

## 泊発電所 3 号炉

### 重大事故等対策の有効性評価

「ECCS再循環機能喪失」

「格納容器バイパス」

「雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」

「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」

「溶融炉心・コンクリート相互作用」

「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の  
捕集効果について」

令和5年3月16日  
北海道電力株式会社

**【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、及び重大事故が発生した場合において想定した格納容器破損モードに対して原子炉格納容器破損及び放射性物質の発電所の外への異常な放出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及び格納容器破損防止対策が選定した重要事故シーケンス及び評価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及び格納容器破損防止対策が先行PWRプラントの対策と同等であることを確認している。
- 従来、重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価において、除染係数（DF）の値を1としていたが、先行の審査実績を踏まえ、DFの値を10に見直した。そのため評価結果（Cs-137放出量評価）が変更になっている。
- 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、炉心損傷防止対策・格納容器破損防止対策や評価結果（Cs-137放出量評価以外）に変更は無い。

1. ECCS再循環機能喪失 .....	3
2. 格納容器バイパス .....	12
3. 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） ..	28
4. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 .....	38
5. 溶融炉心・コンクリート相互作用 .....	45
6. 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の 捕集効果について .....	53

# 1. ECCS再循環機能喪失

## 有効性評価の結果の概要

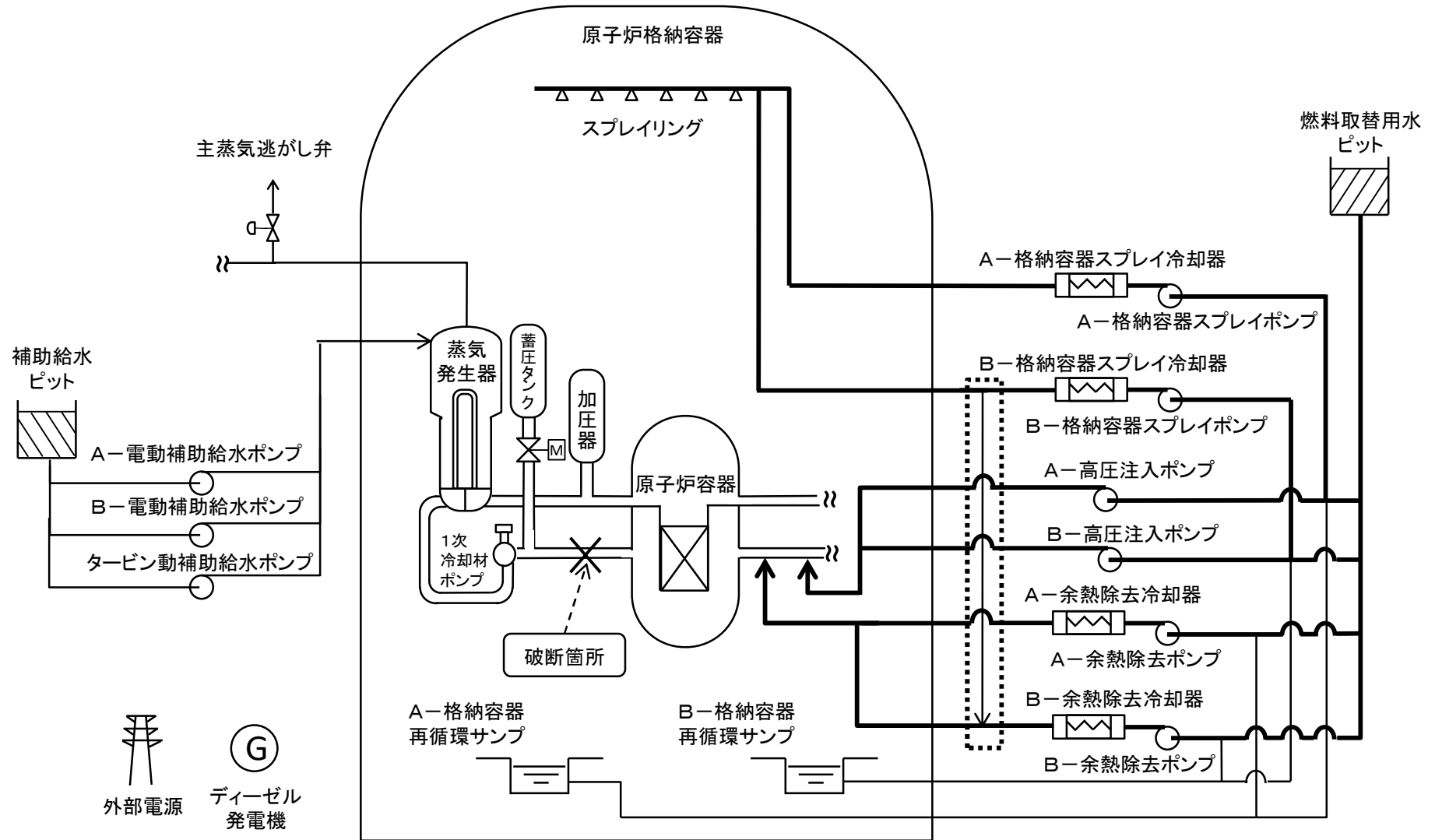
大飯3 / 4号炉  
と同様

事故シーケンスグループの特徴 及び炉心損傷防止対策 [7.1.7-1,2]	重要事故シーケンス [7.1.7-5,6]	結 論 [7.1.7-22,23]
<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し、燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心への注水後に、格納容器再循環サンプを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能（ECCS再循環機能）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、1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、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B－格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環を整備し、安定状態に向けた対策として、代替再循環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A－格納容器スプレイポンプを用いた格納容器スプレイ再循環による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p>	<p>大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</p>	<p>重要事故シーケンスにおいても、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実施することにより、ECCS再循環切替失敗後に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P9～11参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①燃料被覆管温度及び酸化量</li> <li>②原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</li> <li>③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力</li> <li>④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度</li> </ul>



(高圧注入, 低圧注入及び格納容器スプレイ) [7.1.7-30]

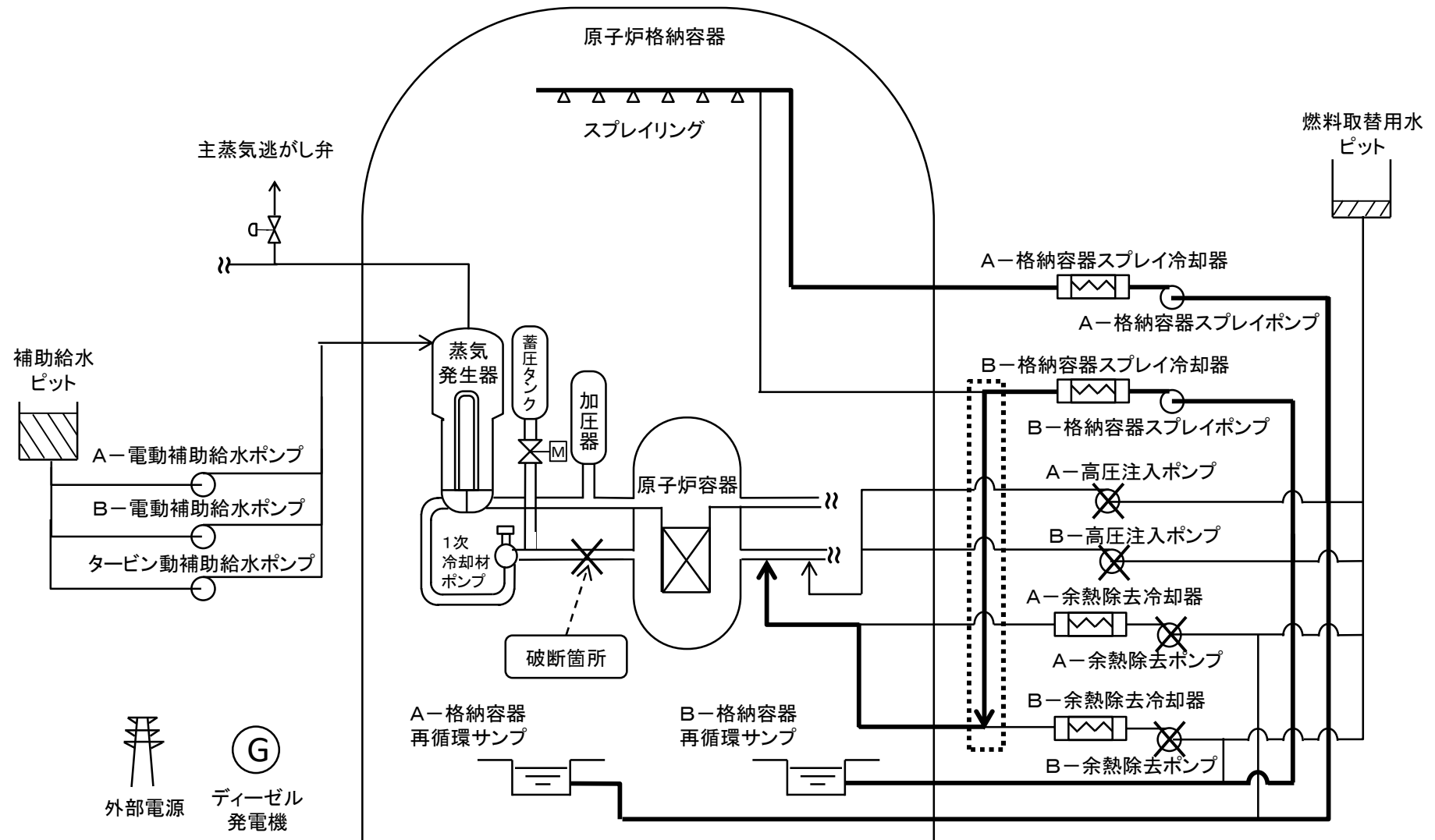
大飯3 / 4号炉  
と対策は同様



: 設計基準事故対処設備から追加した箇所

(代替再循環及び格納容器スプレイ再循環) [7.1.7-30]

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 [7.1.7-27]

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	
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次冷却材の蒸発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、非常用炉心冷却設備による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)	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次冷却材温度が高いと、非常用炉心冷却設備による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)	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 <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さい値として設定。
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再循環機能として再循環切替時に低圧注入系及び高圧注入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事象進展が厳しくなる。
	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達時。同時に ECCS 再循環切替に失敗。	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値に基づき小さい値を設定。

## 表 主要解析条件 [7.1.7-28]

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	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、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を設定。 原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替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。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m <sup>3</sup> /h～約 350m <sup>3</sup> /h, 0MPa [gage]～約 15.7MPa [gage])	高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。
	余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2台) (0m <sup>3</sup> /h～約 1,820m <sup>3</sup> /h, 0MPa [gage]～約 1.3MPa [gage])	炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水ピット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)	再循環切替時間が早くなるように、設計値に余裕を考慮した最大流量として設定。 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ピット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、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
150m <sup>3</sup> /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。	



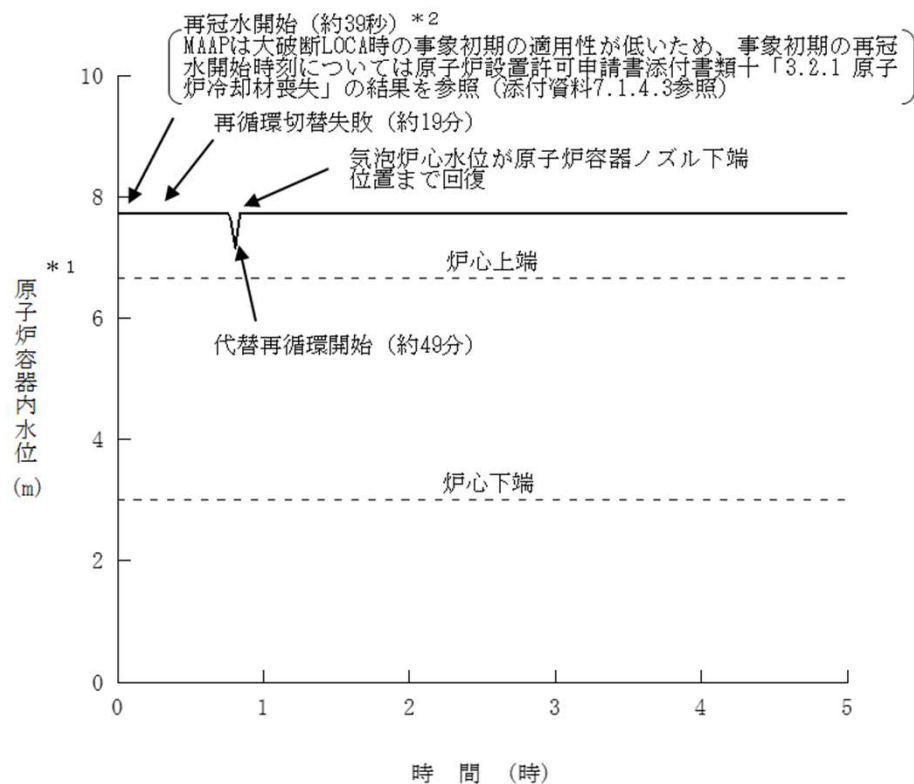
表 主要解析条件 [7.1.7-29]

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)	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 <sup>3</sup> (1基当たり) (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。
	代替再循環流量	200m <sup>3</sup> /h	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸発量 (約112m <sup>3</sup> /h) を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替再循環開始	再循環切替失敗の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: 13分) までに開始する。

# 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 [7.1.7-38]

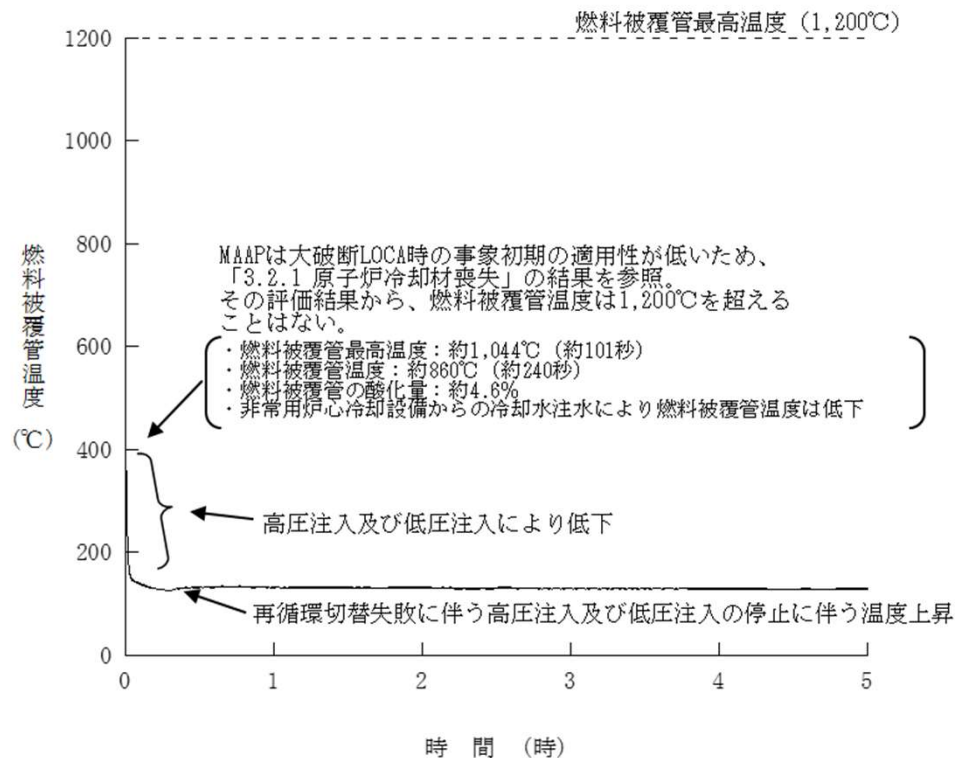


図 燃料被覆管温度の推移 [7.1.7-38]

## ■ 評価項目 [7.1.7-12]

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

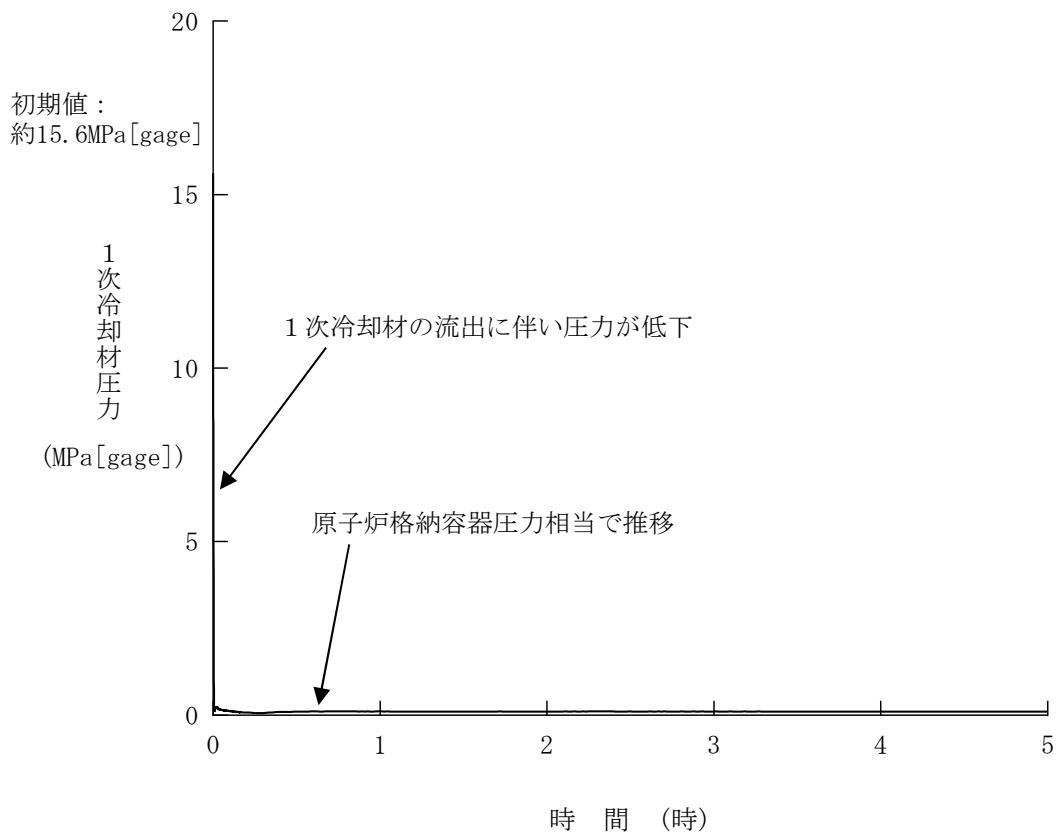


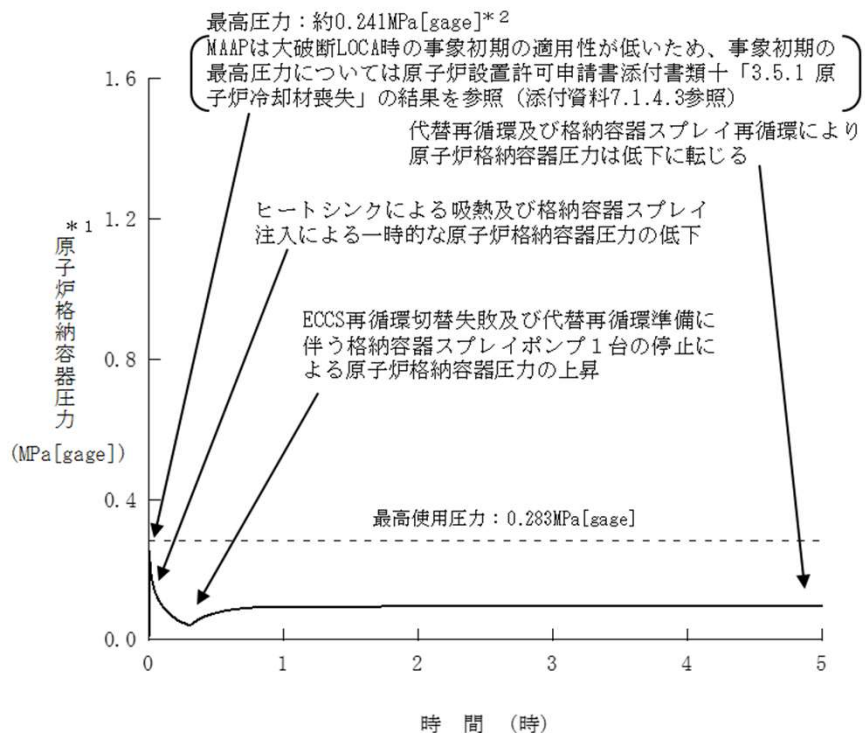
図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.7-35]

■評価項目 [7.1.7-12]  
 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。



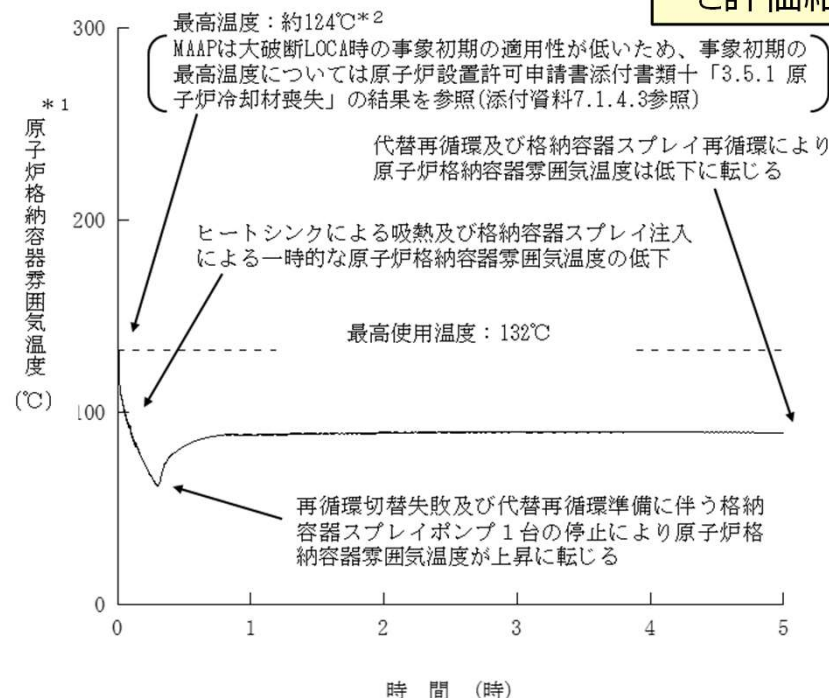
# 評価結果③④ (CVバウンダリにかかる圧力及び温度)

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 [7.1.7-40]



\* 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 [7.1.7-40]

## ■ 評価項目 [7.1.7-12,13]

原子炉格納容器圧力及び温度は、事象発生直後からの原子炉格納容器スプレイにより抑制できる。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°Cにとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、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°C）を下回る。

## 2. 格納容器バイパス

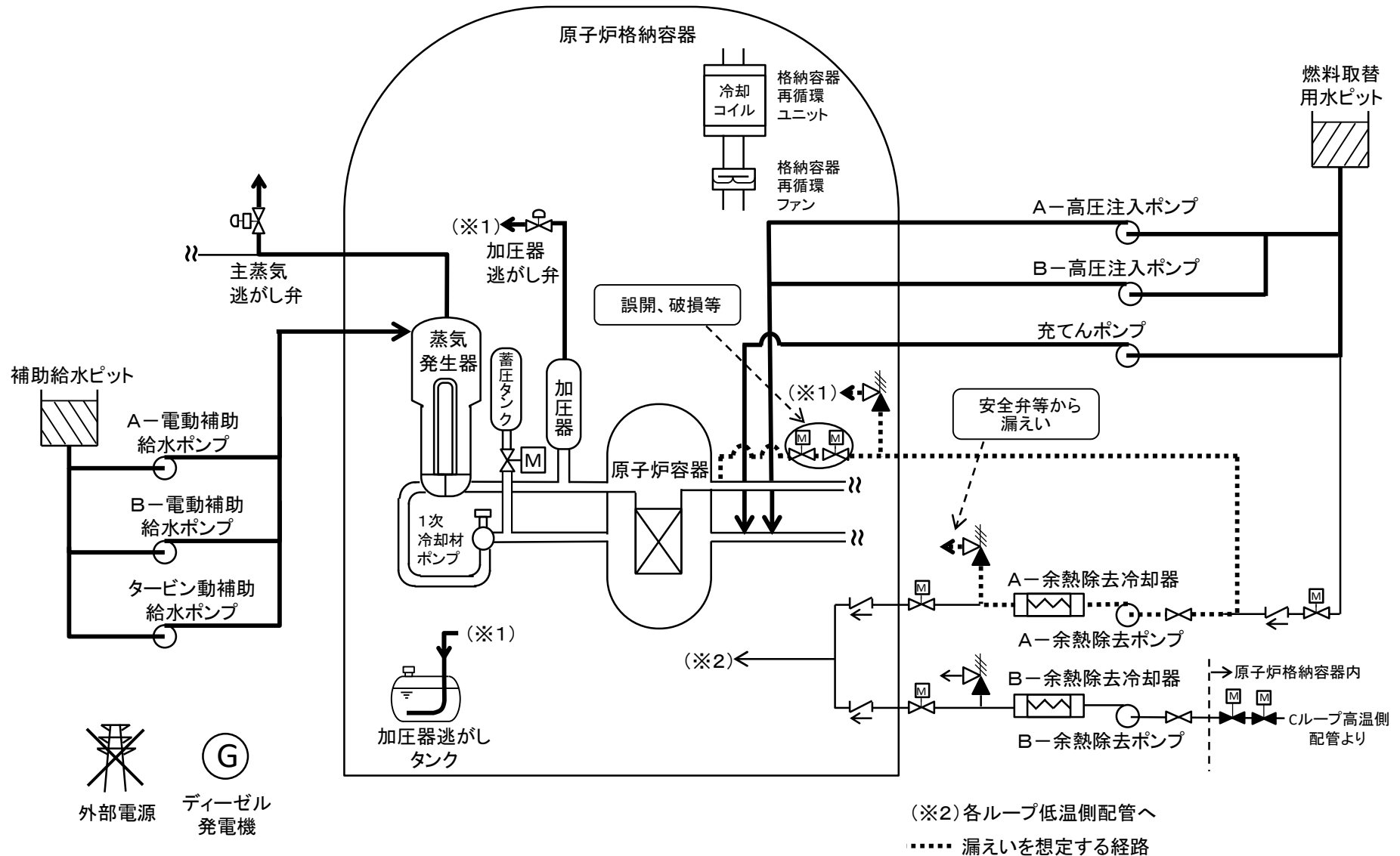
### 有効性評価の結果の概要

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 [7.1.8-1,2]	重要事故シーケンス [7.1.8-11]	結論 [7.1.8-43,44]
<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機器が破損し、さらに1次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいすることを想定する。このため、破損箇所から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、初期の対策として蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧並びに高圧注入ポンプ等による炉心注水を整備し、安定状態に向けた対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続する。さらに、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定して、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱及び格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環を整備する。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・インターフェイスシステム LOCA</li> <li>・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</li> </ul>	<p>重要事故シーケンスにおいても、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧並びに高圧注入ポンプ及び充てんポンプによる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P23～27参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①燃料被覆管温度及び酸化量</li> <li>②原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力</li> <li>③原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力</li> <li>④原子炉格納容器バウンダリにかかる温度</li> </ul>

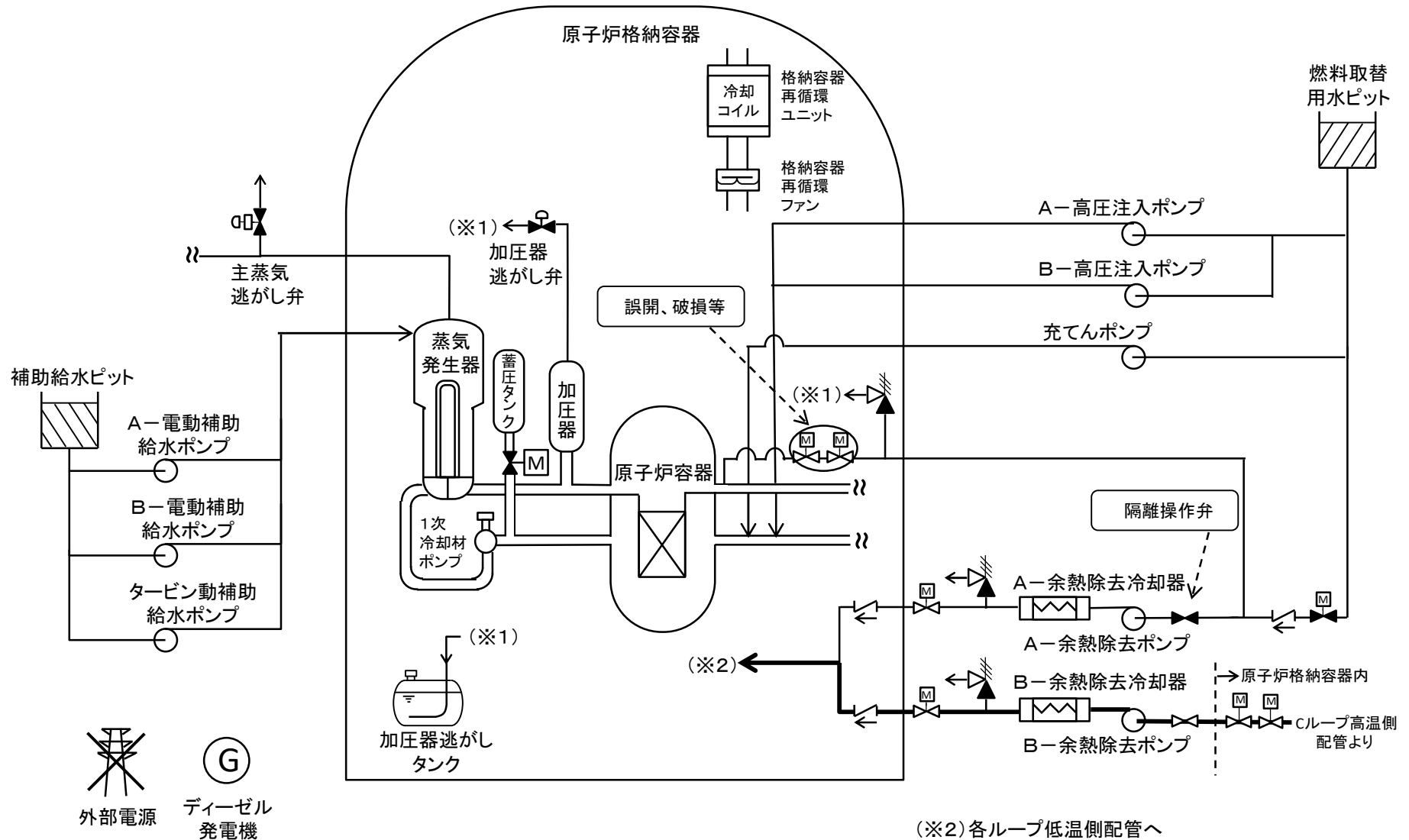
(インターフェイスシステムLOCA)  
(2次冷却系強制冷却, 1次冷却系強制減圧及び炉心注水) [7.1.8-59]

大飯3 / 4号炉  
と対策は同様



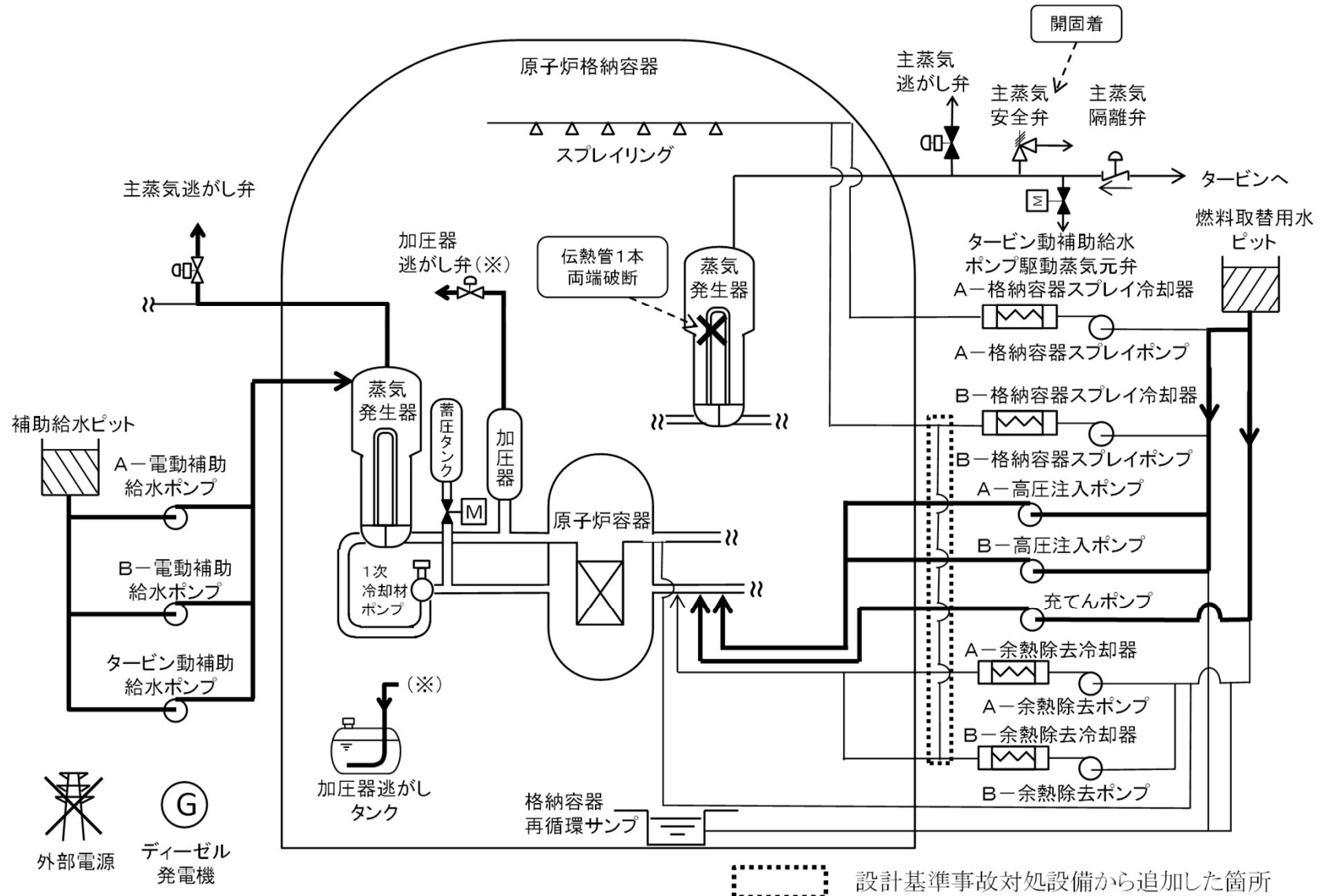
## (インターフェイスシステムLOCA) (健全側余熱除去系による炉心冷却) [7.1.8-59]

大飯3 / 4号炉  
と対策は同様



(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次冷却系強制冷却, 1次冷却系強制減圧及び炉心注水) [7.1.8-60]

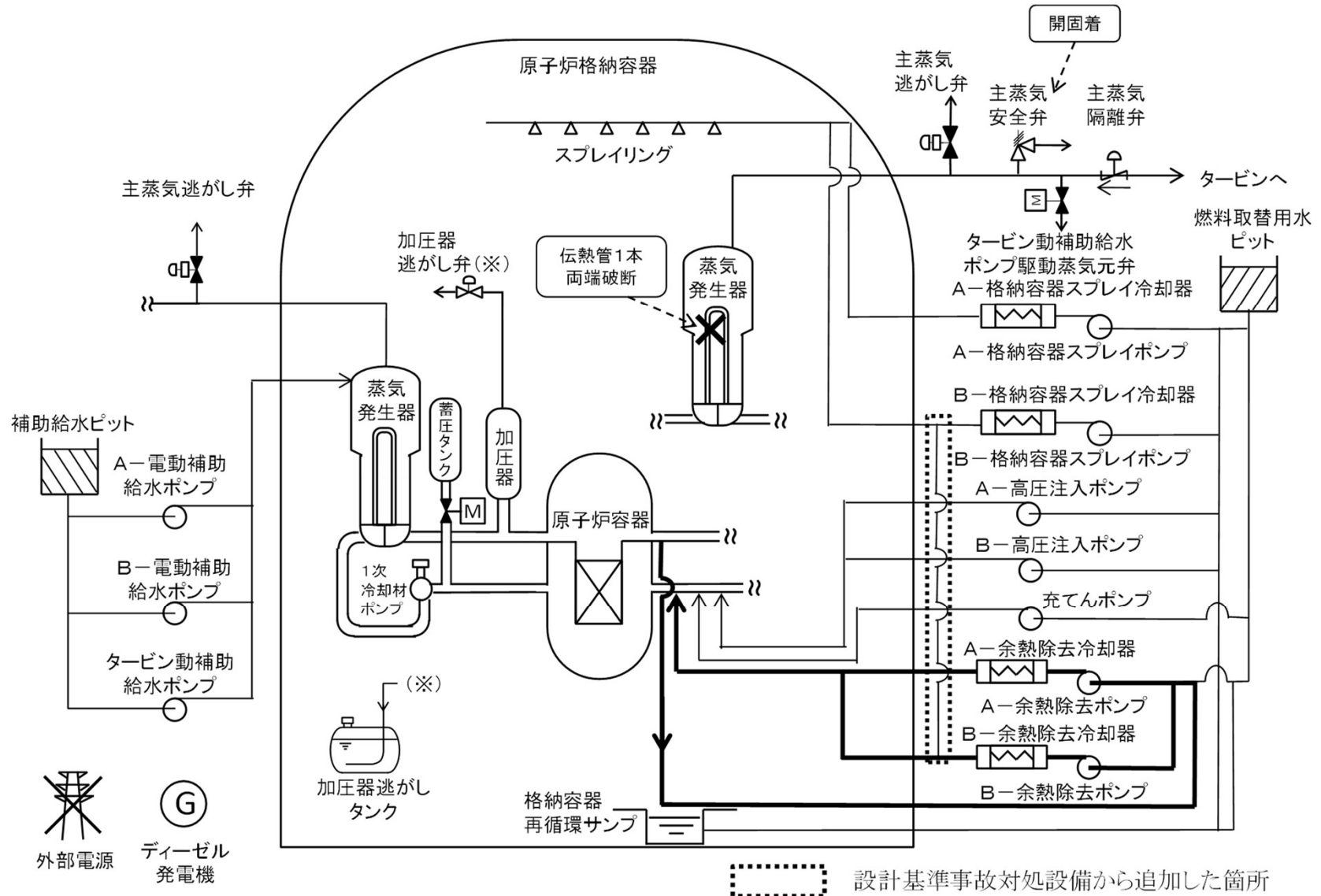
大飯3 / 4号炉  
と対策は同様





(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)  
(余熱除去系による炉心冷却) [7.1.8-60]

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 (1 / 3) [7.1.8-53]  
(インターフェイスシステムLOCA)

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2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温、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。 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1次冷却系の減温、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	余熱除去システム入口隔離弁の誤開 又は破損		余熱除去システム入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去システムの圧力上昇により、余熱除去システムからの漏えいが発生するものとして設定。	
	起回事象	破断箇所	破断口径	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2台については、実機における口径を基に設定。 余熱除去系機器等からの漏えいについては、実機での破断面積に係る評価結果を上回る値として、NUPEC報告書の値を基に設定。 また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去システムの圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることなく、余熱除去システムの低压側に静的に1次冷却系の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。
		原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁	約2.5cm (1インチ)	
		原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁	約7.6cm (3インチ)	
		原子炉格納容器外の余熱除去系機器等	約2.9cm (1.15インチ)	
安全機能の喪失 に対する仮定	余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失		余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去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、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で炉心冷却上厳しい設定。	



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 / 3) [7.1.8-54]  
(インターフェイスシステムLOCA)

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器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、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2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計器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、信号発信遅れ時間を考慮して、応答時間を設定。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性: 0 m <sup>3</sup> /h~約350m <sup>3</sup> /h, 0 MPa[gage]~約15.7MPa[gage])	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。 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への1次冷却材の漏えい量が多く推移するため、設備環境等に与える影響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。
		150m <sup>3</sup> /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。
	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 <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	主蒸気逃がし弁容量	定格主蒸気流量 (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。	

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 (3 / 3) [7.1.8-55]  
(インターフェイスシステムLOCA)

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	非常用炉心冷却設備作動信号 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、非常用炉心冷却設備作動信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系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。
	高圧注入から 充てん注入への 切替操作	非常用炉心冷却設備停止条件 成立から4分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク隔離に2分、高圧注入ポンプの停止に1分、充てんポンプの起動に1分を想定して設定。
	充てん流量の調整	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。

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 (1 / 3) [7.1.8-56]  
(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)

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2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減温, 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。 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1次冷却系の減温, 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	起回事象	1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断 起回事象として, 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動作した時点で, 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の作動遅れの観点で炉心冷却上厳しい設定。

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 / 3) [7.1.8-57]  
(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)

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 $\Delta T$ 高 (1次冷却材温度等の関数) (応答時間6.0秒)	トリップ設定値に計器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器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。
	高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性: 0 m <sup>3</sup> /h ~ 約350 m <sup>3</sup> /h, 0 MPa[gage] ~ 約15.7 MPa[gage])	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。 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への1次冷却材の漏えい量が多く推移するため、設備環境等に与える影響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。
		150 m <sup>3</sup> /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。
主蒸気逃がし弁容量	定格主蒸気流量(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10%を処理できる流量として設定。	



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 (3 / 3) [7.1.8-58]  
(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)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	①破損側蒸気発生器への補助給水停止 ②破損側蒸気発生器につながる ・タービン動補助給水ポンプ駆動 蒸気元弁閉操作 ・主蒸気隔離弁閉操作	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・判断に10分、①及び②の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	健全側蒸気発生器につながる 主蒸気逃がし弁開操作	破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分で開始	運転員等操作時間として、破損側蒸気発生器隔離操作完了後、主蒸気逃がし弁の中央開操作に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。
	高圧注入から充てん注入への切替操作	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、高圧注入ポンプの停止に1分、充てんポンプの起動に1分を想定して設定。
	充てん流量の調整	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、余熱除去系による炉心冷却を開始するよう設定。

## (インターフェイスシステムLOCA)

燃料被覆管最高温度 (1,200℃)

大飯3 / 4号炉  
と評価結果は同様

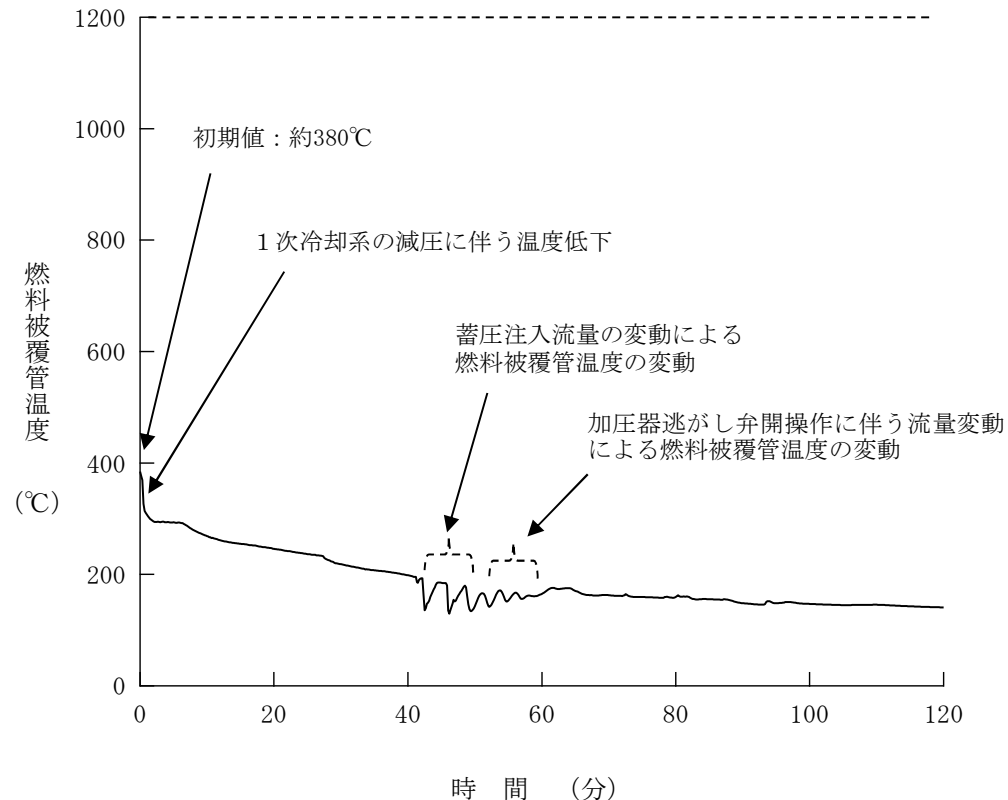


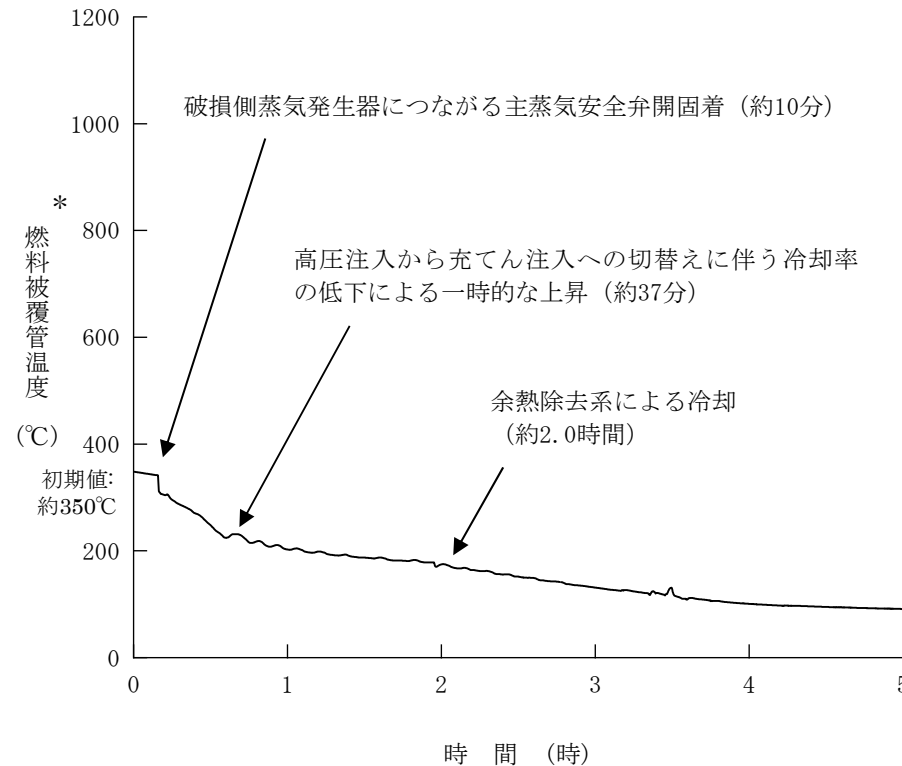
図 燃料被覆管温度の推移 [7.1.8-74]

### ■ 評価項目 [7.1.8-21]

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℃）を上回ることなく、1,200℃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。

(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)

大飯3 / 4号炉  
と評価結果は同様



\* : 燃料被覆管温度は、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。

図 燃料被覆管温度の推移 [7.1.8-80]

## ■ 評価項目 [7.1.8-24]

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350°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

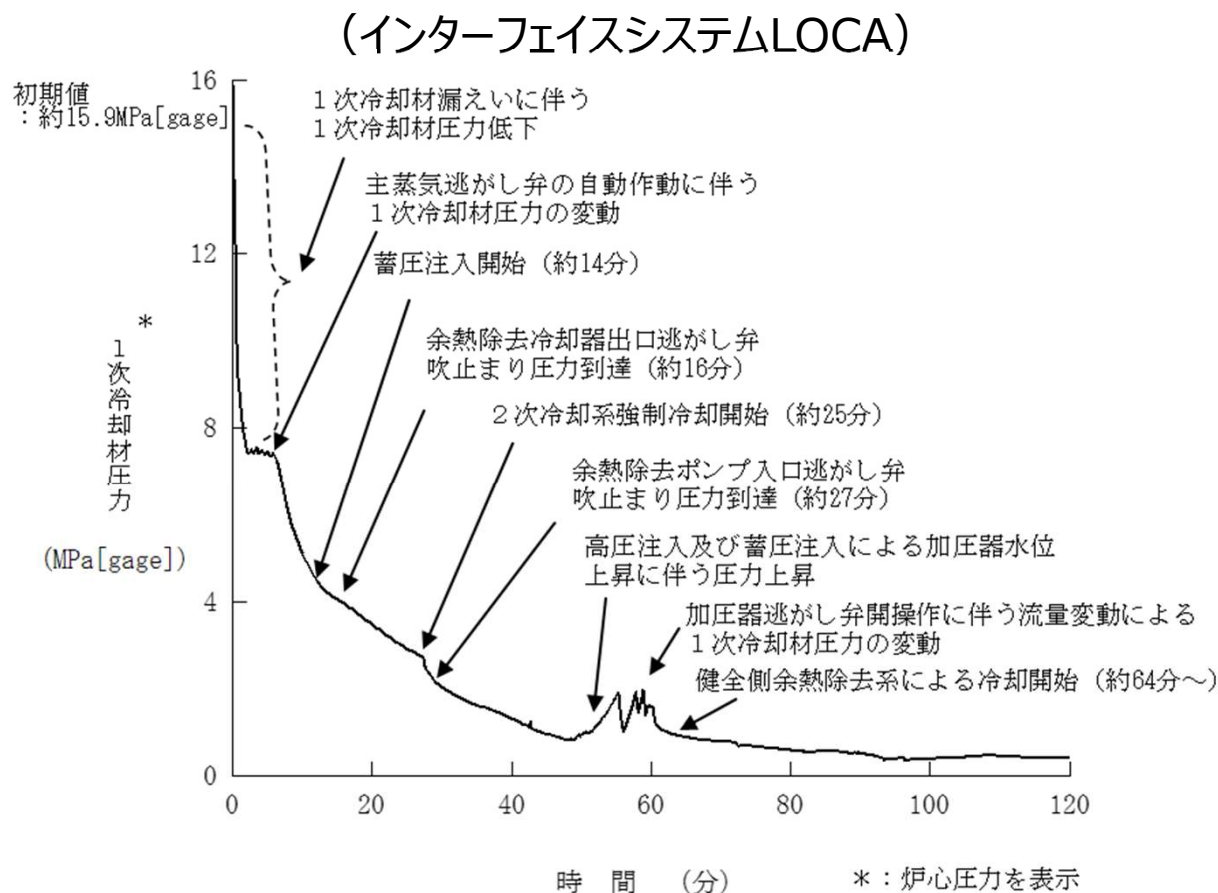


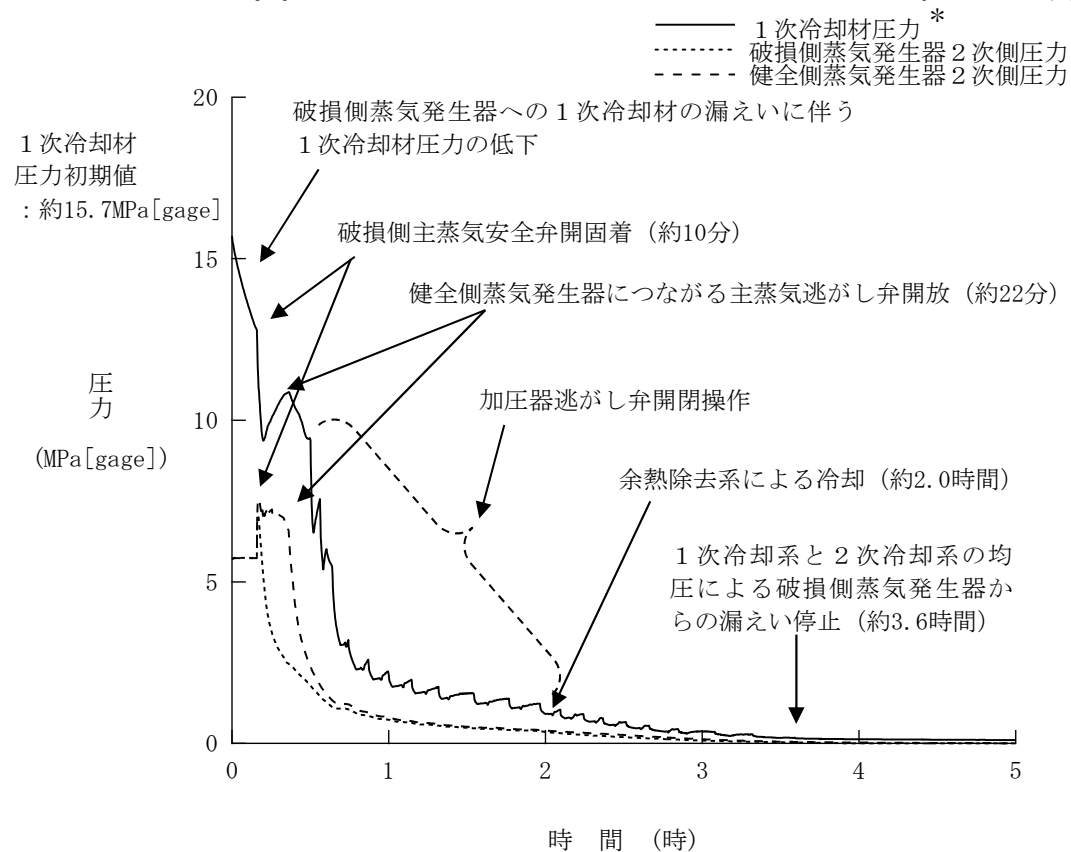
図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.8-69]

## ■ 評価項目 [7.1.8-21]

1次冷却材圧力は第7.1.8.9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。

## （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）

大飯3 / 4号炉  
と評価結果は同様



\* : 加圧器サージ管接続部の圧力を表示

図 1次冷却材圧力の推移 [7.1.8-76]

### ■ 評価項目 [7.1.8-24,25]

1次冷却材圧力は、初期値（約15.7MPa[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0.5MPa）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。

## 評価結果③④ (CVバウンダリにかかる圧力及び温度)

27

大飯3 / 4号炉  
と評価結果は同様

## (インターフェイスシステムLOCA)

## ■ 評価項目 [7.1.8-21,22]

原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁の動作により、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、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、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バウンダリにかかる圧力及び温度は、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。

(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)

## ■ 評価項目 [7.1.8-25]

加圧器逃がし弁の開閉操作により、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、原子炉格納容器スプレイ設備の作動に至った場合、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]、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バウンダリにかかる圧力及び温度は、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。

### 3. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

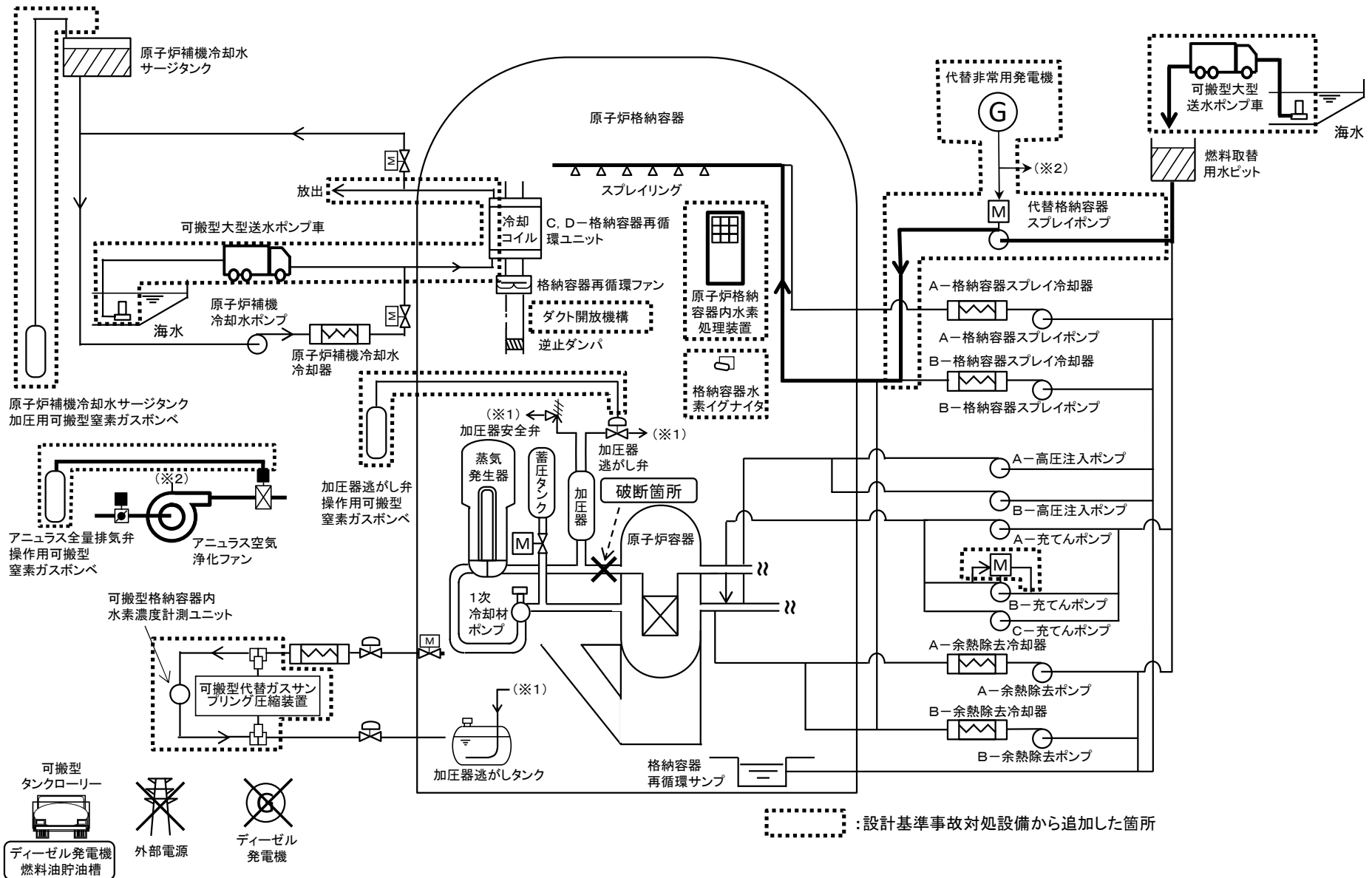
#### 有効性評価の結果の概要

大飯3 / 4号炉  
と同様

格納容器破損モードの特徴及び 格納容器破損防止対策 [7.2.1.1-1,2]	評価事故シーケンス [7.2.1.1-10]	結 論 [7.2.1.1-37]
<p>発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，ジルコニウム－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，緩和措置がとられない場合には，原子炉格納容器内の雰囲気圧力が徐々に上昇し，原子炉格納容器の過圧により原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため，初期の対策として代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備する。また，安定状態に向けた対策としてC，D－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事故</p>	<p>評価事故シーケンスにおいても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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，原子炉格納容器除熱が可能である。</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P35～37参照）</p> <p>(1),(2)原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度 (3)放射性物質の総放出量 (4)原子炉容器破損時の1次冷却材圧力 (7)水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力</p>

## (代替格納容器スプレイ) [7.2.1.1-47]

大飯3 / 4号炉  
と対策は同様





## (格納容器内自然対流冷却) [7.2.1.1-47]

大飯3 / 4号炉  
と対策は同様

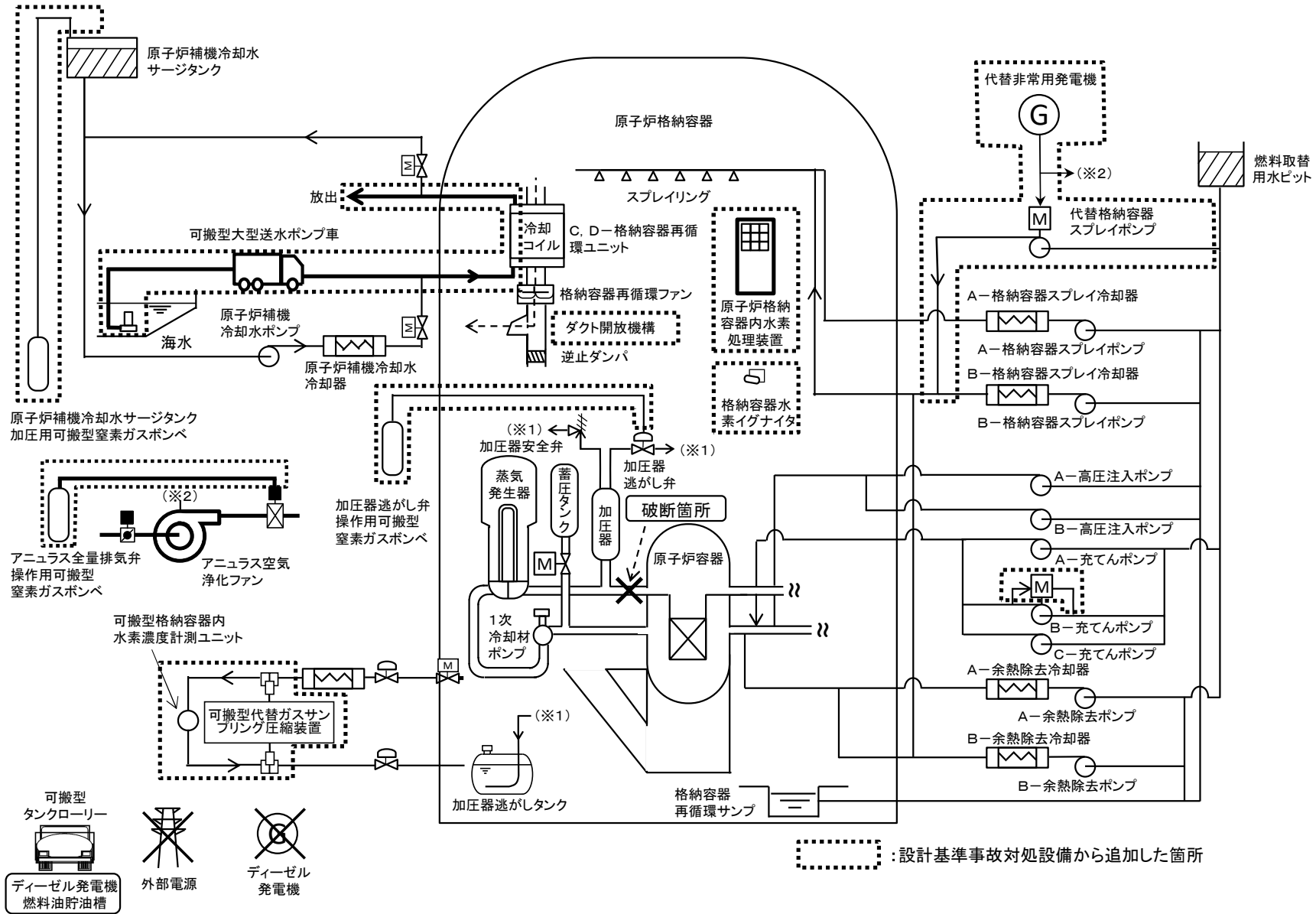


表 主要解析条件 [7.2.1.1-44]

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	本評価事故シーケンスの重要な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が大きくなり，炉心冷却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原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり，原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	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。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり，原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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 <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように，原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと，原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり，原子炉格納容器冷却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 小さい値	評価結果を厳しくするように，ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと，原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり，原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。



表 主要解析条件 [7.2.1.1-45]

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	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（口径約 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	炉心損傷を早め、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として、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の喪失を設定。
		<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、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	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。

## 表 主要解析条件 [7.2.1.1-46]

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	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い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ, 信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	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, 信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		80m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /hから, ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /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し, 炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし, 炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。
	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	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3.6MW~約6.5MW)	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。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	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, 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素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	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
	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	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

高浜3 / 4号炉  
と評価結果は同様

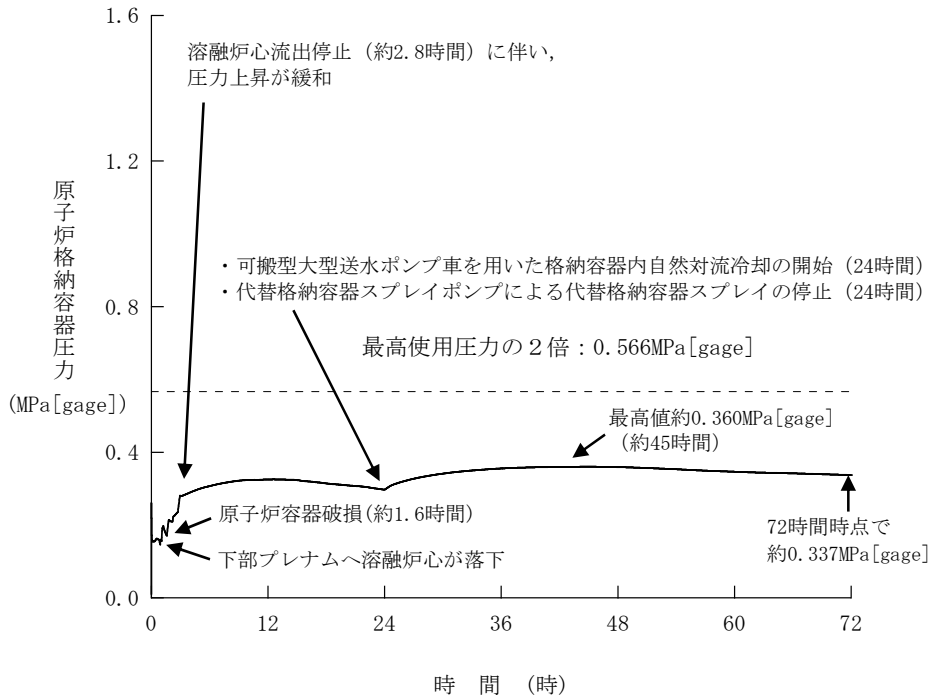


図 原子炉格納容器圧力の推移 [7.2.1.1-56]

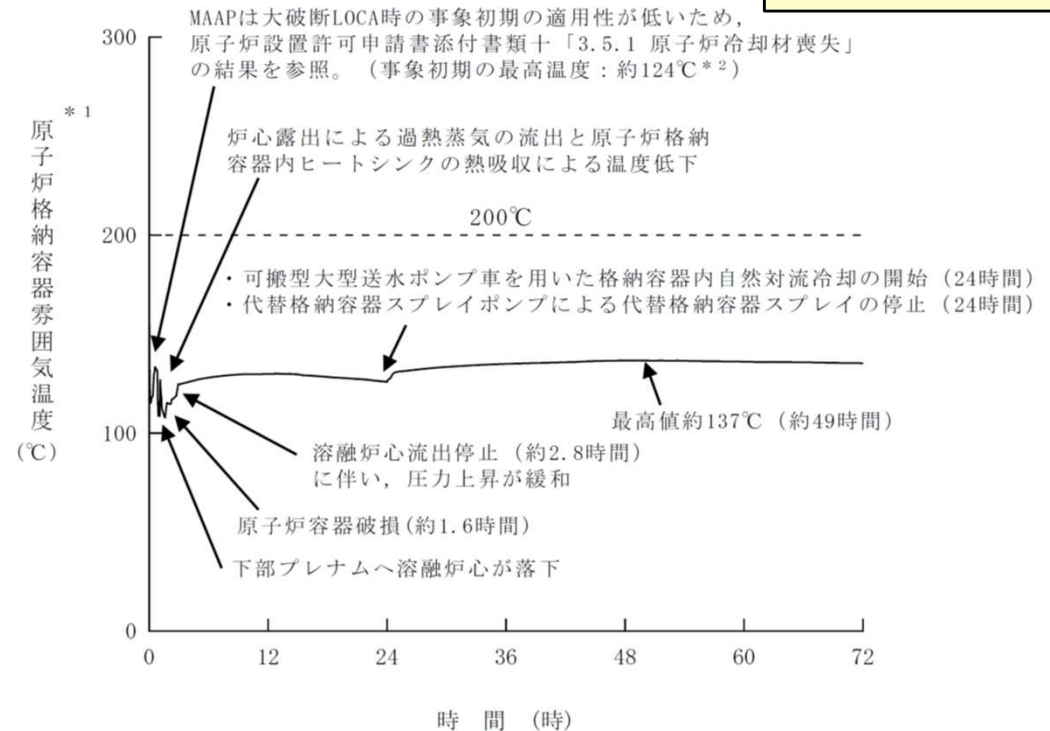


図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 [7.2.1.1-56]

## ■ 評価項目 [7.2.1.1-18]

原子炉格納容器圧力は、事象発生約45時間後に最高値約0.360MPa[gage]となり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を超えない。

原子炉格納容器雰囲気温度は、事象発生約49時間後に最高値約137°Cとなり、以降は低下傾向となっていることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最高値は200°Cを超えない。

大飯3 / 4号炉と推移の傾向は同様  
ただし、泊3号炉はDF10を考慮ため放出放射エネルギーが1桁低い

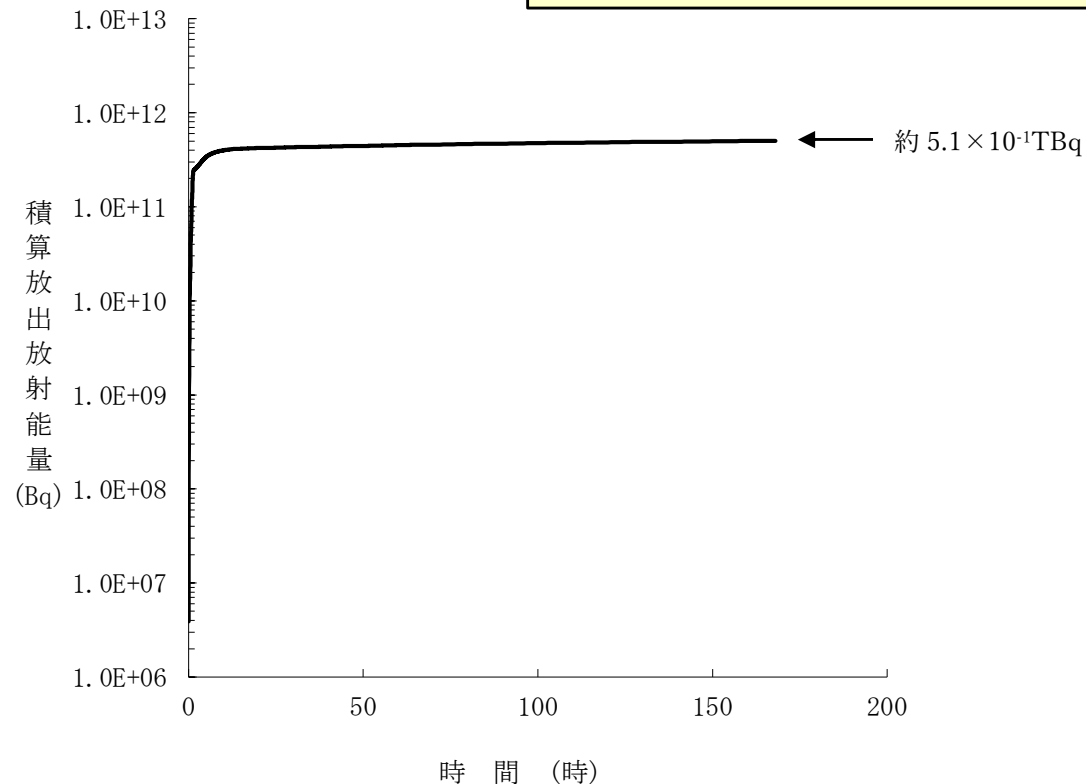


図 Cs-137積算放出放射エネルギーの推移 [7.2.1.1-59]

■ 評価項目 [7.2.1.1-18,19]

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることで事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器から環境に放出される放射性物質が多くなるが、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことで、事象発生から7日後までのCs-137の総放出量は約 $5.1 \times 10^{-1}$  TBqにとどまり、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に示された100TBqを下回る。

大飯3 / 4号炉  
と評価結果は同様

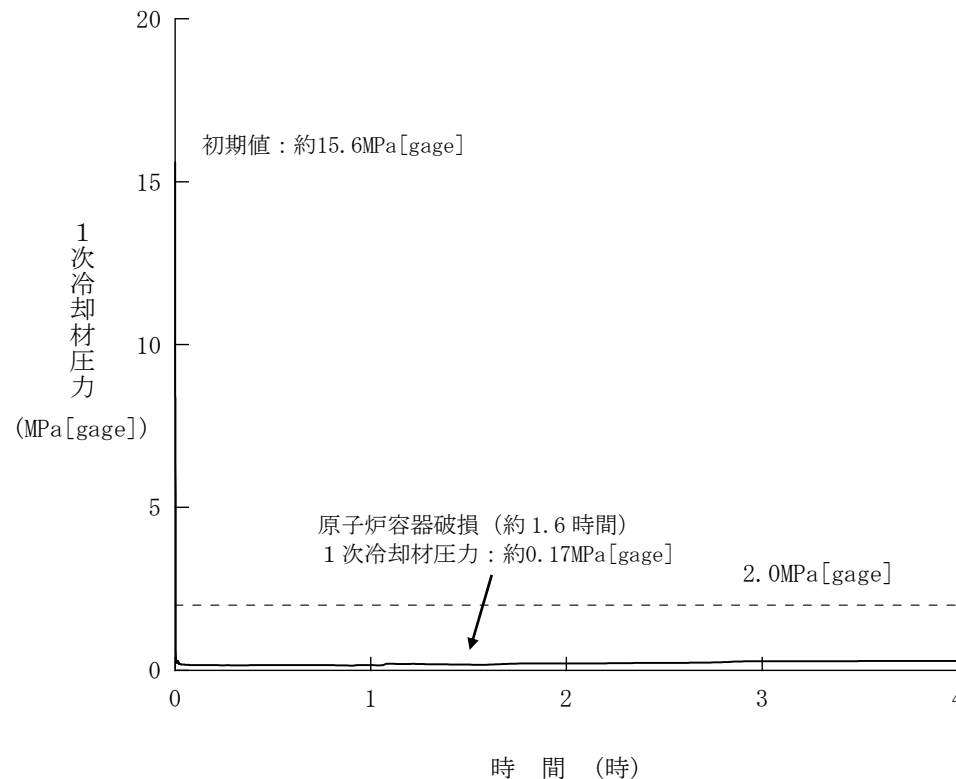


図 1次冷却材圧力の推移 [7.2.1.1-54]

## ■ 評価項目 [7.2.1.1-19]

1次冷却材圧力は、原子炉容器破損に至る事象発生の約1.6時間後における1次冷却材圧力は約0.17MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。



高浜 3 / 4号炉  
と評価結果は同様

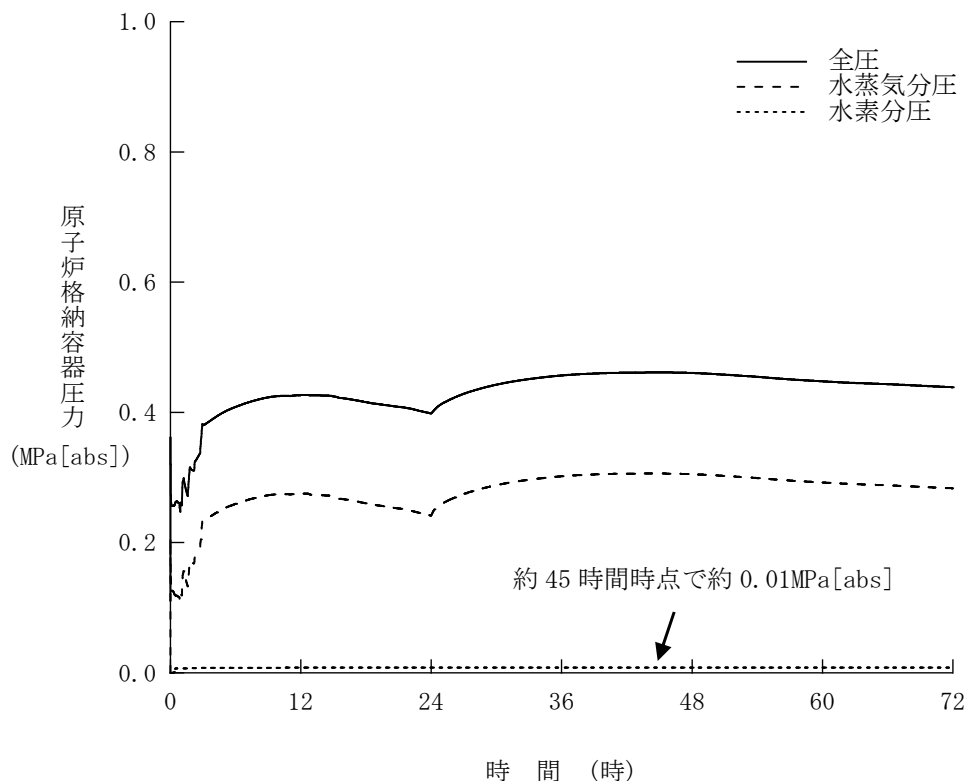


図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移 [7.2.1.1-58]

■ 評価項目 [7.2.1.1-19]

原子炉格納容器内の水素分圧（絶対圧）は、全圧約0.5MPa[abs]に対して約0.01MPa[abs]である。また、全炉心のジルコニウム量の75%と水の反応により発生する水素と水の放射線分解等により発生する水素発生量を、原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃を下回る。

# 4. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

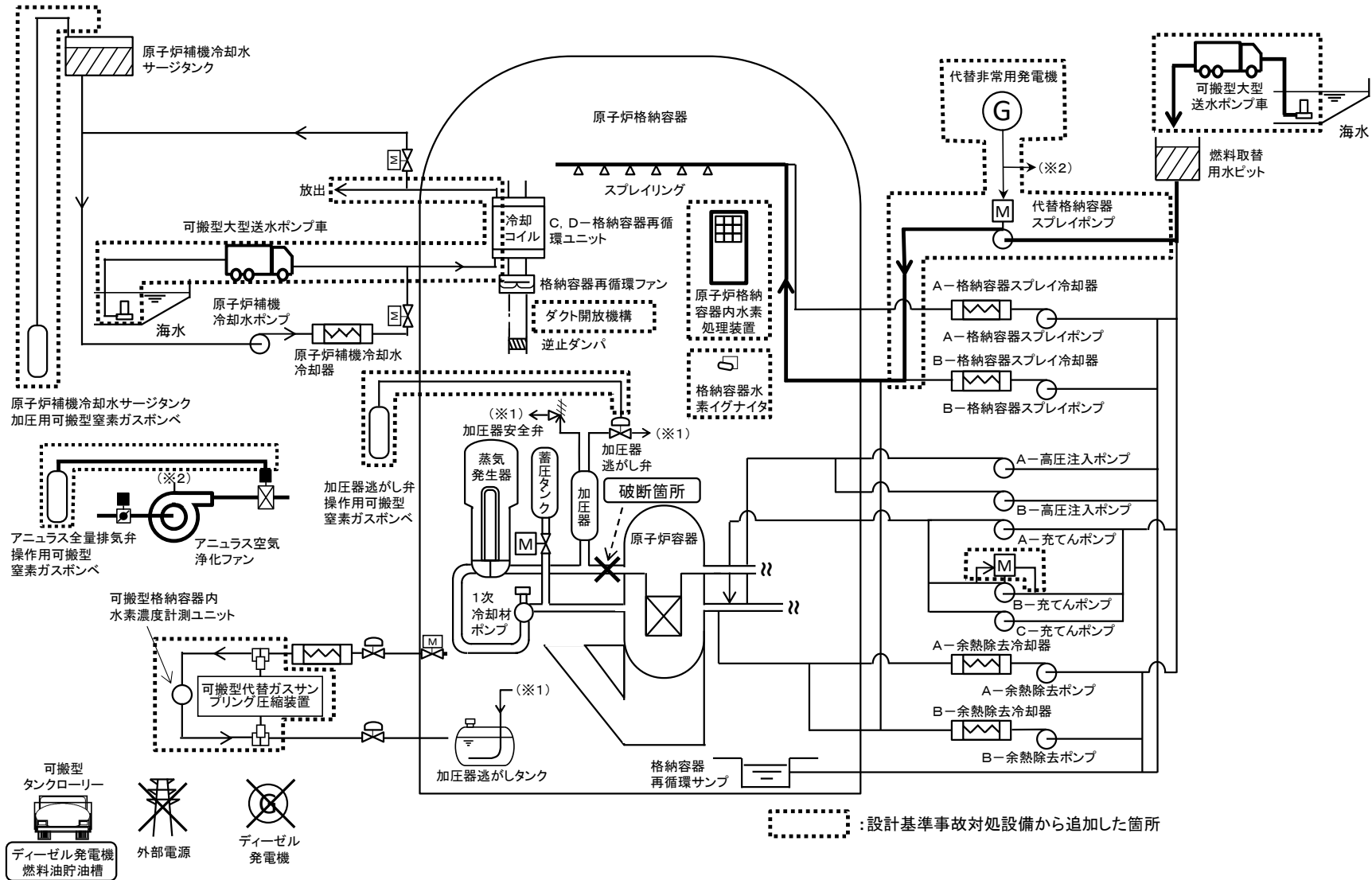
## 有効性評価の結果の概要

大飯3 / 4号炉  
と同様

格納容器破損モードの特徴及び 格納容器破損防止対策 [7.2.3-1~3]	評価事故シーケンス [7.2.3-5,6]	結 論 [7.2.3-16]
<p>LOCA時にECCS注水機能，格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な原子炉格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため，溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から，代替格納容器スプレイを整備する。</p>	<p>大破断LOCA時に低圧注入機能，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事故</p>	<p>評価事故シーケンスにおいても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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，溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。また，安定状態を維持できる。</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P44参照）</p> <p>(5)急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって，原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと</p>

(代替格納容器スプレイ) [7.2.1.1-47]

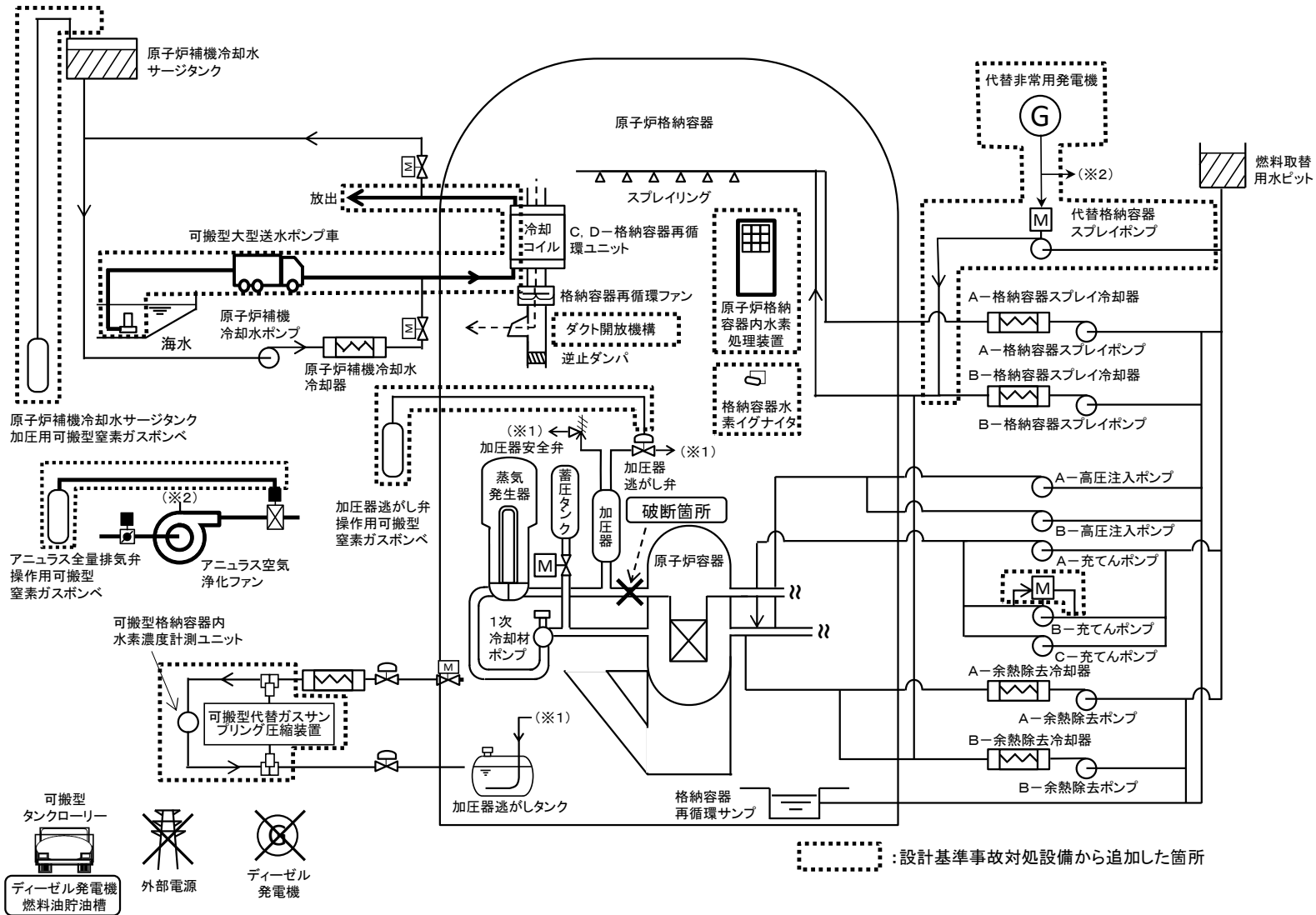
大飯3 / 4号炉  
と対策は同様



※評価事故シーケンスが「格納容器過圧破損」と同様のため、概略系統図については「格納容器過圧破損」より引用

(格納容器内自然対流冷却) [7.2.1.1-47]

大飯3 / 4号炉  
と対策は同様



※評価事故シーケンスが「格納容器過圧破損」と同様のため、概略系統図については「格納容器過圧破損」より引用

## 表 主要解析条件 [7.2.3-18]

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	本評価事故シーケンスの重要な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シビアアクシデント総合解析コード。	
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が大きくなり、炉心冷却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原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	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。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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 <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却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 小さい値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。



## 表 主要解析条件 [7.2.3-19]

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	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（口径約 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	炉心損傷を早め，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる条件として，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の喪失を設定。
		・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	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり，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	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で，水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお，水の放射線分解等による水素発生量は少なく，影響が軽微であることから考慮していない。
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い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ，信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	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，信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		80m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /hから，ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /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し，炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし，炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。	

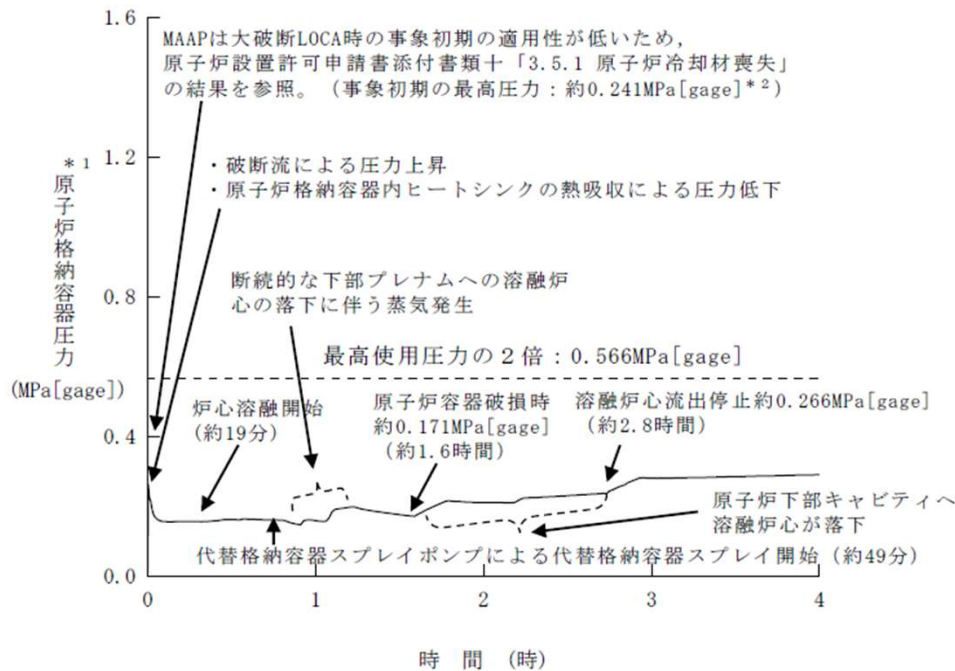
## 表 主要解析条件 [7.2.3-20]

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
関連する機器条件に 重大事故等対策に	代替格納容器スプレイポンプ によるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	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3.6MW～約6.5MW)	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。
	原子炉格納容器内水素処理装置 及び 格納容器水素イグナイタ	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、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
	原子炉容器破損時の デブリジェットの 初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spaldingモデルにおける エントレインメント係数の 最確値	原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	熔融炉心と水の 伝熱面積	原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。
関連する操作条件に 重大事故等対策に	代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ の開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ の停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始に伴い停止。
	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	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

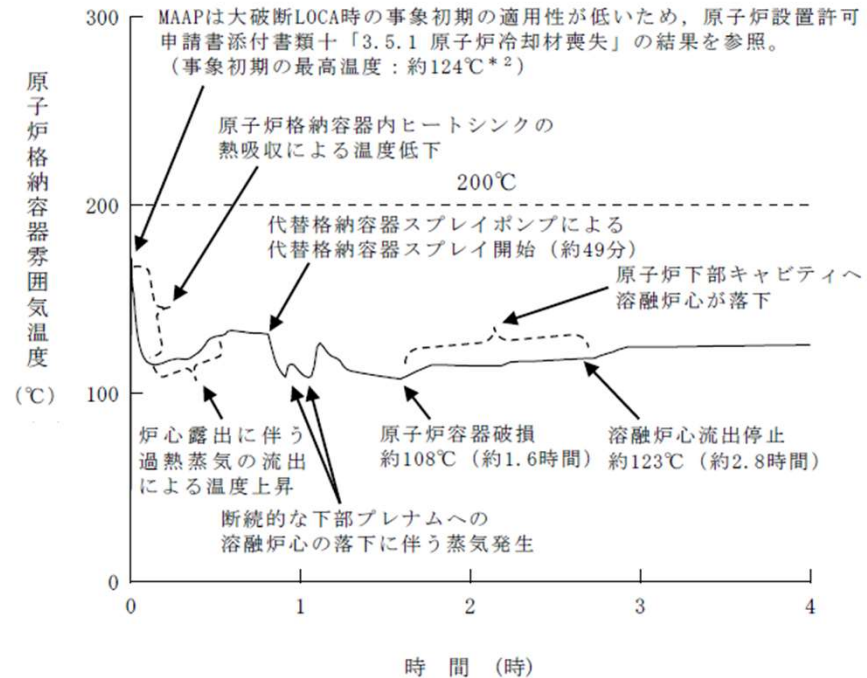
# 評価結果(5) (CVバウンダリの機能が喪失しないこと)

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 [7.2.1.1-57]



\* 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 [7.2. 1.1-57]

**■ 評価項目 [7.2.3-9]**  
原子炉格納容器圧力及び温度は、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

※評価事故シーケンスが「格納容器過圧破損」と同様のため、図については「格納容器過圧破損」より引用



# 5. 溶融炉心・コンクリート相互作用

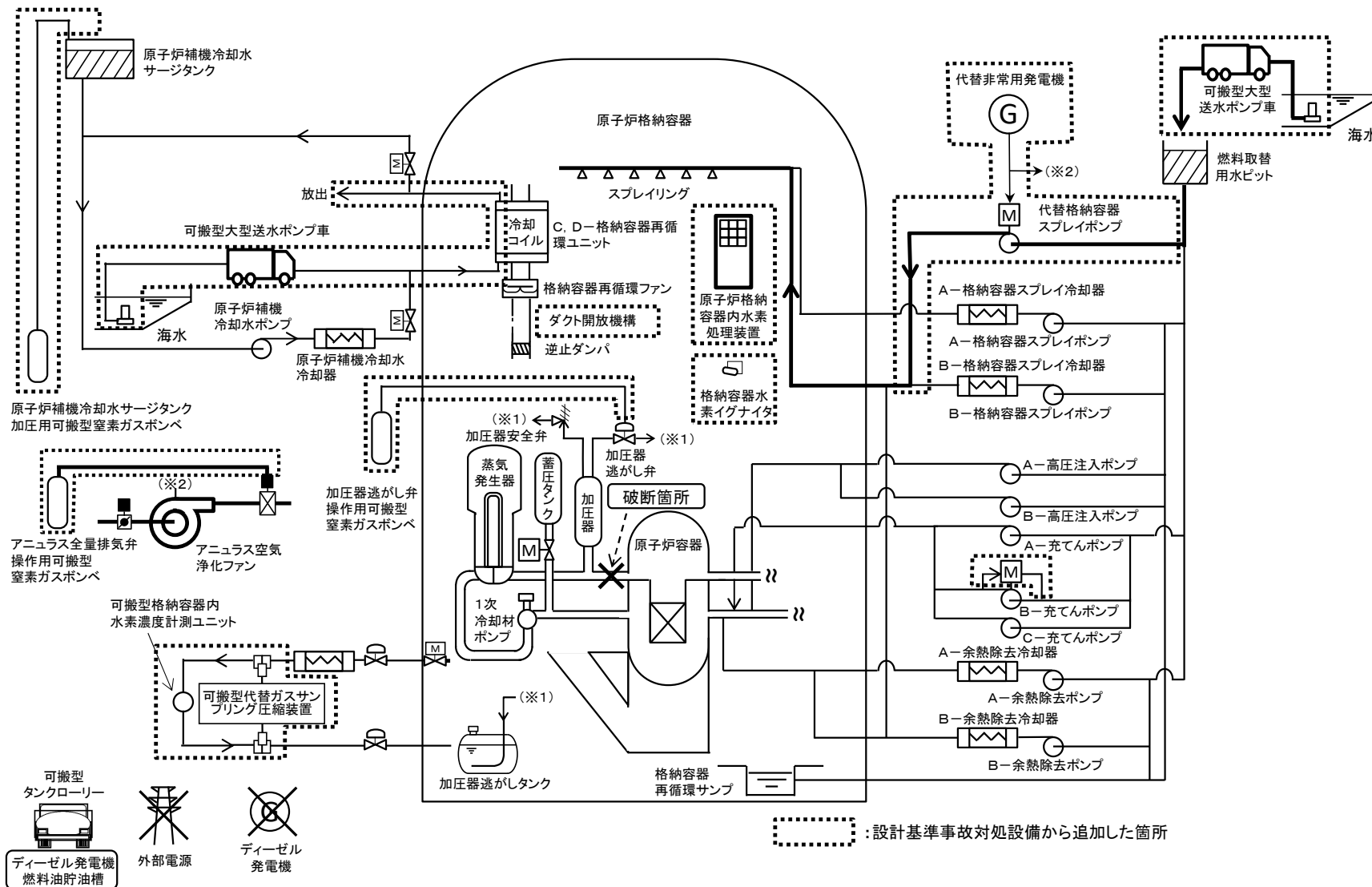
## 有効性評価の結果の概要

大飯3 / 4号炉  
と同様

格納容器破損モードの特徴及び 格納容器破損防止対策 [7.2.5-1,2]	評価事故シーケンス [7.2.5-3]	結 論 [7.2.5-20]
<p>発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，格納容器スプレイ機能，ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，原子炉容器内の溶融炉心が原子炉容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>原子炉格納容器の破損を防止し，かつ，放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため，原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から，代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p>	<p>大破断LOCA時に低圧注入機能，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事故</p>	<p>評価事故シーケンスにおいても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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，原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却，並びに原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</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P52参照）</p> <p>(8)溶融炉心による侵食によって，原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること</p>

(代替格納容器スプレイ) [7.2.1.1-47]

大飯3 / 4号炉  
と対策は同様

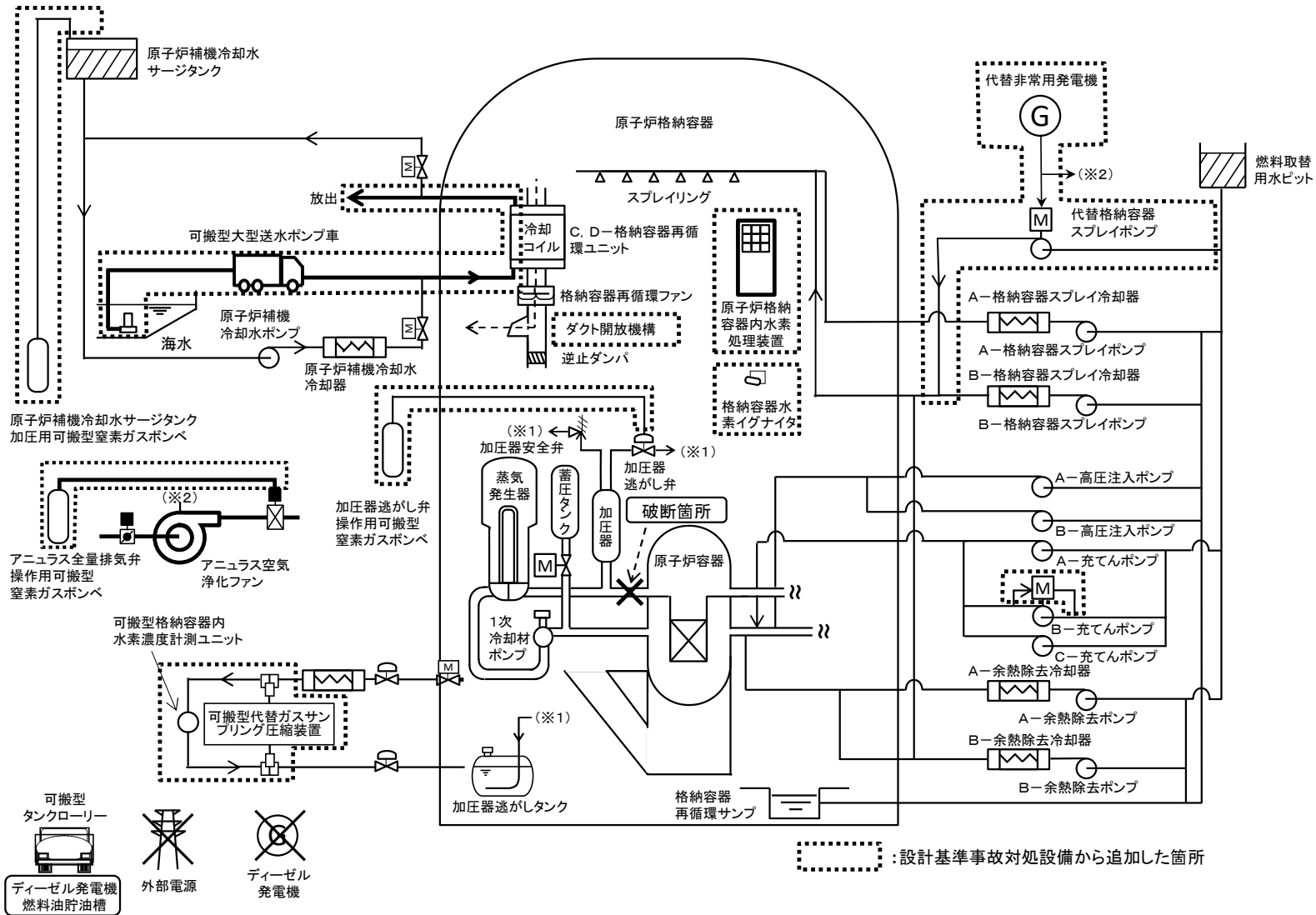


※評価事故シーケンスが「格納容器過圧破損」と同様のため、概略系統図については「格納容器過圧破損」より引用



(格納容器内自然対流冷却) [7.2.1.1-47]

大飯3 / 4号炉  
と対策は同様



※評価事故シーケンスが「格納容器過圧破損」と同様のため、概略系統図については「格納容器過圧破損」より引用

表 主要解析条件 [7.2.5-22]

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	本評価事故シーケンスの重要な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シビアアクシデント総合解析コード。	
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が大きくなり、炉心冷却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原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	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。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	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 <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却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 小さい値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

表 主要解析条件 [7.2.5-23]

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	起回事象	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（口径約 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	ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生 viewpoint で厳しい条件として、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の喪失を設定。
		<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時における非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。
	外部電源	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、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	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。



## 表 主要解析条件 [7.2.5-24]

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	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い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
	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、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		80m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /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し、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。
	代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	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3.6MW～約6.5MW)	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。
	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	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、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素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民間ガイドラインでは、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m <sup>2</sup> 相当(大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。	

表 主要解析条件 [7.2.5-25]

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
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ の開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
	代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ の停止	事象発生後の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	事象発生後の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。



大飯3 / 4号炉  
と評価結果は同様

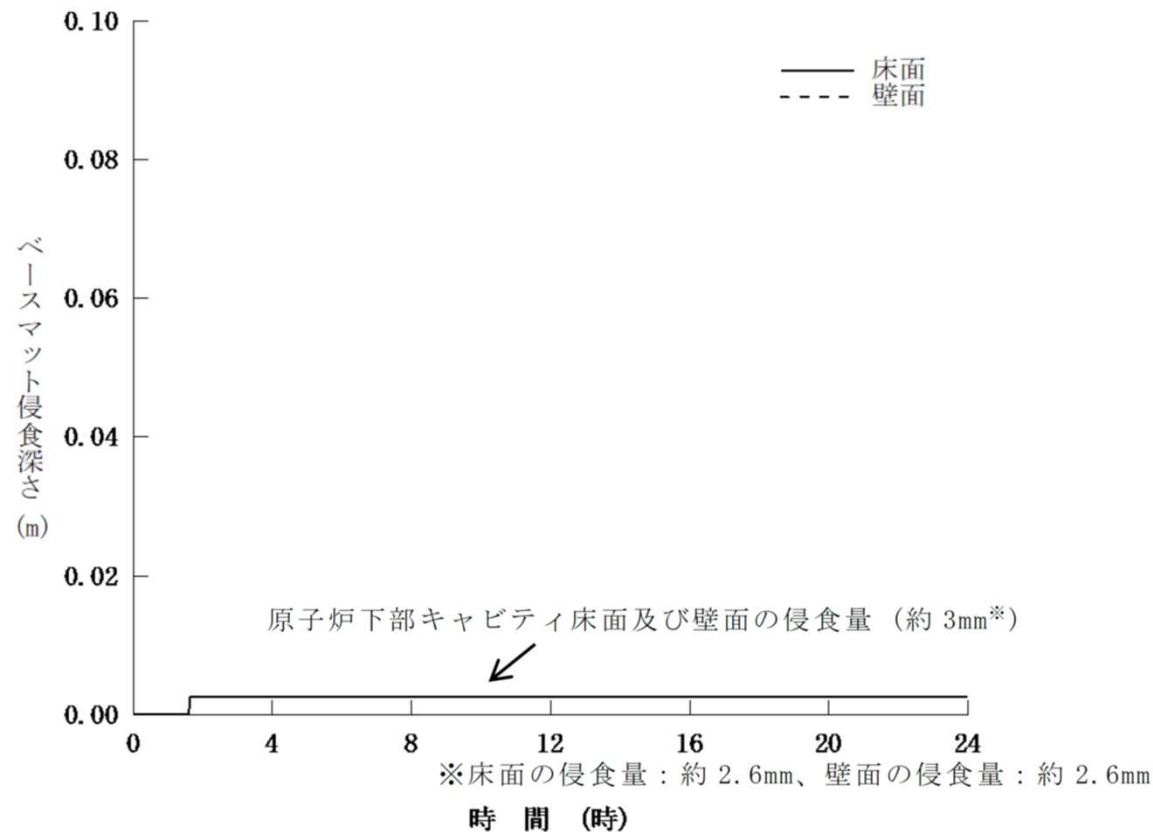


図 ベースマット侵食深さの推移 [7.2.5-26]

## ■ 評価項目 [7.2.5-7]

ベースマット侵食深さは、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは床面で約 3 mm、壁面で約 3 mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

# 6. CVからの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果について

先行BWRと同様

## 検討目的

- 重大事故等時の被ばく評価等  
環境中への放射性物質の放出量を求める際に原子炉格納容器からの漏えいを想定
- エアロゾル粒子の除染係数DF  
想定漏えい経路※に対するDFの設定が必要  
※ 原子炉格納容器フランジ部・電気配線貫通部のシール部等

## 既存の知見

- 原子炉格納容器からの漏えい経路におけるエアロゾル粒子の捕集特性に関する試験研究
- ✓ 米国のCSE試験
  - ✓ エアロゾル捕集研究  
(小配管での小規模試験)
  - ✓ 欧州のIRSN試験, COLIMA試験
  - ✓ 原子力発電技術機構の※放射性物質捕集特性試験 (以下, 「NUPEC試験」)  
※ 重大事故時の環境下での原子炉格納容器貫通部のシール部からの漏えいに着目した試験

## NUPEC試験の確認

- 漏えいポテンシャルを有する部位  
非金属貫通部 (電気配線貫通部, フランジ・ガスケット)
- エアロゾル捕集特性試験 (破損試験体) の結果
  - ✓ 粒径分布1.28 μm ~ 1.38 μmにおける等価面積※とDFに相関有  
※ 破損口の流路係数等を含む
  - ✓ エアロゾル粒径
 

}	約1μm → 上記DFの約0.7倍
	約2μm → 上記DFの約 2倍
  - ✓ 等価面積の温度依存性 (高温ほど等価面積は縮小する傾向)  
低電圧モジュール : 温度依存性 有  
フランジ・ガスケット : 温度依存性 不明

## 実機への適用検討

- 試験結果の適用性  
シール部の試験結果は妥当  
(貫通部等のバウンダリ構成は試験と実機で同様)
- 試験結果と実機で想定する条件の比較
  - ✓ シール材の材質, 環境条件 (圧力, 蒸気) : 適用可能※  
※ NUPEC試験と材質が異なる電気配線貫通部シール材については実機試験にて確認済
  - ✓ 実機の部材一つあたりのリーク面積  
健全部材リーク面積※1 ≒ 0.1 × 破損部材リーク面積※2  
※1 実機で想定する健全部材のリーク面積 (等価面積数mm<sup>2</sup>)  
※2 NUPEC試験における破損部材のリーク面積 (等価面積数mm<sup>2</sup>)
  - ✓ エアロゾル粒子の粒径  
実機の想定 : 数μm → NUPEC試験値より大きなDF値※  
※ 等価面積に対するDF値

## 結論

### ➤ DF設定値※

DF = **10**

※ 重大事故等時の被曝評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の値。

### ➤ 妥当性の根拠

- ✓ 等価面積からのDF推定値※  
DF > 100  
※ 設計漏えい率通りに漏えいすると仮定した場合の値
- ✓ 特定のフランジ・ガスケット部リーク起因のDF想定値  
DF ≒ 100

# DFの見直しに伴う変更された評価項目について

評価項目	変更前	被ばく線量の変化	評価完了時期
中央制御室居住性 (炉心の著しい損傷) (59条)	約15 mSv	その他の評価条件も一部女川知見を反映し変更するため、若干増加する可能性がある。ただし100mSvを超えることはない。	2023年3月
Cs-137放出量評価 (有効性評価 (過圧破損) )	約5.1 TBq	約 $5.1 \times 10^{-1}$ TBq	完了済
重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価 (技能1.0,技能1.7, 技能1.11,技能1.13)	燃料取替用水ピットへの補給 (海水) 約34mSv 使用済燃料ピットへの注水確保 (海水) 約68mSv 原子炉補機冷却水系統への通水確保 (海水) 約16mSv	屋外作業における被ばくでは直接線及びスカイシャイン線が支配的であり、変化の程度は大きくない。また、アクセスルート変更に伴う被ばく評価も合わせて実施している。	2023年3月
可搬型モニタリングポストのバッテリー交換時被ばく (技術的能力1.17,60条)	約41 mSv	屋外作業における被ばくでは直接線及びスカイシャイン線が支配的であるため、変化の程度は大きくない。	2023年3月

※ 緊急時対策所居住性の被ばく評価 (61条) においては原子炉格納容器の破損を想定しており、炉心内蔵量に対する放射性物質の大気中への放出割合は、審査ガイドに示された割合で設定しているため、DFの見直しに伴う変更はない。