

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	資料2-3
提出年月日	2022年12月19日

泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 「原子炉補機冷却機能喪失」

2022年 12月 19日

北海道電力株式会社

本資料中の[〇〇]は、当該記載の抜粋元として、
まとめ資料のページ番号を示している。

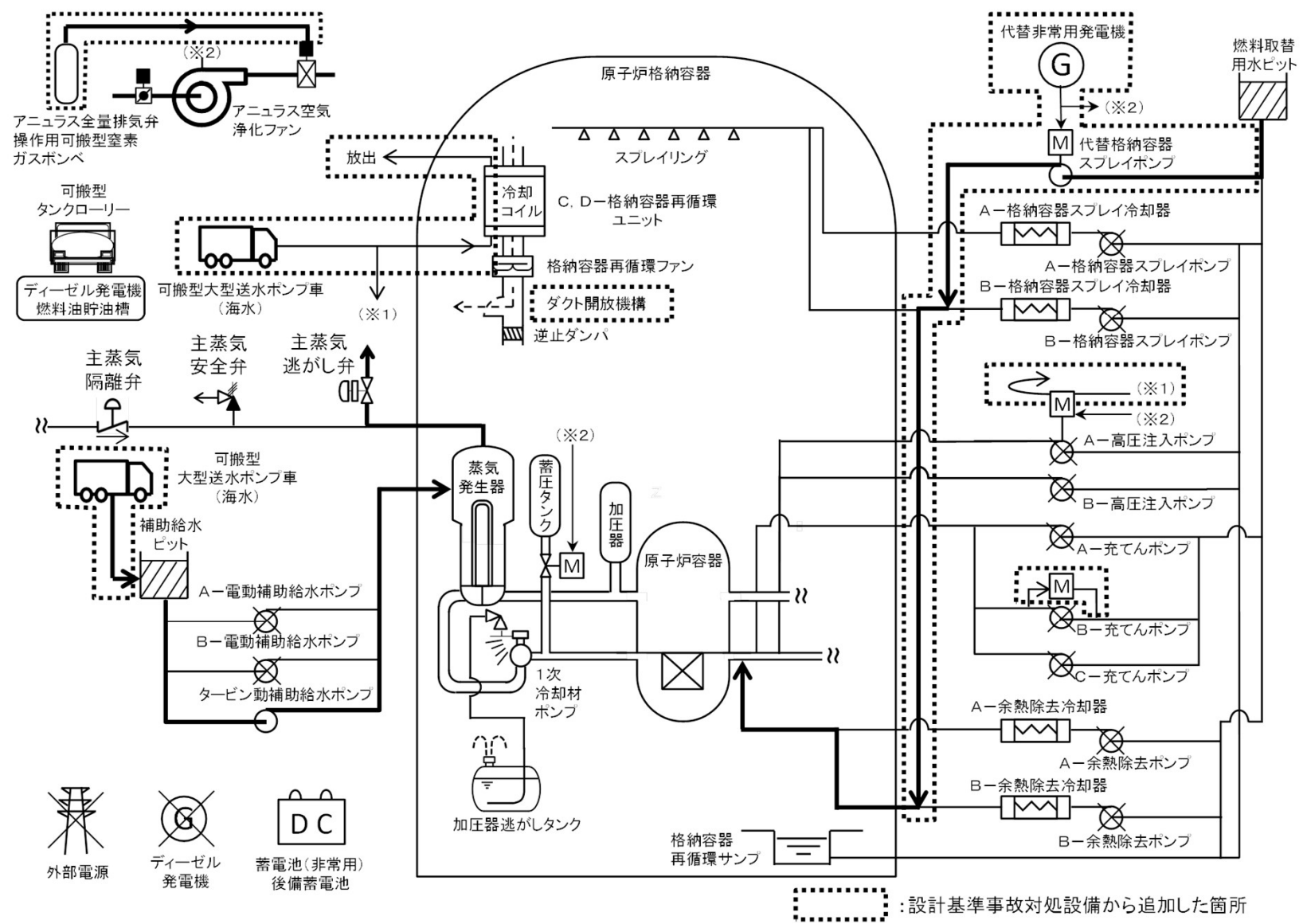
事故シーケンスグループの概要

(原子炉補機冷却機能喪失)

特徴及び炉心損傷防止対策 [7.1.3-1,2]	重要事故シーケンス [7.1.3-8~10]	結 論 [7.1.3-10,11]
<p>原子炉の出力運転中に、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、すべての原子炉補機冷却機能が喪失する。</p> <p>このため、高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水並びに原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次冷却系の減温、減圧ができなくなる。</p> <p>また、RCPシール部へのシール注水機能及びサーマルバリアの冷却機能の喪失によるRCPシール部からの1次冷却材の漏えい、加圧器逃がし弁又は安全弁からの1次冷却材の流出により1次冷却系保有水量の減少が生じることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより1次冷却系を減温、減圧し、代替格納容器スプレイポンプにより炉心を冷却することによって、炉心損傷の防止を図る。また、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器除熱を実施する。</p>	<p>原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故</p> <p>(「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「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の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。)</p>	<p>「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の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」と同様である。</p>

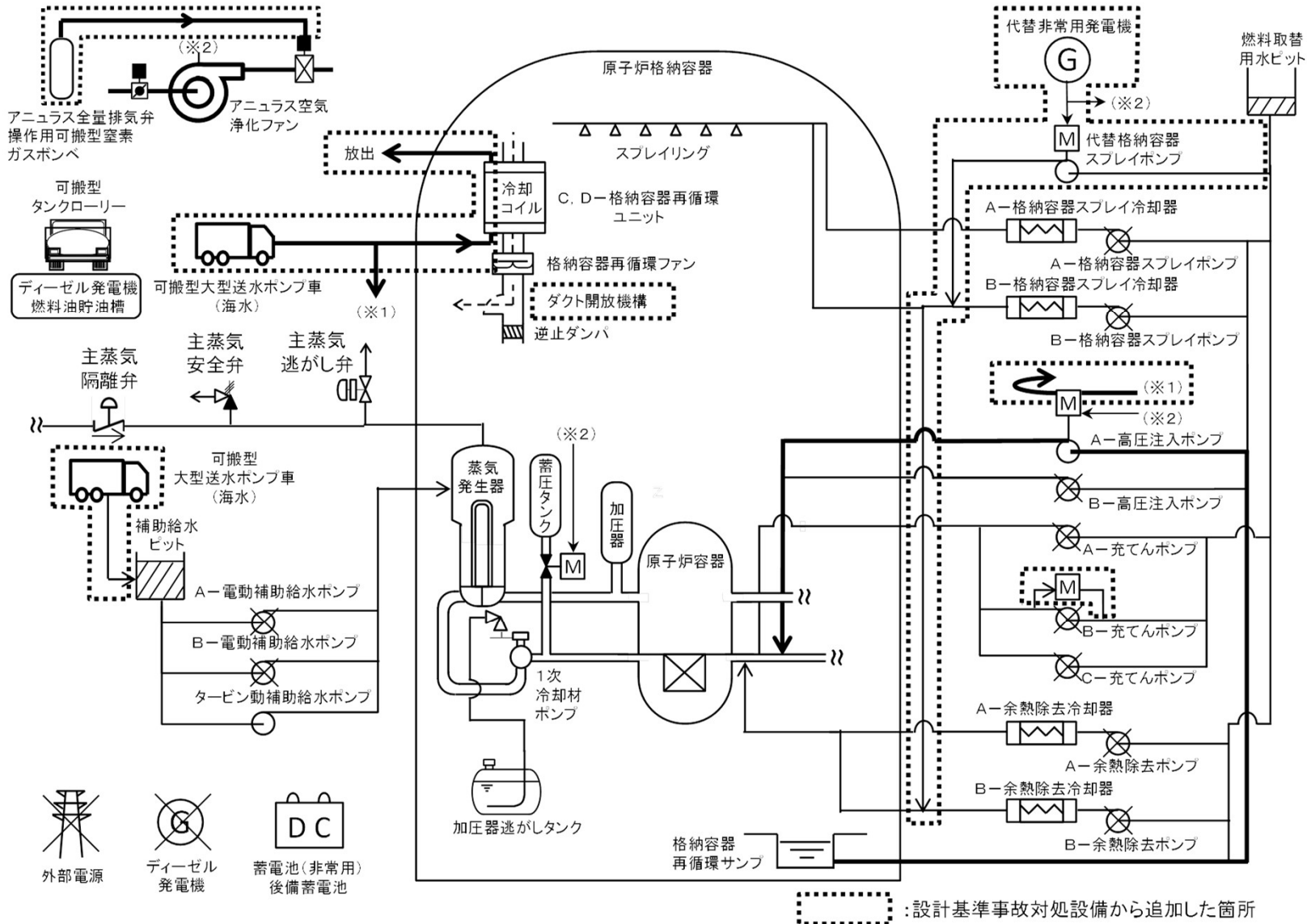
1. 重大事故等対策の概略系統図 (1 / 2)

(2次冷却系強制冷却及び代替炉心注水) [7.1.2-53]



※「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCA)」と同様のため、「全交流動力電源喪失」より引用

(格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環) [7.1.2-53]



※「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCA)」と同様のため、「全交流動力電源喪失」より引用

主要解析条件 [7.1.2-47]

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、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次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (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次冷却材圧力が高いと2次冷却系強制冷却による減温、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、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6°C+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次冷却系強制冷却による減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングが遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするように、設計値に基づき小さい値を設定。

※「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCA)」と同様のため、「全交流動力電源喪失」より引用

2. 主要解析条件 (2 / 3)

主要解析条件 [7.1.2-48]

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	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源を喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	全交流動力電源喪失	全てのディーゼル発電機の機能喪失を想定して設定。
		原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む。) 喪失	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)が機能喪失することにより、崩壊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	起因事象として、外部電源を喪失するものとして設定。
	RCP シール部からの 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 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。
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1.8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	事象発生後の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。
		80m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁容量	定格ループ流量(ループ当たり)の10% (1個当たり)	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)の約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 (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。
代替格納容器スプレイポンプ 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次冷却材圧力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。	

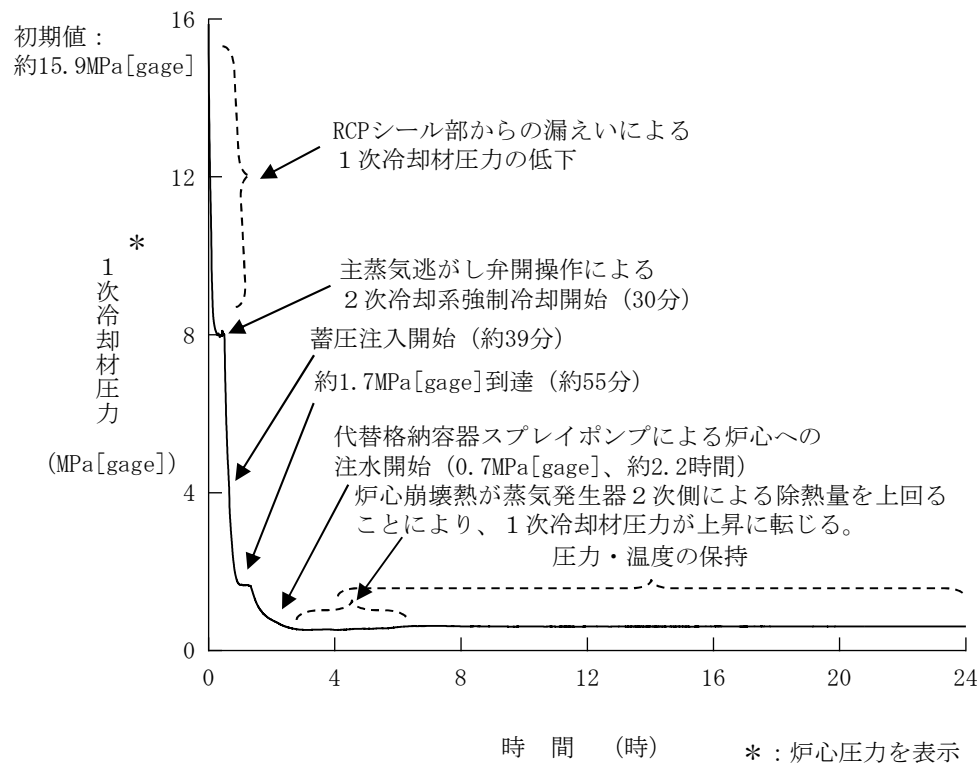
※「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCA)」と同様のため、「全交流動力電源喪失」より引用

2. 主要解析条件 (3 / 3)

主要解析条件 [7.1.2-49]

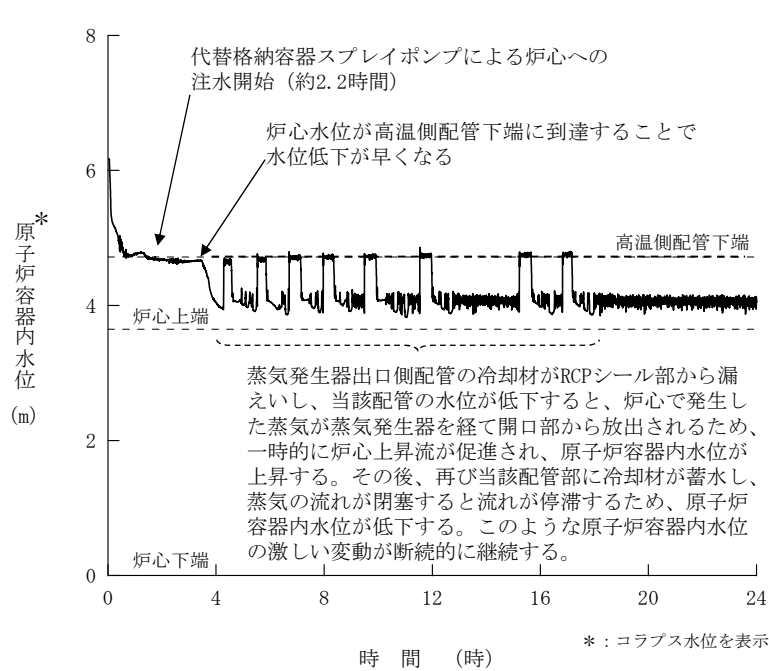
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から 30 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に 10 分、主蒸気逃がし弁の現場開操作に 20 分を想定して設定。
	1次冷却材温度、圧力の保持	1次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa[gage]) 到達時 及び 1次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa[gage]) 到達時	208℃については、蒸気発生器 2 次側冷却による 1 次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから 1 次冷却系に窒素が混入する圧力である約 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等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次冷却材圧力 約 1.7MPa[gage] 到達 及び 代替交流電源確立 (60 分) の 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次冷却系強制冷却再開 (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。
	代替格納容器スプレイ ポンプ起動	1次冷却材圧力 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、安定状態に到達し、1次冷却材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。

※「全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA)」と同様のため、「全交流動力電源喪失」より引用

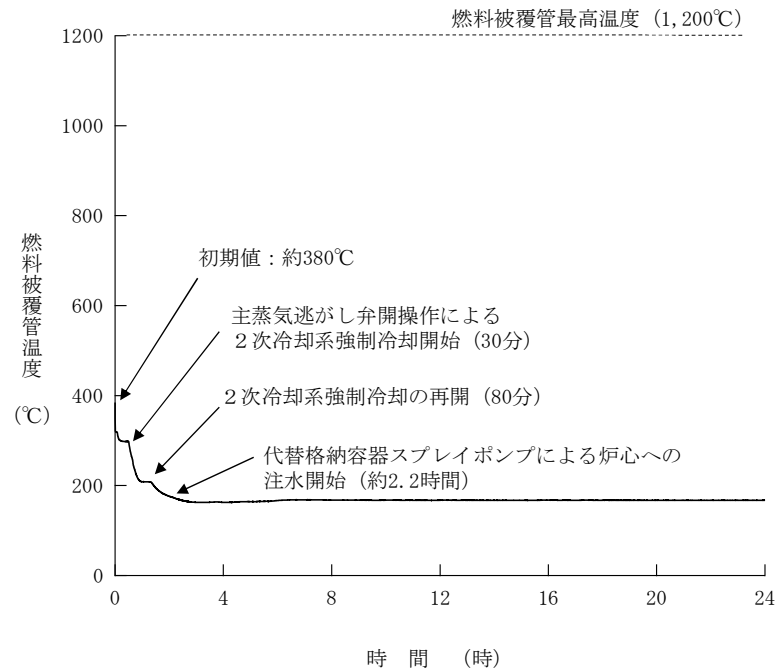


第1図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.2-60]

1次冷却材圧力は、初期値(約15.9MPa [gage])以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa [gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa [gage])を十分下回る。



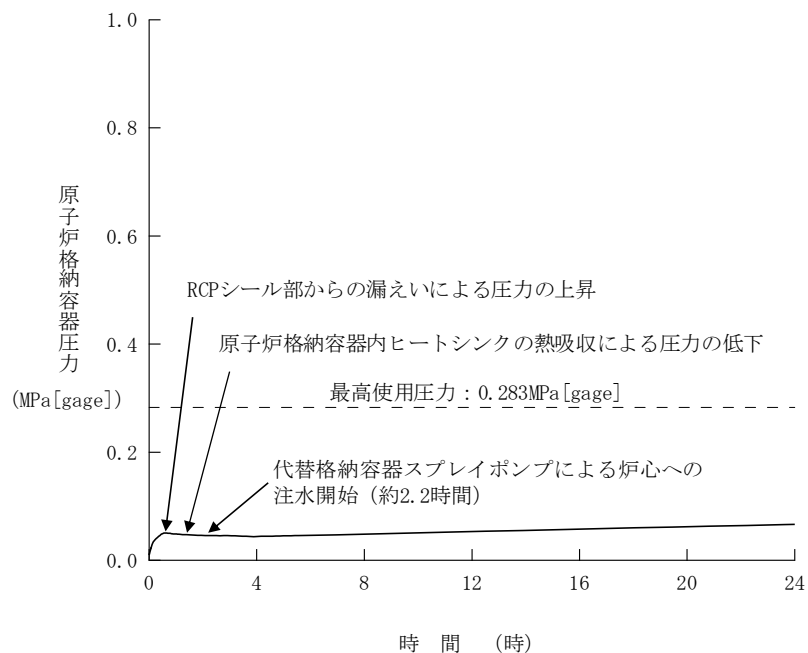
第2図 原子炉容器内水位の推移 [7.1.2-64]



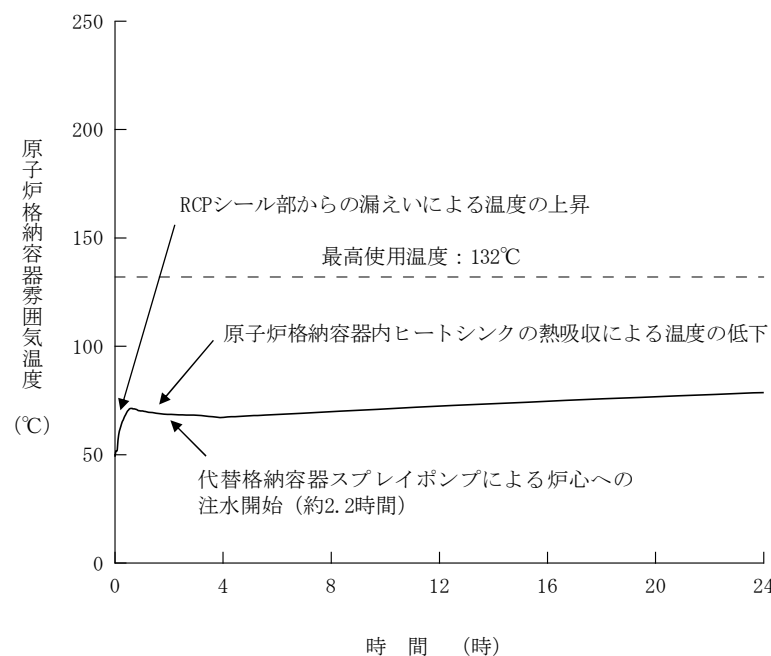
第3図 燃料被覆管温度の推移 [7.1.2-65]

燃料被覆管の最高温度は、炉心は冠水状態にあることから初期値(約380°C)を上回ることなく、1,200°C以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの0.1%以下であり、15%以下となる。

※「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCA)」と同様のため、「全交流動力電源喪失」より引用



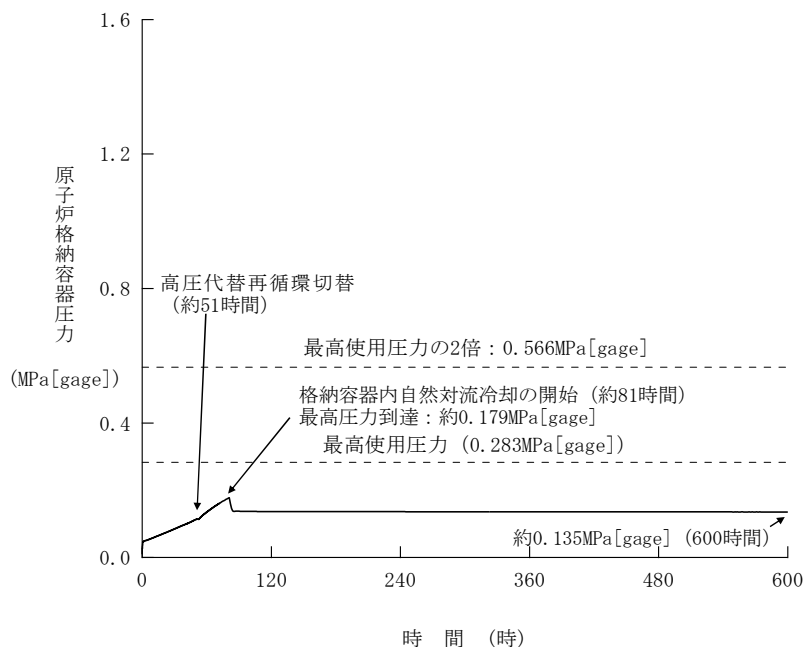
第4図 原子炉格納容器圧力の推移 [7.1.2-69]



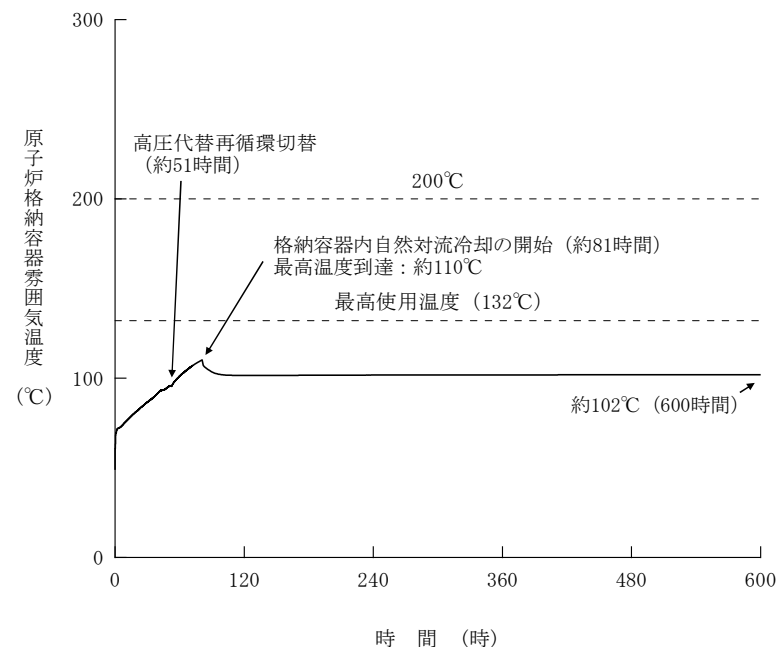
第5図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 [7.1.2-69]

原子炉格納容器圧力及び温度は、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132°C)を下回っている。

※「全交流動力電源喪失(RCPシールLOCA)」と同様のため、「全交流動力電源喪失」より引用



第6図 原子炉格納容器圧力の推移 [7.1.2-70]



第7図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 [7.1.2-70]

蒸気発生器による炉心冷却, 高压代替再循環運転を行うとともに, 事象発生約81時間後に原子炉格納容器雰囲気温度110°Cに到達後, 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を開始することにより, 原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ約0.135MPa [gage]及び約102°Cで維持される。