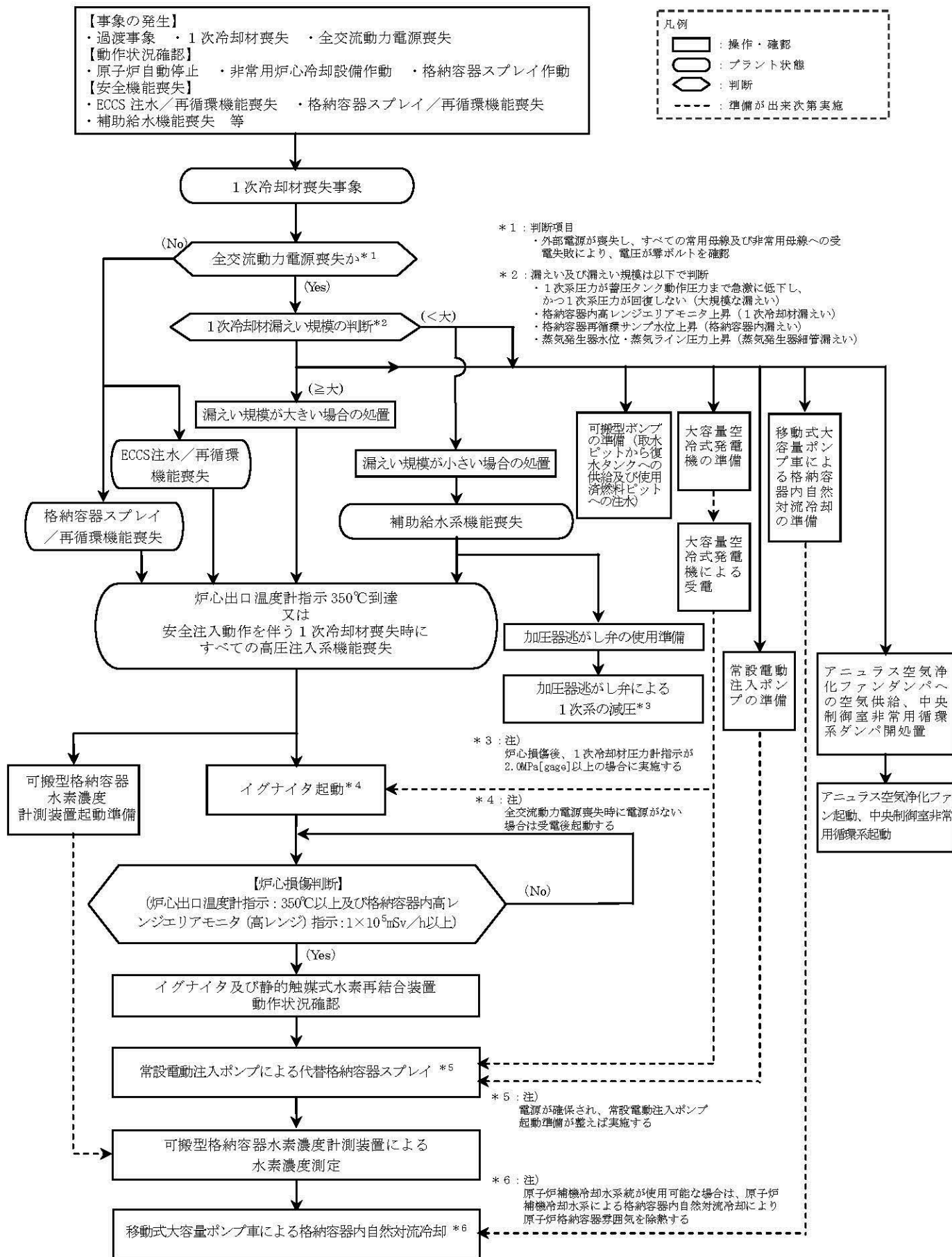
第7.2.2.4図 1次系圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)



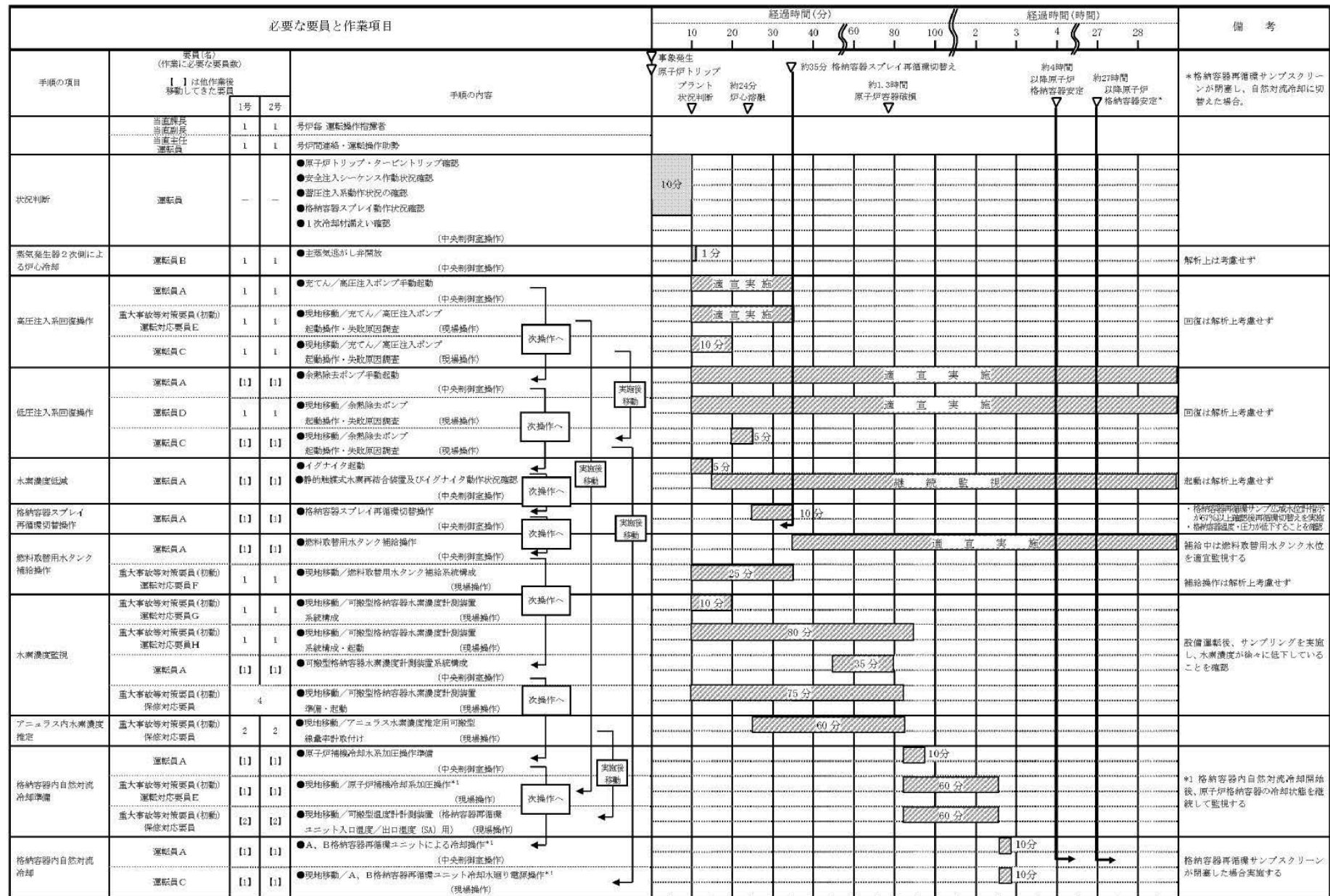
第7.2.2.5図 1次系圧力の推移 (加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)



第 7.2.4.1 図 水素燃焼モードでの重大事故等対策の概略系統図



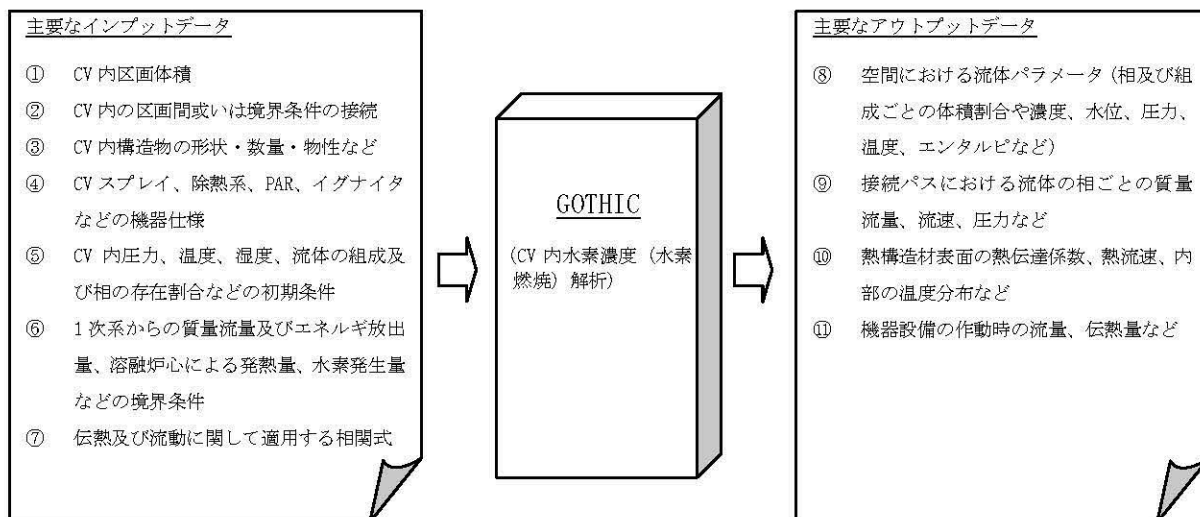
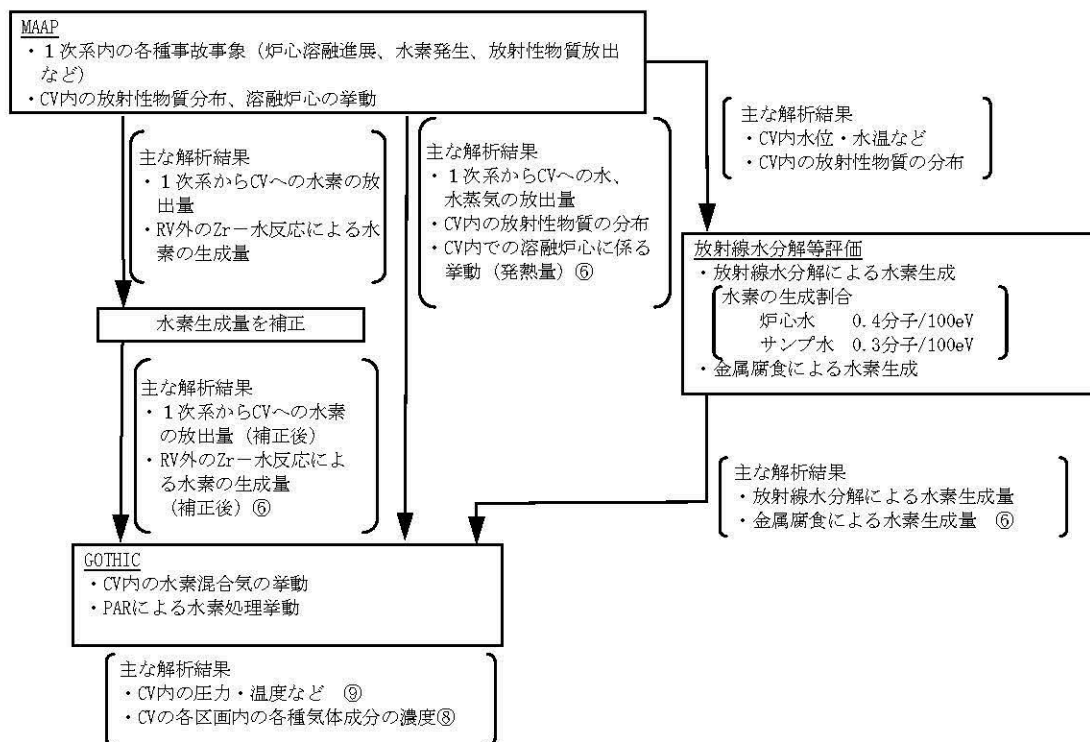
第 7.2.4.2 図 格納容器破損モードの対応手順の概要
(水素燃焼)



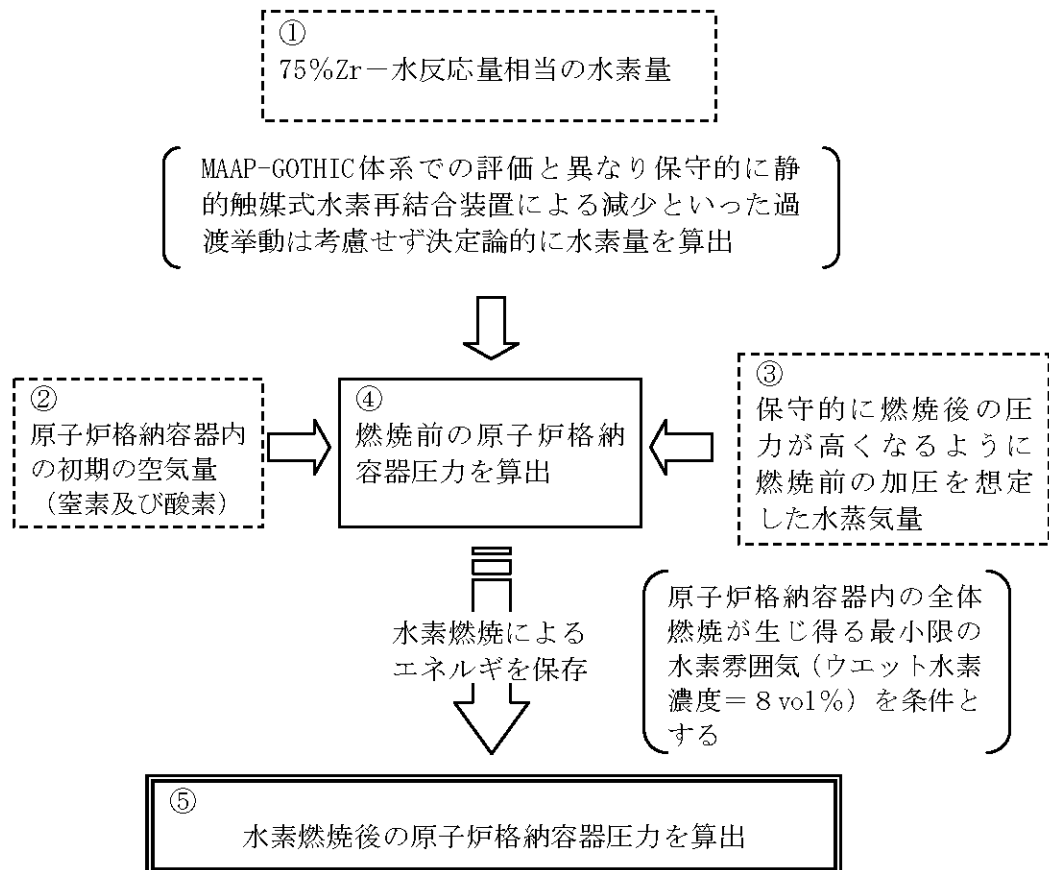
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している
 (一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

■ 全面マスク、ボケット線量計着用
 ■ 放射線防護具着用なし

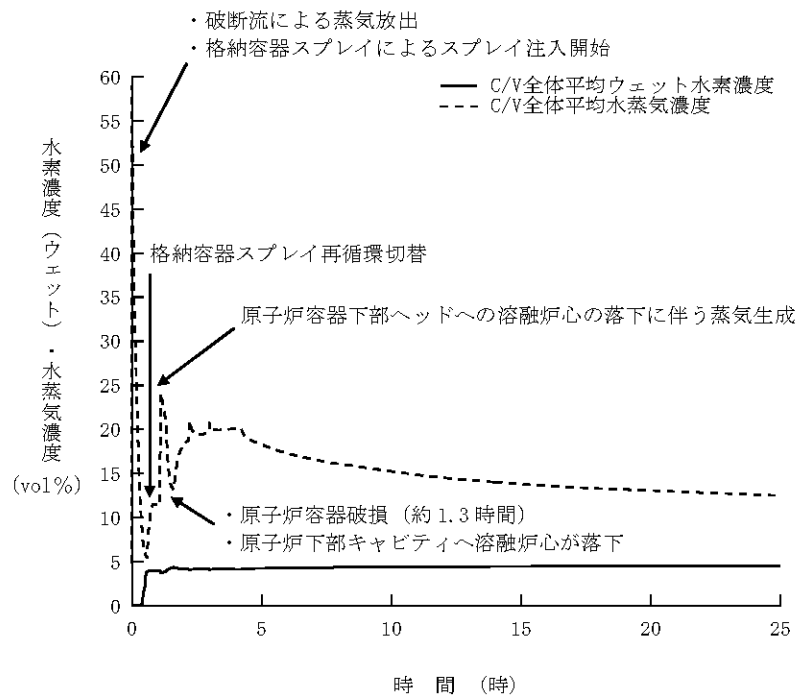
第7.2.4.3図 水素燃焼(大破断LOCA+ECCS注入失敗)における作業と所要時間



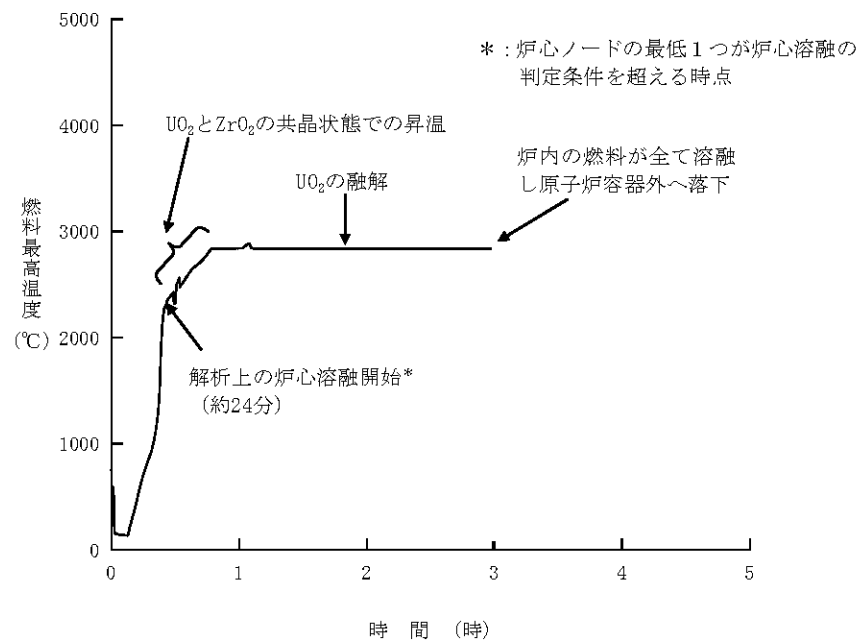
第 7. 2. 4. 4 図 水素濃度評価の概要



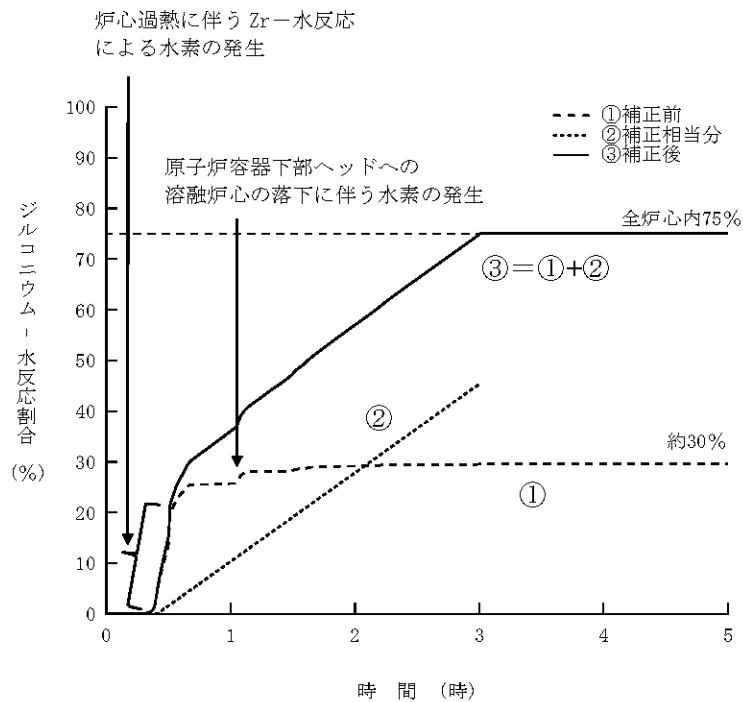
第 7. 2. 4. 5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ



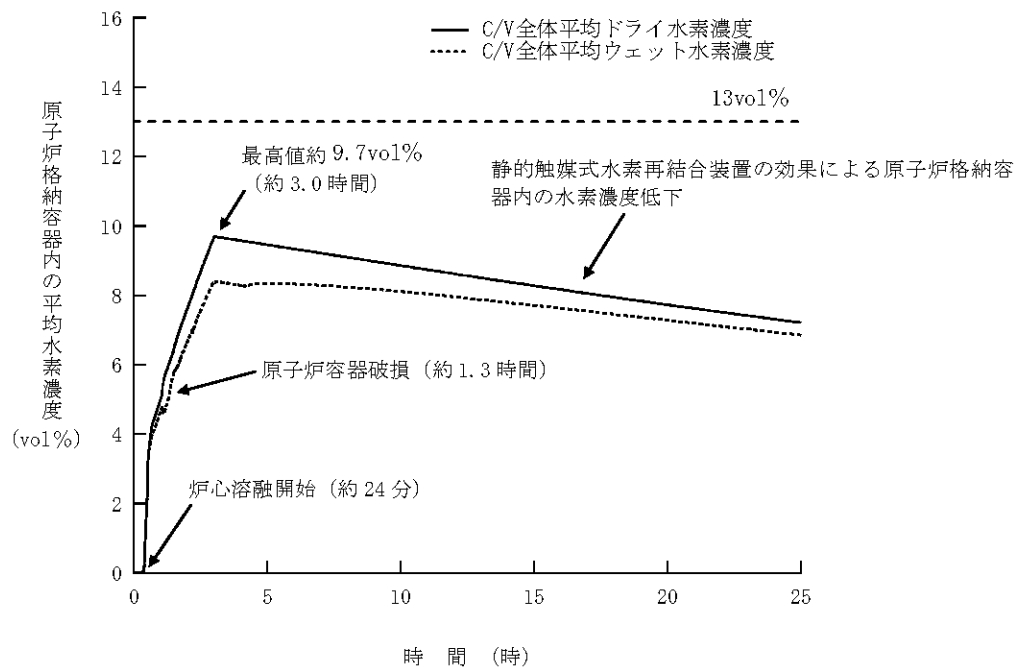
第 7. 2. 4. 7 図 原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移 (MAAP コード)



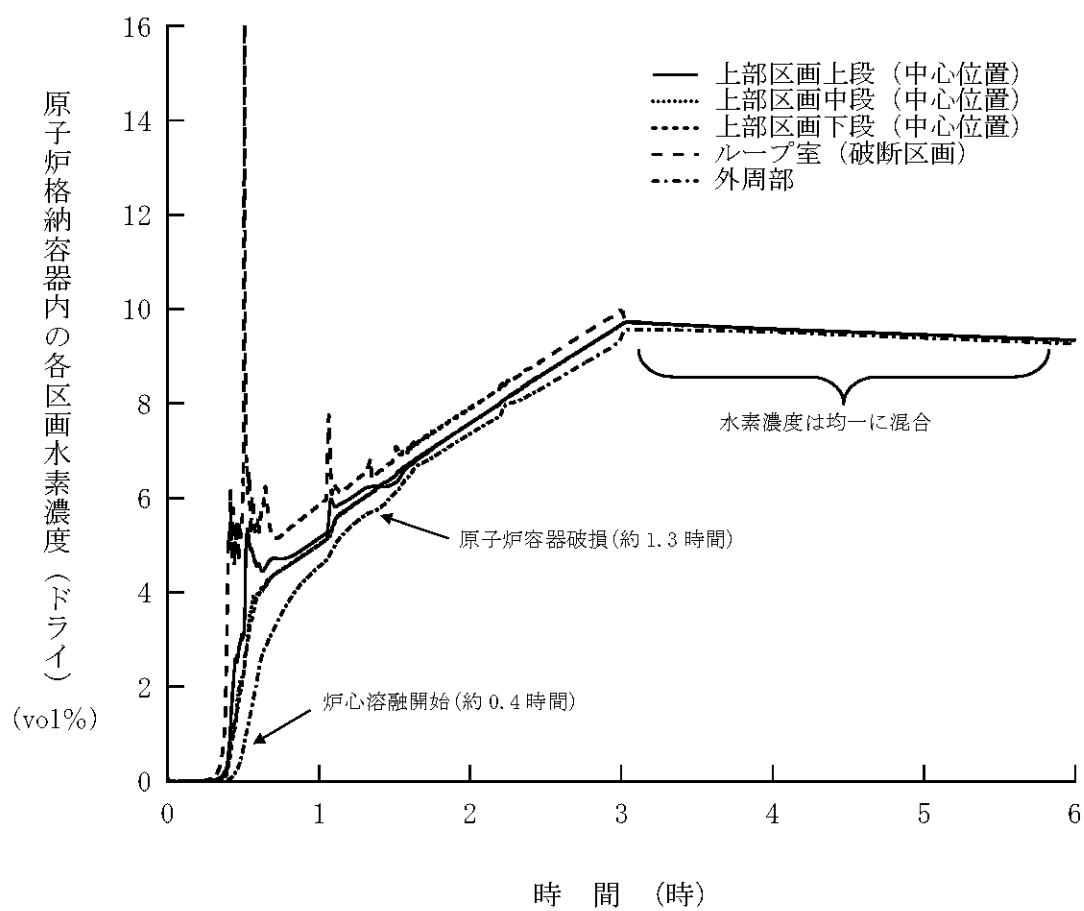
第 7. 2. 4. 8 図 燃料最高温度の推移



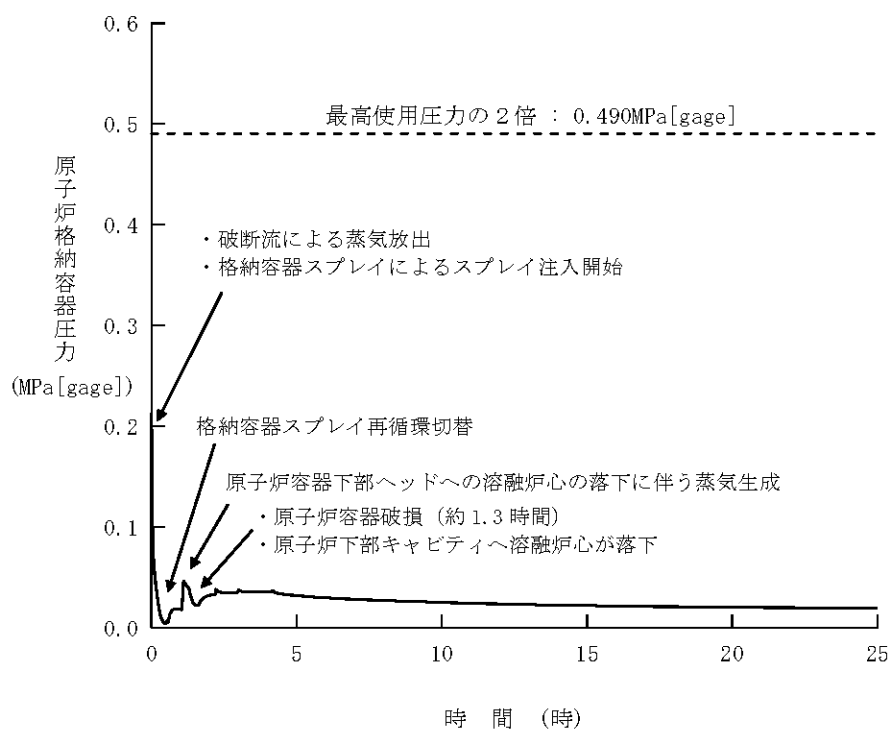
第 7. 2. 4. 9 図 ジルコニウム-水反応割合の推移



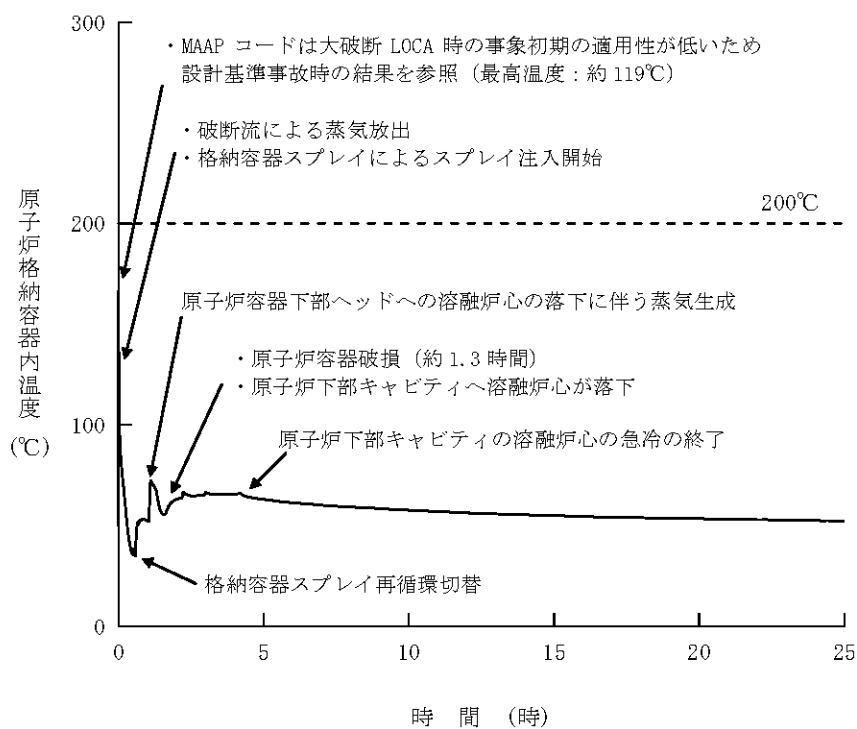
第 7. 2. 4. 10 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC コード)



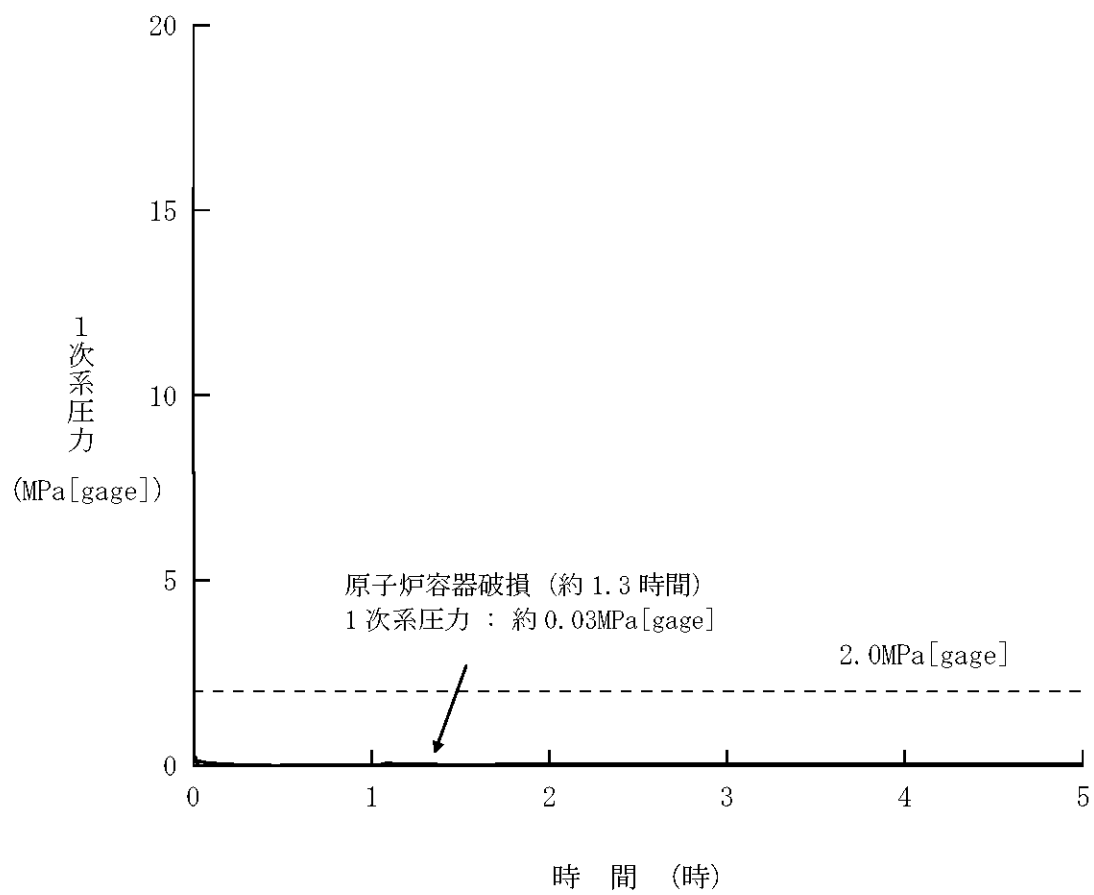
第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移
（GOTHIC コード）



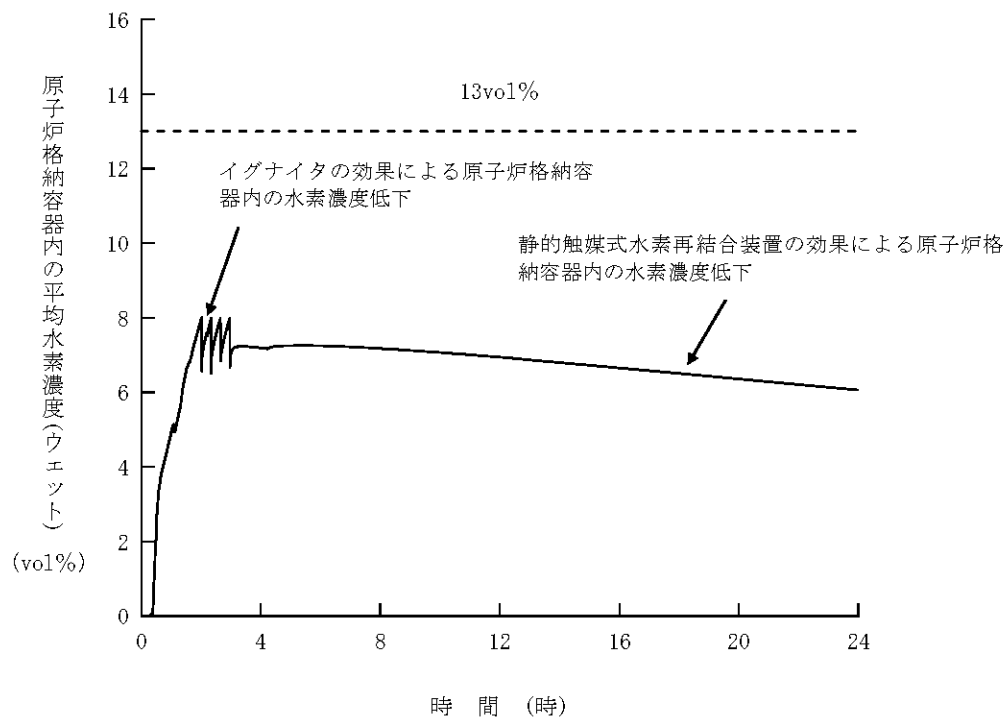
第 7.2.4.12 図 原子炉格納容器圧力の推移



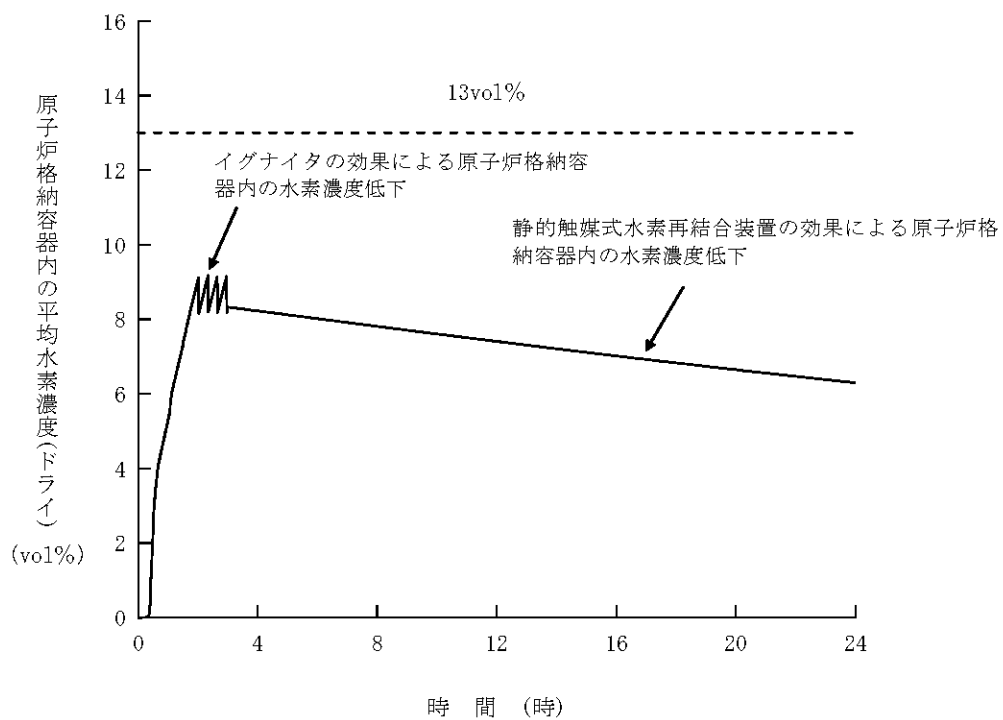
第 7.2.4.13 図 原子炉格納容器内温度の推移



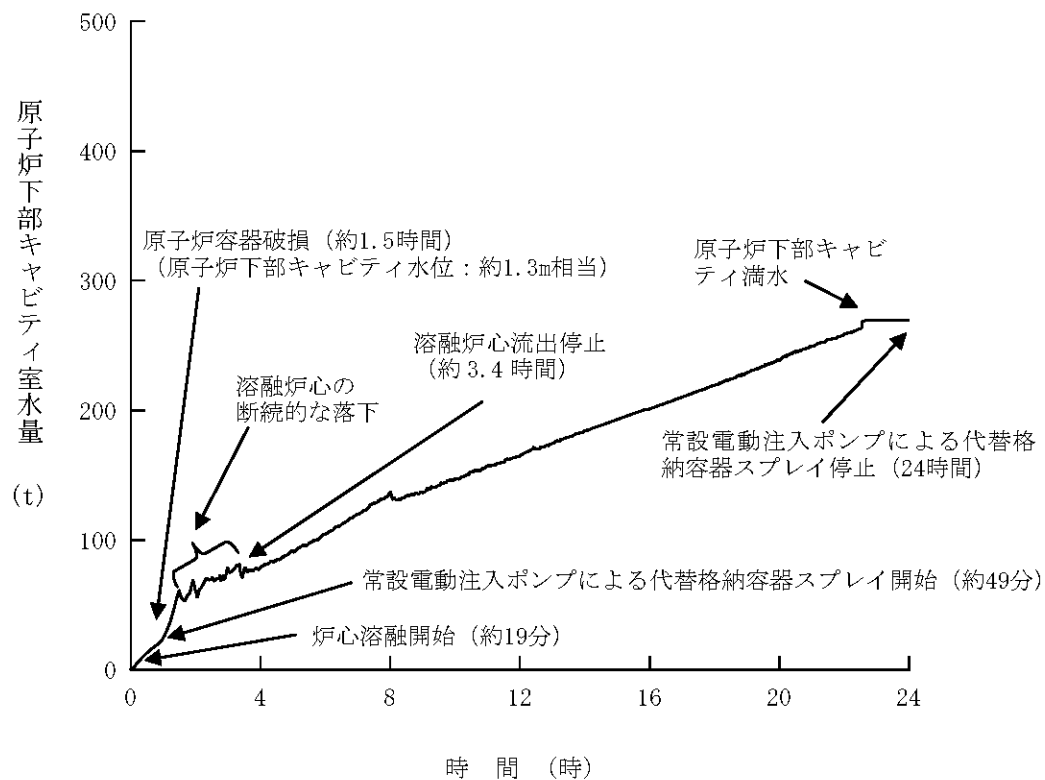
第 7.2.4.14 図 1 次系圧力の推移



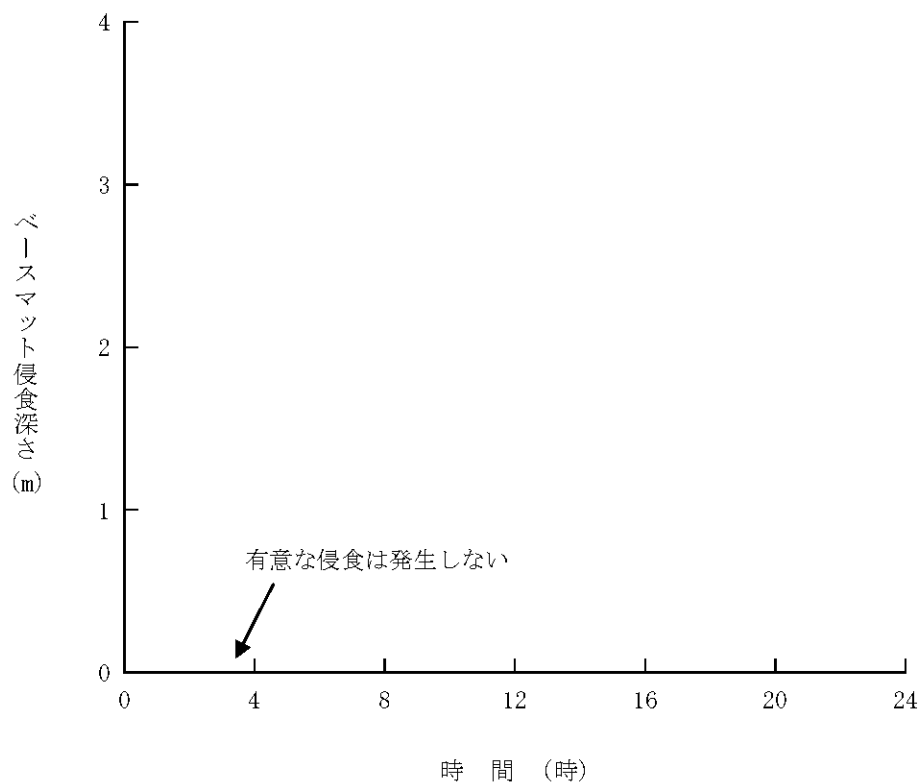
第 7.2.4.15 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移
（イグナイタの効果に期待する場合）



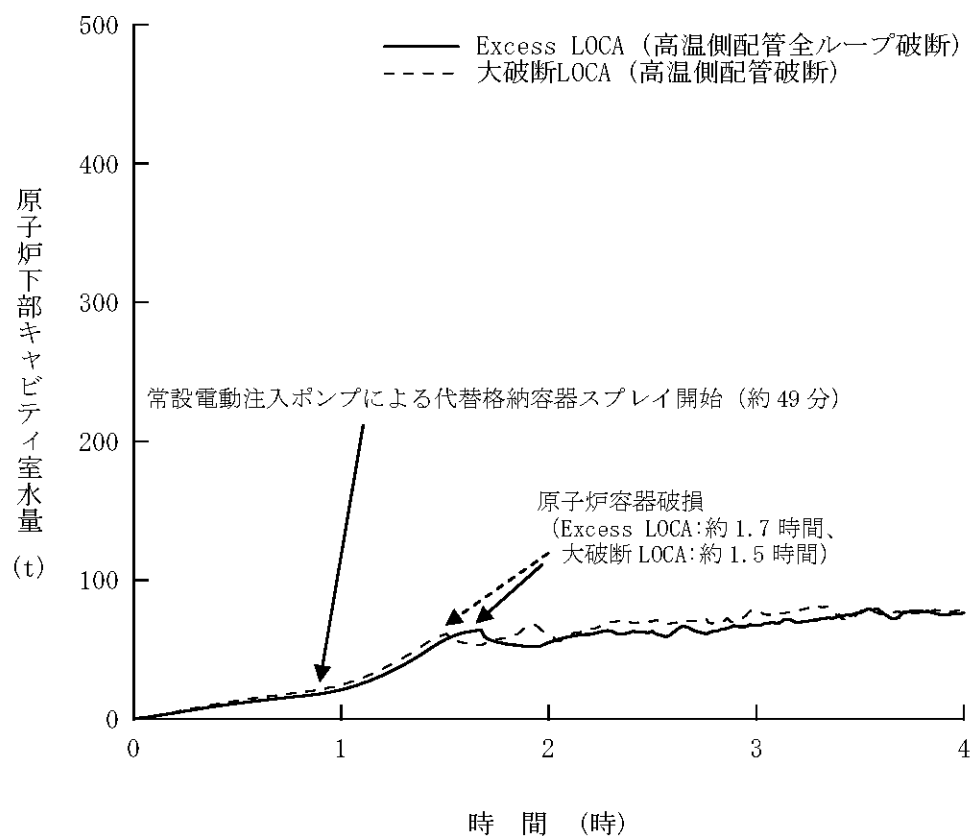
第 7.2.4.16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移
（イグナイタの効果に期待する場合）



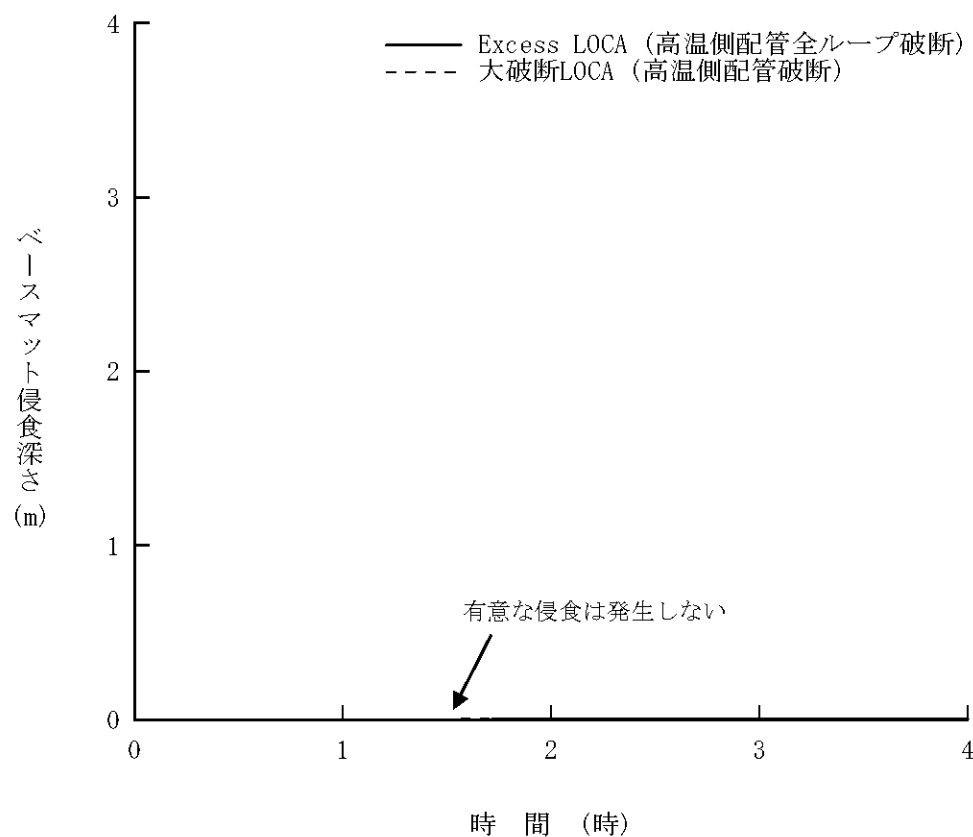
第7.2.5.1図 原子炉下部キャビティ室水量の推移



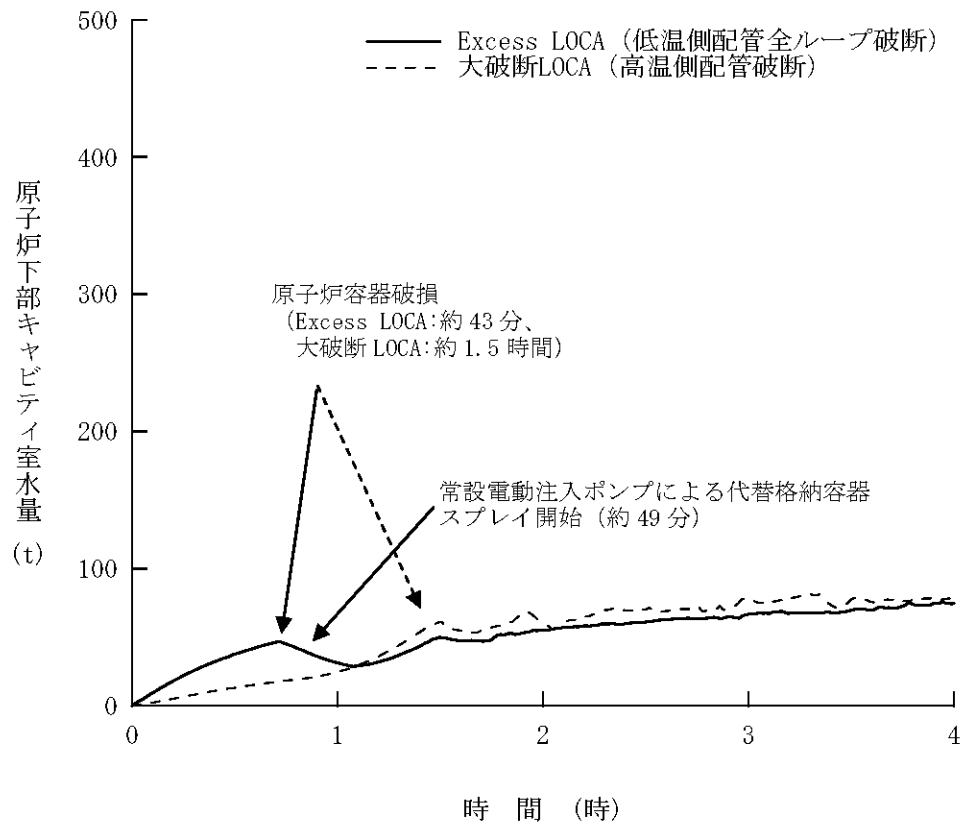
第7.2.5.2図 ベースマット侵食深さの推移



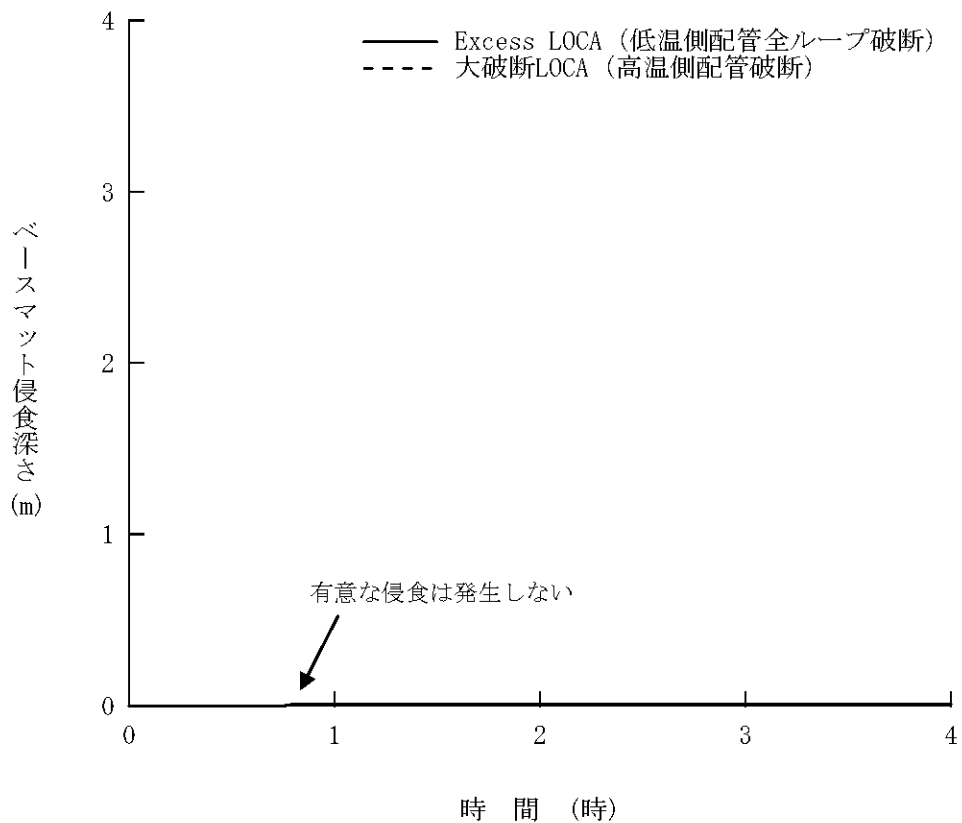
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



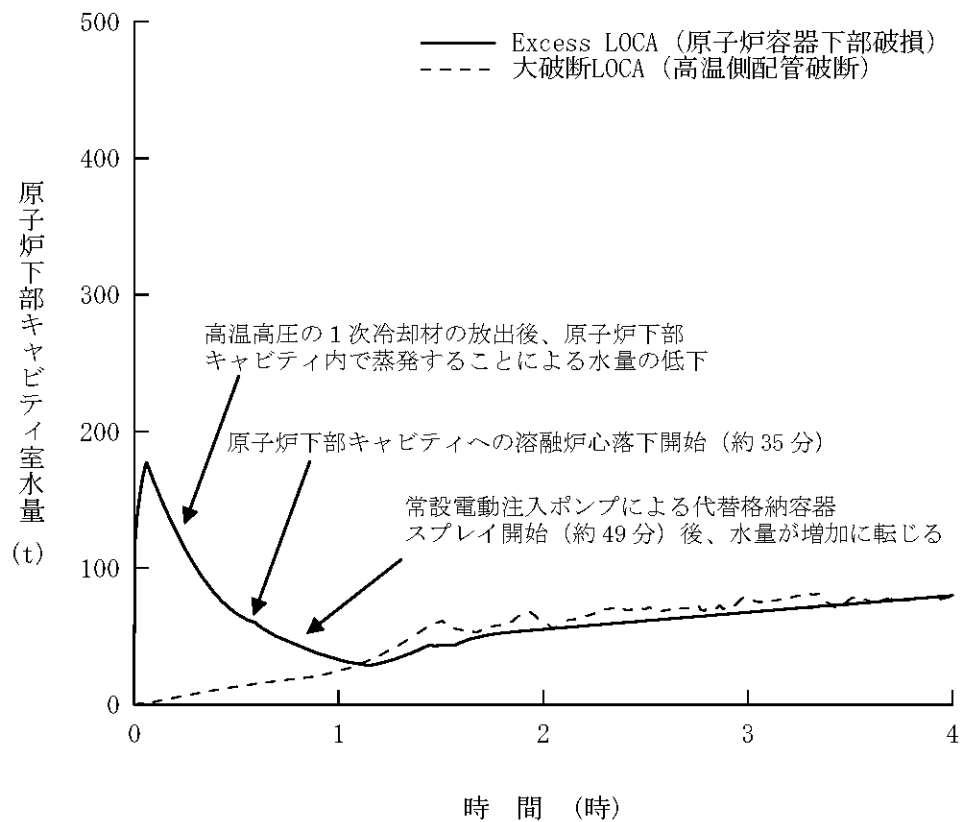
第 7.2.5.4 図 ベースマツト侵食深さの推移
(高温側配管全ループ破断時の影響確認)



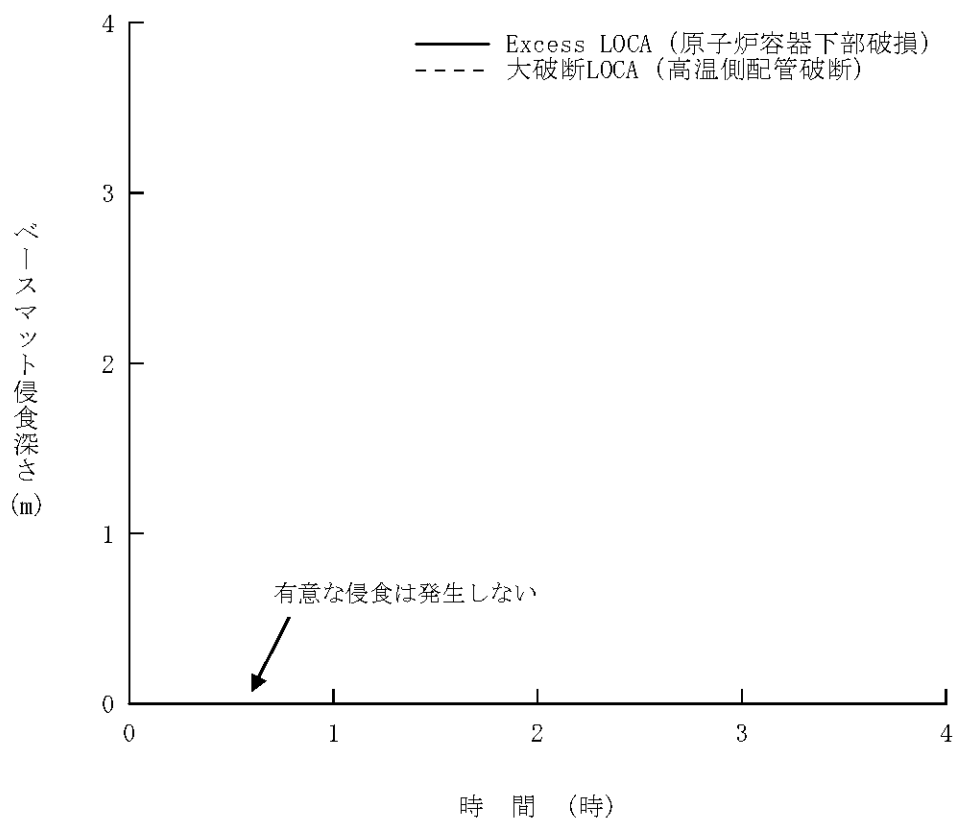
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



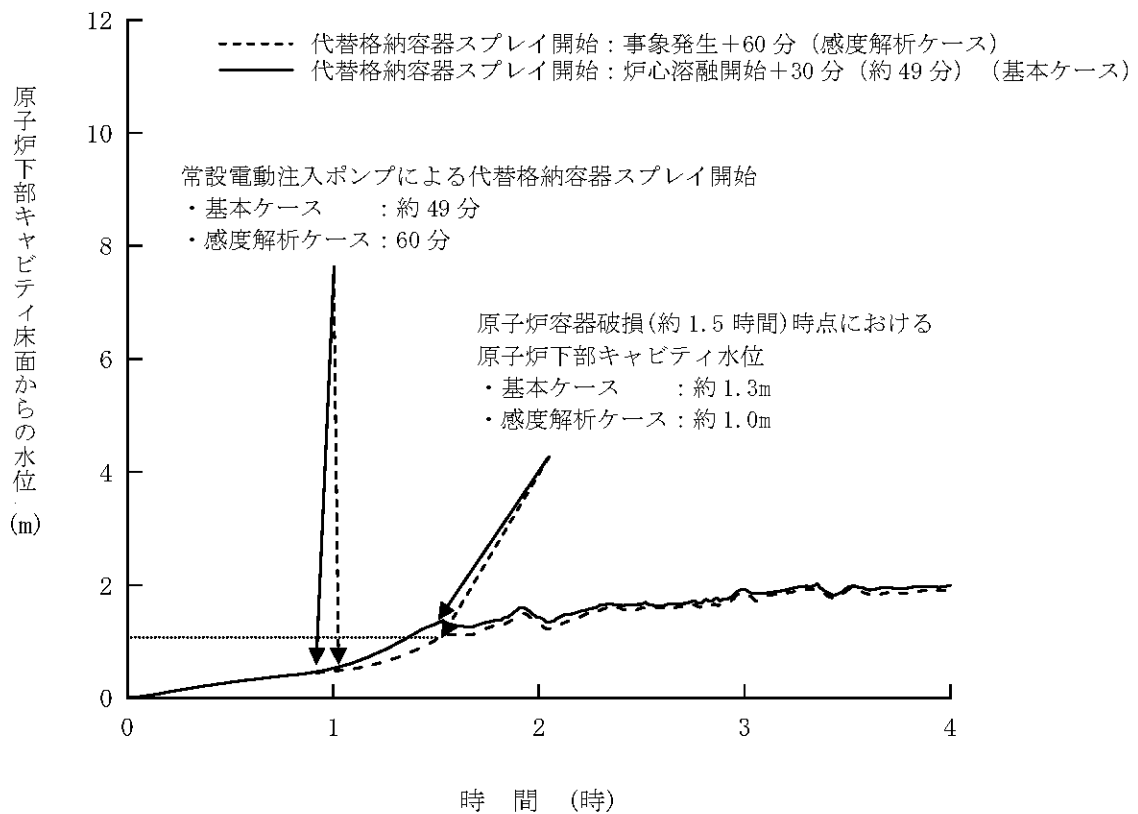
第 7.2.5.6 図 ベースマツト侵食深さの推移
(低温側配管全ループ破断時の影響確認)



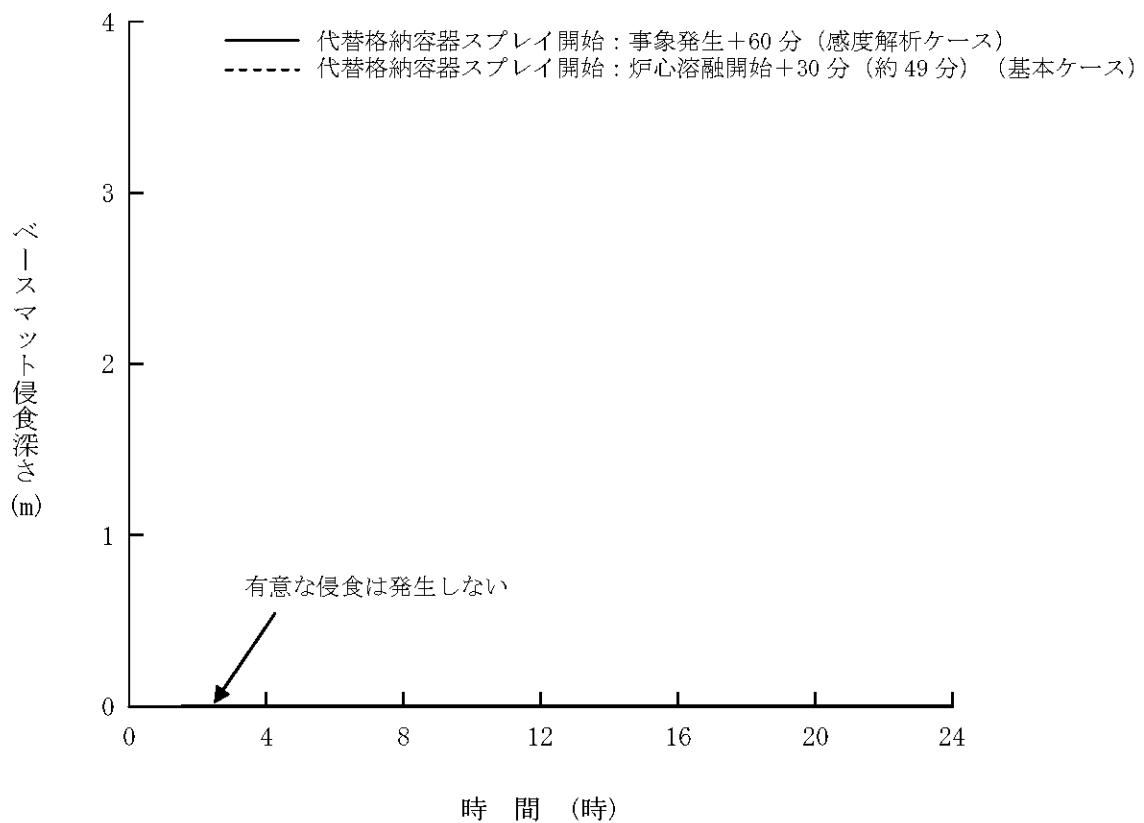
第 7.2.5.7 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



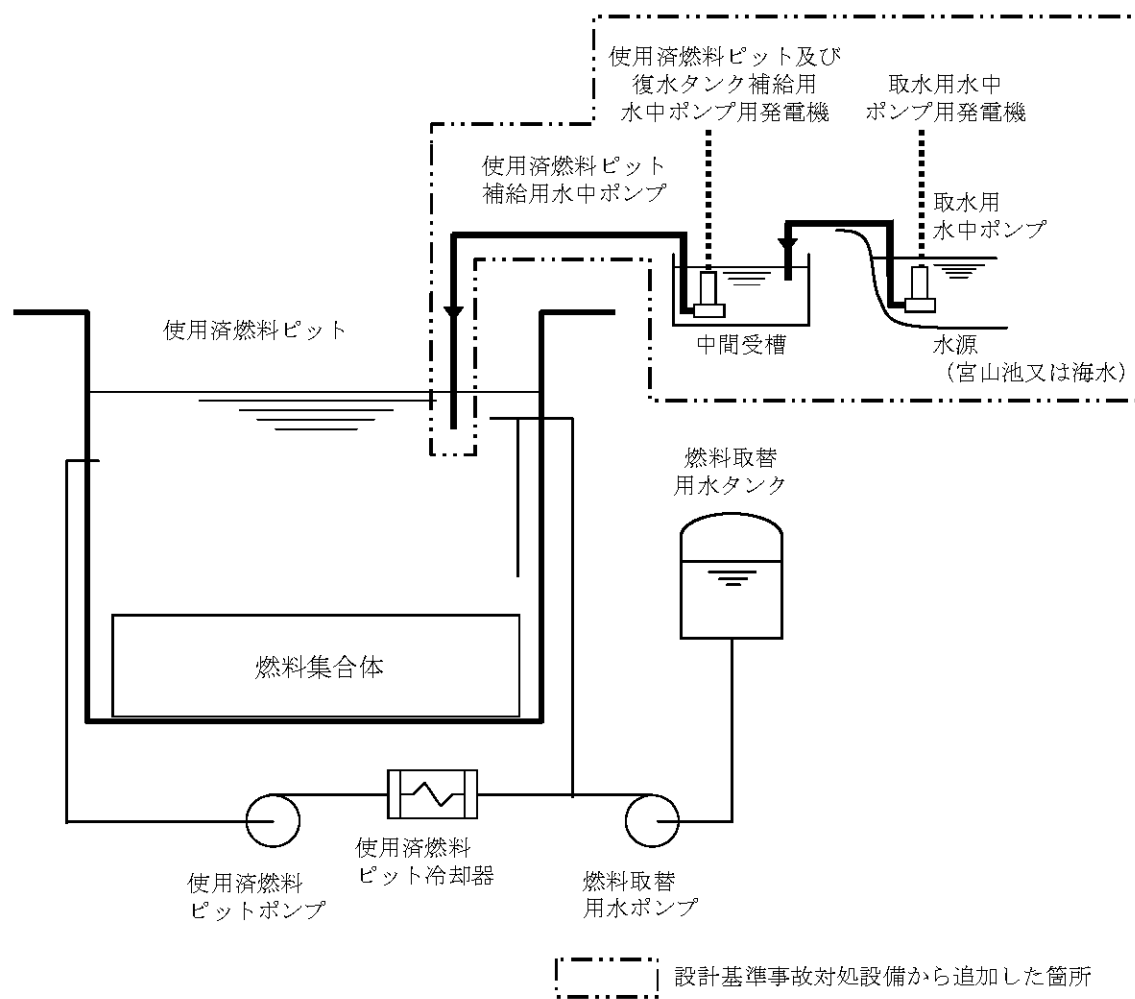
第 7.2.5.8 図 ベースマツト侵食深さの推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



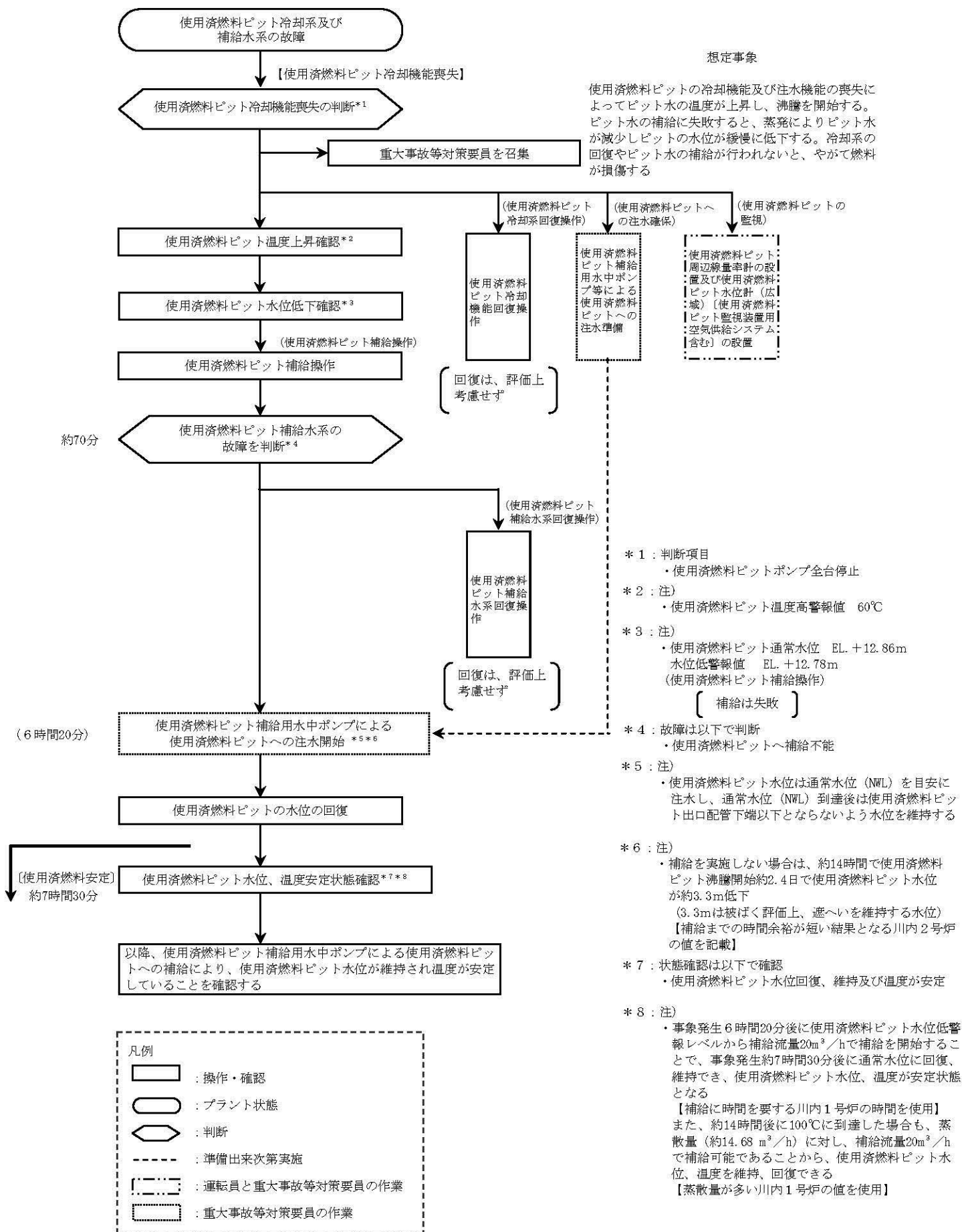
第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
 （代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



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



第7.3.1.1図 想定事故1の重大事故等対策の概略系統図



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

必要な要員と作業項目				経過時間(分)																経過時間(時間)				備 考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容																					
		1号	2号																						
					約70分 ▽補給水系の故障を判断																約14時間 洗滌開始 (補給操作なしの場合) 6時間20分 補給用水中ポンプ による注水開始 約7時間30分 以降使用済燃料安定				補給操作なしの場合、約2.4日で使用 済燃料ピット水位が約3.3m低下
					▽事象発生 ▽プラント状況判断																				
	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	—	—	●使用済燃料ピット冷却系故障確認 (中央制御室確認)	10分																				使用済燃料ピットへ注水開始後は、 水位が維持されていることを確認
使用済燃料ピット 冷却系回復操作	運転員A	1	1	●使用済燃料ピット温度、水位の監視 ●使用済燃料ピット冷却系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)																					回復は、評価上考慮せず
	運転員C、D	2	2	●現地移動/使用済燃料ピット冷却系回復操作 (現場操作)																					
使用済燃料ピット 補給操作	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	1	1	●現地移動/2次系純水からの補給 ●現地移動/燃料取替用水タンクからの補給 (現場操作)	適宜実施																適宜実施				補給は、評価上考慮せず
使用済燃料ピット 補給水系回復操作	運転員A	[1]	[1]	●使用済燃料ピット補給水系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)																	適宜実施				回復は、評価上考慮せず
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	[1]	[1]	●2次系純水からの補給水回復操作・失敗原因調査 ●燃料取替用水タンクからの補給水回復操作・失敗原因調査 (現場操作)																	適宜実施				
使用済燃料ピット の監視	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員F	1	1	●使用済燃料ピット周辺線量率計用電源操作 (現場操作)	10分																				
	重大事故等対策要員 (初動)係修対応要員	2	2	●使用済燃料ピット周辺線量率計設置 ●使用済燃料ピット水位計(広域)等設置 (現場操作)	30分											20分									

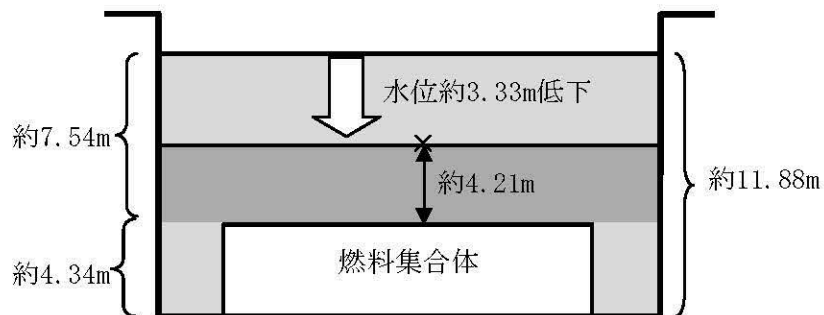
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 7.3.1.3 図 想定事故 1 (使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障) の作業と所要時間 (1/2)

必要な要員と作業項目				経過時間(時間)																備 考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容																		備 考
		1号	2号																	
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員 8名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員 12名	8+12	●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間																補給操作なしの場合、約2.4 日で使用済燃料ピット水位が 約3.3m低下 アクセスルート復旧を考慮す ると、1時間14分増加となる が、使用済燃料ピット水位が 約3.3m低下する約2.4日まで に対応可能である
		[6]	[5]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	30分 (水中ポンプ用発電機設置)															
					4時間 (ポンプ、ホース等設置)															
		[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油				20分 (中間受槽へ水張り)												
					起動、監視、給油															
					約6.6時間ごとに給油															
使用済燃料ピットの監視		[6]	[5]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置	1時間 (中間受槽設置)															
					30分 (水中ポンプ用発電機設置)															
					2時間 (ポンプ、ホース等設置)															
		[1]	[1]	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への給油																
					⇒SFRへの注水可能(6時間20分)															
					起動、監視、給油															
					約6.6時間ごとに給油															
		[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの運搬・設置、運転監視、給油	80分															
					起動、監視、給油															

・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

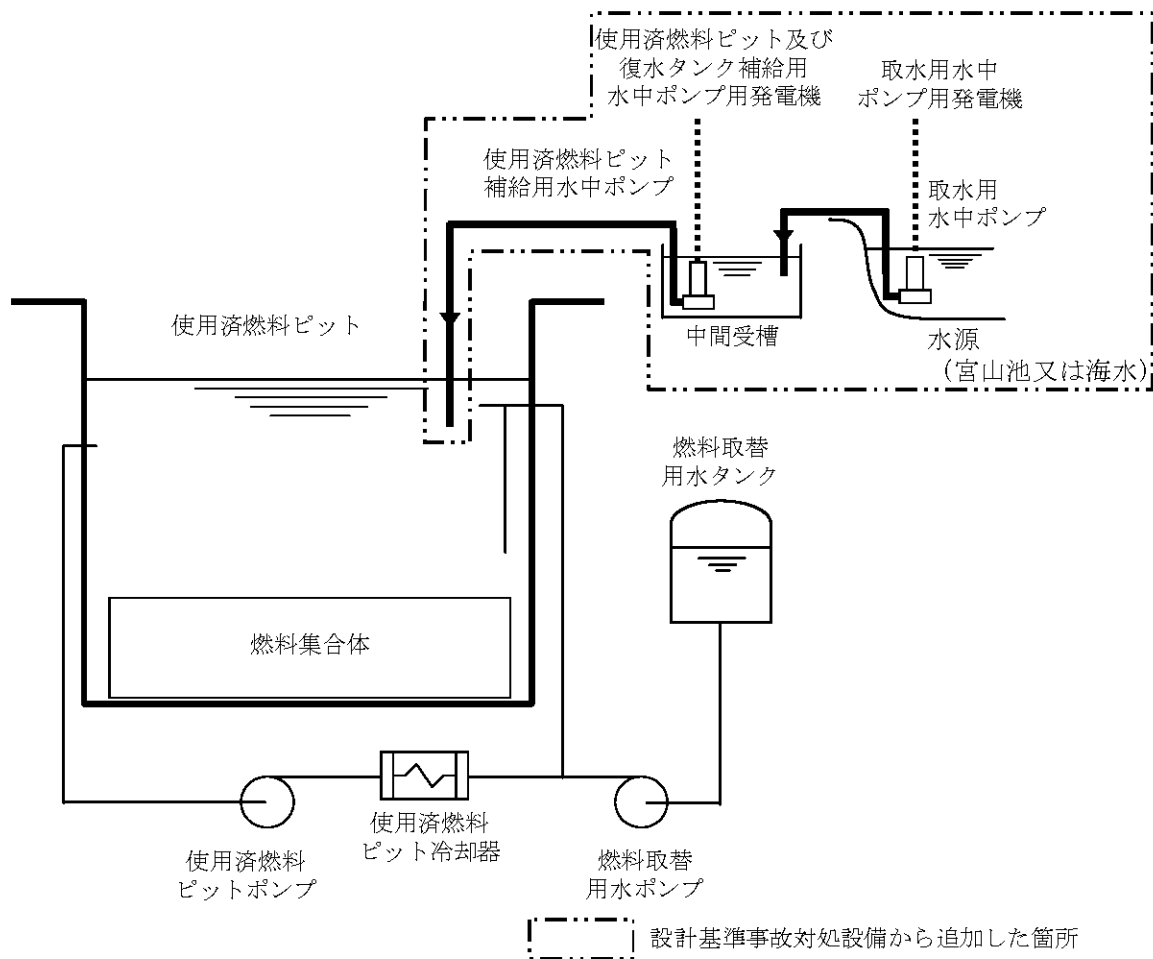
第 7.3.1.3 図 想定事故 1 (使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障) の作業と所要時間 (2/2)



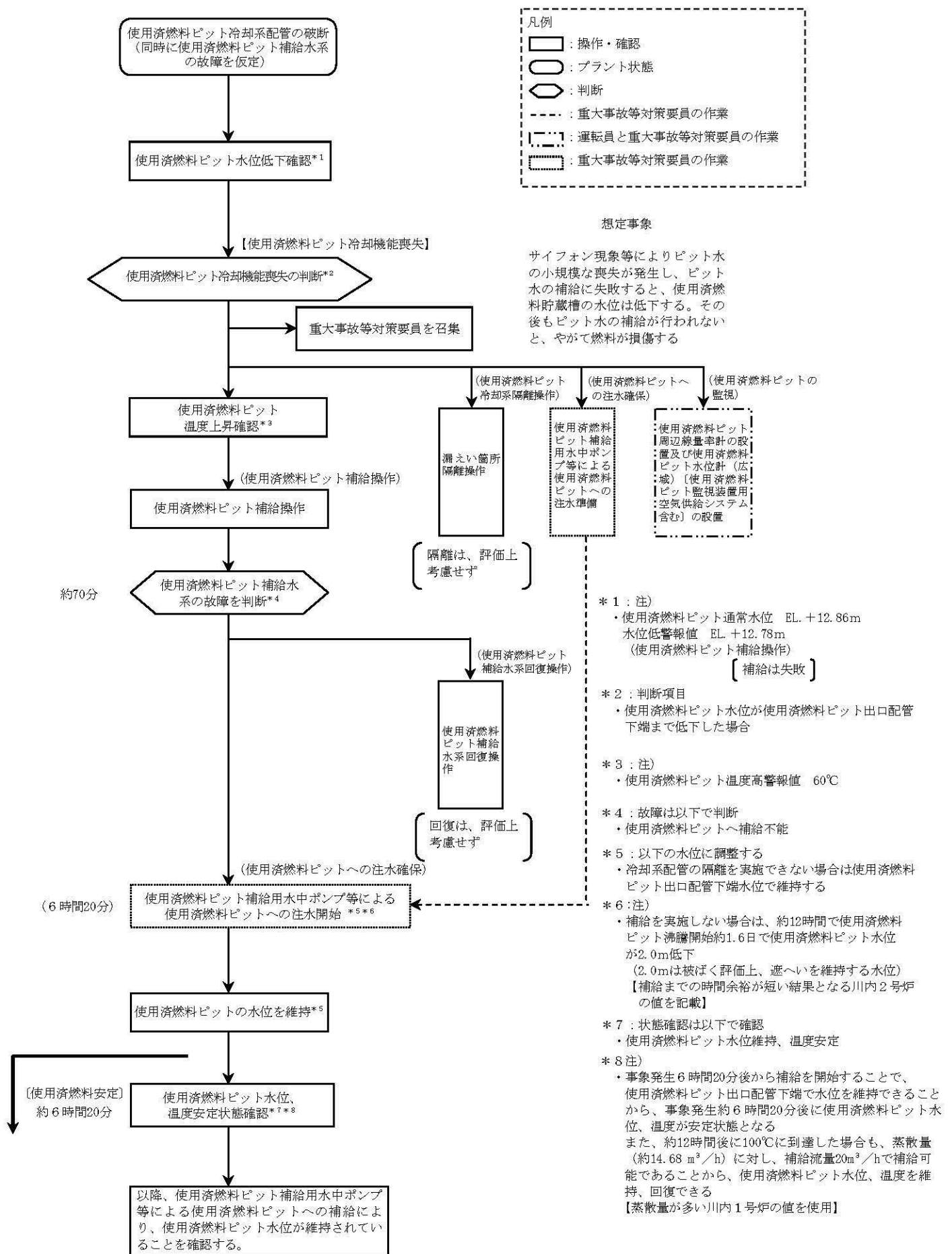
使用済燃料ピット水位概略図

	評 価 結 果
① 3.3m分の評価水量 (m ³)	—
Aピット	約308.5m ³
Bピット	約308.5m ³
計	約617m ³
② 崩壊熱による保有蒸散量	約14.14m ³ /h
③ 3.3m水位低下時間 (①/②)	約1.8日間
④ 水温100℃までの時間	約14時間
合計 (③+④)	約2.4日間

第 7.3.1.4 図 使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



第 7.3.2.1 図 想定事故 2 の重大事故等対策の概略系統図



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

必要な要員と作業項目				経過時間(分)																経過時間(時間)				備考
				20	40	60	80	100	120	140	160	6	12	18	24									
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容	▽ 事象発生 約70分 補給水系の故障を判断 ▽ 約12時間 沸騰開始 (補給なしの場合) 6時間20分 補給用水中ポンプによる注水開始 ▽ 約6時間20分 以降使用済燃料安定 ▽グラント状況判断																補給操作なしの場合、 約1.6日で使用済燃料ピット 水位が約2.0m低下			
		1号	2号																					
	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	—	—	●使用済燃料ピット水位低下確認 (中央制御室確認)	10分																			
使用済燃料ピット 冷却系統隔離 操作	運転員A	1	1	●使用済燃料ピット温度、水位の監視 (中央制御室監視)	適宜監視																使用済燃料ピットへ注水開始後は、 水位が維持されていることを確認			
	運転員C、D	2	2	●使用済燃料ピット冷却系統の隔離 (現場操作)	適宜実施																	隔離は評価上考慮せず		
使用済燃料ピット 補給操作	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	1	1	●現地移動／燃料取替用水タンクからの補給	適宜実施																補給は評価上考慮せず			
				●現地移動／燃料取替用水補助タンクからの補給 (現場操作)	適宜実施																			
使用済燃料ピット 補給水系回復 操作	運転員A	[1]	[1]	●使用済燃料ピット補給水系回復操作・失敗原因調査 (中央制御室操作)	適宜実施																回復は評価上考慮せず			
	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員E	[1]	[1]	●燃料取替用水タンクからの補給水系回復操作・失敗原因調査	適宜実施																			
				●燃料取替用水補助タンクからの補給水系回復操作・失敗原因調査 (現場操作)	適宜実施																			
使用済燃料ピット の監視	重大事故等対策要員 (初動)運転対応要員F	1	1	●使用済燃料ピット周辺線量率計用電源操作 (現場操作)	10分																			
	重大事故等対策要員 (初動)係修対応要員	2	2	●使用済燃料ピット周辺線量率計設置 ●使用済燃料ピット水位計(広域)等設置 (現場操作)	30分				20分															
				60分																				

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

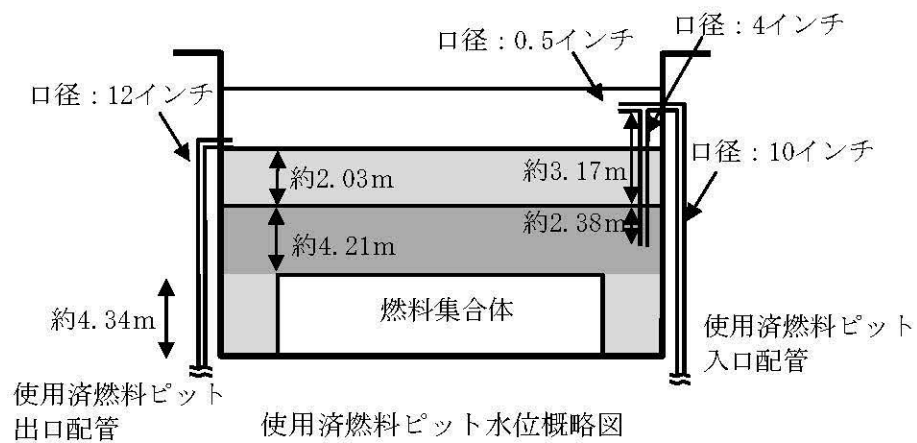
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

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

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)														備 考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の内容	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26		
			1号	2号													
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員 8名 + 重大事故等対策要員 (初動後) 係修対応要員 12名	8+12 ●水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	1時間														補給操作なしの場合、約1.6 日で使用済燃料ピット水位が 約2.0m低下

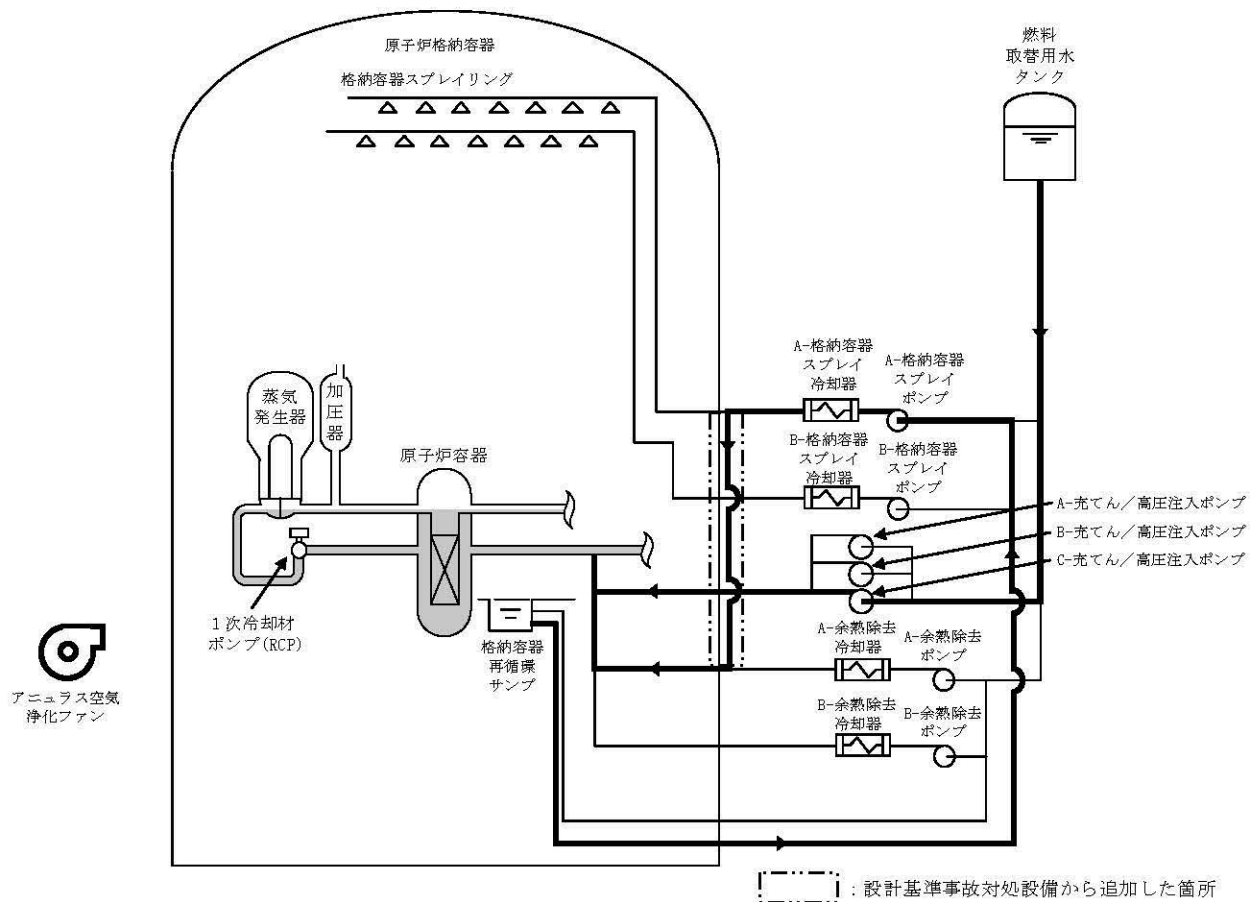
・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

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

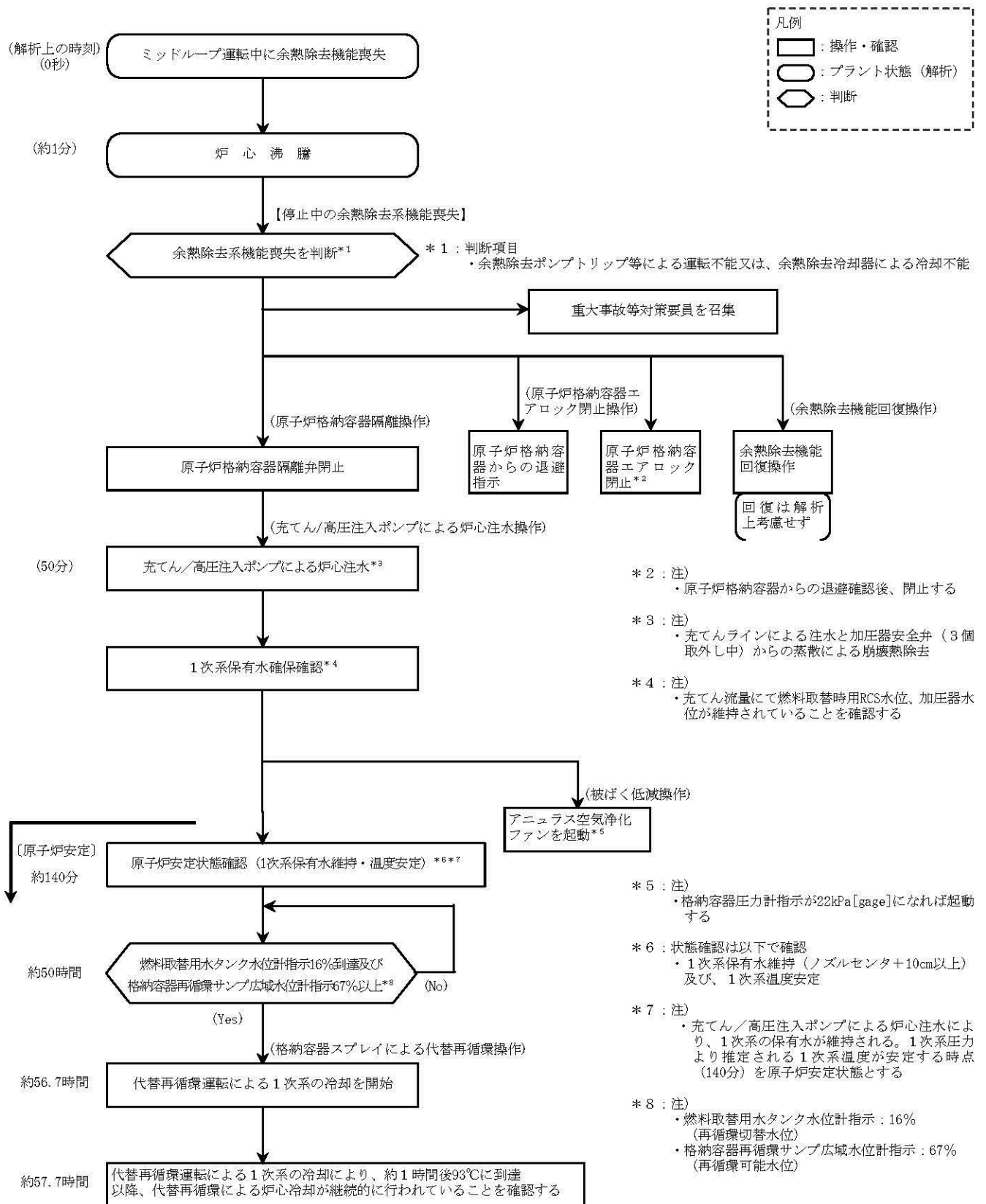


	評価結果
① 2.0m分の評価水量 (m ³)	—
Aピット	約187.0m ³
Bピット	約187.0m ³
計	約374m ³
② 崩壊熱による保有蒸散量	約14.14m ³ /h
③ 2.0m水位低下時間 (①/②)	約1.1日間
④ 水温100℃までの時間	約12時間
合計 (③+④)	約1.6日間

第7.3.2.4図 使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



第 7. 4. 1. 1 図 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時の重大事故等対策の概略系統図

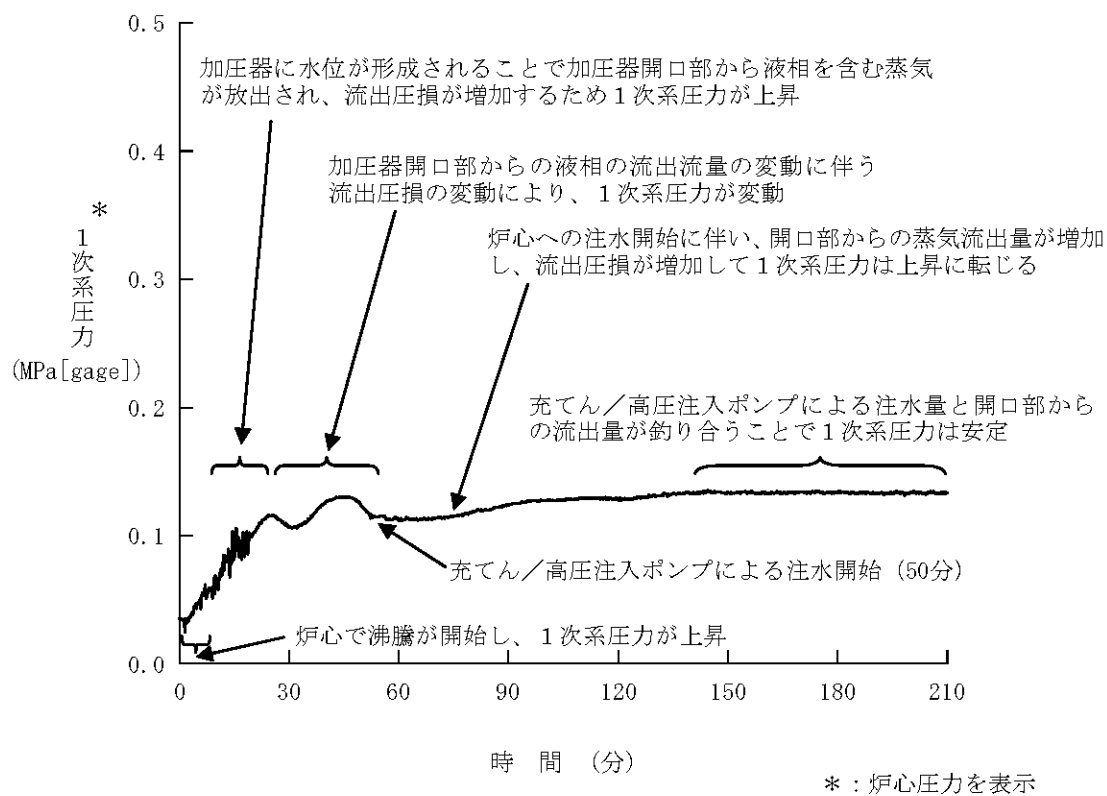


第7.4.1.2 図 事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

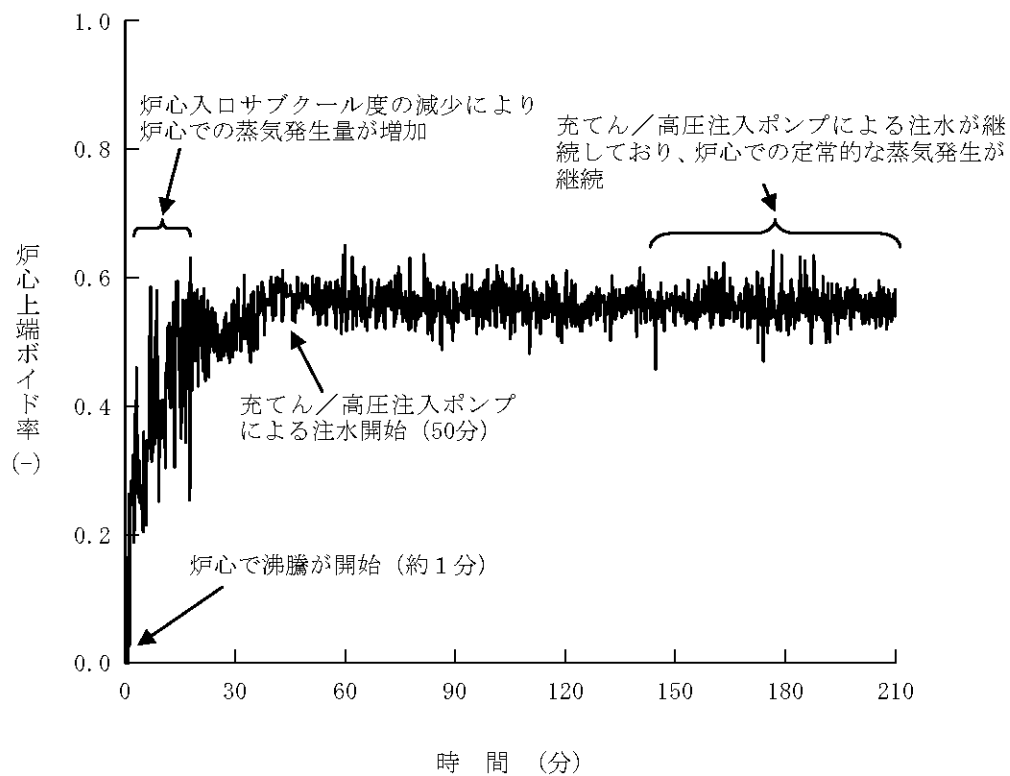
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																経過時間(時間)						備考
				10	20	30	40	50	60	100	120	140	160	40	50	60										
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容	▽ 事象発生																					
		1号	2号		▽ プラント状況判断																					
	当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者	50分経過までに充てん/高圧注入ポンプによる炉心への注水															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

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

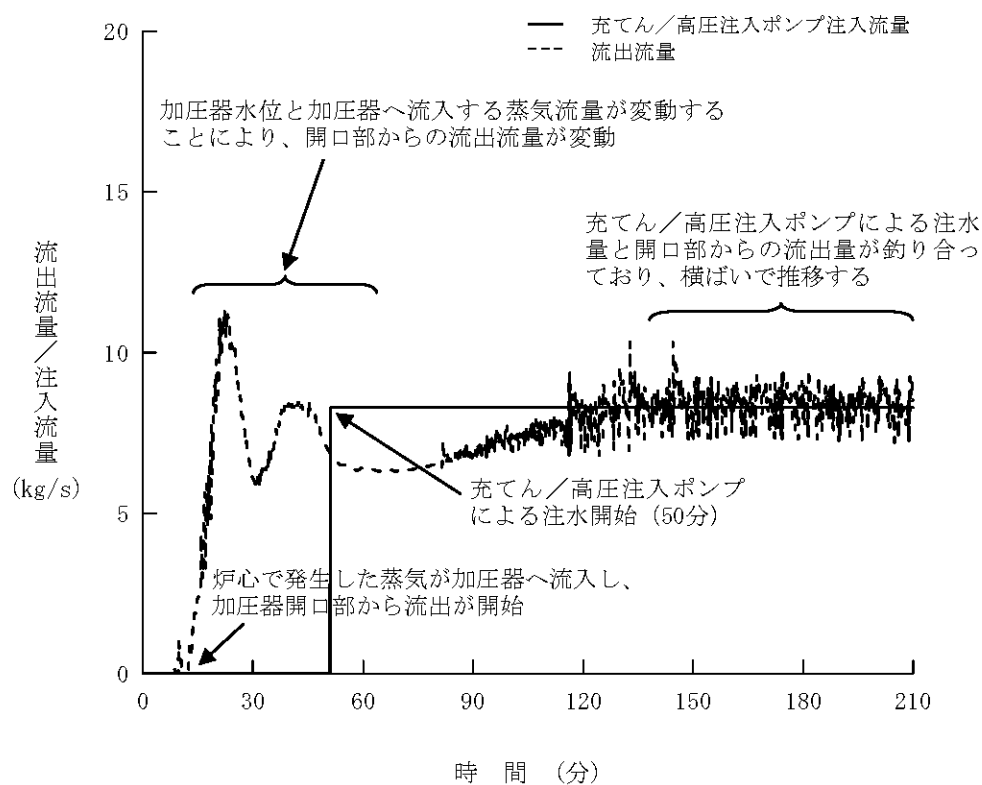
第7.4.1.3図 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時
 （燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）の作業と所要時間



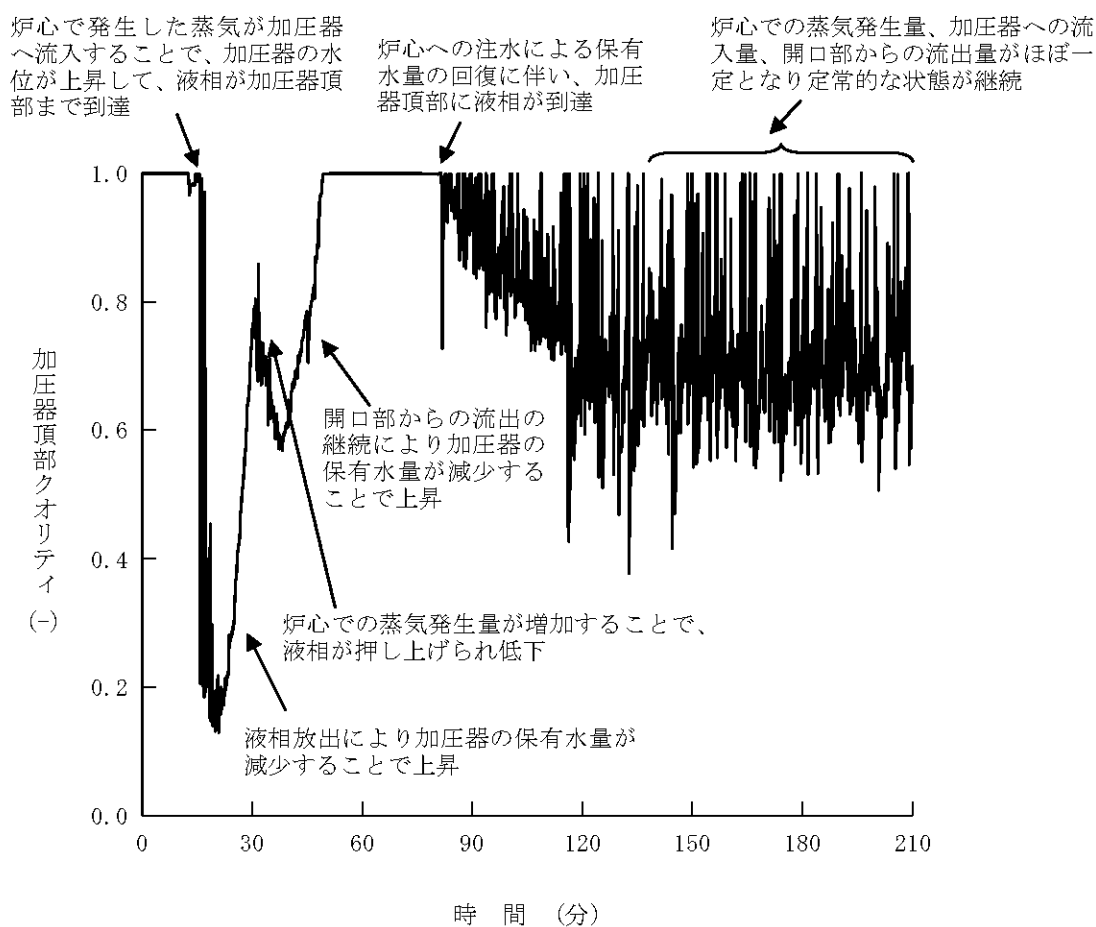
第 7. 4. 1. 4 図 1 次系圧力の推移



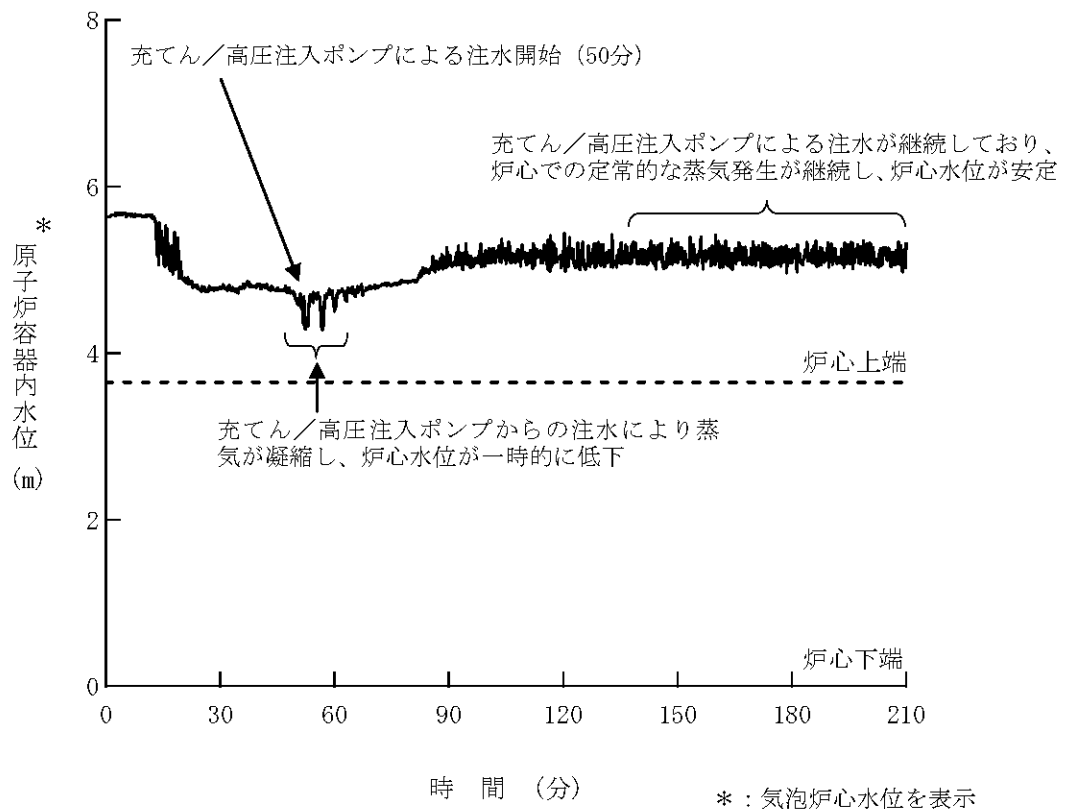
第 7. 4. 1. 5 図 炉心上端ボイド率の推移



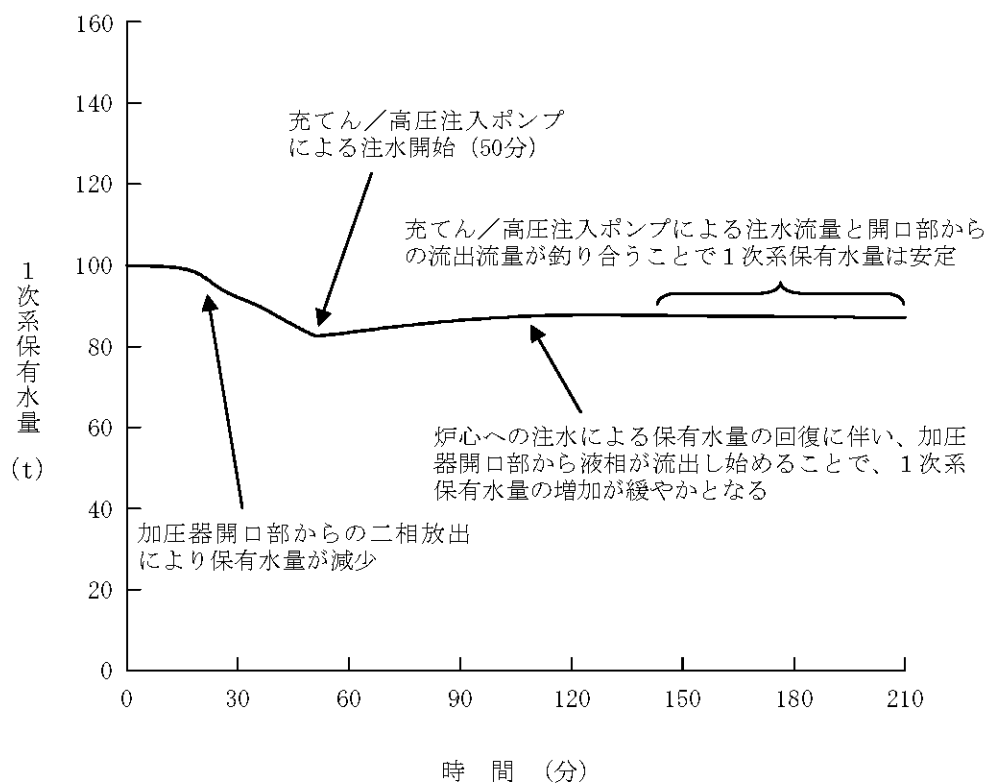
第 7.4.1.6 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



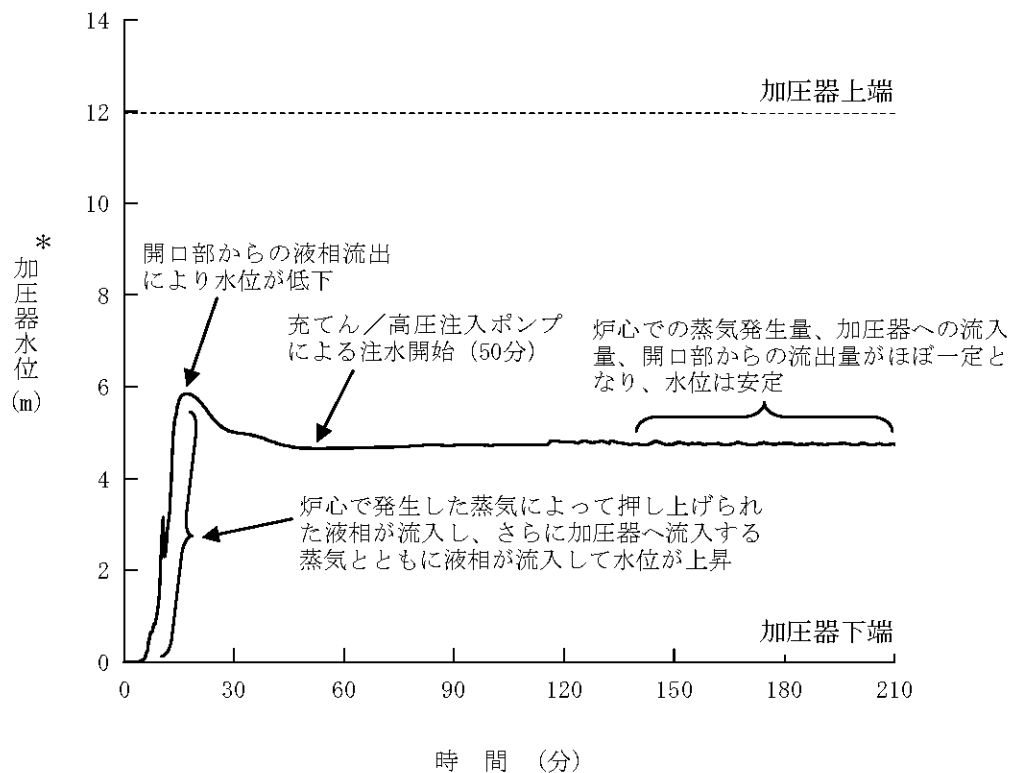
第 7.4.1.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



第7.4.1.8図 原子炉容器内水位の推移

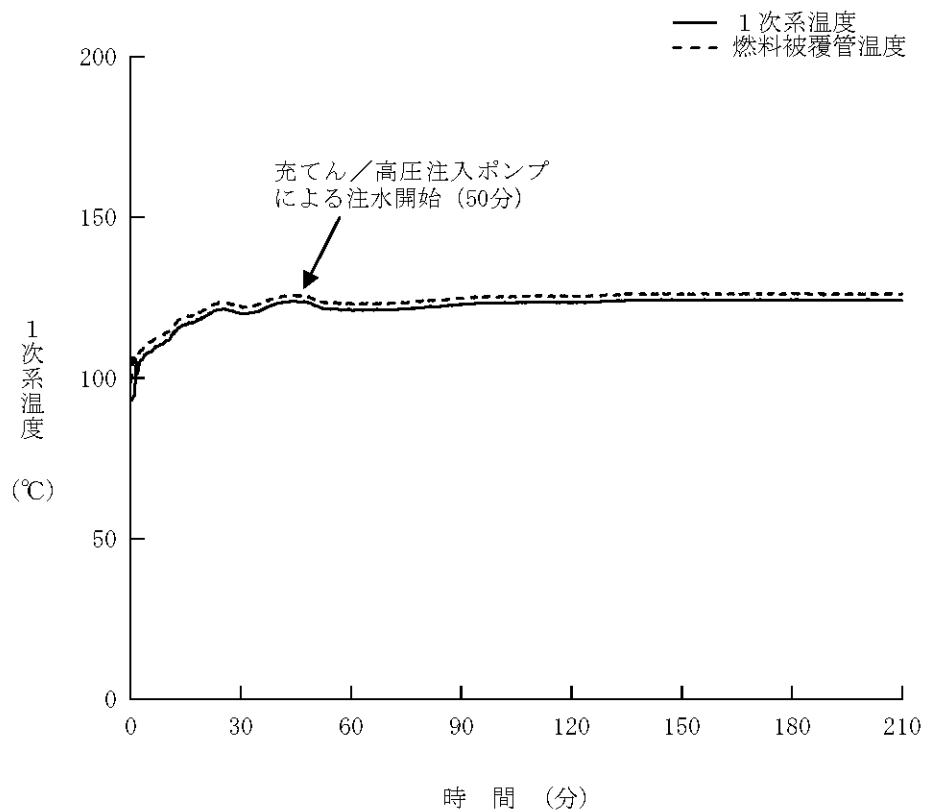


第7.4.1.9図 1次系保有水量の推移

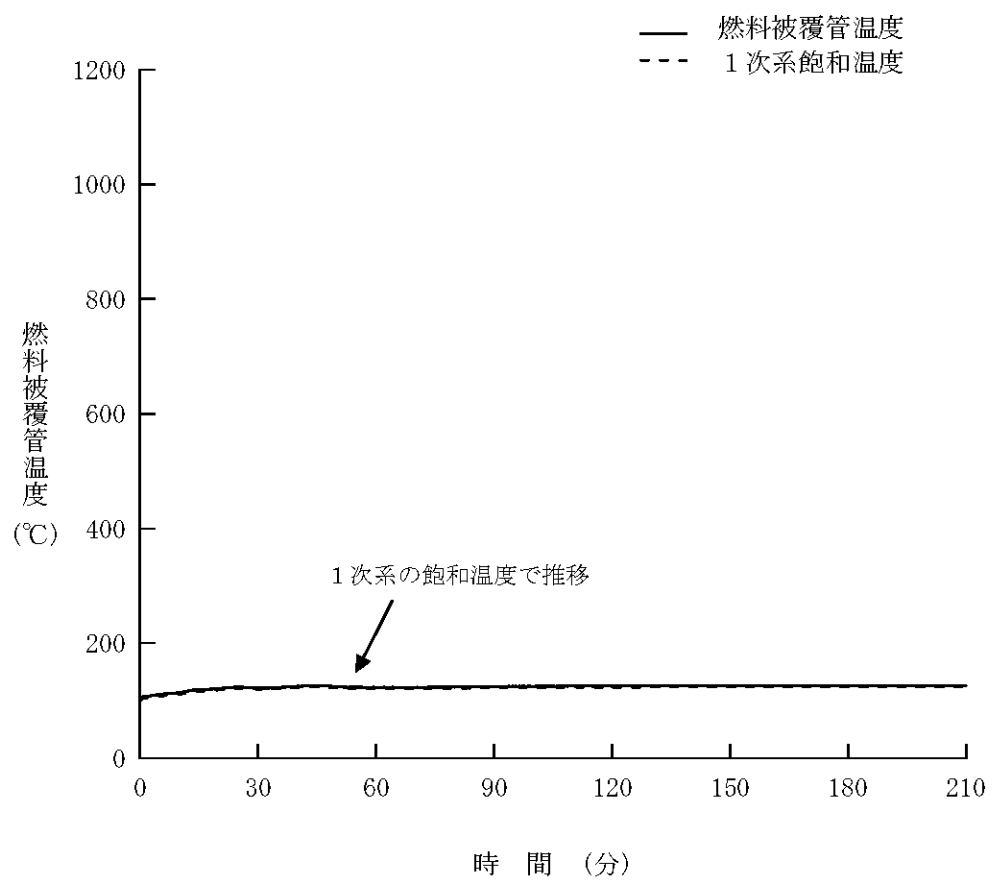


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

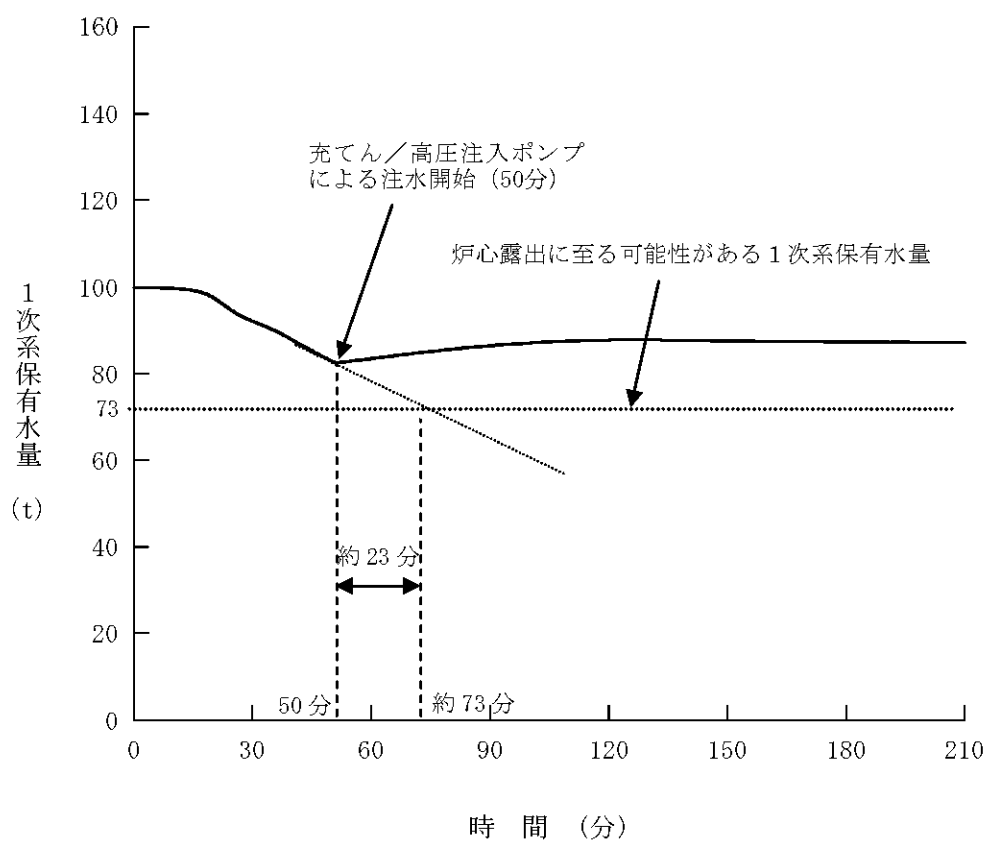
第 7. 4. 1. 10 図 加圧器水位の推移



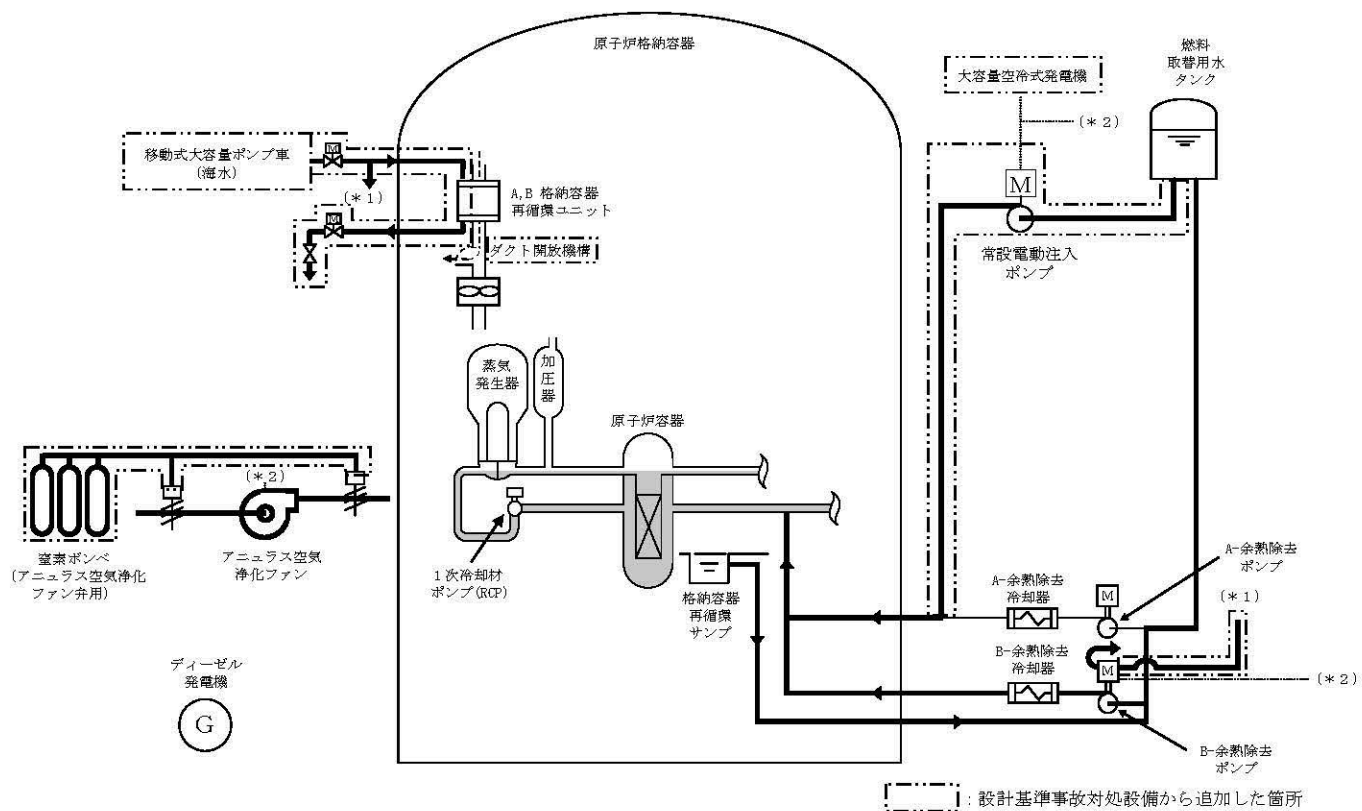
第 7. 4. 1. 11 図 1 次系温度の推移



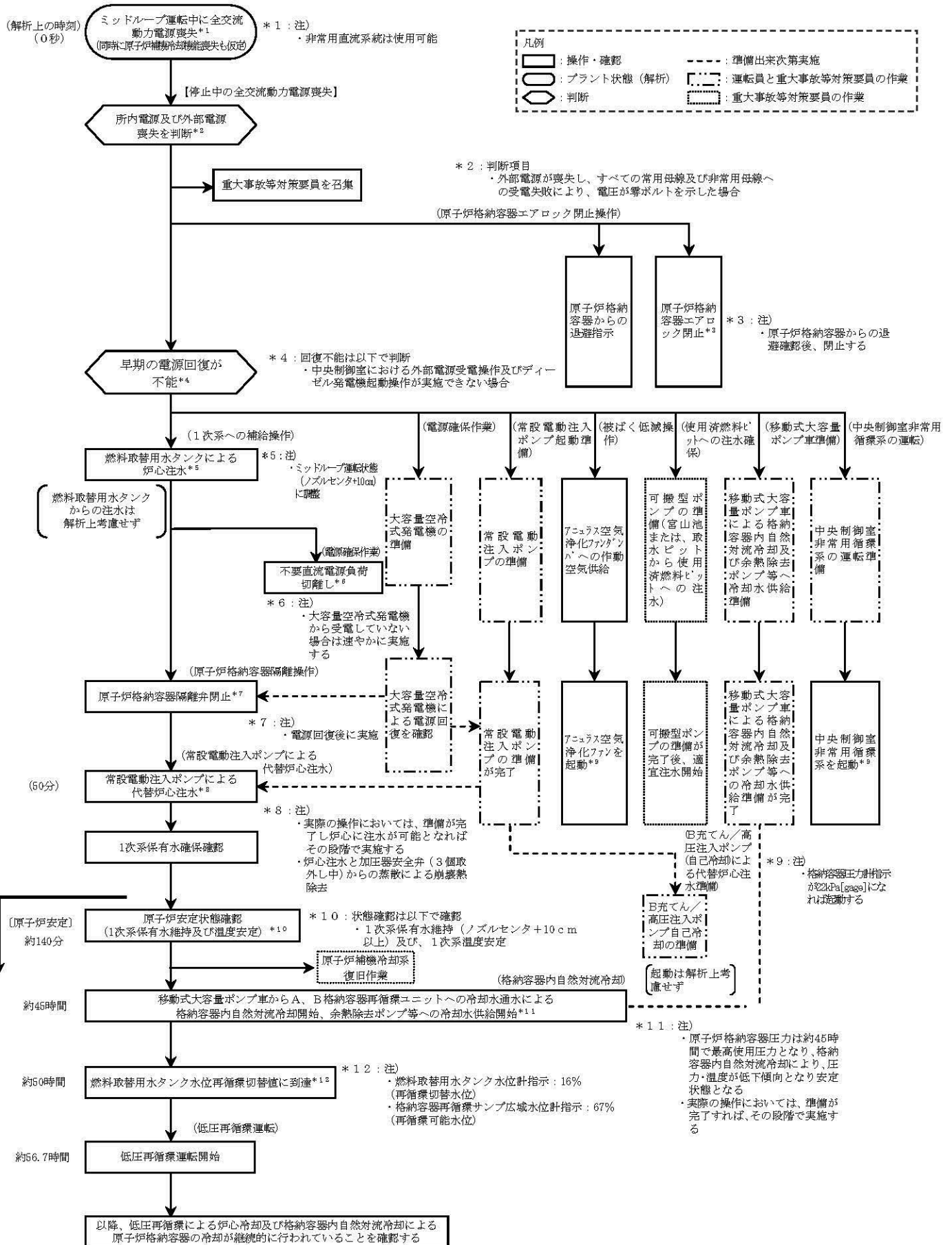
第7.4.1.12図 燃料被覆管温度の推移



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



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

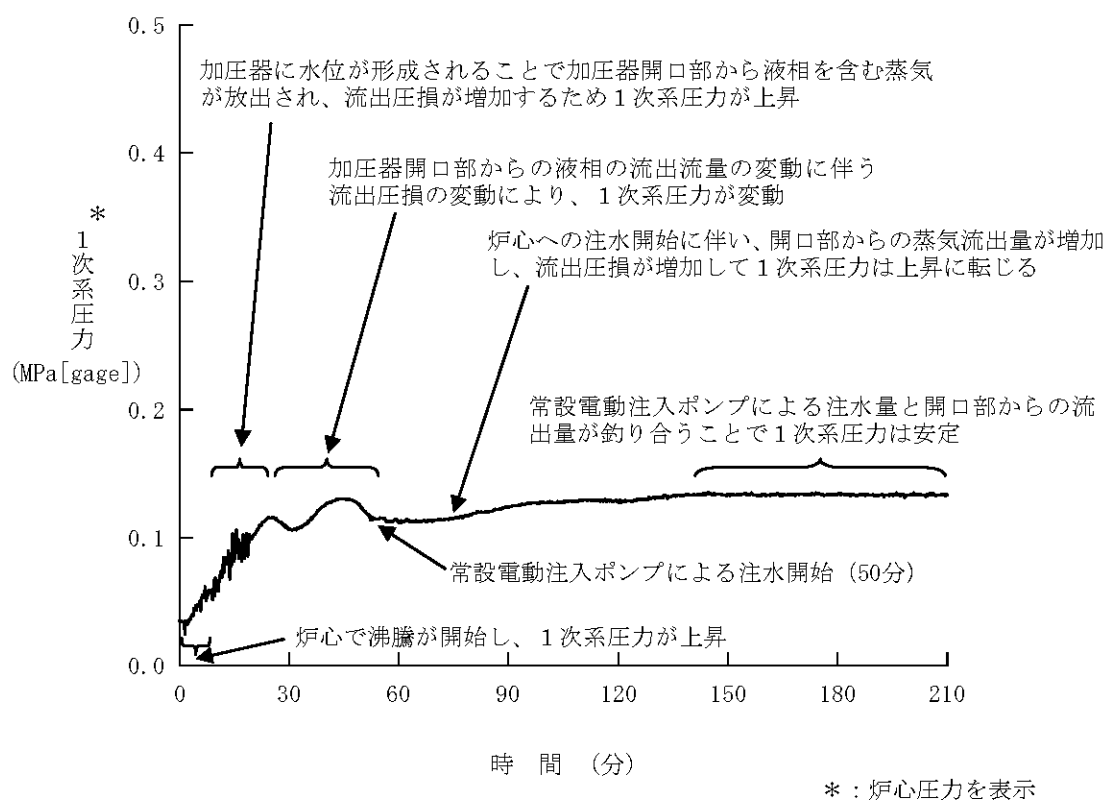


第7.4.2.2図 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

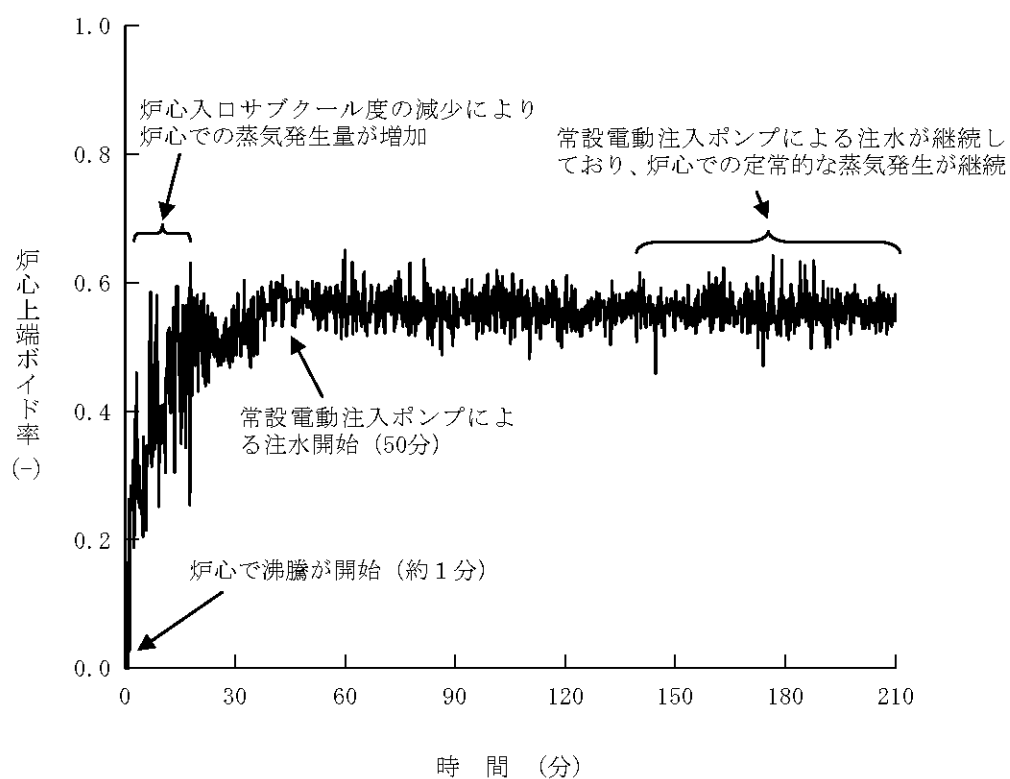
必要な要員と作業項目				経過時間(分)																備 考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号 2号		手順の内容	▽ 事象発生 ▽ プラント状況判断 全交流動力電源喪失判断 ▽ 50分 常設電動注入ポンプにて代替炉心注水開始 約140分 以降原子炉安定																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																

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

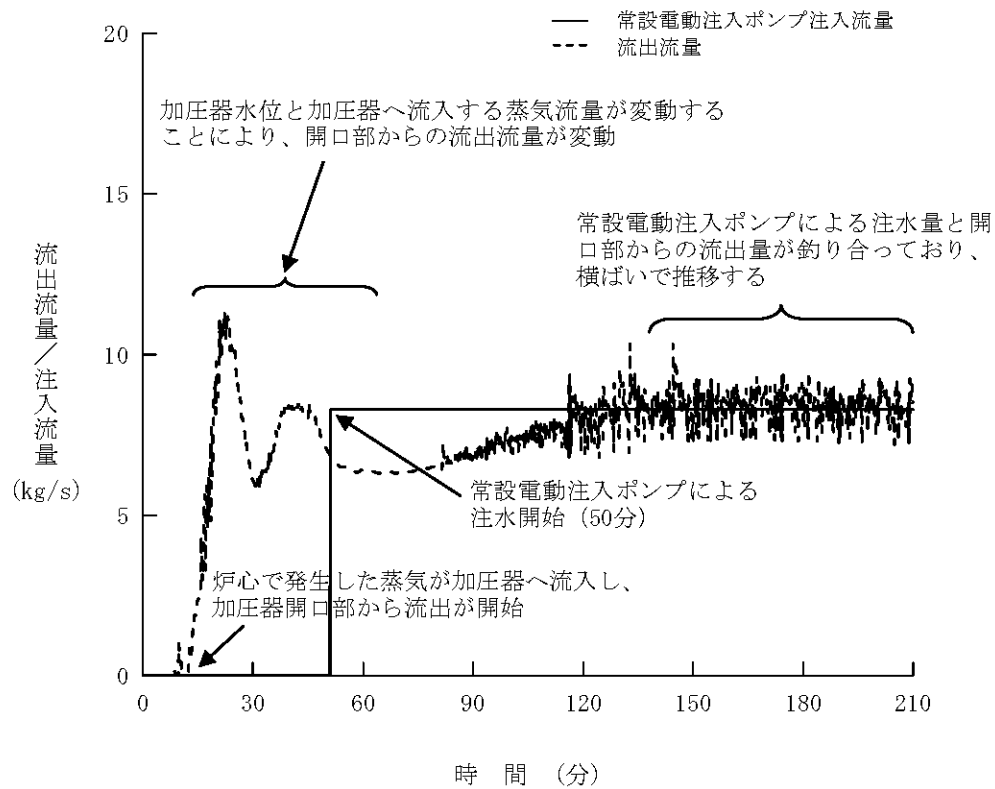
第7.4.2.3図 全交流動力電源喪失時(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)の作業と所要時間(1/2)



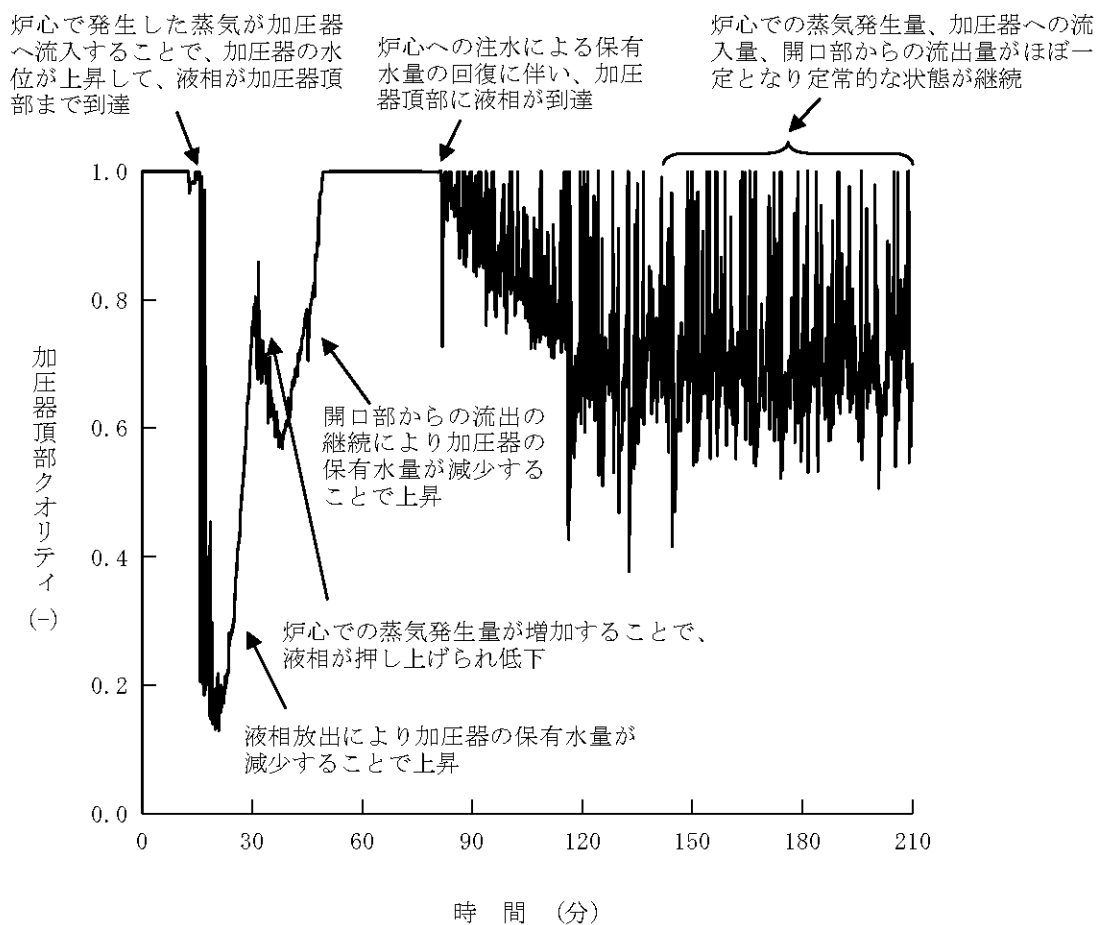
第 7. 4. 2. 4 図 1 次系圧力の推移



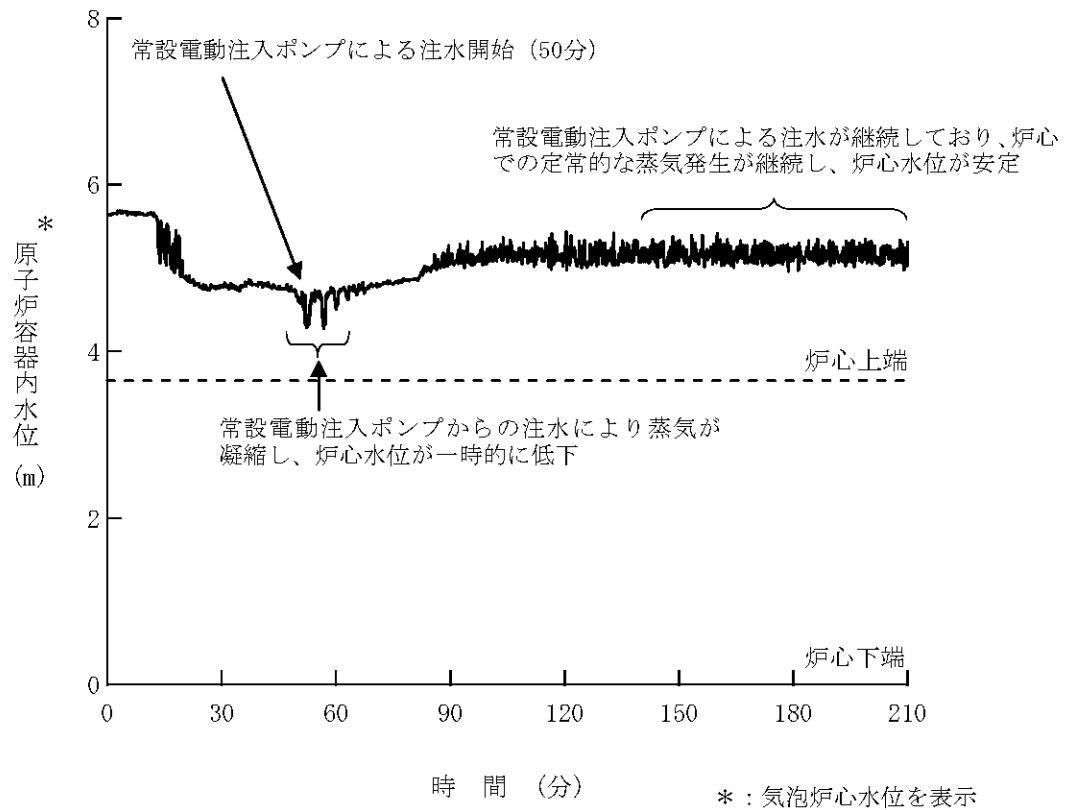
第 7. 4. 2. 5 図 炉心上端ボイド率の推移



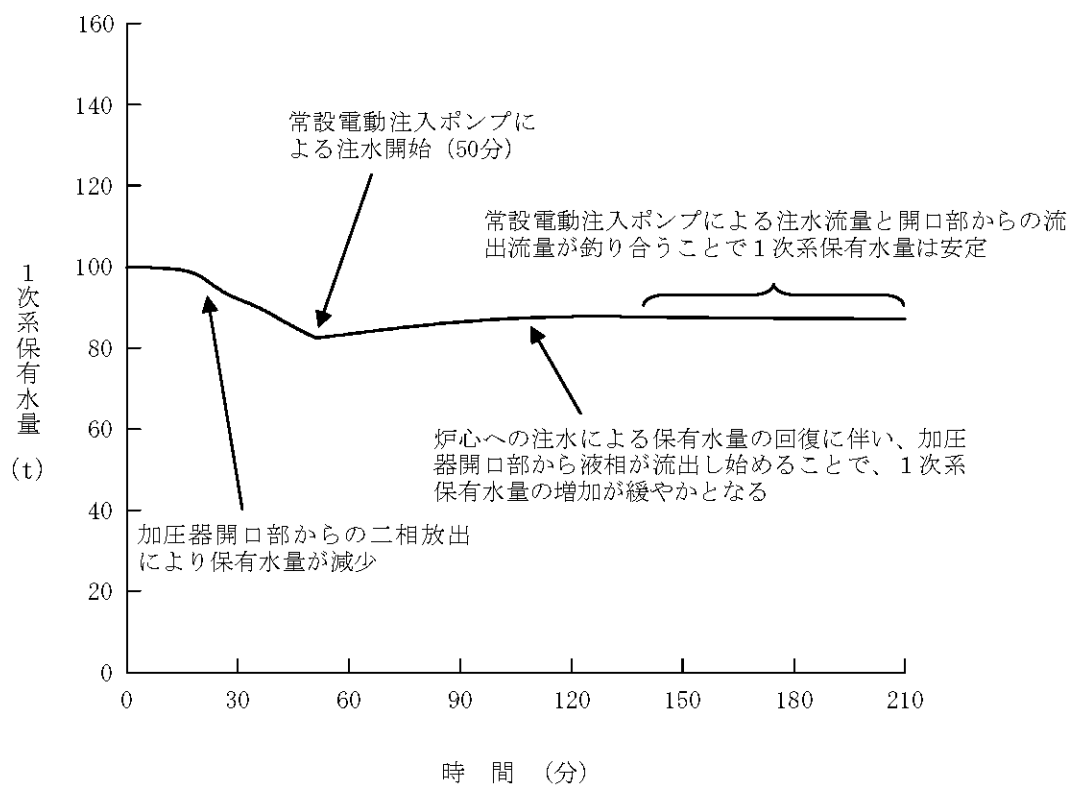
第 7. 4. 2. 6 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



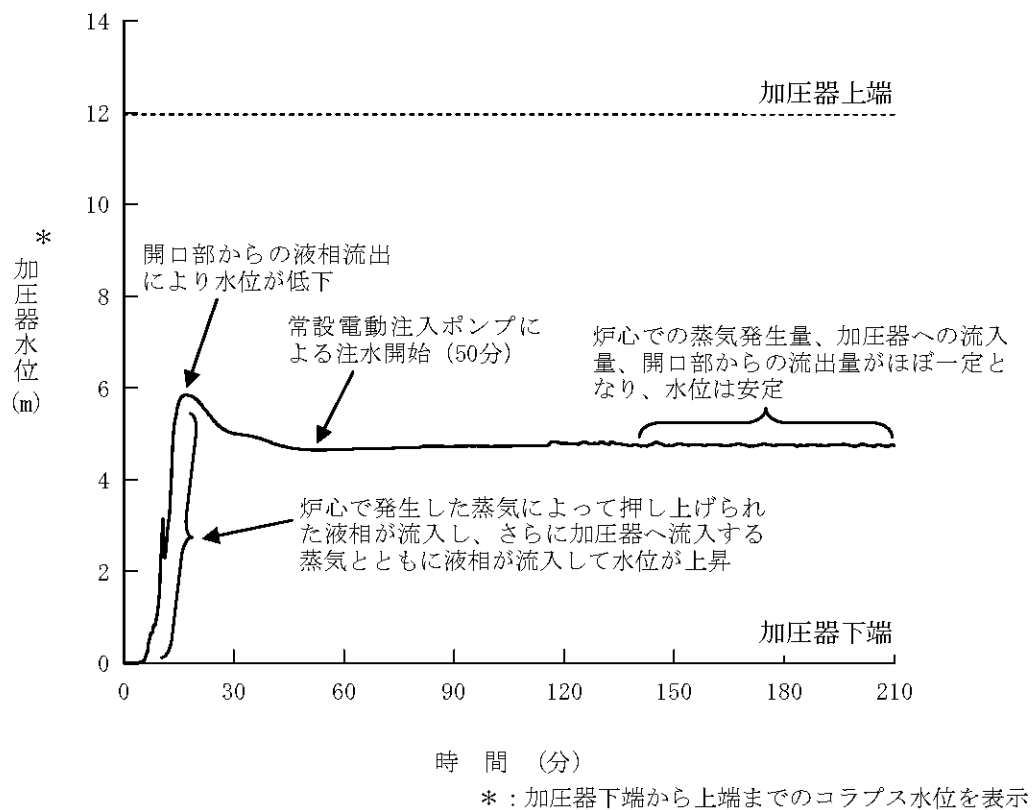
第 7. 4. 2. 7 図 加圧器頂部クオリティの推移



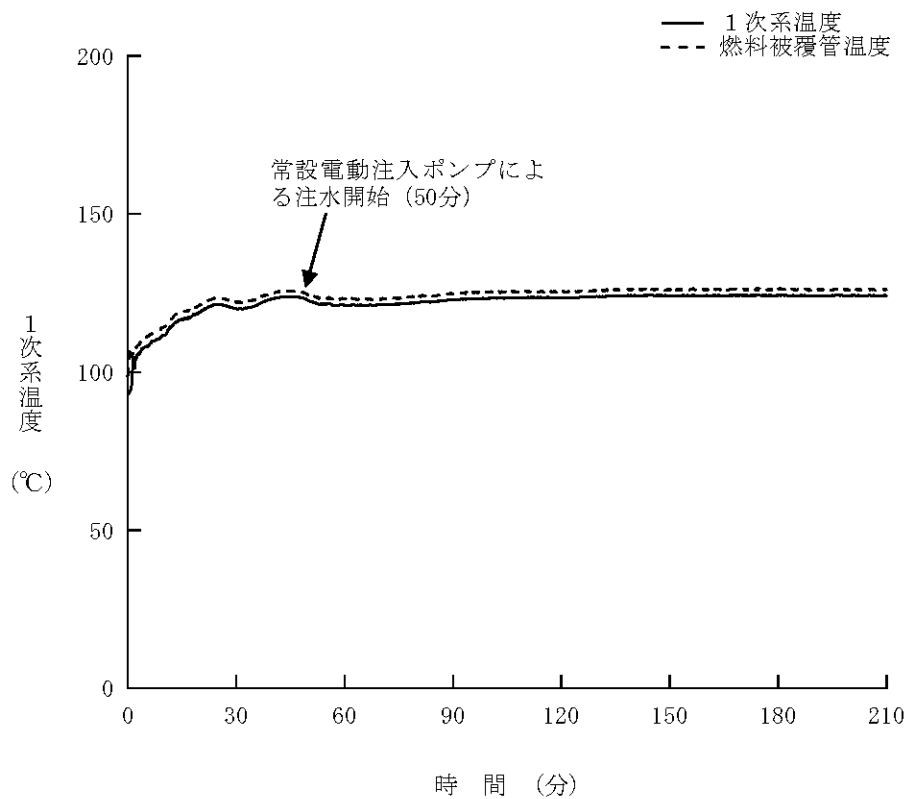
第7.4.2.8図 原子炉容器内水位の推移



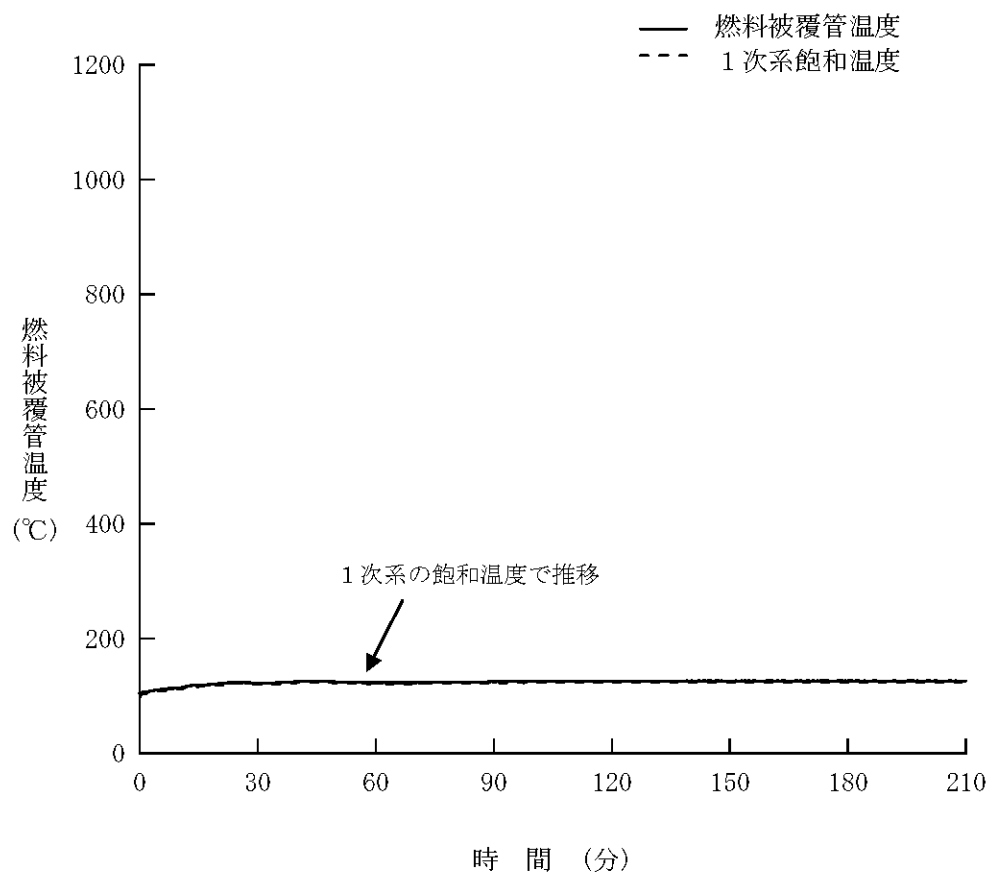
第7.4.2.9図 1次系保有水量の推移



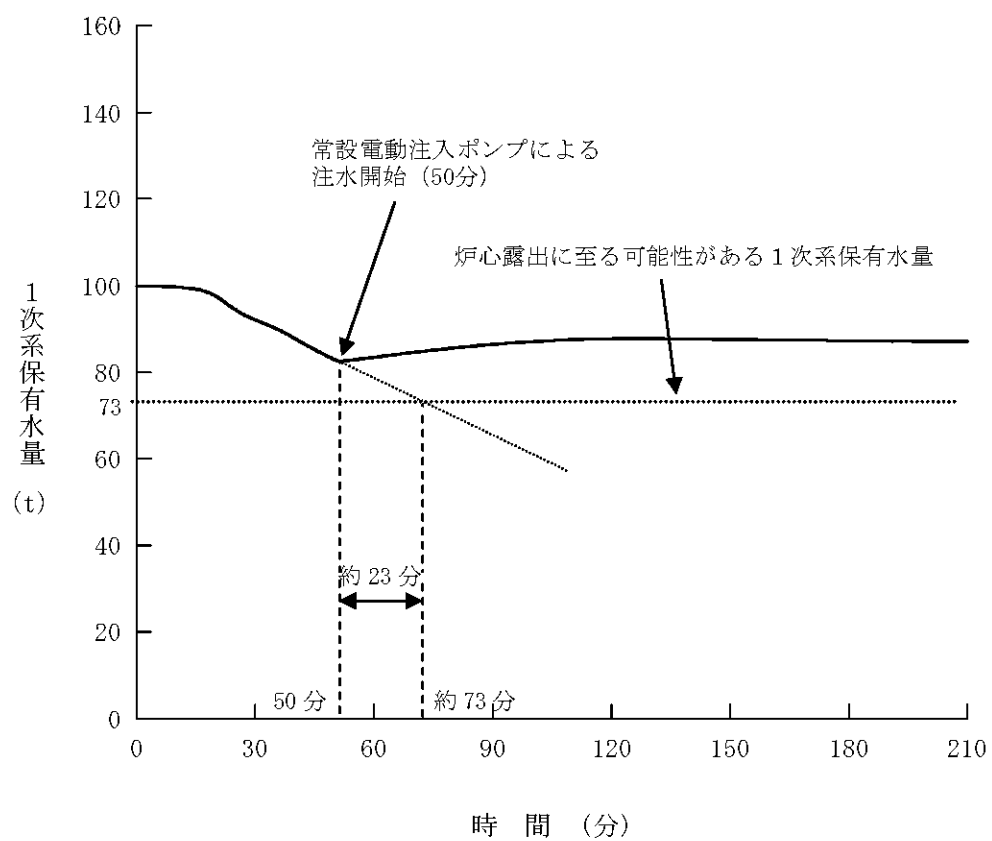
第 7. 4. 2. 10 図 加圧器水位の推移



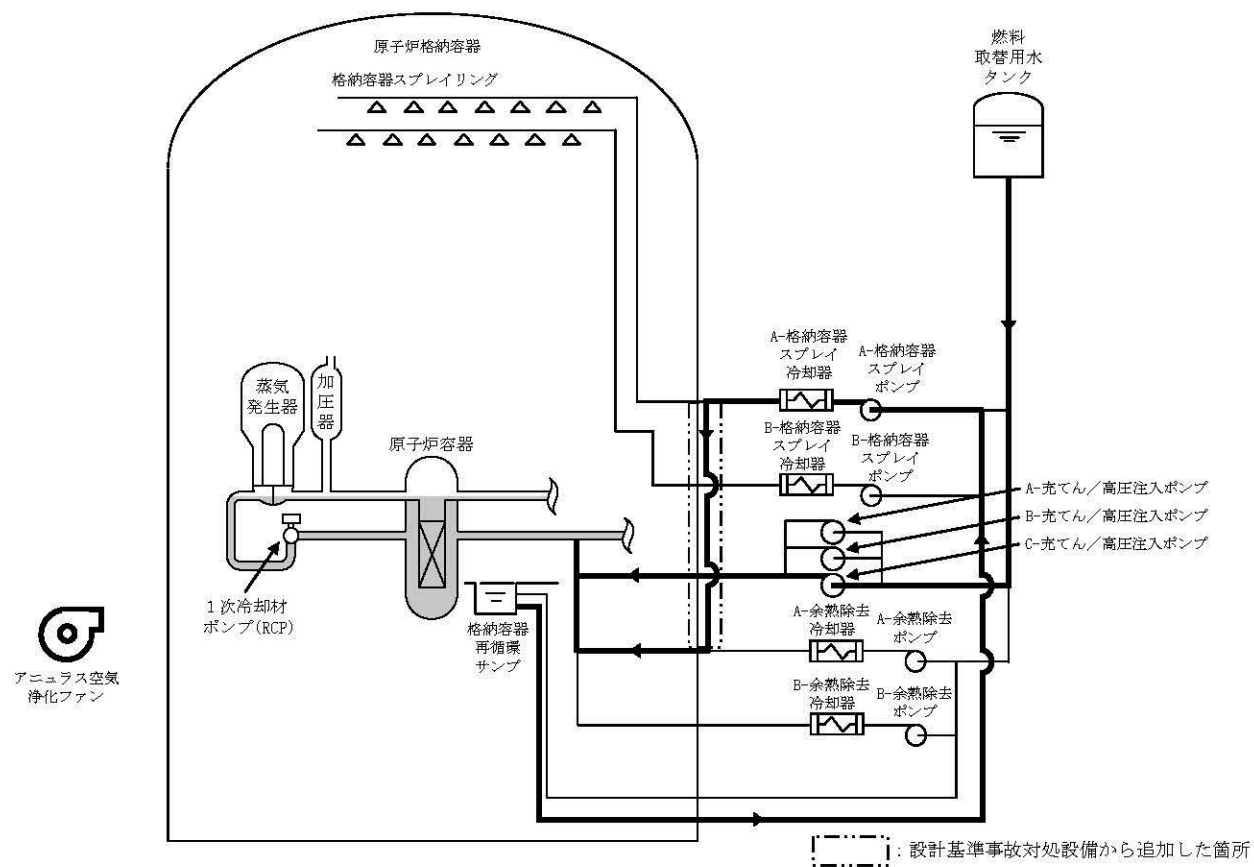
第 7. 4. 2. 11 図 1 次系温度の推移



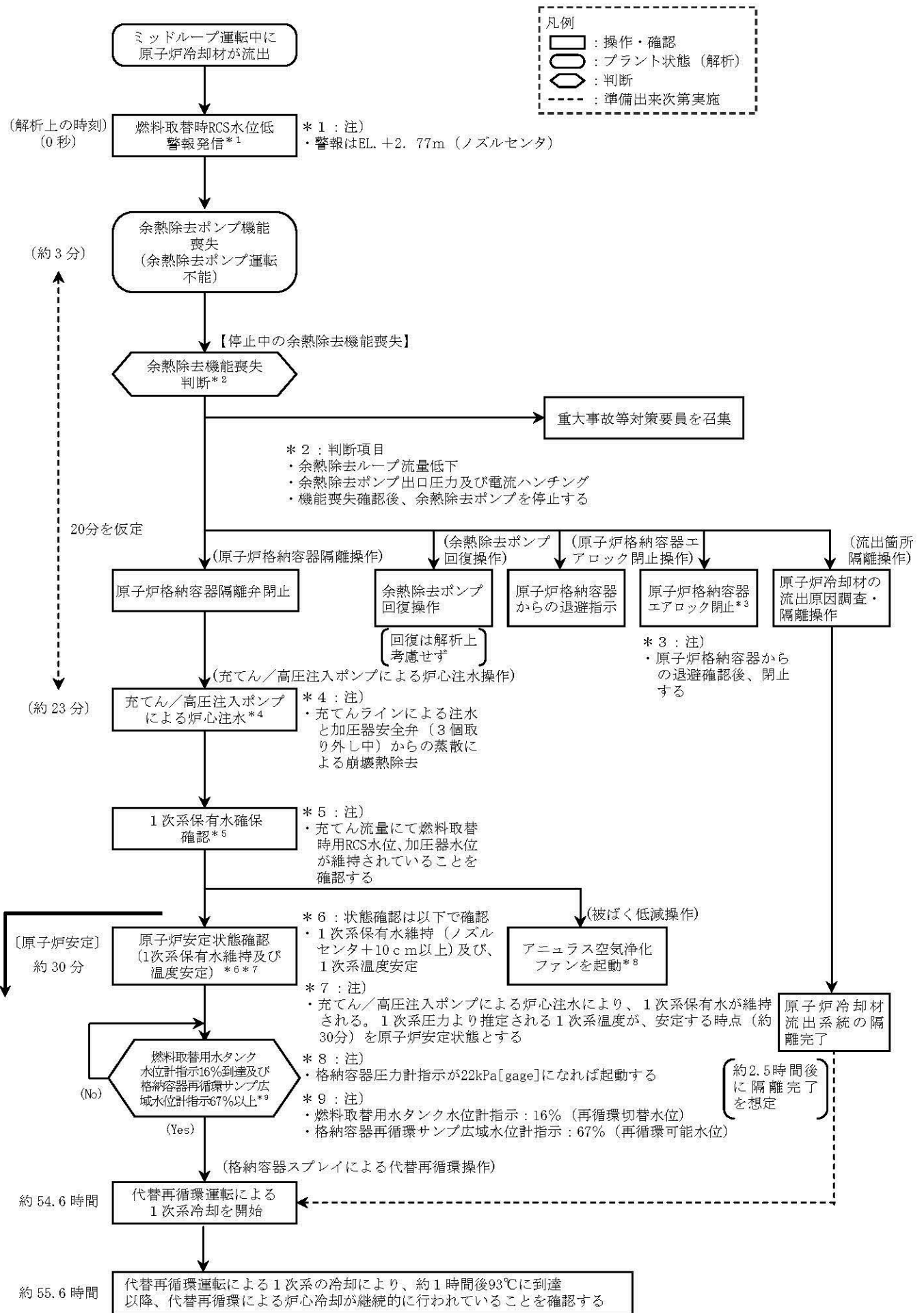
第7.4.2.12図 燃料被覆管温度の推移



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



第 7.4.3.1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図



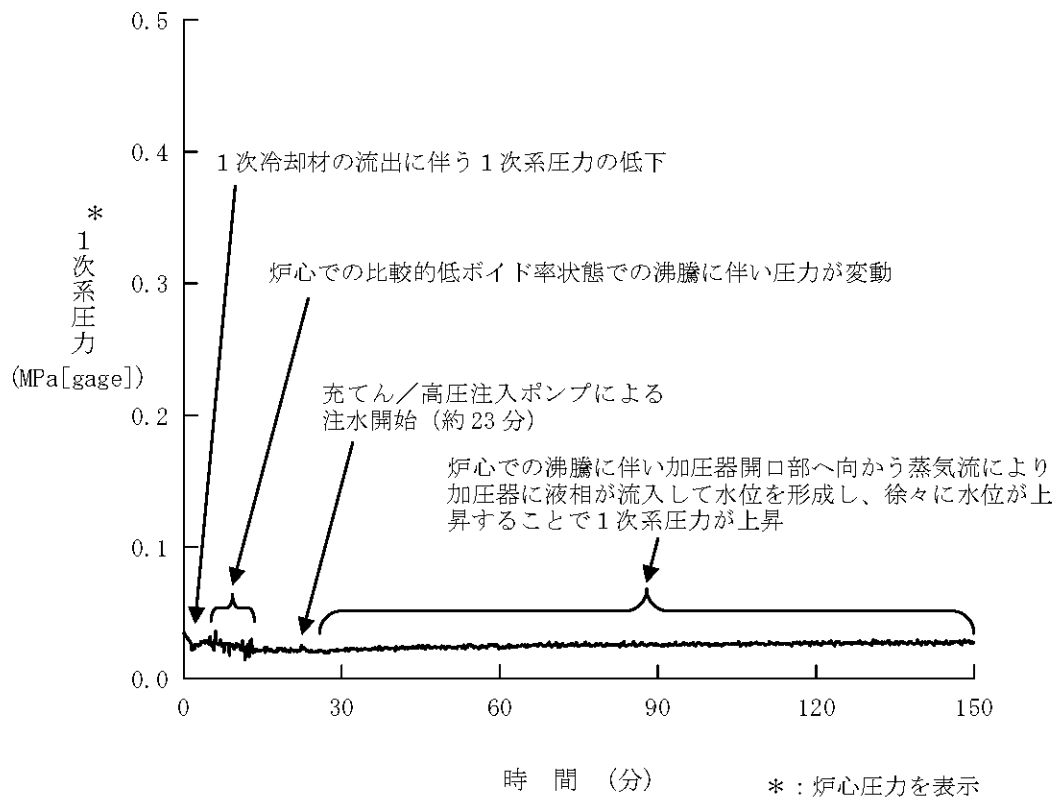
第 7. 4. 3. 2 図 事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)												経過時間(時間)				備 考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
		1号	2号																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
					▽事象発生 ▽約3分 余熱除去ポンプ機能喪失 プラント状況判断 ▽約23分 充てん/高圧注入ポンプによる炉心への注水 ▽約30分 以降原子炉安定																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	当直課長 当直副長	1	1	号炉毎 運転操作指揮者																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														

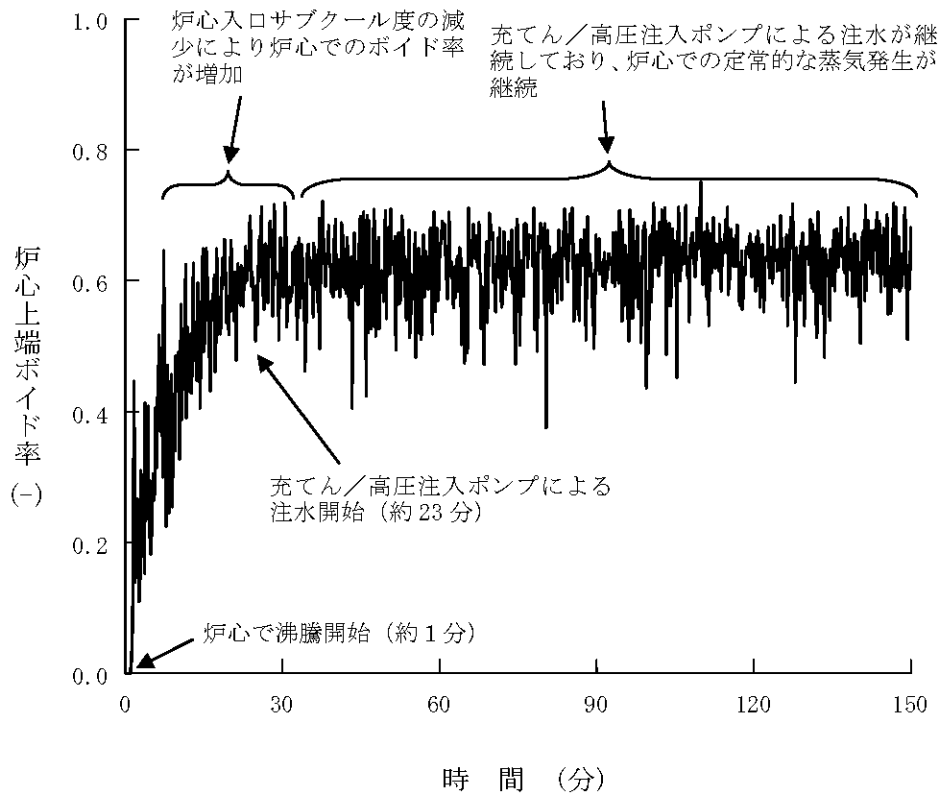
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）

・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

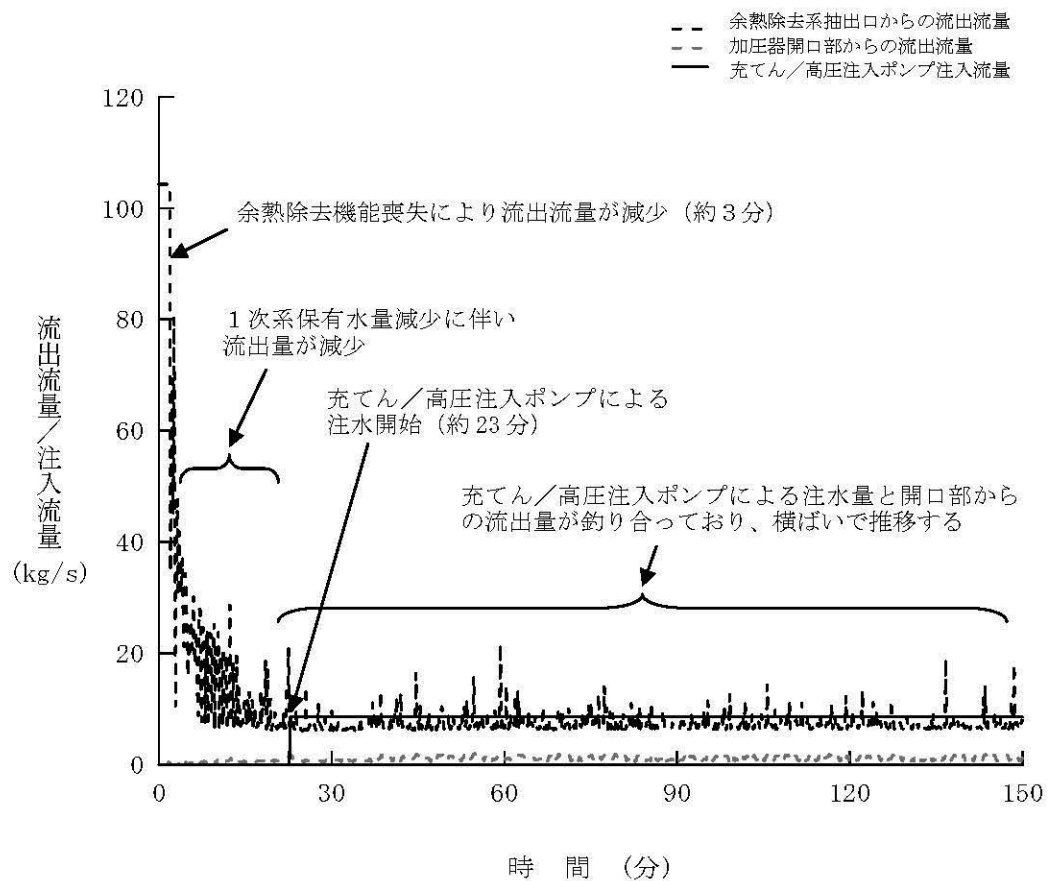
第7.4.3.3 図 原子炉冷却材の流出時（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）の作業と所要時間



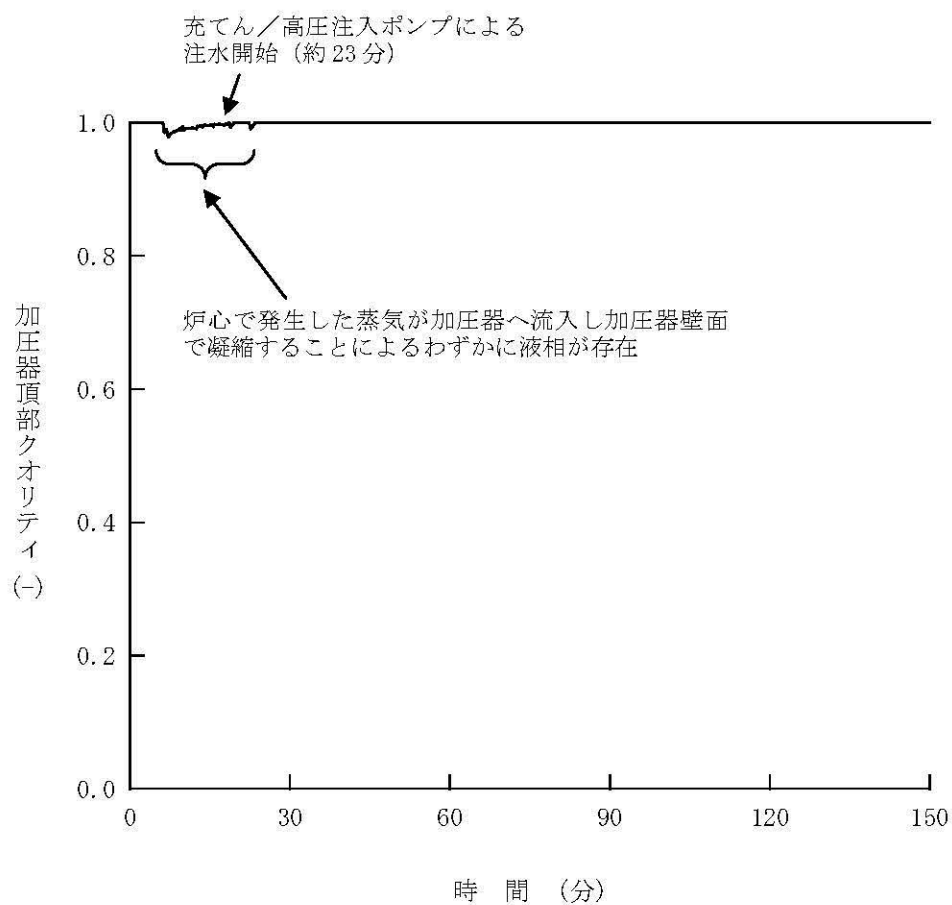
第 7. 4. 3. 4 図 1 次系圧力の推移



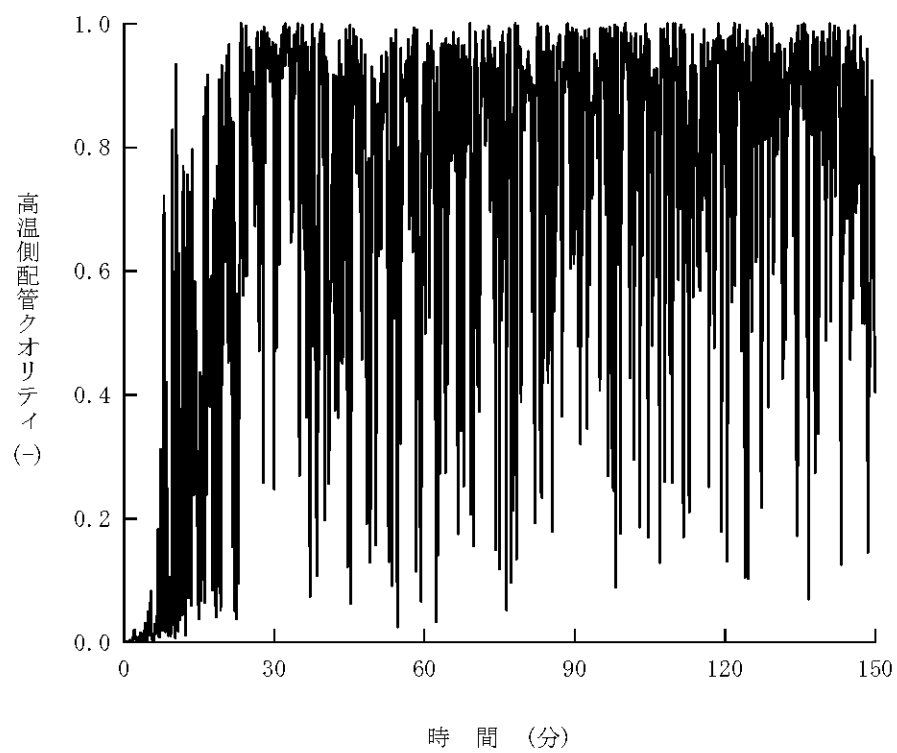
第 7. 4. 3. 5 図 炉心上端ボイド率の推移



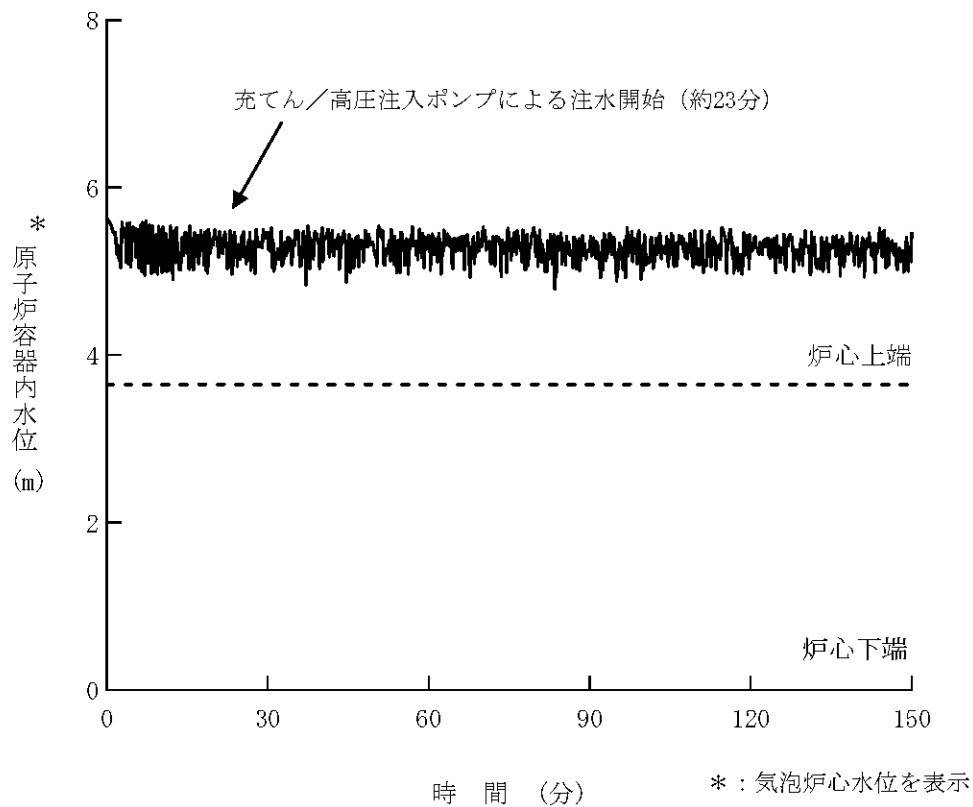
第7.4.3.6図 開口部からの流出流量と注入流量の推移



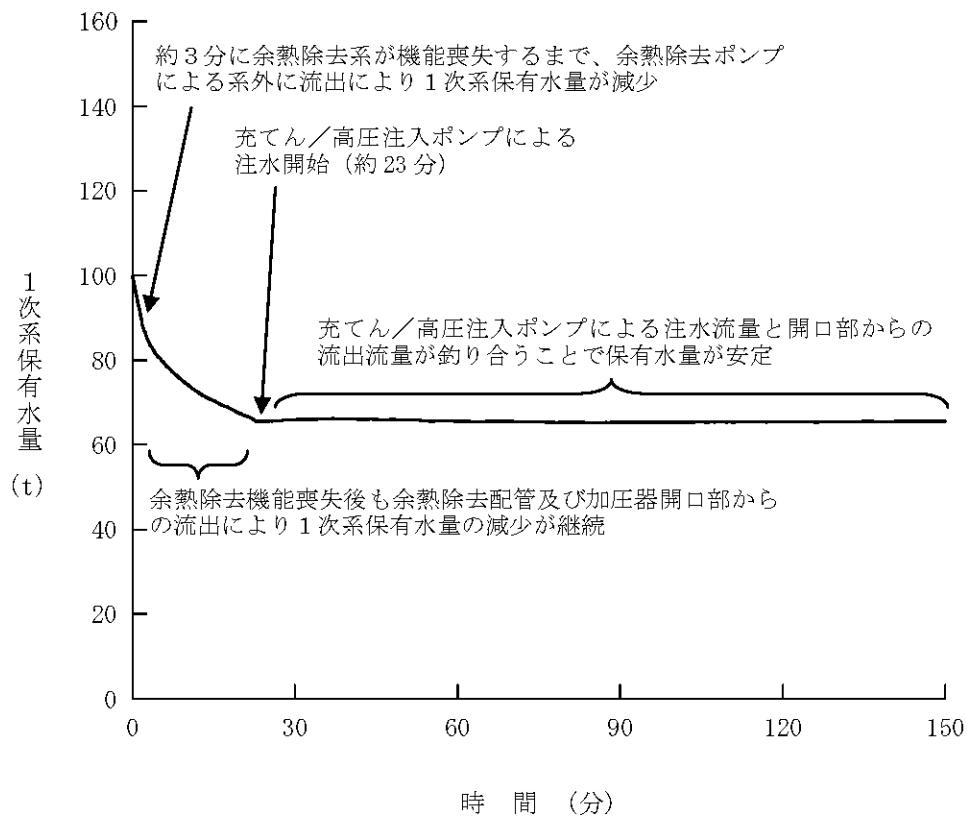
第7.4.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移



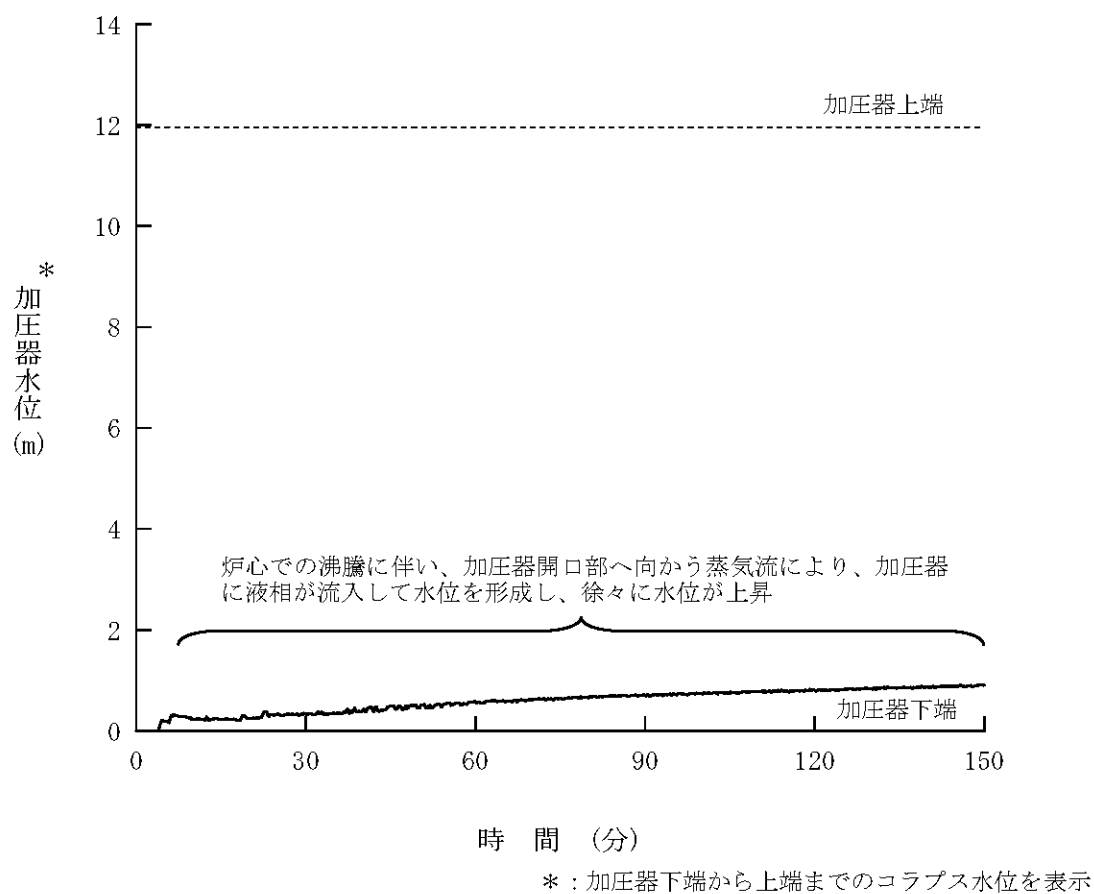
第 7.4.3.8 図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移



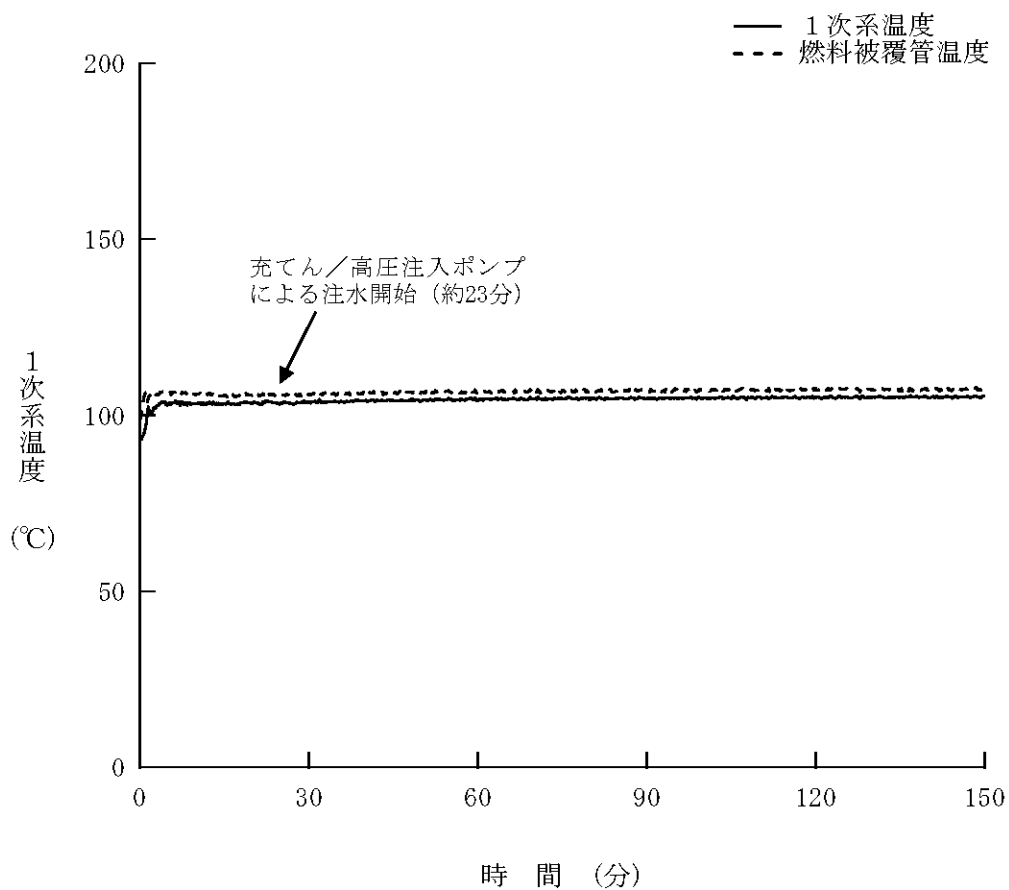
第 7. 4. 3. 9 図 原子炉容器内水位の推移



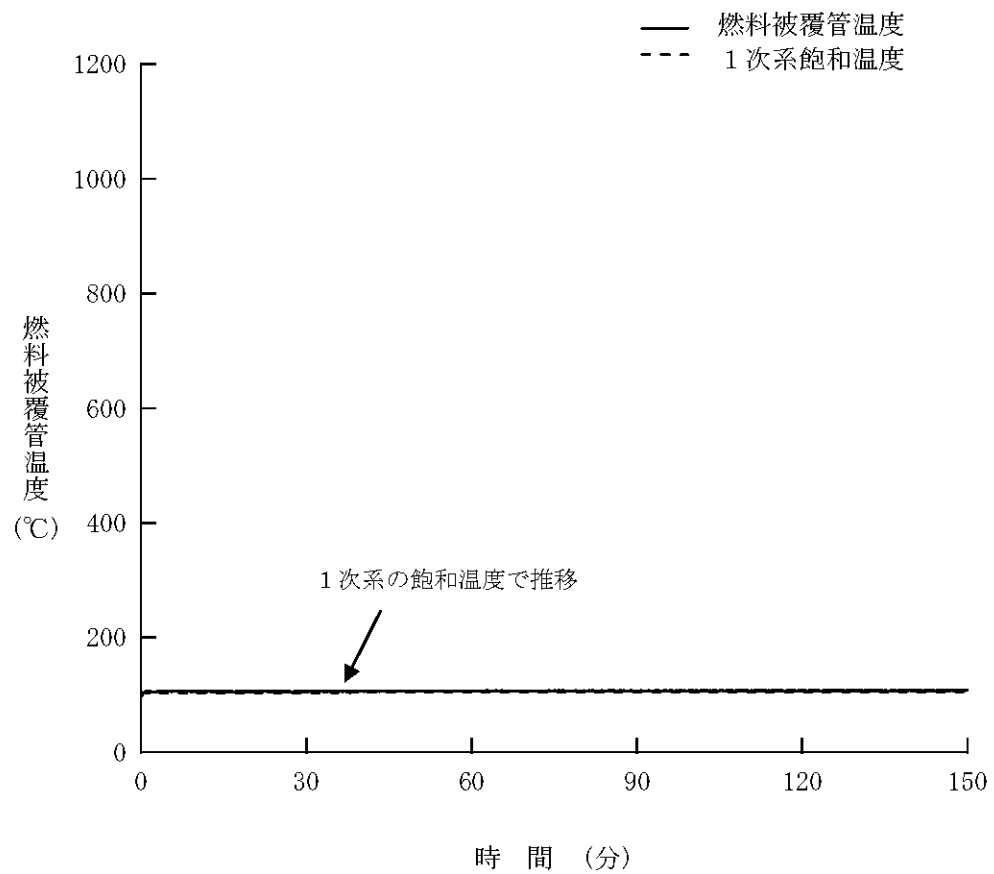
第 7. 4. 3. 10 図 1次系保有水量の推移



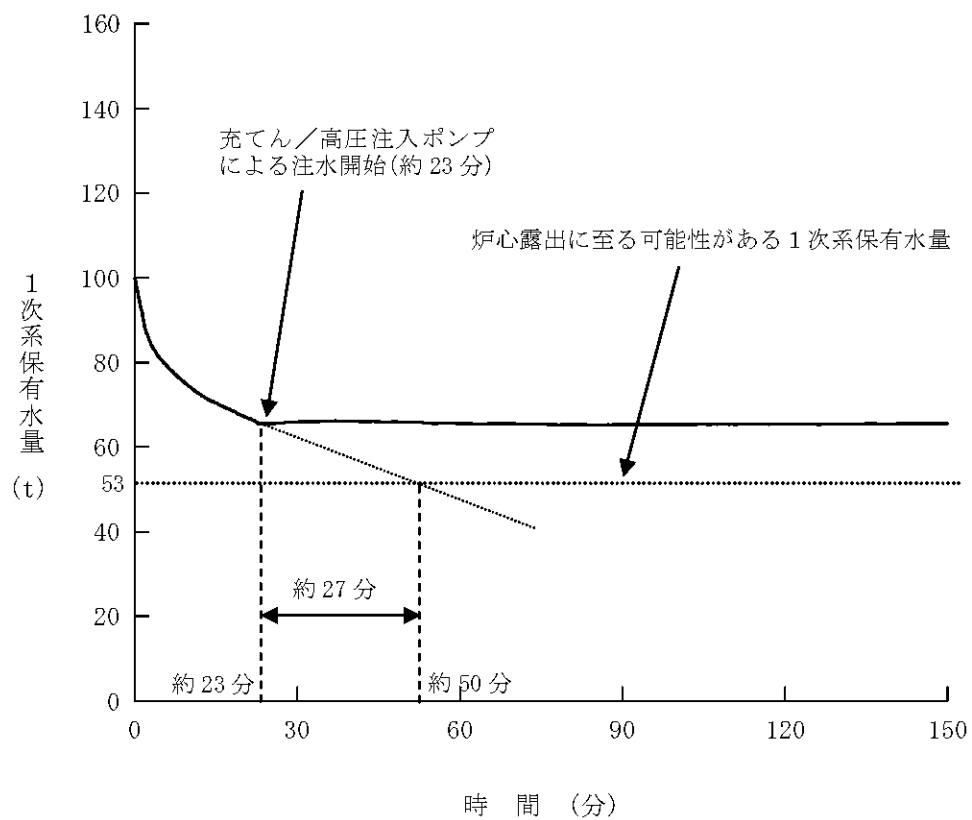
第 7. 4. 3. 11 図 加圧器水位の推移



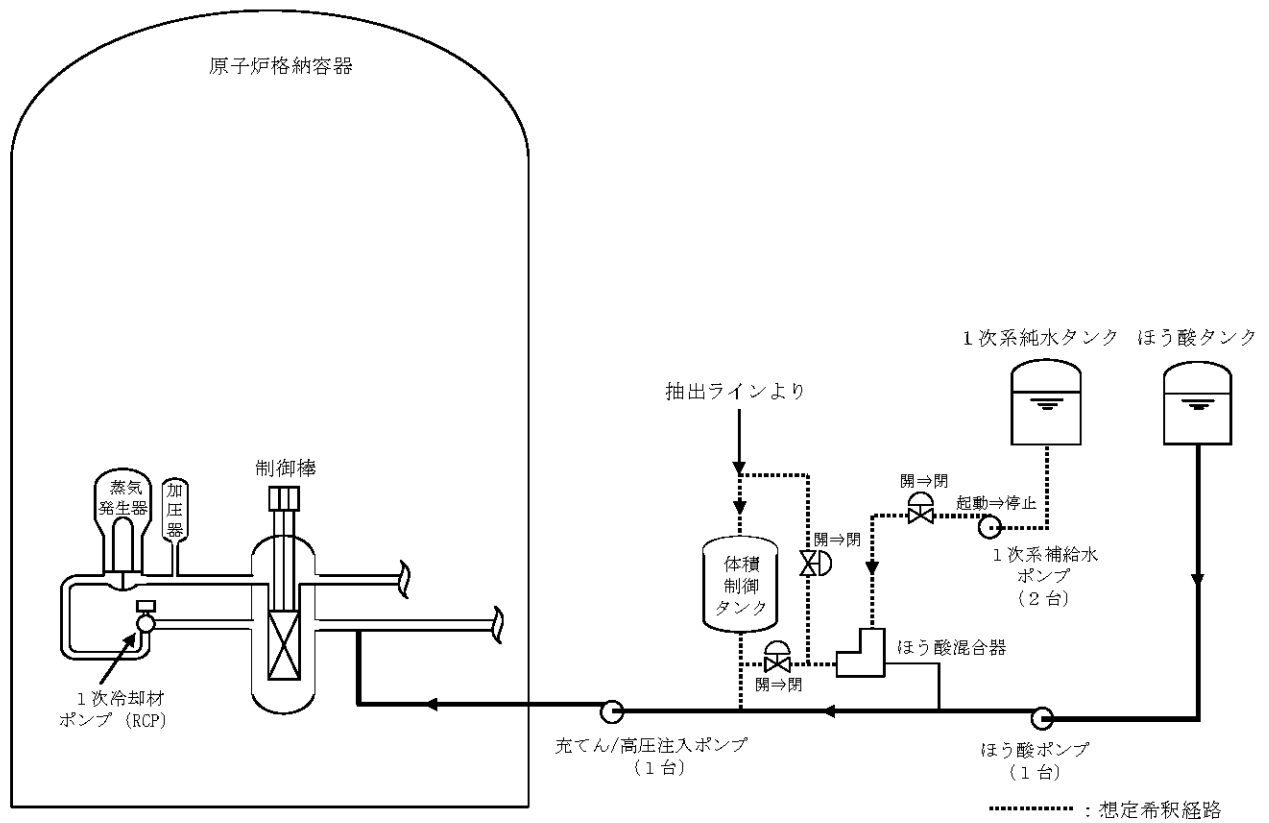
第 7. 4. 3. 12 図 1 次系温度の推移



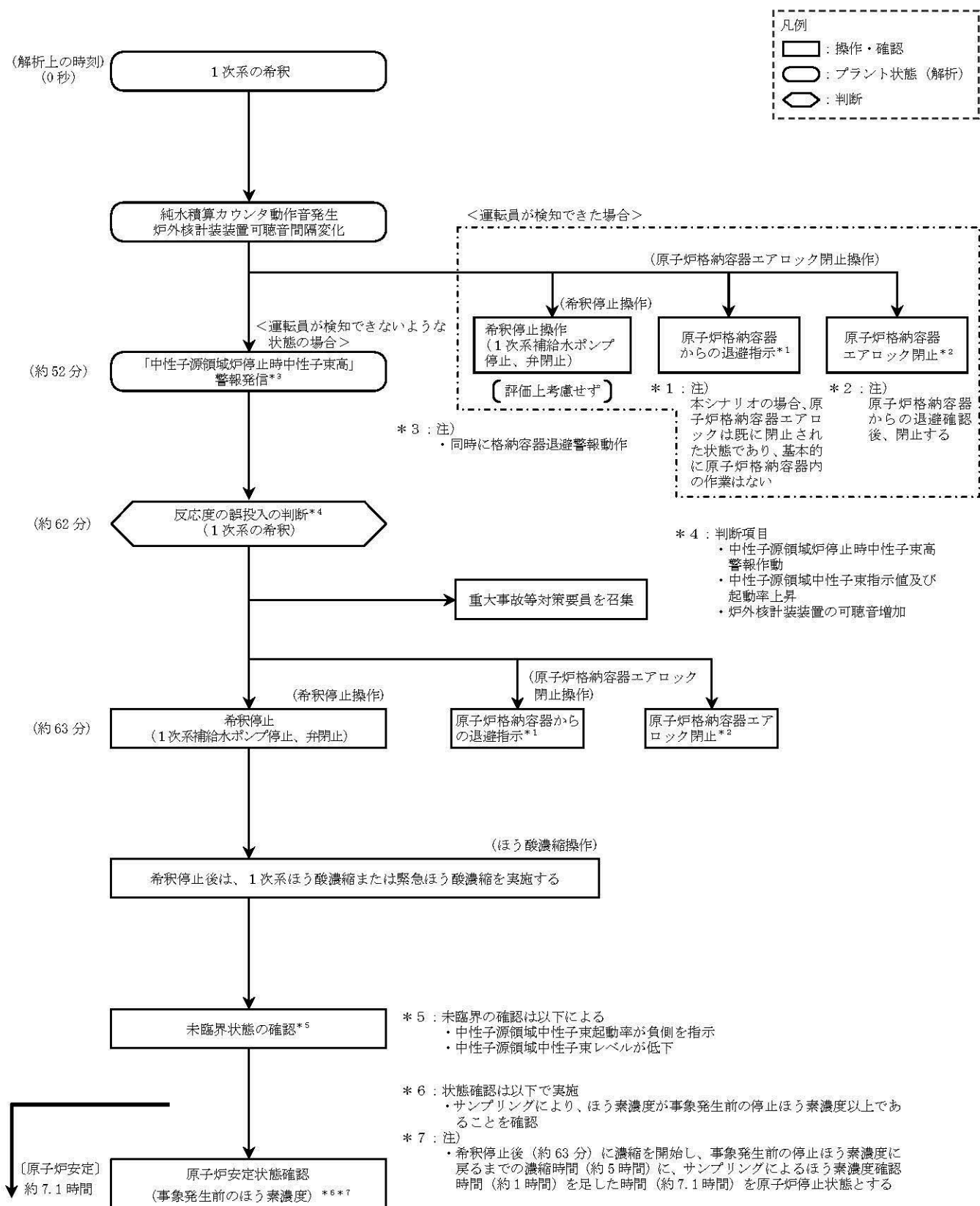
第 7. 4. 3. 13 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.4.3.14 図 1 次系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)



第 7. 4. 4. 1 図 反応度の誤投入時の重大事故等対策の概略系統図



第 7.4.4.2 図 事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目				経過時間(分)										経過時間(時間)										備考																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員			手順の内容																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
		1号	2号																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
				▼ 事象発生																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
				▼ 約52分「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
				▼ 約64分 臨界																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
				約7.1時間 以降原子炉安定																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	当直課長 当直副長	1	1	炉毎 運転操作指揮者																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
	当直主任 運転員	1	1	炉間連絡・運転操作助勢																					エバキュエーションアラーム又はベ- ジックにより退避を指示																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
状況判断	運転員	—	—	●中性子源領域指示値確認 (中央制御室確認)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									</

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

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

初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間

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

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

原子炉の状態	時 間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約 52 分
臨 界	警報発信後、約 12 分



第 7. 4. 4. 4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果