

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	資料3-3
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

「原子炉停止機能喪失」

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。

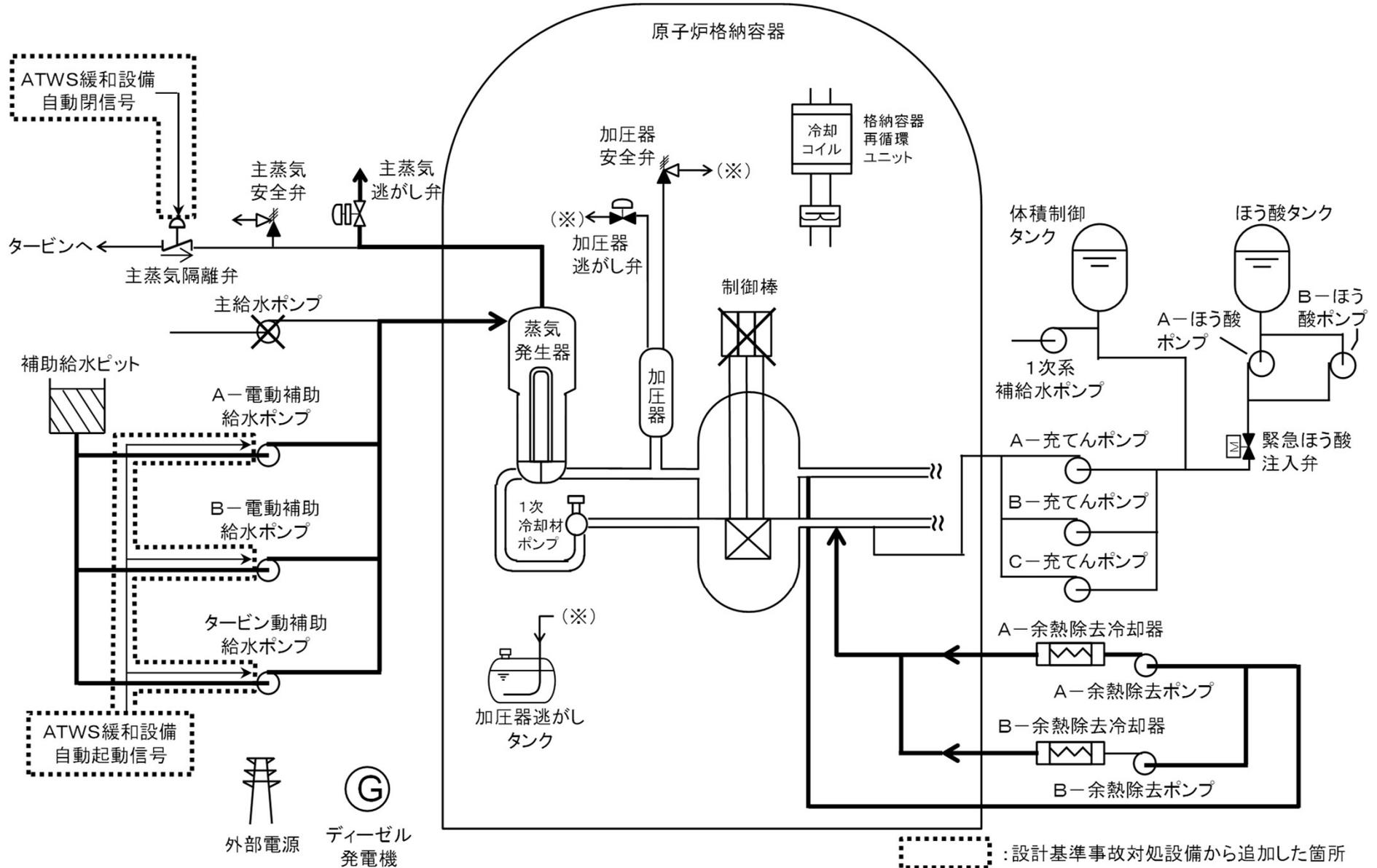
事故シーケンスグループの概要

(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)及び
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

特徴及び炉心損傷防止対策 [1, 2]	重要事故シーケンス [5, 6]	結論 [25, 26]
<p>運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、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、主蒸気ライン隔離により減速材温度を上昇させ、負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水により1次冷却系の過圧を防止することで、炉心損傷の防止を図り、ほう酸注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。</p>	<p>主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</p> <p>及び</p> <p>負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</p>	<p>重要事故シーケンスにおいても、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)により、自動的に主蒸気ラインを隔離し、補助給水ポンプを自動起動することにより、1次冷却材圧力が過度に上昇することはなく、ほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮及び余熱除去系による炉心冷却を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p>

1. 重大事故等対策の概略系統図 (2 / 2)

(余熱除去系による炉心冷却) [34]



2. 主要解析条件 (1 / 4)

(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)(1 / 2) [29]

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% (2,652 MWt)	定格値を設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	15.41MPa [gage]	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6°C	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)	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。
	減速材温度係数 (初期)	-18pcm/°C	ウラン燃料を装荷した炉心において，炉心サイクル寿命中の変化，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，有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-18pcm/°Cを設定。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は，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。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心と ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料平衡炉心を代表する ドップラ特性	ドップラ特性は装荷炉心ごとに大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが，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，正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。 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)	50t (1基当たり)	設計値として設定。

2. 主要解析条件 (2 / 4)

(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)(2 / 2) [30]

	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	主給水流量の喪失を仮定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能, 手動での原子炉トリップの喪失	原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップは実施できないものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合, 1次冷却材ポンプが動作していることから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, 減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため, 1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	ATWS緩和設備 (主蒸気ライン隔離/ 補助給水ポンプ起動)	蒸気発生器水位低 (狭域水位7%) (応答時間2.0秒)	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, 設定の下限値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て, 応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	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ライン隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	ATWS緩和設備 作動設定点 到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの起動時間は, 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。
		150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	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)を仮定)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。
加圧器逃がし弁	95t/h (1個当たり) (2個)	設計値として設定。	

2. 主要解析条件 (3 / 4)

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) (1 / 2) [31]

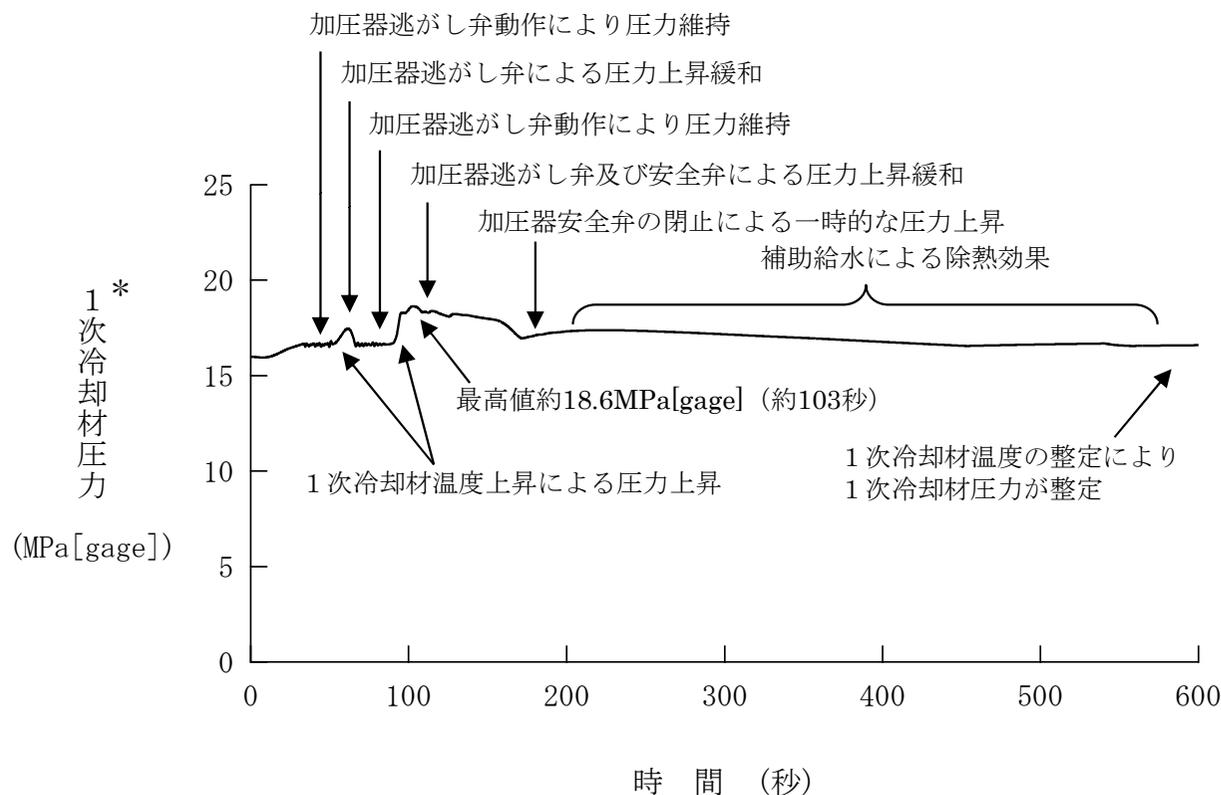
項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果, ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100% (2, 652 MWt)	定格値を設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	15.41MPa [gage]	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6°C	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル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。
	減速材温度係数 (初期)	-18pcm/°C	ウラン燃料を装荷した炉心において, 炉心サイクル寿命中の変化, 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, 有効性評価結果を厳しくする観点で保守的となる減速材温度係数初期値として-18pcm/°Cを設定。事象進展中の減速材反応度帰還効果は, 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。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心と ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料平衡炉心を代表する ドップラ特性	ドップラ特性は装荷炉心ごとに大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが, 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, 正の反応度帰還効果が大きくなるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の特性を考慮して設定。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)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	

2. 主要解析条件 (4 / 4)

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) (2 / 2) [32]

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流量の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止若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、手動での原子炉トリップの喪失	原子炉停止機能喪失として原子炉トリップ失敗及び手動での原子炉トリップは実施できないものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが動作していることから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、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が小さくなるため、1次冷却材圧力の上昇の観点で事象進展が評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	ATWS 緩和設備 (主蒸気ライン隔離/ 補助給水ポンプ起動)	蒸気発生器水位低 (狭域水位 7%) (応答時間 2.0 秒)	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、設定の下限値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て、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	ATWS 緩和設備 作動設定点 到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの起動時間は、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。
		150m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	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)を仮定)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。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	設計値として設定。

(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) [40]

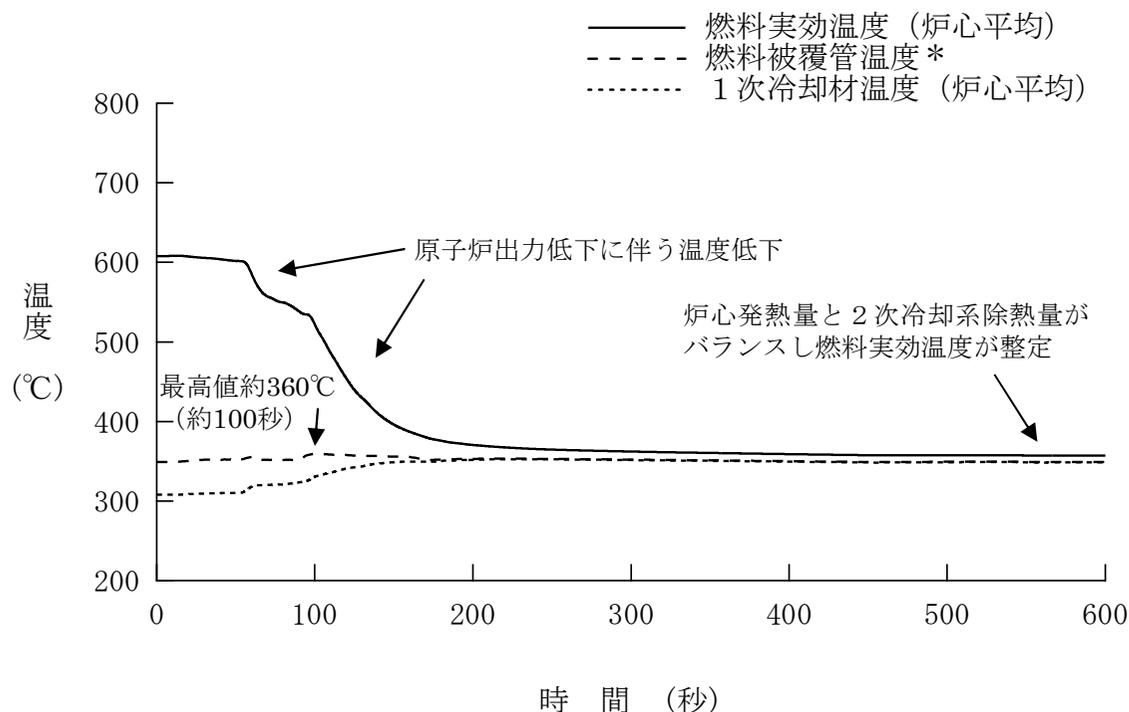


*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第1図 1次冷却材圧力の推移

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る。

(主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) [42]

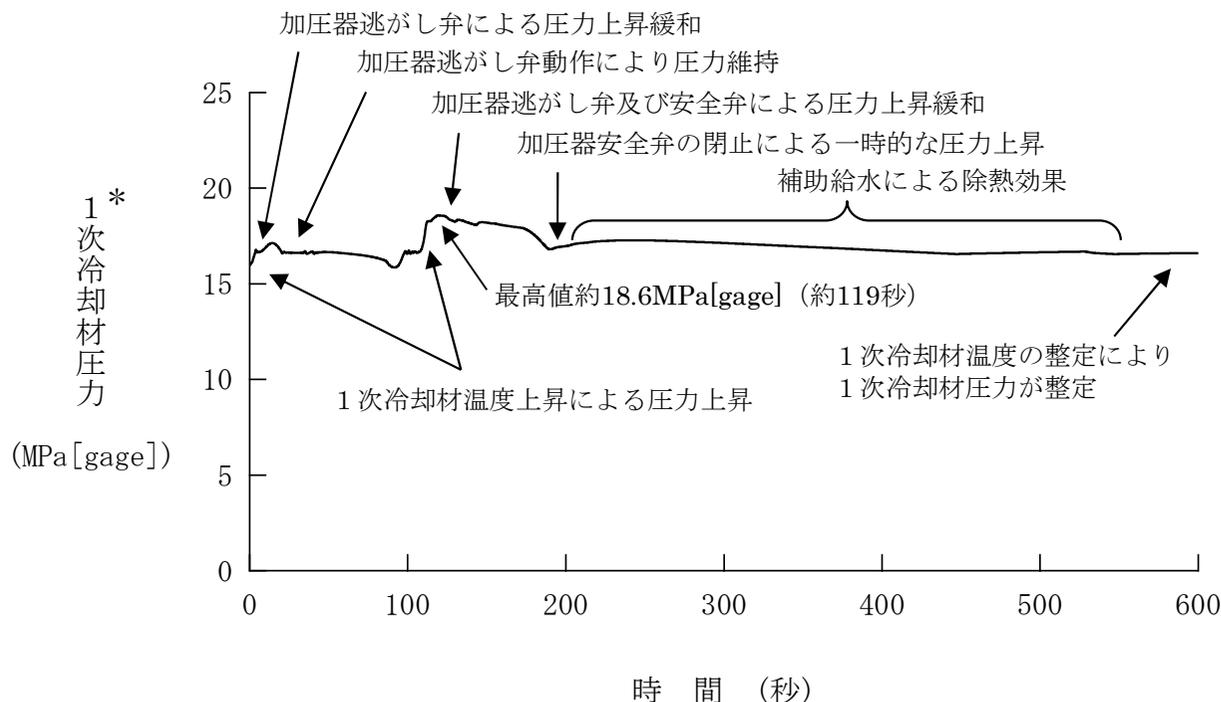


* 燃料被覆管温度は、3次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

第2図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移

燃料被覆管温度は、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360°Cに達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200°C以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) [47]

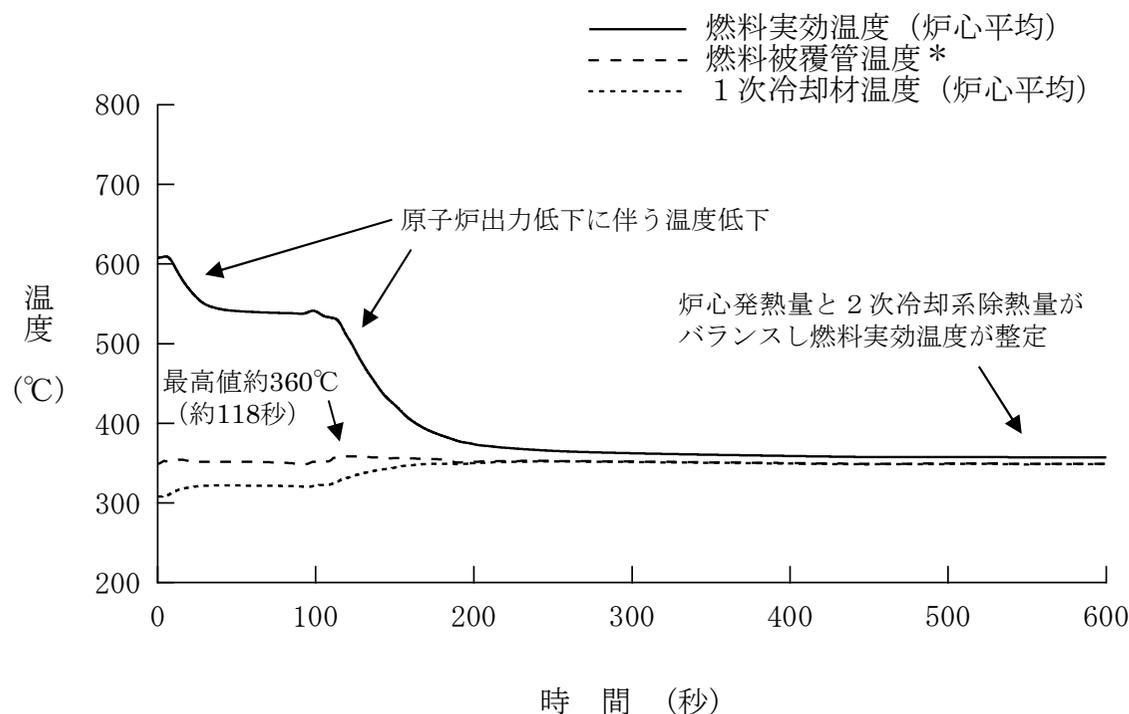


*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第3図 1次冷却材圧力の推移

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約18.6MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[gage])を下回る。

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故) [49]



* 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4図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移

燃料被覆管温度は、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360°Cに達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1,200°C以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。