

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	資料 4
提出年月日	令和5年1月19日

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価

- 「2次冷却系からの除熱機能喪失」
- 「原子炉補機冷却機能喪失」
- 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」
- 「原子炉停止機能喪失」
- 「ECCS注水機能喪失」

令和5年1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。

【本日の説明事項】

- 設置許可基準規則第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）の要求事項に対応するために、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計であることを、次ページ以降に示す。
- 有効性評価を行った結果、整備した炉心損傷防止対策が選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認できた。泊3号炉において整備した炉心損傷防止対策が先行PWRプラントの対策と同等であることを確認している。
- まとめ資料は、これまでに審査を受けたものから先行審査実績を踏まえ、記載の充実や表現の適正化を図っているが、対応手段の内容や方針に変更は無い。

1. 2次冷却系からの除熱機能喪失	3
2. 原子炉補機冷却機能喪失	11
3. 原子炉格納容器の除熱機能喪失	21
4. 原子炉停止機能喪失	30
5. ECCS注水機能喪失	42

1. 2次冷却系からの除熱機能喪失

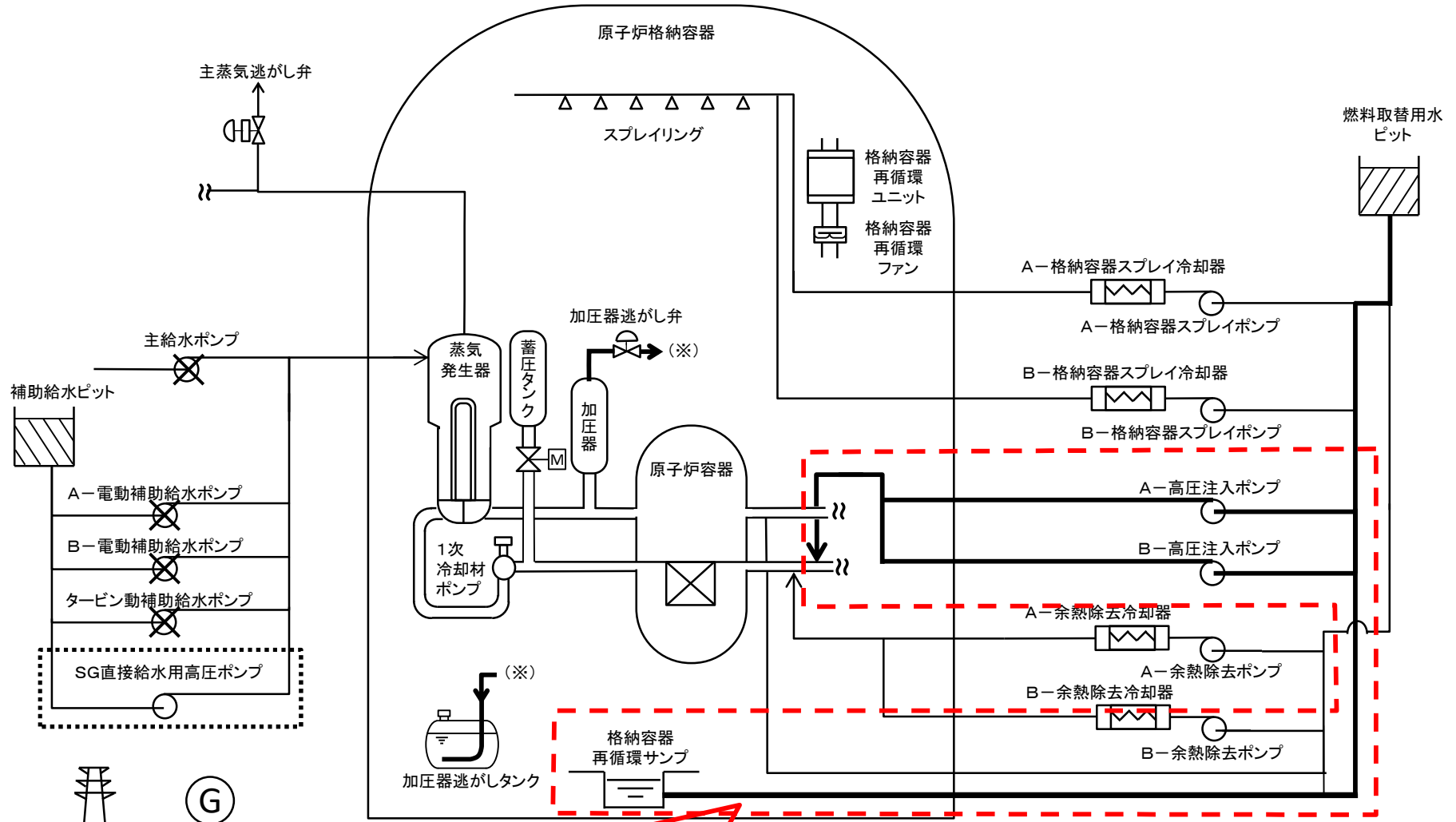
有効性評価の結果の概要

大飯3 / 4号炉
と同様

事故シーケンスグループの特徴 及び炉心損傷防止対策 [7.1.1-1,2]	重要事故シーケンス [7.1.1-6]	結 論 [7.1.1-22]
<p>原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失することを想定する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、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>炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入系による高圧再循環及び余熱除去系による炉心冷却を継続する。</p>	<p>主給水流量喪失時に補助給水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、運転員等操作によるフィードアンドブリード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、以下の評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。（評価結果はP8～10参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ①燃料被覆管温度及び酸化量 ②原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 ④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度

(フィードアンドブリード及び高圧再循環) [7.1.1-27]

大飯3 / 4号炉
と対策は同様



外部電源
ディーゼル発電機

高圧再循環は余熱除去系による炉心冷却までの安定状態に向けた対策

⋯⋯⋯ : 設計基準事故対処設備から追加した箇所

(余熱除去系による炉心冷却) [7.1.1-27]

大飯3 / 4号炉
と対策は同様

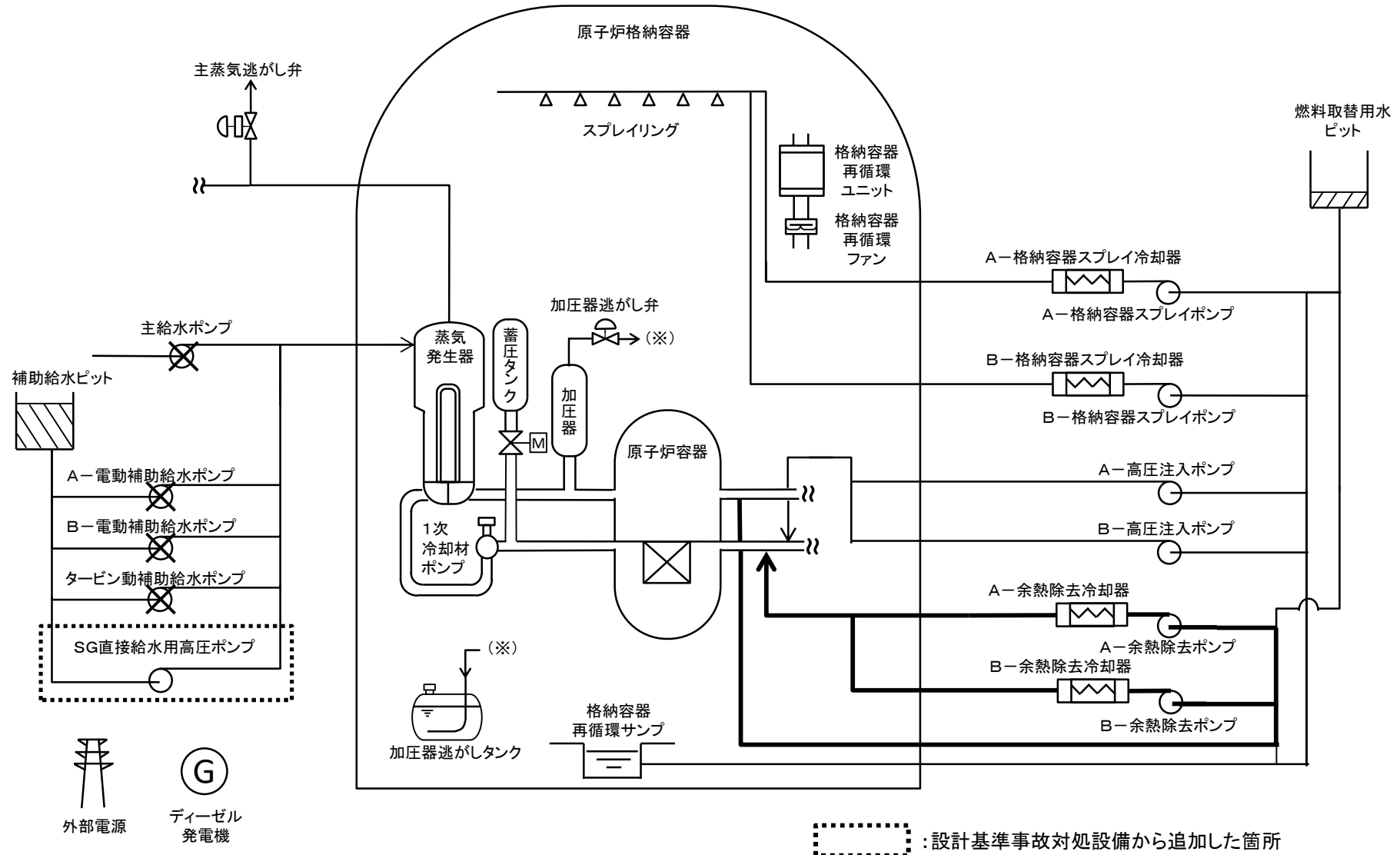


表 主要解析条件 [7.1.1-25]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

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次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管温度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)	306.6 + 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。初期温度 (1次冷却系保有エネルギー) が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり, 比較的低温の冷却材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)	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。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量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, 炉心の冷却上厳しい設定。

表 主要解析条件 [7.1.1-26]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

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い値として、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て、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2台) (高圧注入特性： 0 m ³ /h～約230m ³ /h, 0 MPa [gage]～約13.0MPa [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 (1個当たり) (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 (非常用炉心冷却設備作動 信号手動発信+加圧器逃が し弁手動開)	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、運転要領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、広域水位計器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。	

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

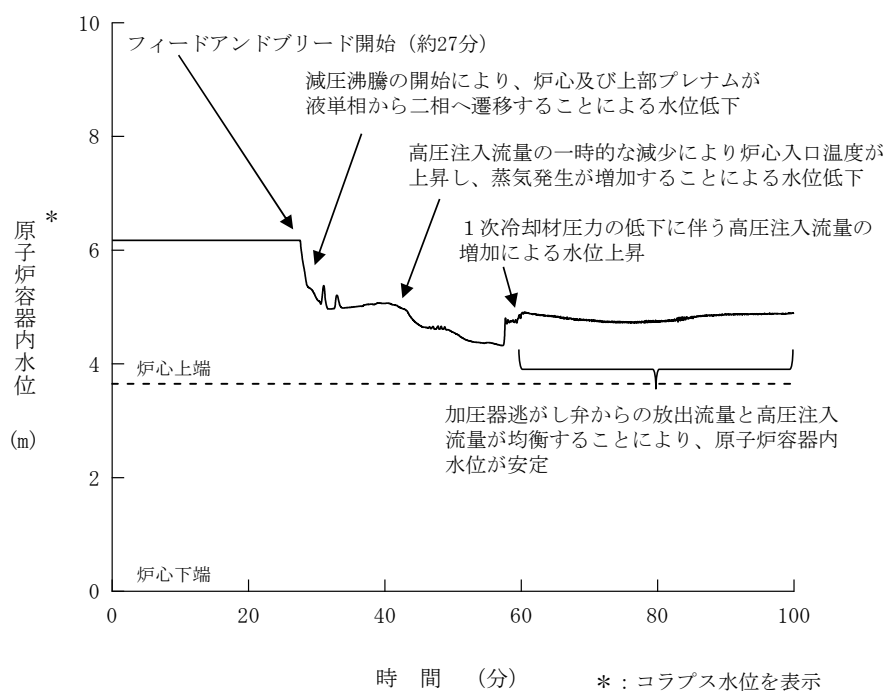


図 原子炉容器内水位の推移 [7.1.1-32]

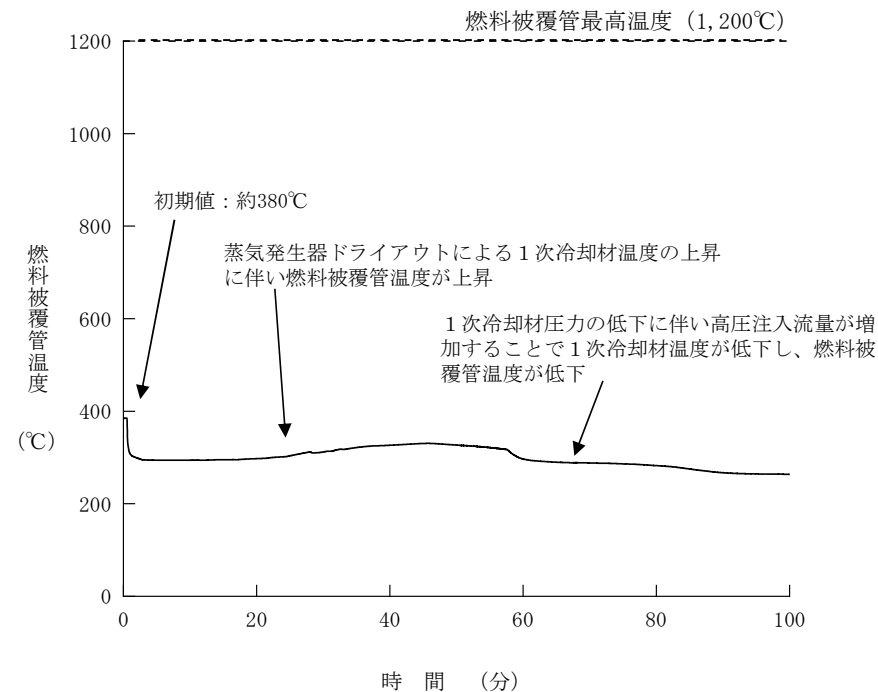


図 燃料被覆管温度の推移 [7.1.1-34]

■ 評価項目 [7.1.1-11]

燃料被覆管温度は、炉心は冠水状態にあることから初期値(約380°C)以下にとどまり、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。

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

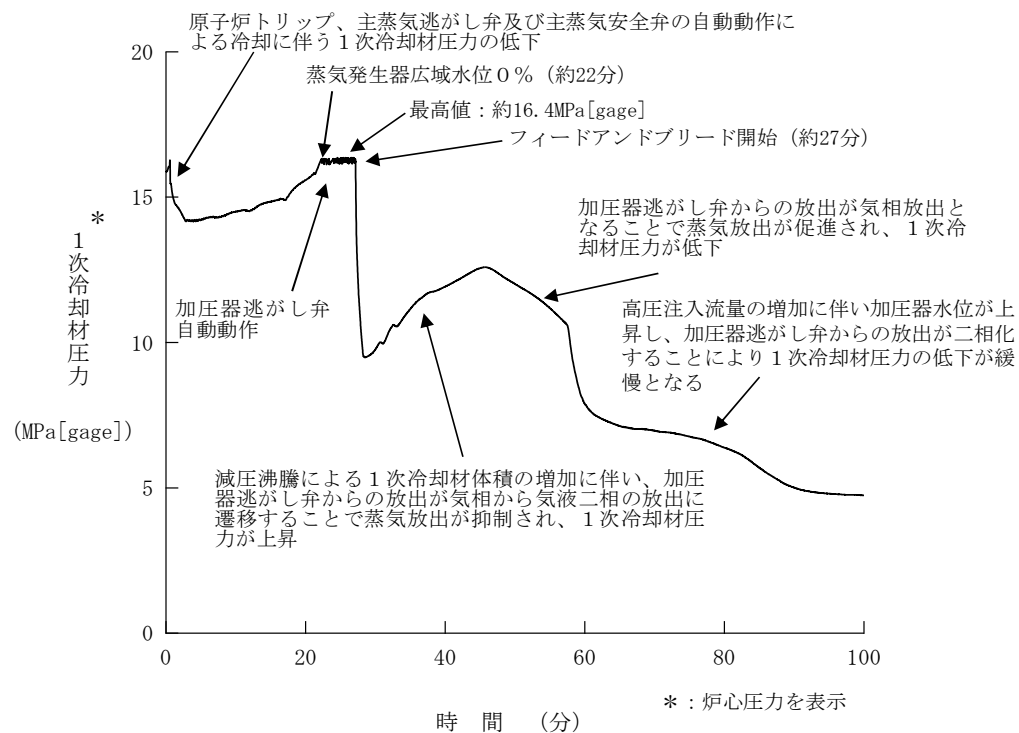


図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.1-30]

■ 評価項目 [7.1.1-11]

1次冷却材圧力は、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.7MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を下回る。

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

■ 評価項目 [7.1.1-11]

フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]、約124℃にとどまる。このため、本事象においても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℃)を下回る。

2. 原子炉補機冷却機能喪失

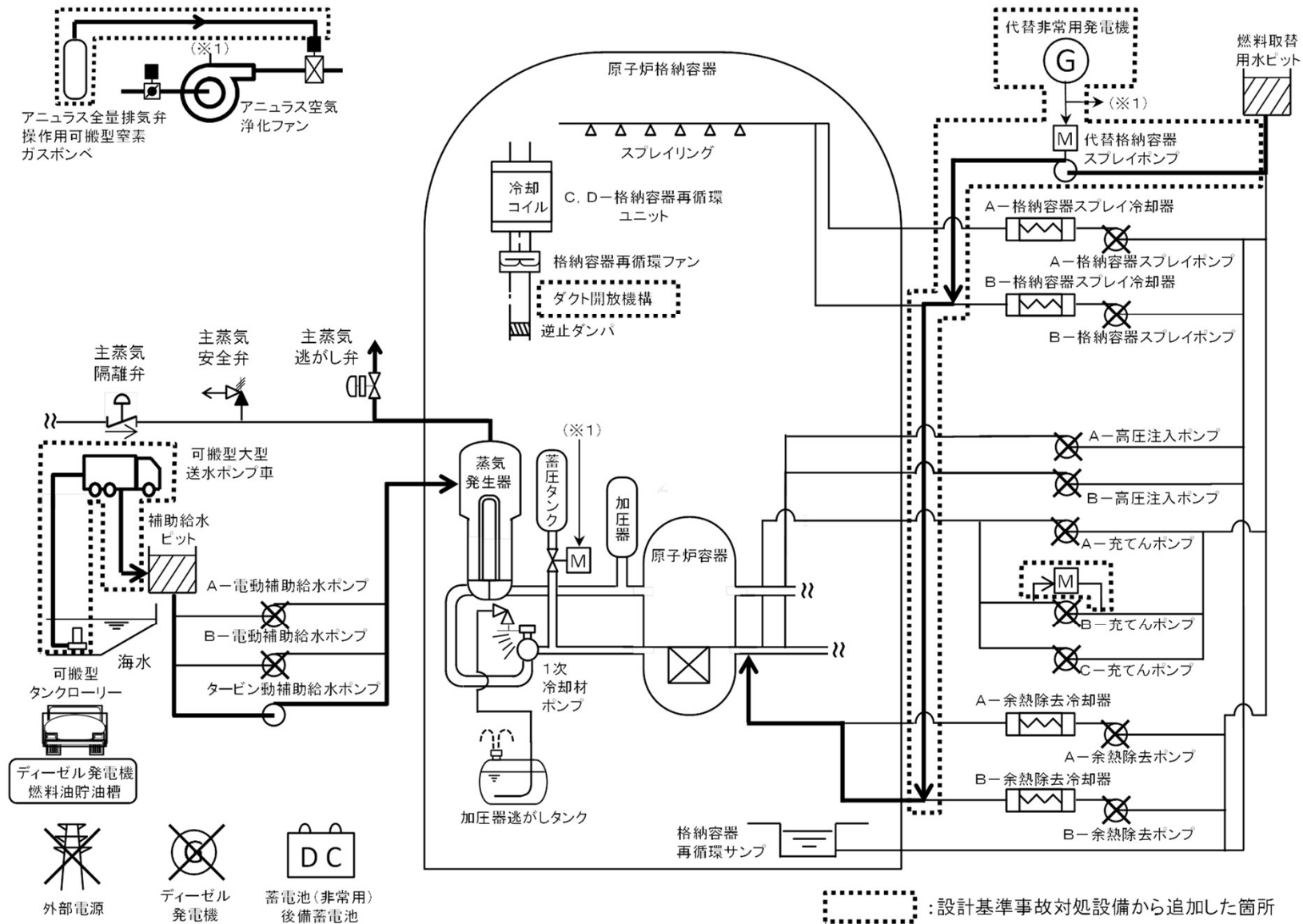
有効性評価の結果の概要

大飯3 / 4号炉
と同様

事故シーケンスグループの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]	結論 [7.1.3-10]
<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>炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系強制冷却、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水並びに充てんポンプによる炉心注水を整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入系による高圧代替再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として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手段を整備する。</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>重要事故シーケンスにおいても、運転員等操作によるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却並びに代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水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、以下の評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。（評価結果はP17～20参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ①燃料被覆管温度及び酸化量 ②原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 ④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 <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>

(2次冷却系強制冷却及び代替炉心注水) [7.1.3-17]

大飯3 / 4号炉
と対策は同様



大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

表 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

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

表 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

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

表 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

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

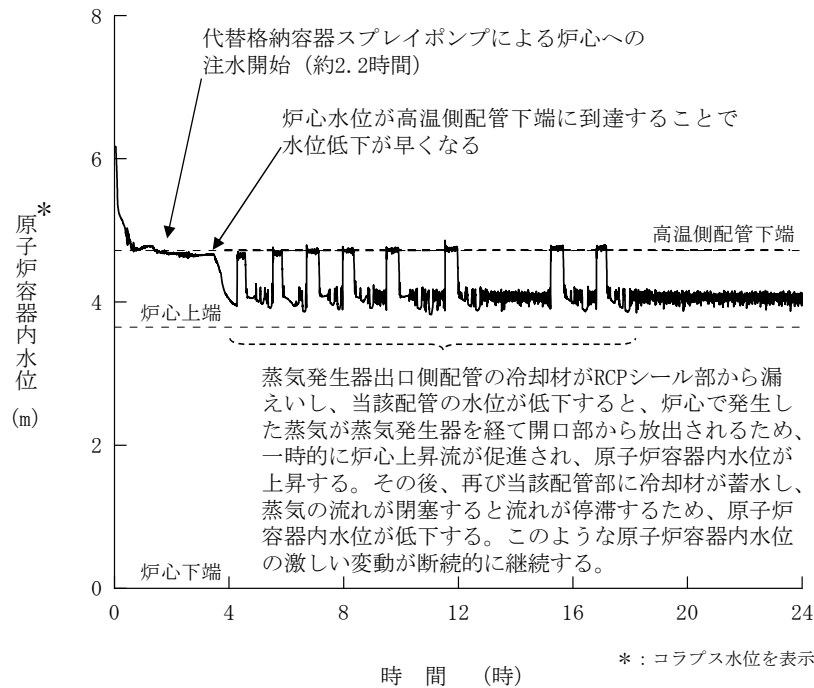


図 原子炉容器内水位の推移
[7.1.2-64]

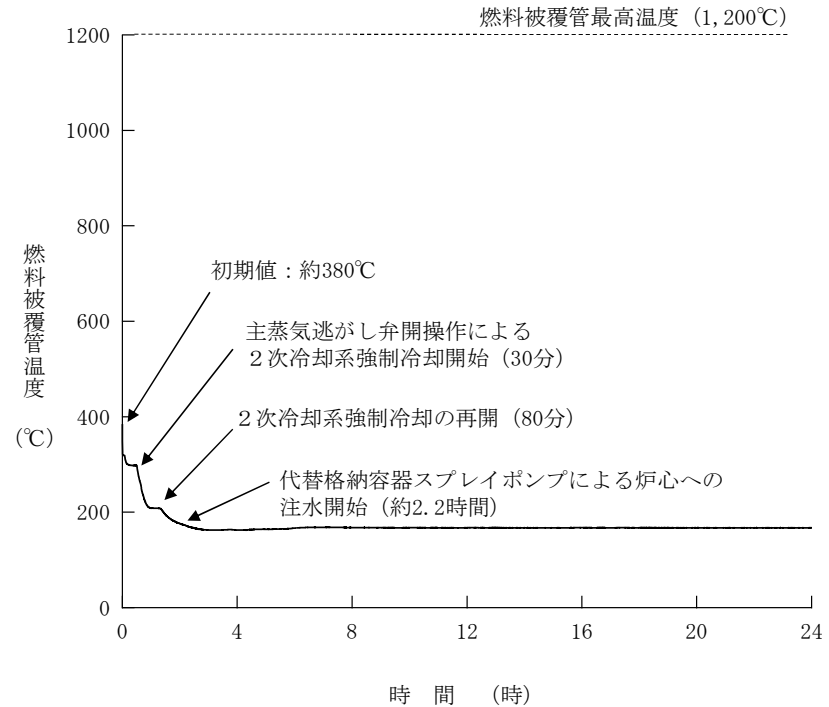


図 燃料被覆管温度の推移
[7.1.2-65]

■ 評価項目 [7.1.2-17]

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

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

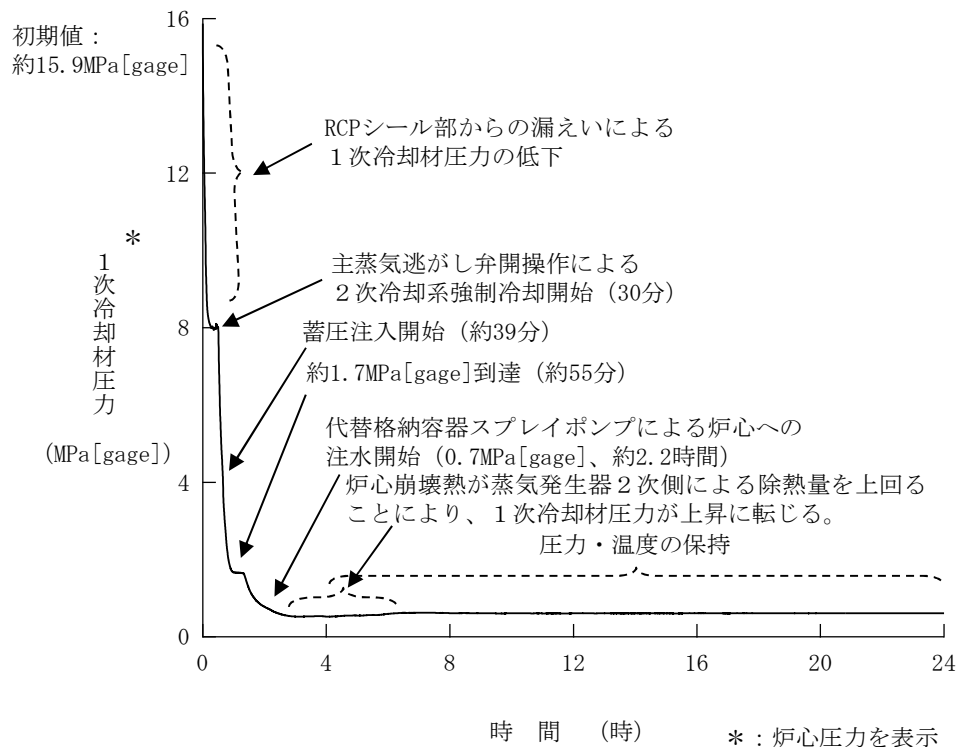


図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.2-60]

■ 評価項目 [7.1.2-17]

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、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、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。

※「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

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

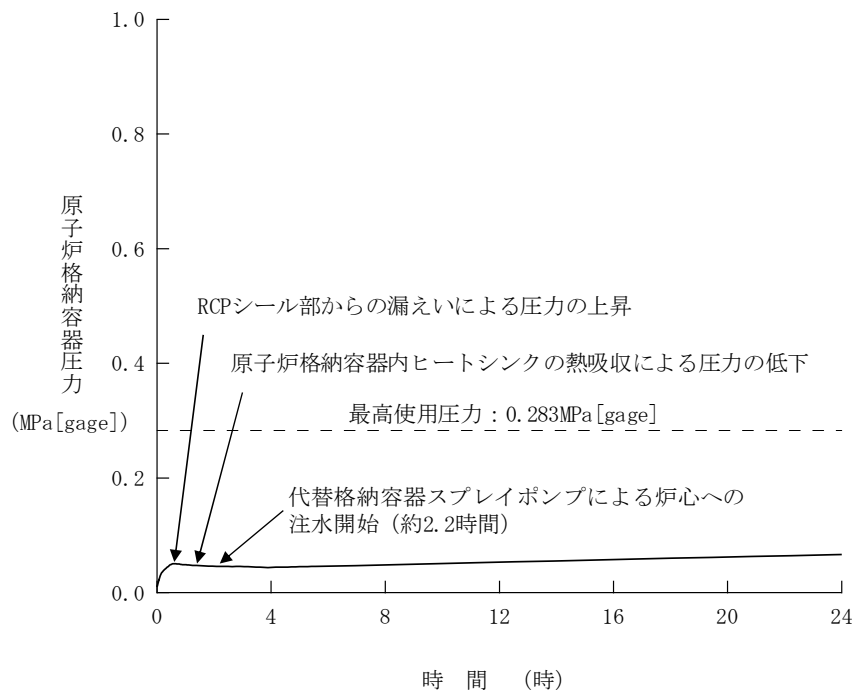


図 原子炉格納容器圧力の推移
[7.1.2-69]

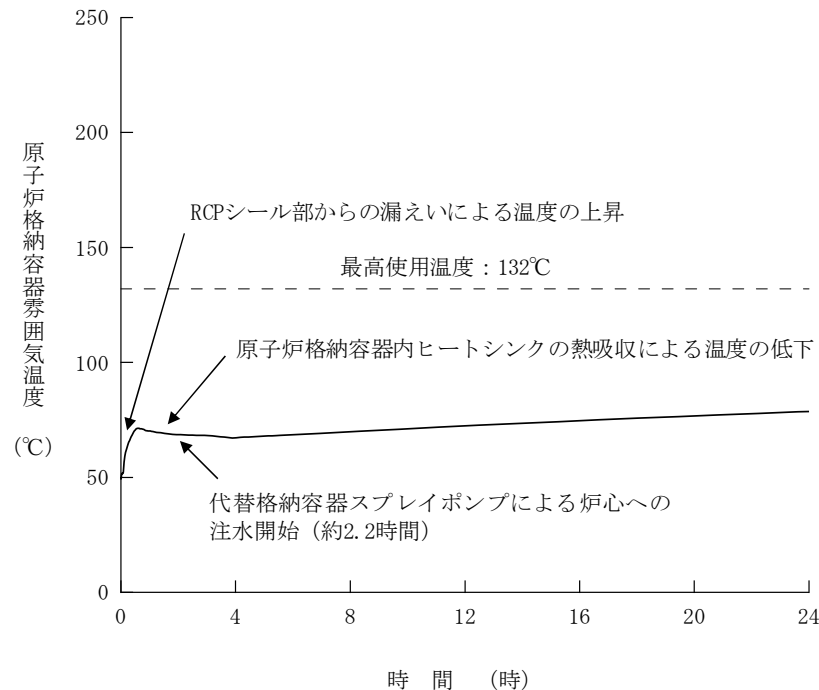


図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移
[7.1.2-69]

■ 評価項目 [7.1.2-17]
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℃) 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

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

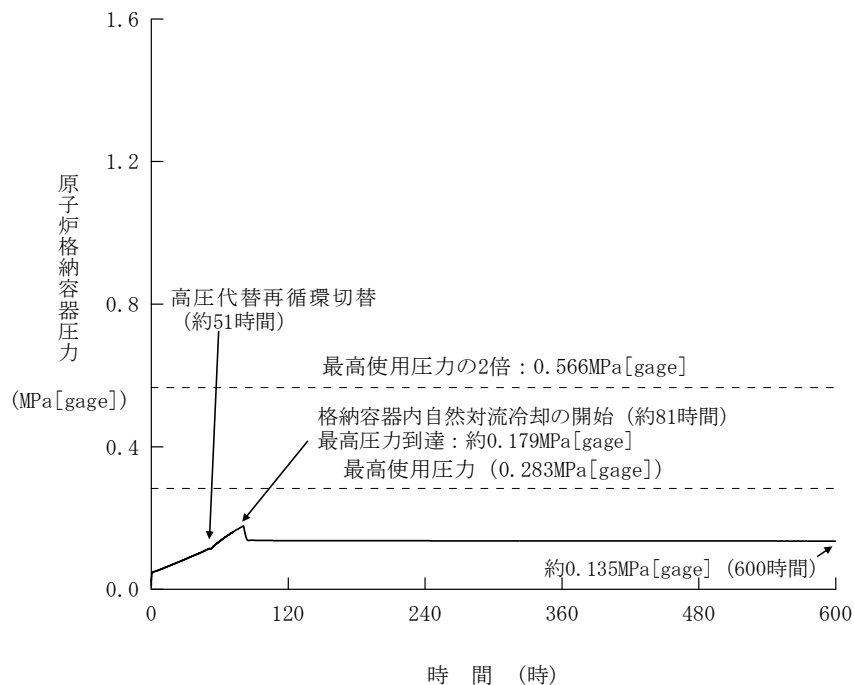


図 原子炉格納容器圧力の推移 [7.1.2-70]

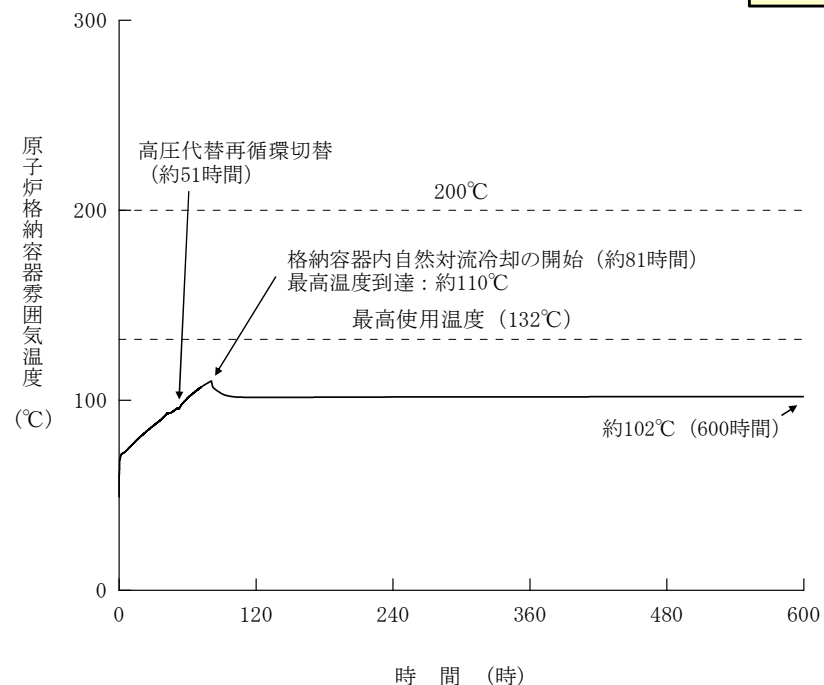


図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 [7.1.2-70]

■ 評価項目 [7.1.2-17]

蒸気発生器による炉心冷却, 高圧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。

※「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

3. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

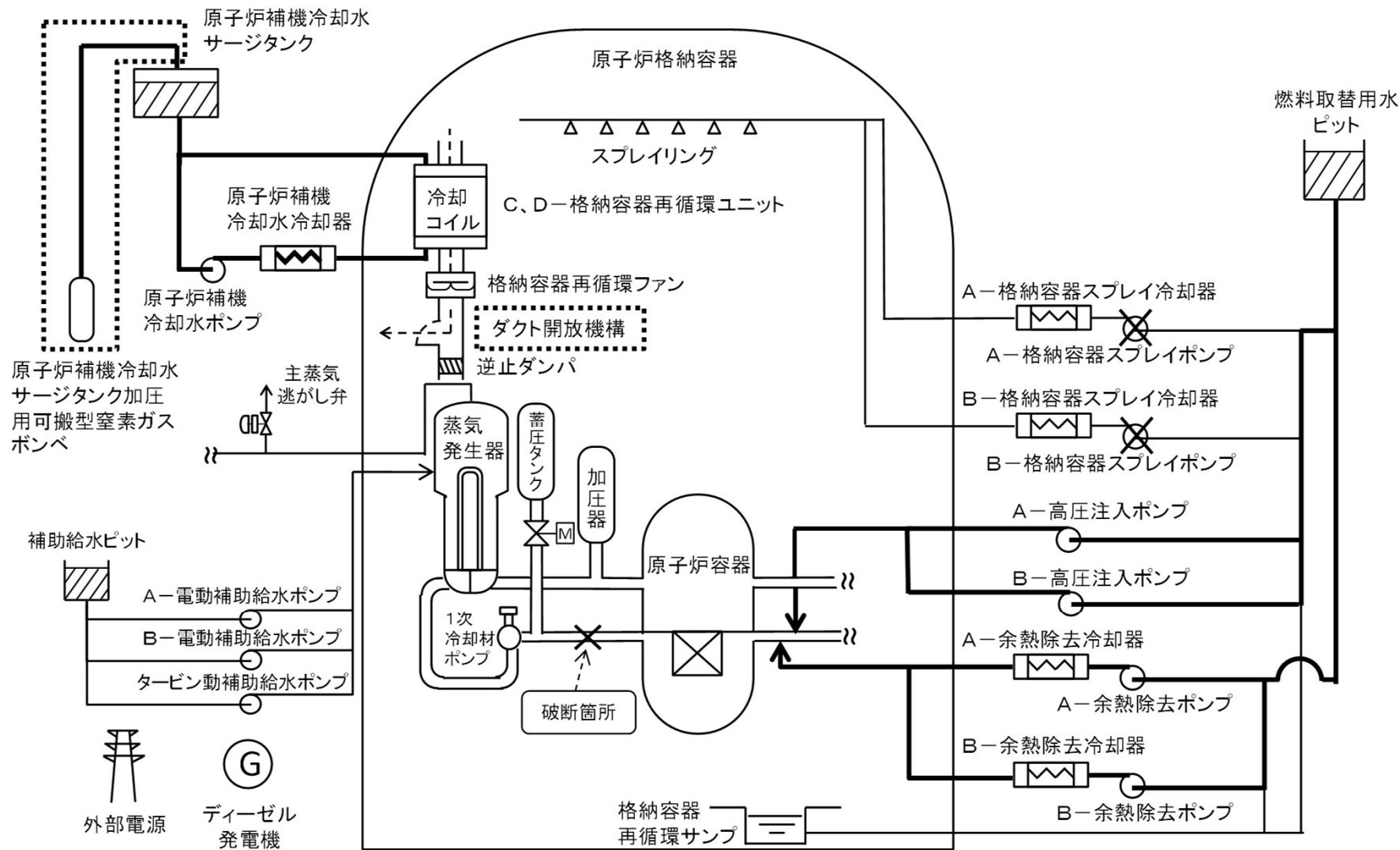
有効性評価の結果の概要

大飯3 / 4号炉
と同様

事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策 [7.1.4-1,2]	重要事故シーケンス [7.1.4-6]	結論 [7.1.4-21,22]
<p>原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失することを想定する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できなくなることで、原子炉格納容器が過圧破損に至る。その後、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰が生じることにより炉心への注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る（原子炉格納容器先行破損）。</p> <p>原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水、並びに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整備し、安定状態に向けた対策として、高圧注入系による高圧再循環運転による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として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整備する。</p>	<p>大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入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、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実施することにより、原子炉格納容器先行破損は生じず、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、以下の評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。（評価結果はP27～29参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ①燃料被覆管温度及び酸化量 ②原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 ④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度

(高圧注入, 低圧注入及び格納容器内自然対流冷却) [7.1.4-29]

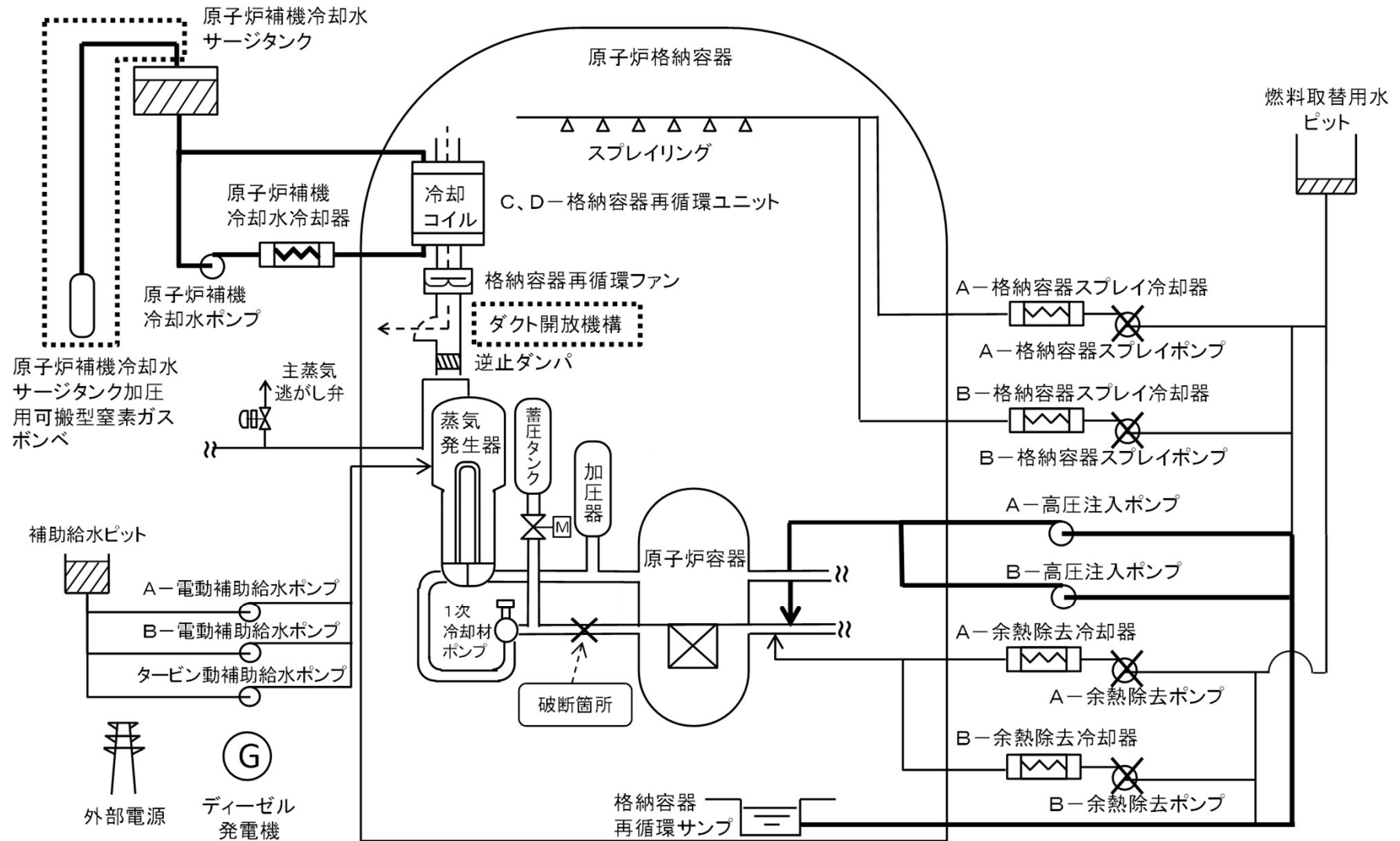
大飯3 / 4号炉
と対策は同様



: 設計基準事故対処設備から追加した箇所

(高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却) [7.1.4-29]

大飯3 / 4号炉
と対策は同様



⋯⋯⋯ : 設計基準事故対処設備から追加した箇所

表 主要解析条件 [7.1.4-26]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

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% (2,652MWt) × 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、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)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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)	設計値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。
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想定。破断口径は原子炉格納容器の圧力上昇を厳しくする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	低圧再循環機能喪失及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧再循環機能として再循環切替時に低圧注入系、格納容器スプレイ注入機能として格納容器スプレイ系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、より炉心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の上昇の観点で事象進展が厳しい設定。

表 主要解析条件 [7.1.4-27]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

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い値として、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い値として、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。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m ³ /h～約 350m ³ /h, 0MPa[gage]～ 約 15.7MPa[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。
	余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m ³ /h～約 1,820m ³ /h, 0MPa[gage]～ 約 1.3MPa[gage])	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上昇の観点で事象進展が厳しい設定。
	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。
		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。

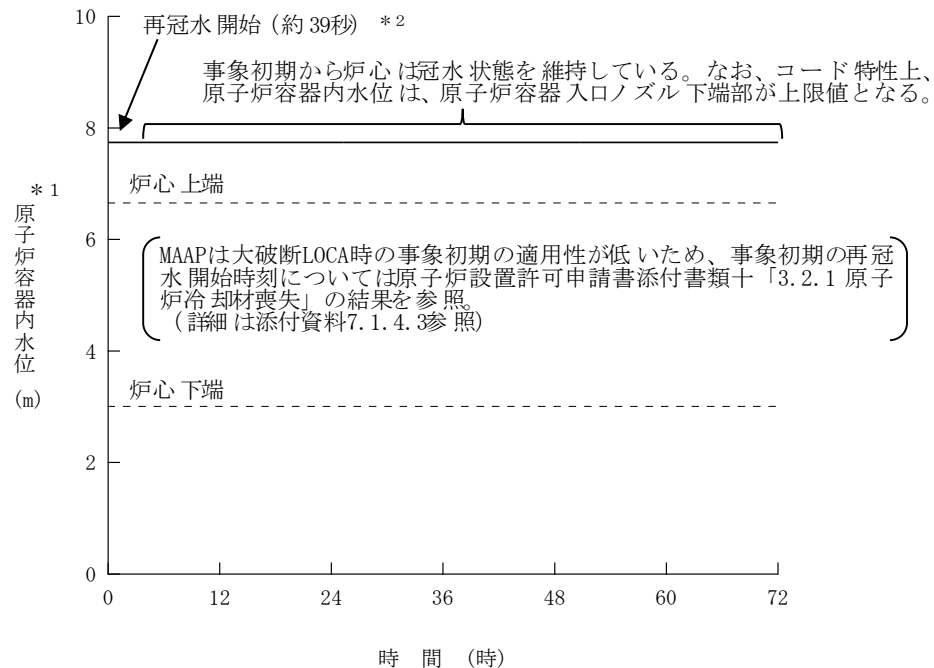
表 主要解析条件 [7.1.4-28]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

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)	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、他の事故シーケンスと同様に最低の保持圧力を設定。
	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。 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、他の事故シーケンスと同様に最小の保有水量を設定。
	再循環切替	燃料取替用水ピット 水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 除熱特性 100℃～約155℃, 約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性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	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	原子炉格納容器の最高使用圧力 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の操作等を考慮して、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到達から30分を想定して設定。

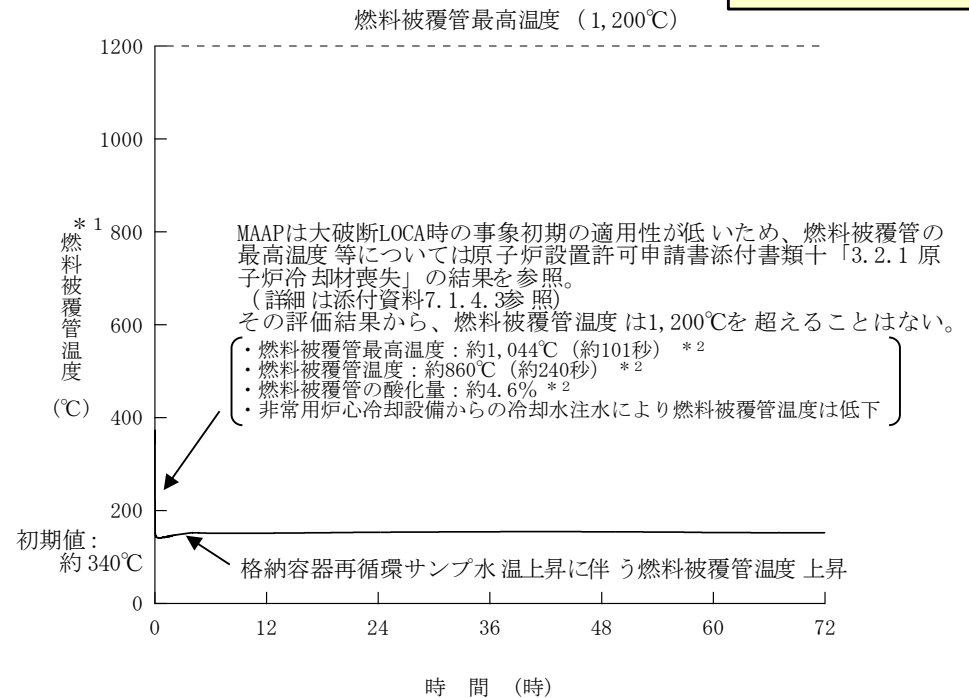
評価結果① (燃料被覆管温度及び酸化量)

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様



*1 : 原子炉容器内水位の推移はMAAPによる解析結果を示しており、入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示
*2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

図 原子炉容器内水位の推移 [7.1.4-36]



*1 : 燃料被覆管温度の推移はMAAPによる解析結果を示しており、炉心部ノード単位の燃料被覆管温度の最高点を示す
*2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の結果

図 燃料被覆管温度の推移 [7.1.4-36]

■ 評価項目 [7.1.4-11]

燃料被覆管の最高温度は、破断直後の炉心露出により一時的に上昇するが、非常用炉心冷却設備による炉心注水により低下する。非常用炉心冷却設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.2.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも燃料被覆管の最高温度は約1,044°Cであり、燃料被覆管の酸化量は約4.6%である。このため、本事象においても燃料被覆管最高温度は1,200°C、燃料被覆管の酸化量15%以下である。

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

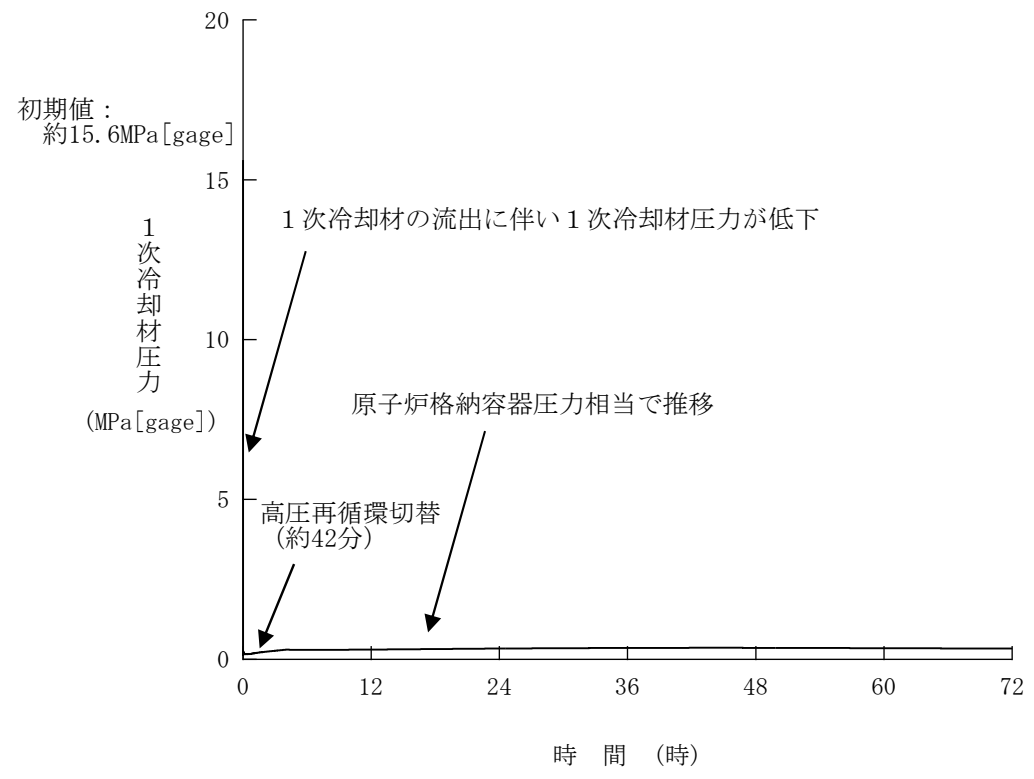
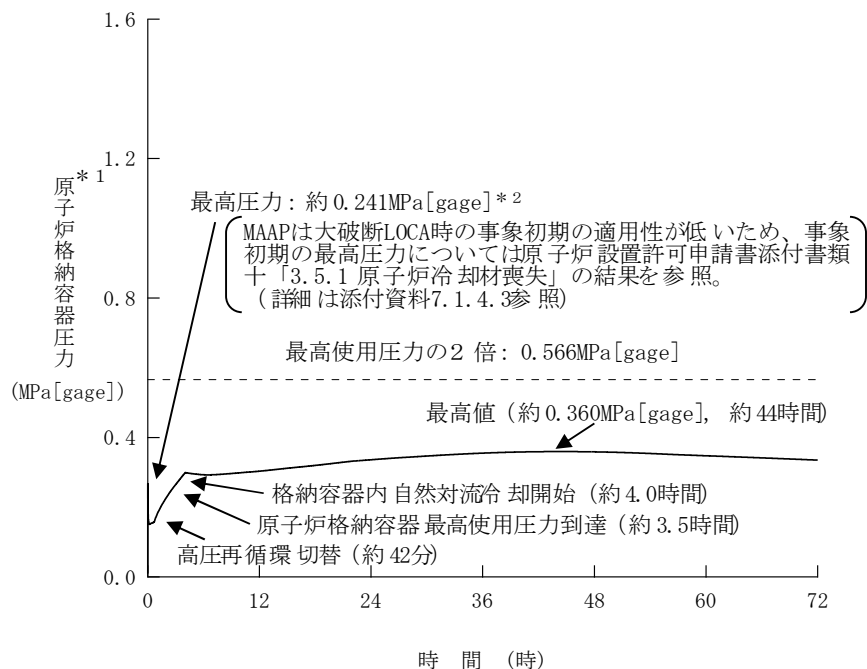


図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.4-34]

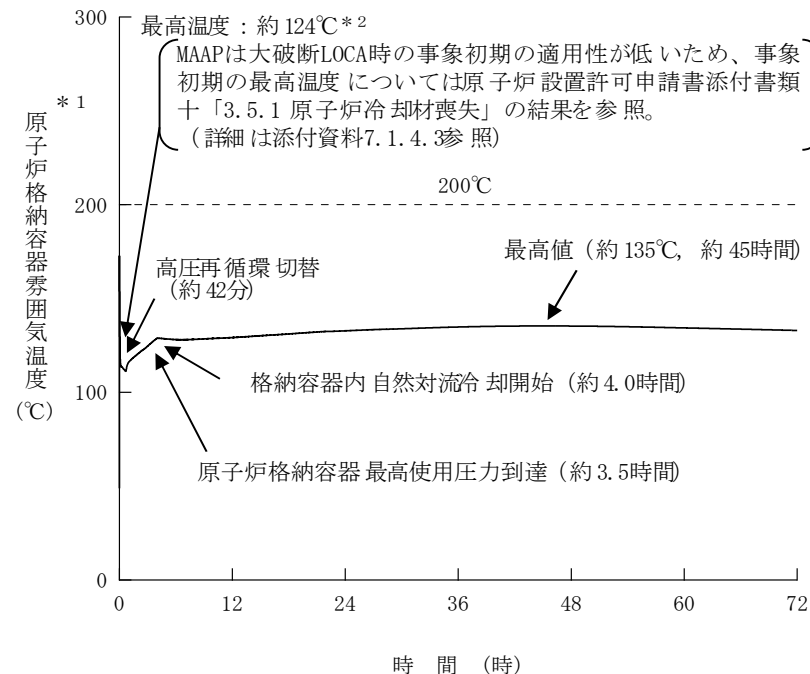
■ 評価項目 [7.1.4-11]
 1次冷却材圧力は、初期値（約15.6MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.6MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様



*1 : 原子炉格納容器 圧力の推移はMAAPによる解析結果を示している
*2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

図 原子炉格納容器圧力の推移 [7.1.4-39]



*1 : 原子炉格納容器 雰囲気温度の推移はMAAPによる解析結果を示している
*2 : 原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の結果

図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 [7.1.4-39]

■評価項目 [7.1.4-11]

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、それぞれ最高値が約0.360MPa[gage]及び約135°Cであり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍 (0.566MPa[gage]) 及び200°Cを下回る。

4. 原子炉停止機能喪失

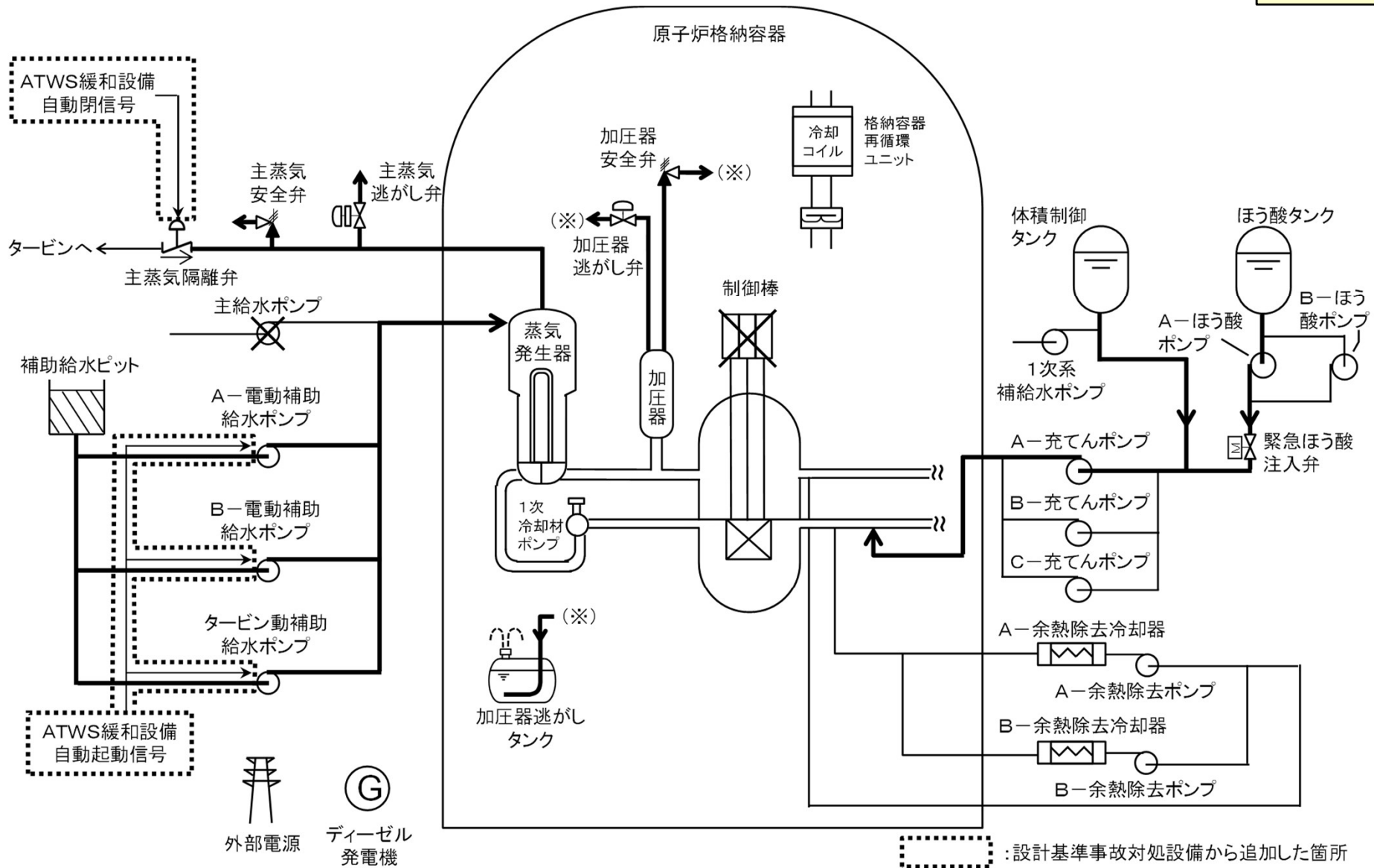
有効性評価の結果の概要

大飯3 / 4号炉
と同様

事故シーケンスグループの特徴 及び炉心損傷防止対策 [7.1.5-1,2]	重要事故シーケンス [7.1.5-5,6]	結論 [7.1.5-25,26]
<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>炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策としてタービントリップ、主蒸気ライン隔離及び補助給水ポンプを自動起動させる共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）（以下「ATWS緩和設備」という。）を整備し、安定状態に向けた対策として、未臨界を確保するためにほう酸ポンプによる緊急ほう酸濃縮を整備するとともに、炉心を冷却するために余熱除去系による冷却を継続する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<p>重要事故シーケンスにおいても、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い、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、以下の評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。（評価結果はP37～41参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ①燃料被覆管温度及び酸化量 ②原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 ④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度

(ATWS緩和設備及び緊急ほう酸濃縮) [7.1.5-34]

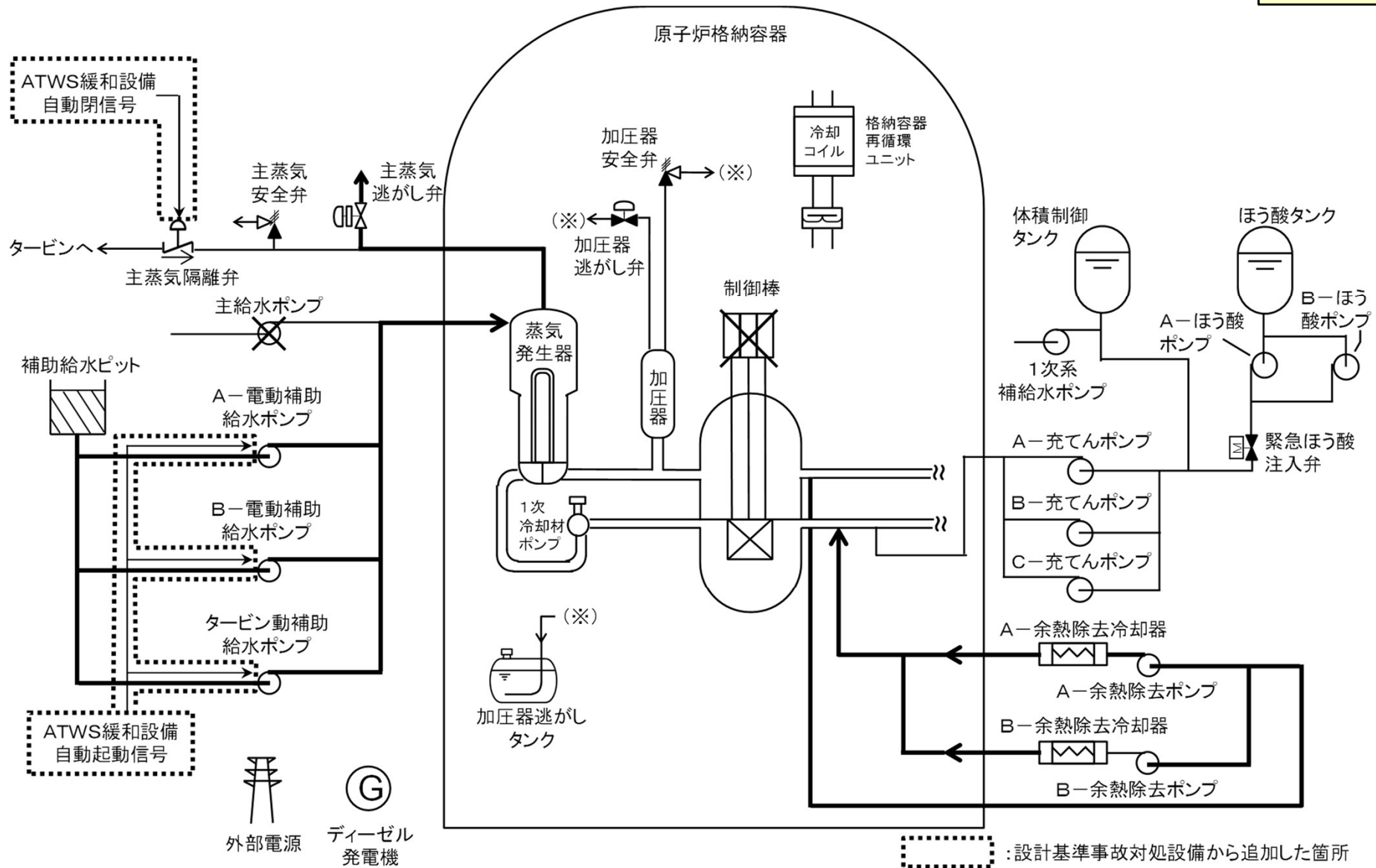
大飯3 / 4号炉
と対策は同様



(余熱除去系による炉心冷却)

[7.1.5-34]

大飯3 / 4号炉
と対策は同様



大飯3 / 4号炉と条件設定の考え方は同様
ただし、泊3号炉はMOX燃料を包絡した条件設定としている

表 主要解析条件 (1 / 2) [7.1.5-29]
(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)

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。	

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

表 主要解析条件 (2 / 2) [7.1.5-30]
(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)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起回事象	主給水流量喪失	主給水流量の喪失を仮定。
	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動作) 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。

大飯3 / 4号炉と条件設定の考え方は同様
ただし、泊3号炉はMOX燃料を包絡した条件設定としている

表 主要解析条件 (1 / 2) [7.1.5-31]
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

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。	

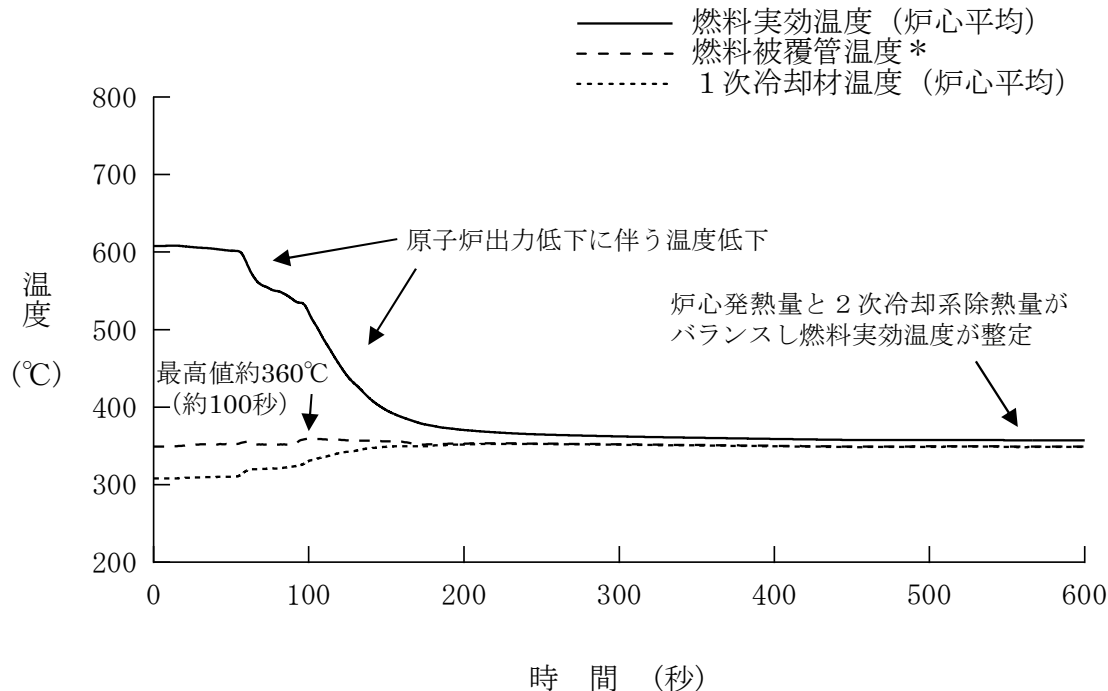
大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

表 主要解析条件 (2 / 2) [7.1.5-32]
(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

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)

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様



* 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。

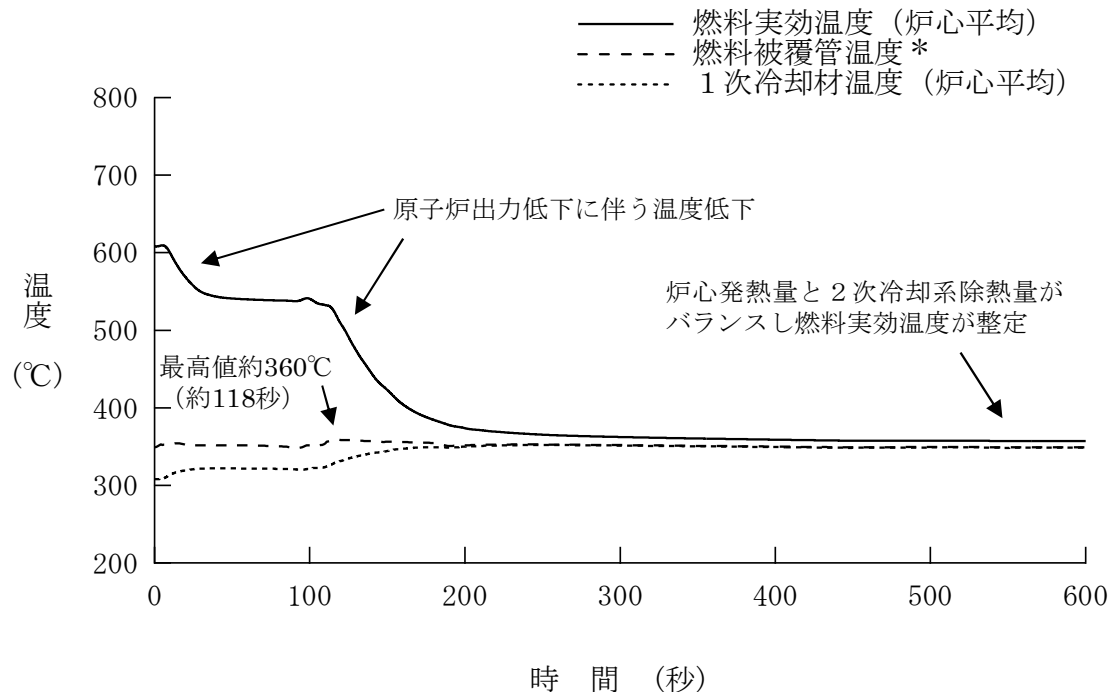
図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 [7.1.5-42]

■ 評価項目 [7.1.5-10]

燃料被覆管の温度は、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約100秒で最高の約360°Cに到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、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1%以下であり、15%以下となる。

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様



* 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。

図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 [7.1.5-49]

■ 評価項目 [7.1.5-13]

燃料被覆管の温度は、原子炉停止機能喪失によりわずかに上昇し、事象発生から約118秒で最高の約360°Cに到達するが、原子炉出力の低下に伴い低下し、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1%以下であり、15%以下となる。

（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）

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

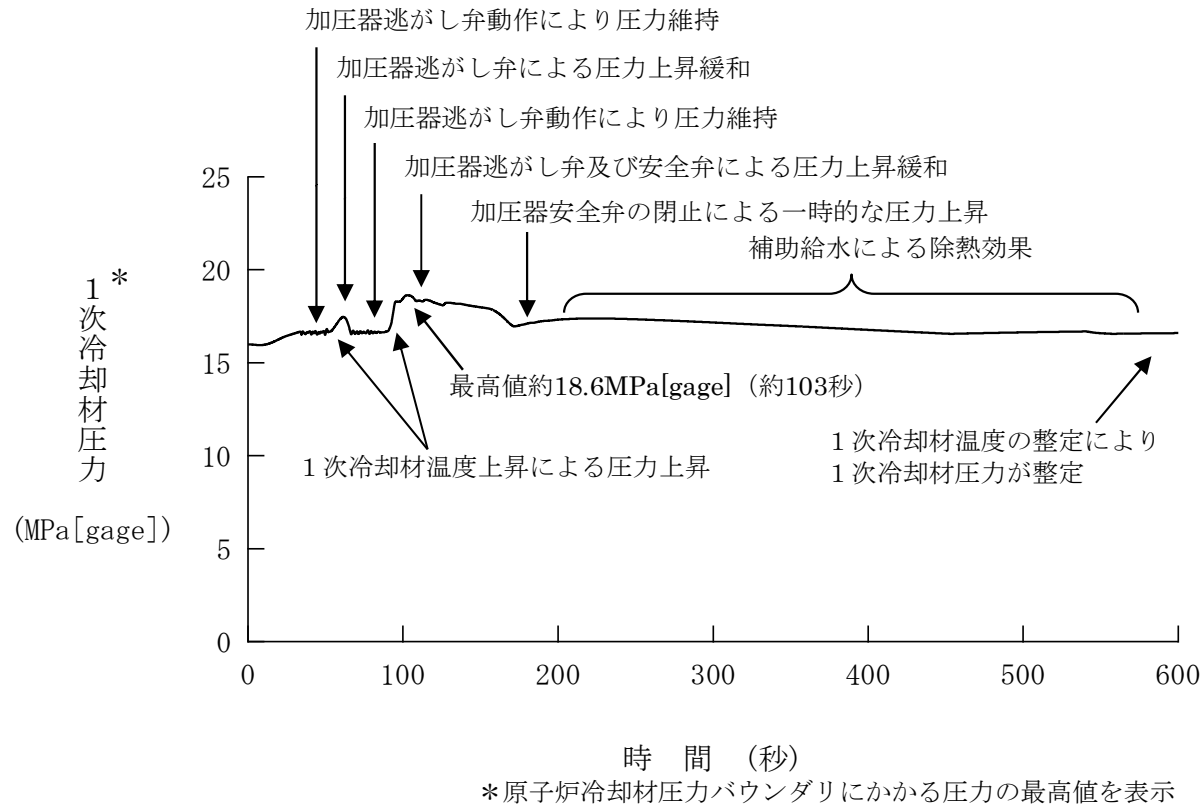
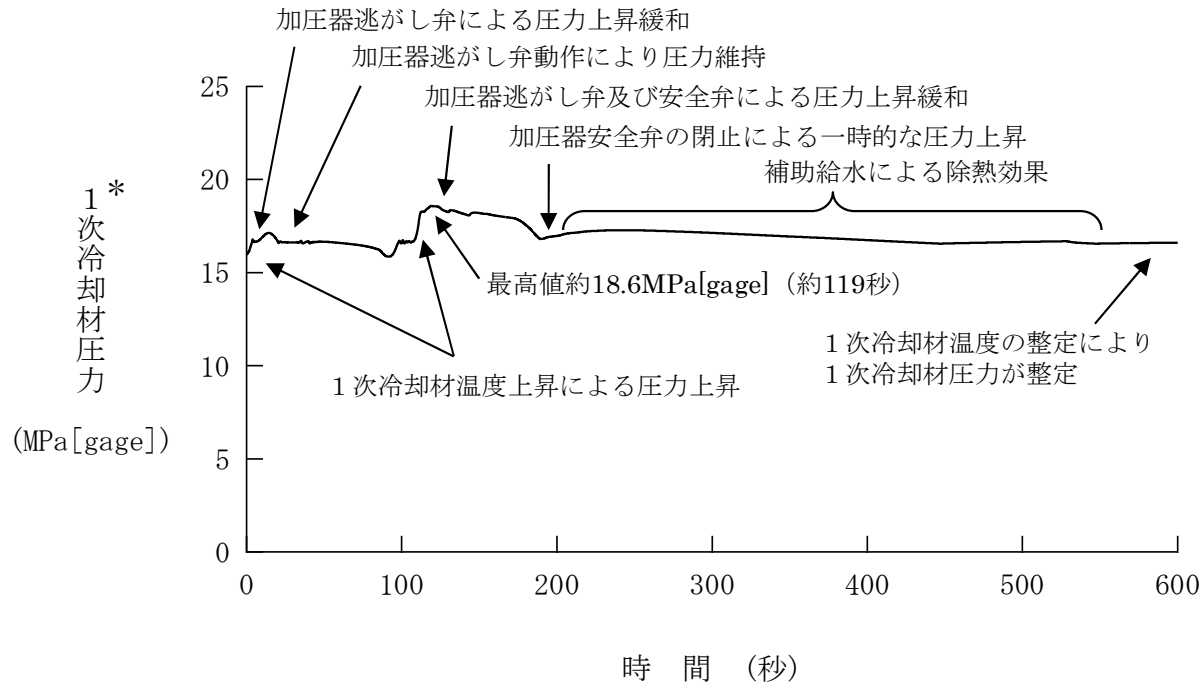


図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.5-40]

■ 評価項目 [7.1.5-11]
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]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa [gage]）を十分下回る。

(負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故)

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様



*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.5-47]

■ 評価項目 [7.1.5-13]

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]以下であり、最高使用圧力の1.2倍 (20.592MPa[gage]) を十分下回る。

（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）
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）

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

■ 評価項目 [7.1.5-11,13]

加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により、加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。なお、格納容器スプレイ設備の動作に至った場合、格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]、約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。

5. ECCS注水機能喪失

有効性評価の結果の概要

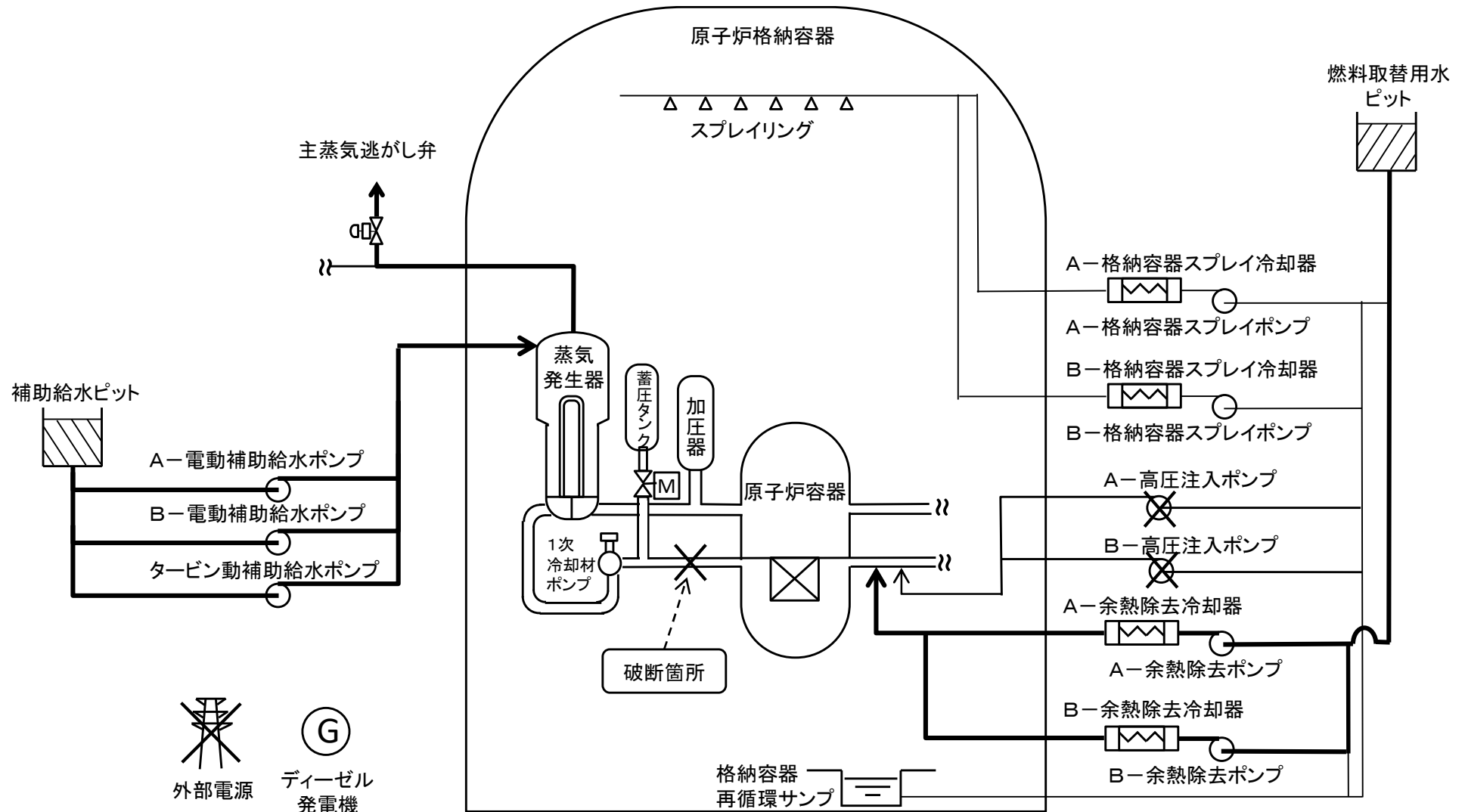
大飯3 / 4号炉
と同様

事故シーケンスグループの特徴 及び炉心損傷防止対策 [7.1.6-1,2]	重要事故シーケンス [7.1.6-5,6]	結 論 [7.1.6-29,30]
<p>原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から1次冷却材が流出し、原子炉容器内水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉容器内水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入を整備し、安定状態に向けた対策として、余熱除去ポンプを用いた低圧再循環による炉心冷却を継続する。</p>	<p>中破断LOCA時に高圧注入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、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の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、以下の評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。（評価結果はP48～52参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ①燃料被覆管温度及び酸化量 ②原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 ③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力 ④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度

(2 次冷却系強制冷却及び低圧注入)

[7.1.6-37]

大飯 3 / 4 号炉
と対策は同様



(低圧再循環) [7.1.6-37]

大飯3 / 4号炉
と対策は同様

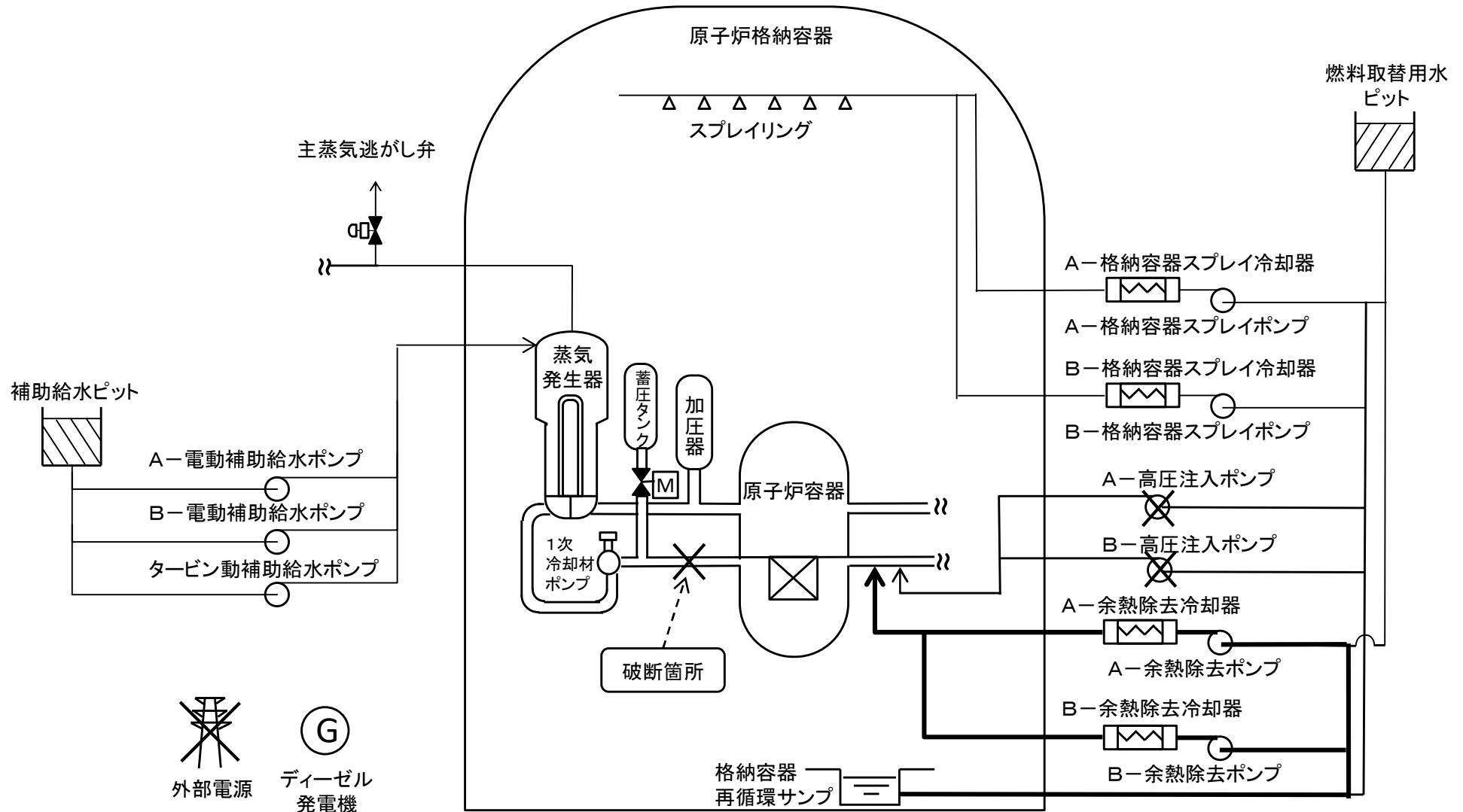


表 主要解析条件 [7.1.6-34]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	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次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管の温度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)	306.6+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)	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)	設計値として設定。
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0.15m(6インチ) 約0.1m(4インチ) 約0.05m(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する。破断口径は，高压注入系が機能喪失した際に低压注入を行うための1次冷却系の減圧又は高压注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。

表 主要解析条件 [7.1.6-35]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入機能として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	外部電源なしの場合は、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しくなることから、外部電源なしを設定。
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	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い値として、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い値として、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等を考慮して、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 m ³ /h ~ 約770 m ³ /h, 0 MPa[gage] ~ 約0.8 MPa[gage])	余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 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の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。
150 m 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。	

表 主要解析条件 [7.1.6-36]

大飯3 / 4号炉と
条件設定の考え方は同様

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	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気逃がし弁1個当たり設計値である定格主蒸気流量(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 (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	2次冷却系強制冷却 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 の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・判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

(6インチ破断の場合)

高浜3 / 4号炉
と評価結果は同様

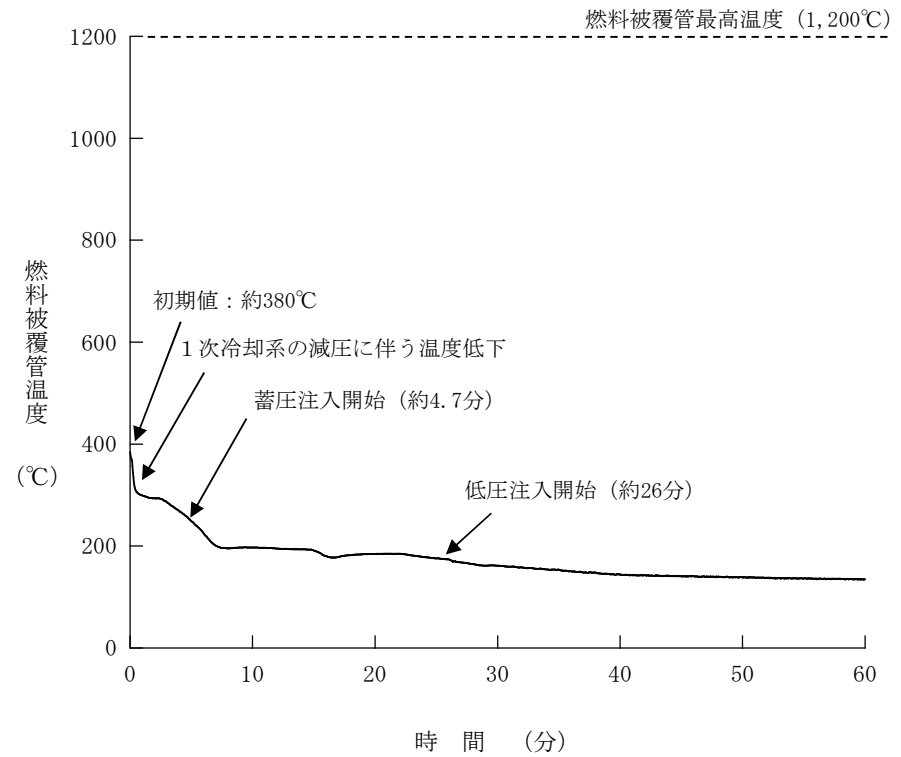
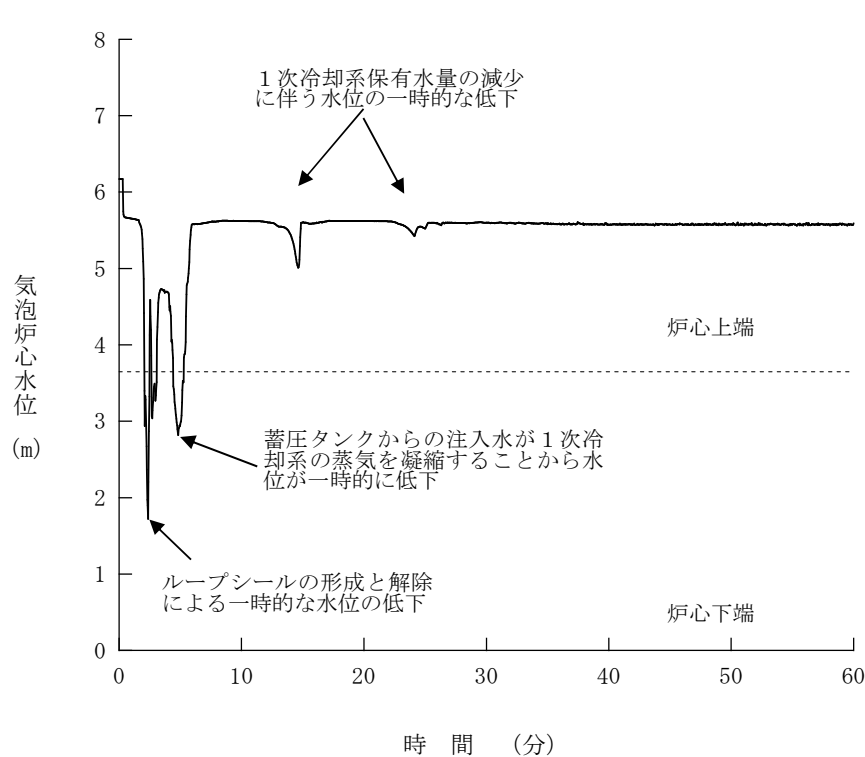


図 気泡炉心水位(左図) 及び 燃料被覆管温度(右図)の推移 [7.1.6-48,49]

■ 評価項目 [7.1.6-10]

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1%以下であり、15%以下となる。

(4インチ破断の場合)

高浜3 / 4号炉
と評価結果は同様

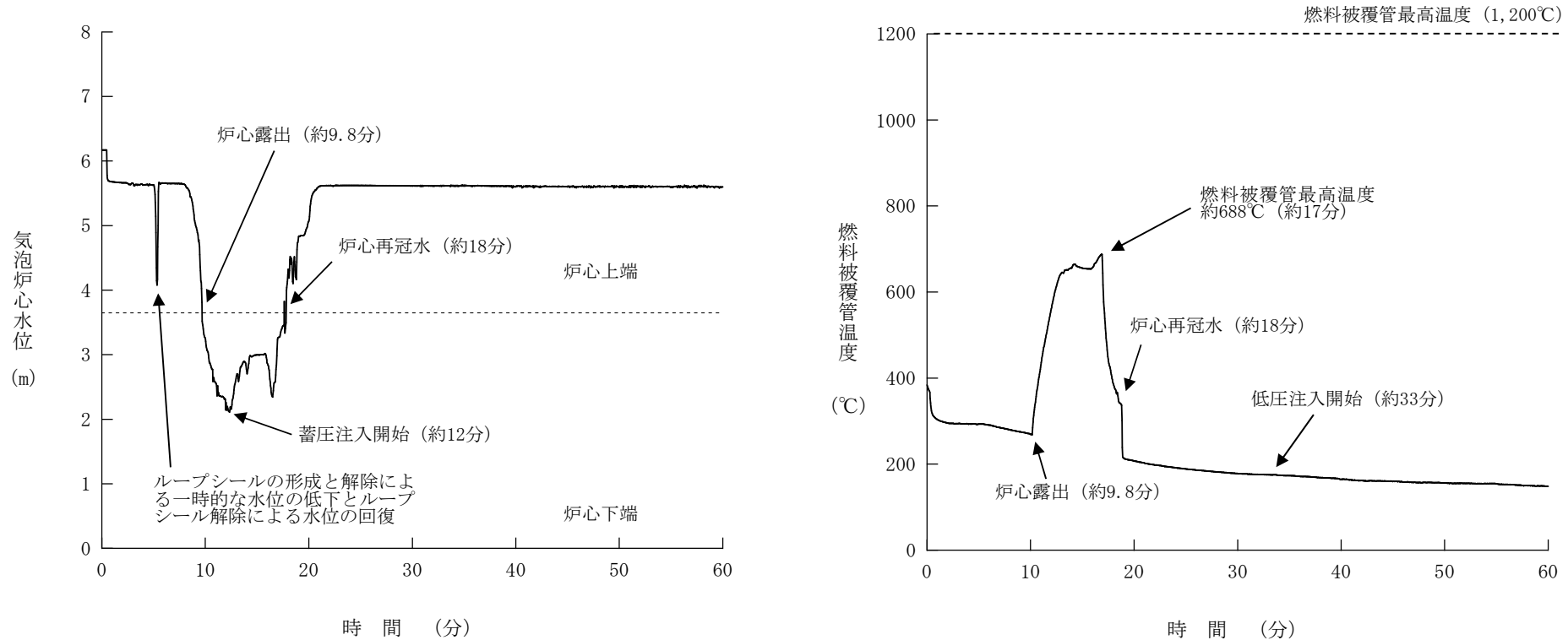


図 気泡炉心水位(左図) 及び 燃料被覆管温度(右図)の推移 [7.1.6-54,55]

■ 評価項目 [7.1.6-12]

燃料被覆管の最高温度は、事象発生の約17分後に約688°Cに到達した後に再冠水することで低下することから、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1%以下であり、15%以下となる。

(2インチ破断の場合)

大飯3/4号炉
と評価結果は同様

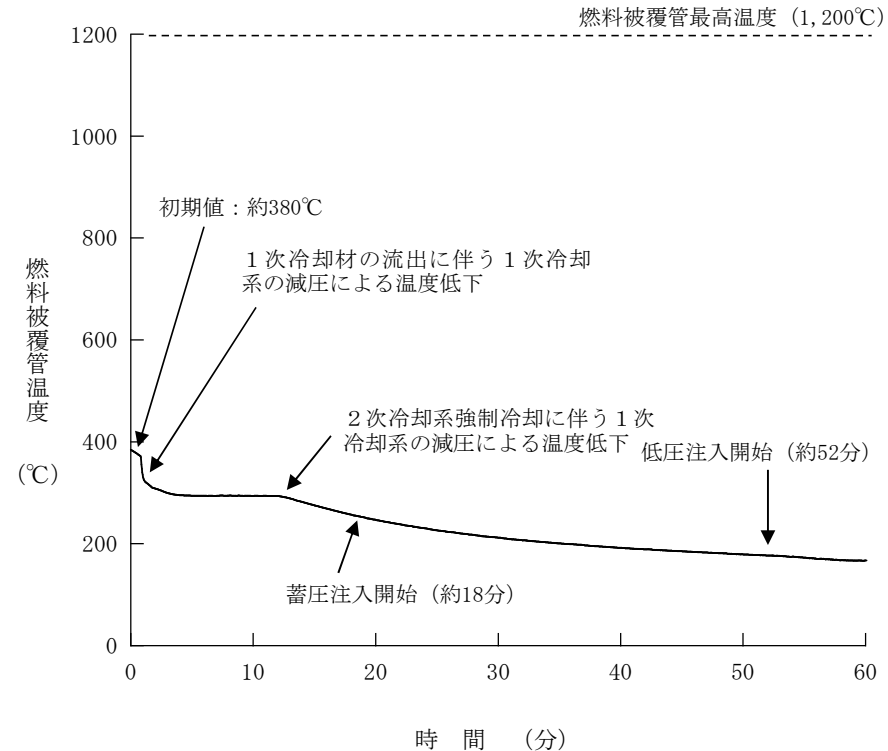
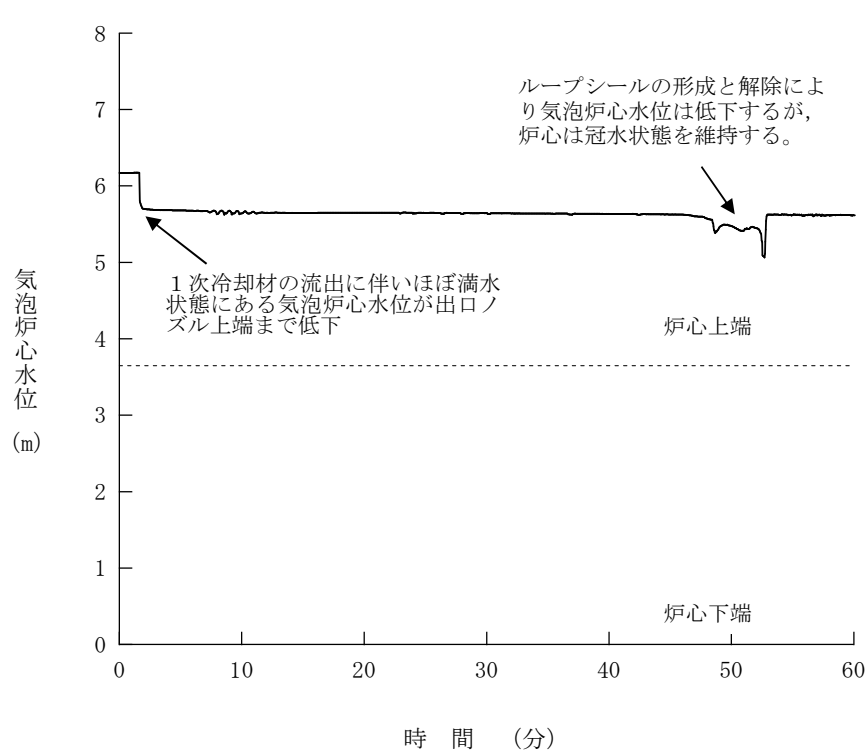


図 気泡炉心水位(左図) 及び 燃料被覆管温度(右図)の推移 [7.1.6-60,61]

■ 評価項目 [7.1.6-14]
 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1%以下であり、15%以下となる。

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

（6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断）

■ 評価項目 [7.1.6-10,12,15]

1次冷却材圧力は第7.1.6.9図に示すとおり、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、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、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。

大飯3 / 4号炉
と評価結果は同様

（6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断）

■ 評価項目 [7.1.6-10,13,15]

原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても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℃）を下回る。