

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価

「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」

「雰囲気圧力・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」

令和 5 年 3 月 1 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、整備した格納容器破損防止対策が選定した評価事故シナリオ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。
- 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、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. 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	3
2. 霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	5
3. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	15
4. 溶融炉心・コンクリート相互作用	22

1. 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mm²)
※2 NUPEC試験における破損部材のリーク面積 (等価面積数mm²)
 - ✓ 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	開示可能時期
中央制御室居住性 (炉心の著しい損傷) (59条)	約15 mSv	DFの見直しは被ばく線量の低下要因であるが、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 5.1×10^{-1} TBq	本日
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	DFの見直しは被ばく線量の低下要因であるが、屋外作業における被ばくでは直接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	DFの見直しは被ばく線量の低下要因であるが、屋外作業における被ばくでは直接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。

2. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

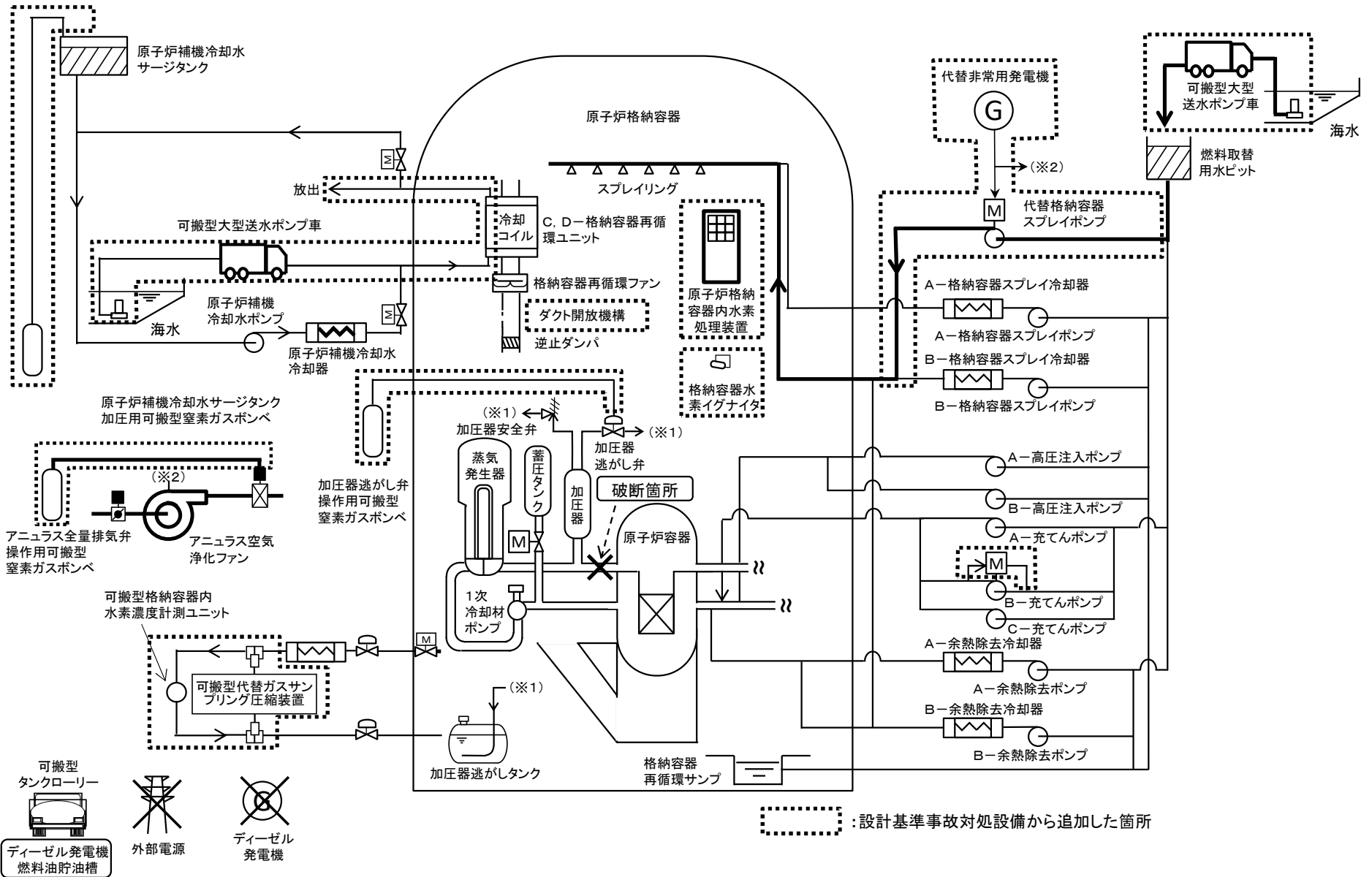
有効性評価の結果の概要

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P11～14参照）</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

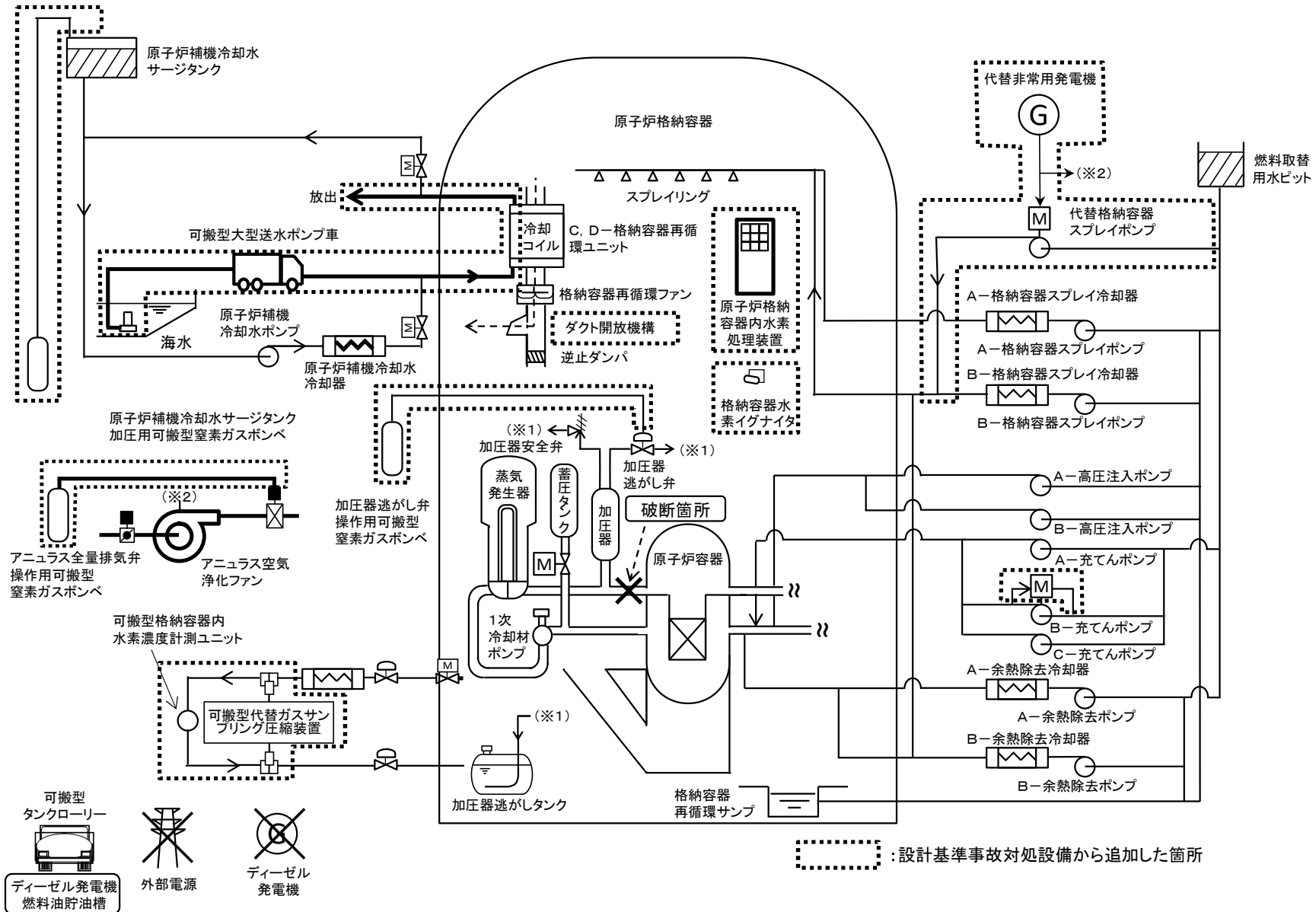


表 主要解析条件 [7.2.1.1-44]

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 ³	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"> 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。



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 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。
	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 ³ (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 ³ /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

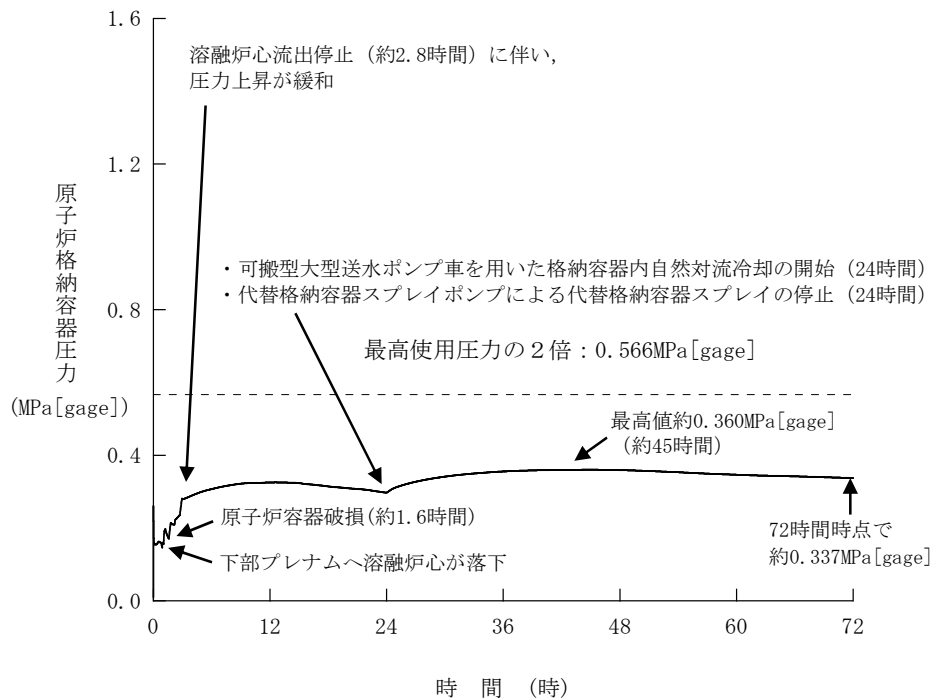


図 原子炉格納容器圧力の推移 [7.2.1.1-56]

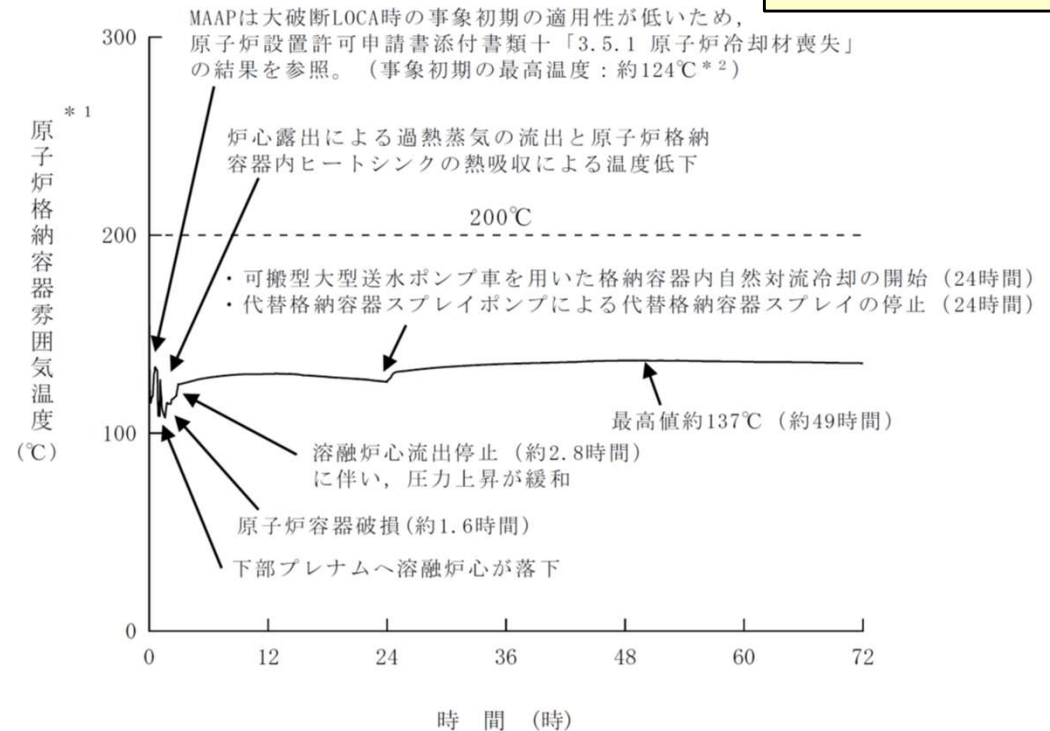


図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 [7.2.1.1-56]

■ 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

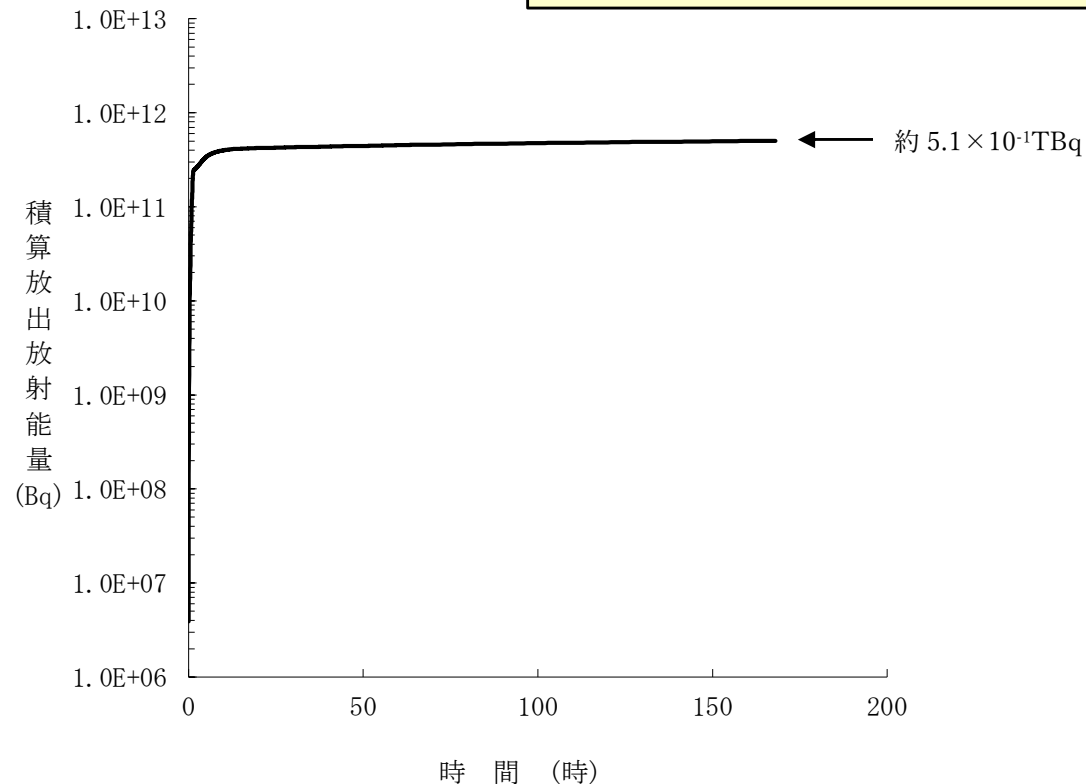


図 Cs-137積算放出放射エネルギーの推移 [7.2.1.1-59]

■ 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 5.1×10^{-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

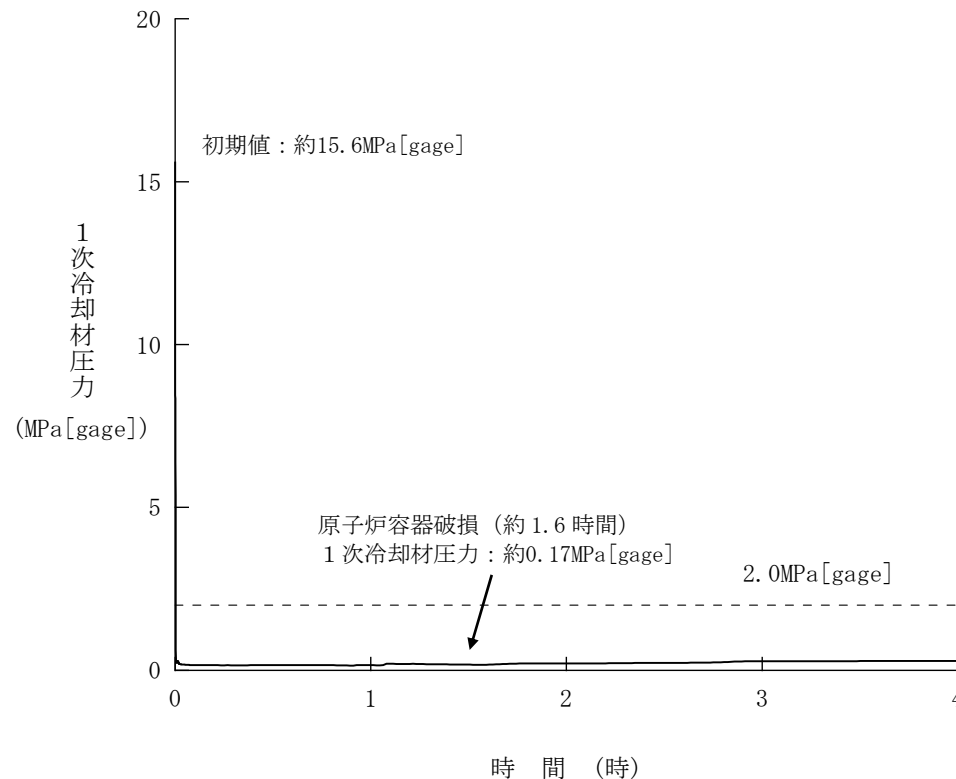


図 1次冷却材圧力の推移 [7.2.1.1-54]

■ 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。

評価結果(7)(水素の蓄積を想定した場合のCVバウダリにかかる圧力) 14

高浜 3 / 4号炉
と評価結果は同様

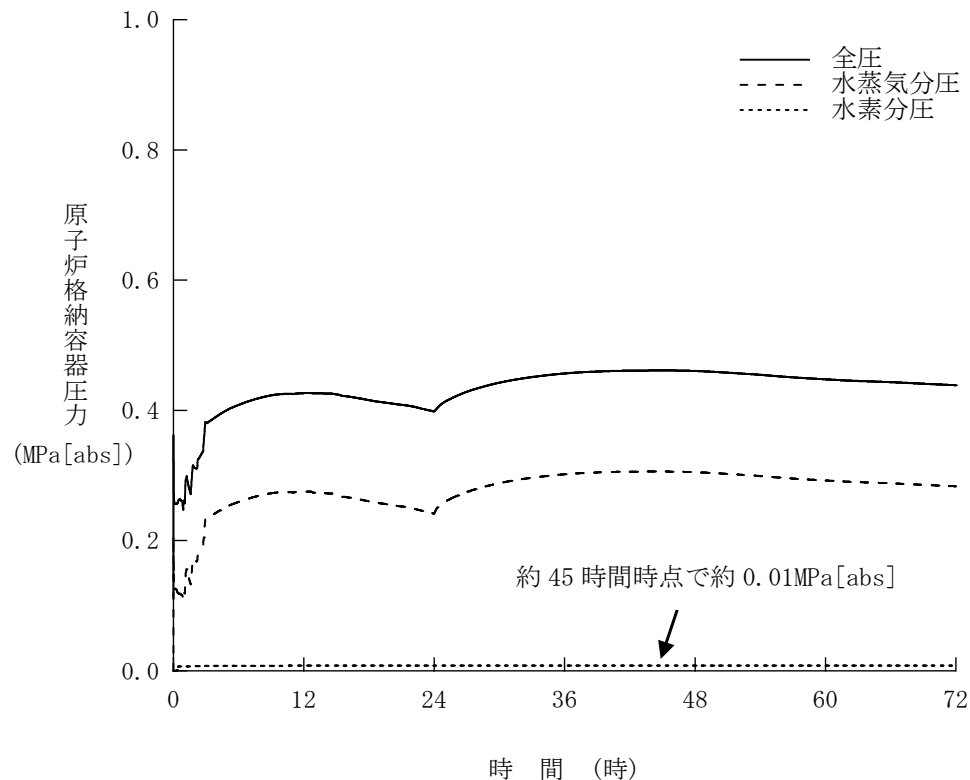


図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移 [7.2.1.1-58]

■ 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。

3. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

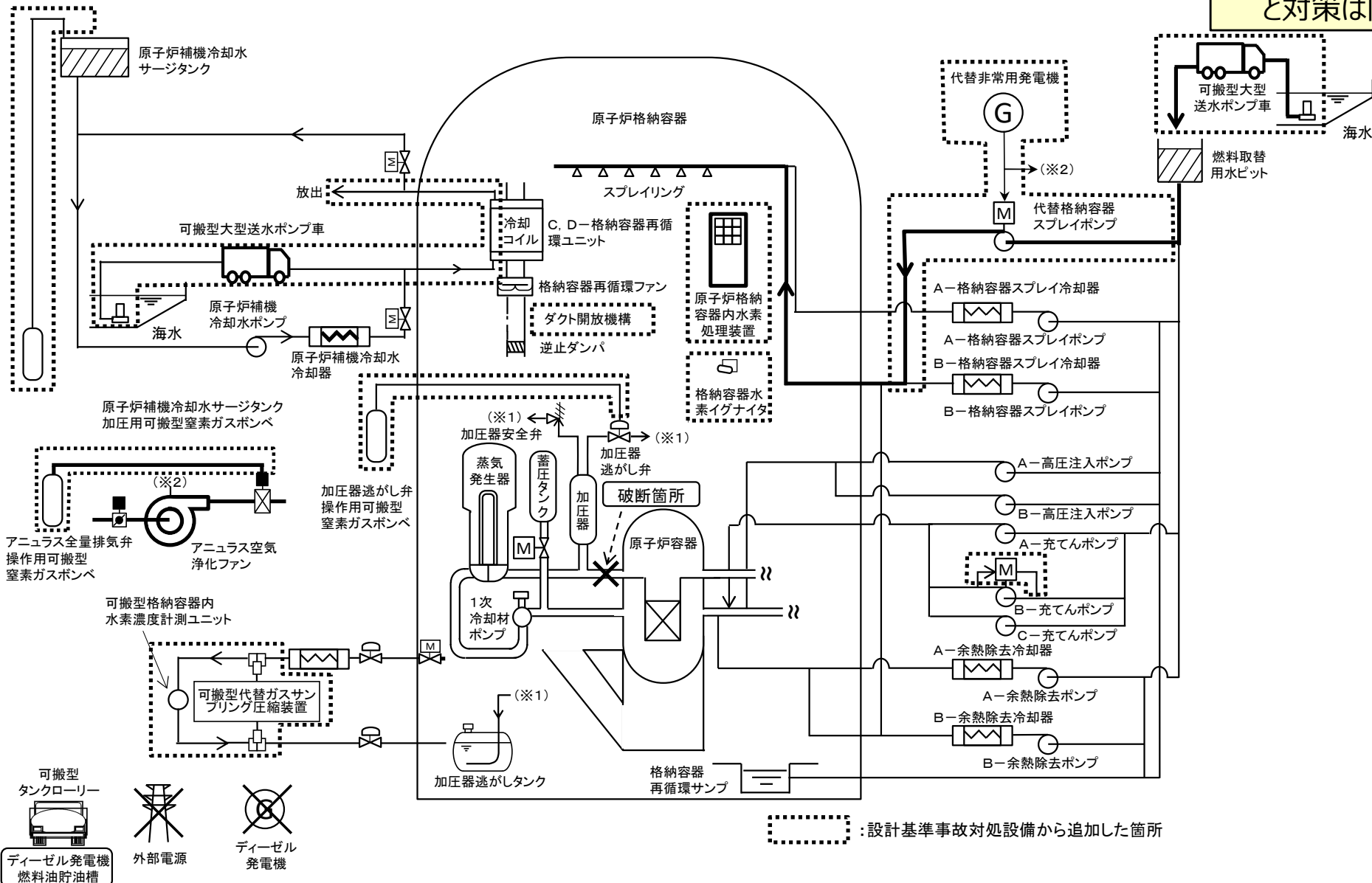
有効性評価の結果の概要

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P21参照）</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]

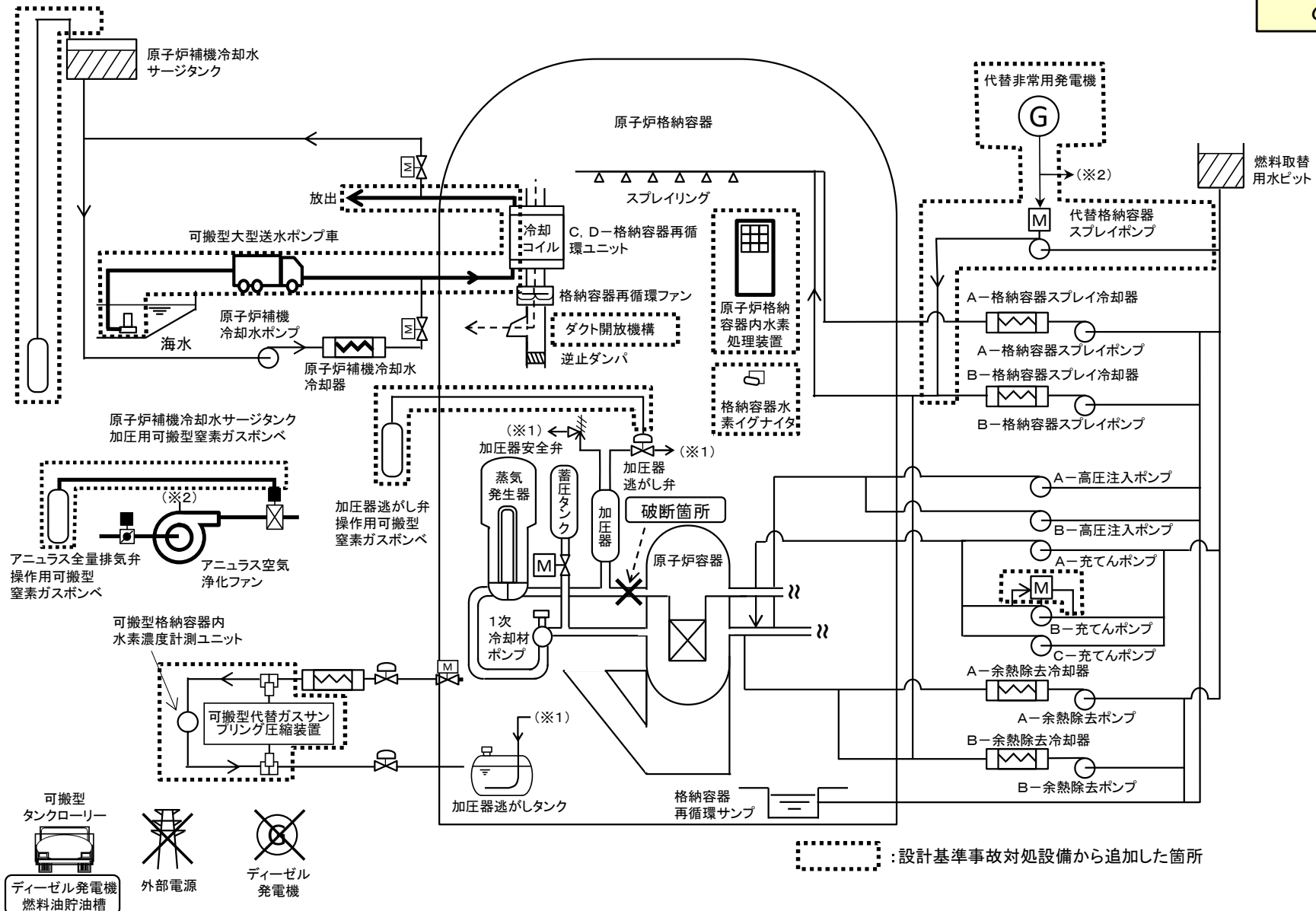
大飯3 / 4号炉
と対策は同様



※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

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]



※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 ³	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。
		<ul style="list-style-type: none"> 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 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。
	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 ³ (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。	

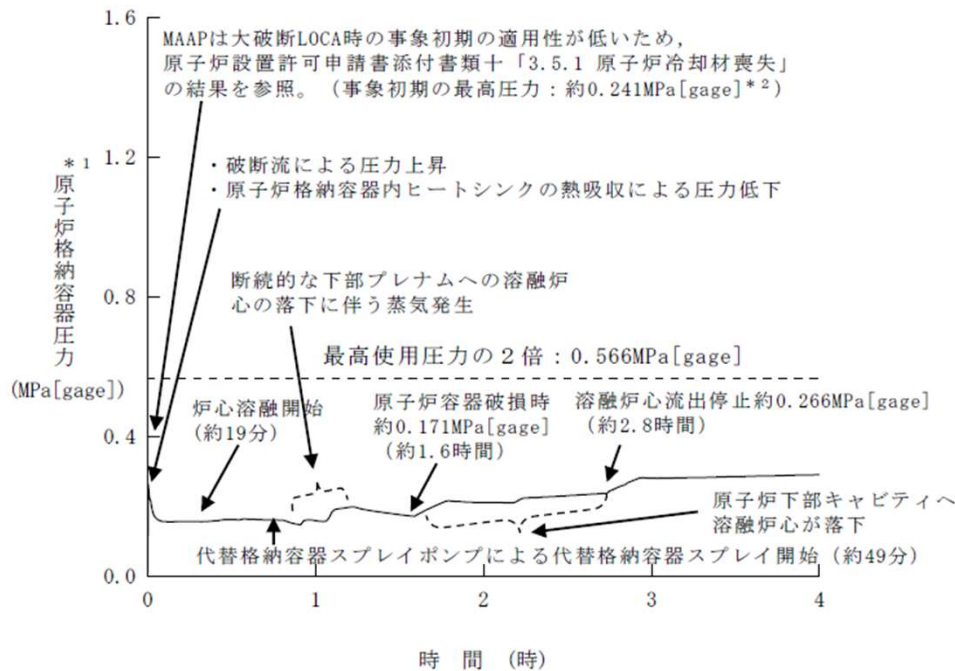
表 主要解析条件 [7.2.3-20]

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 重大事故等 機器条件 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 ³ /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。
関連する 重大事故等 操作条件 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。

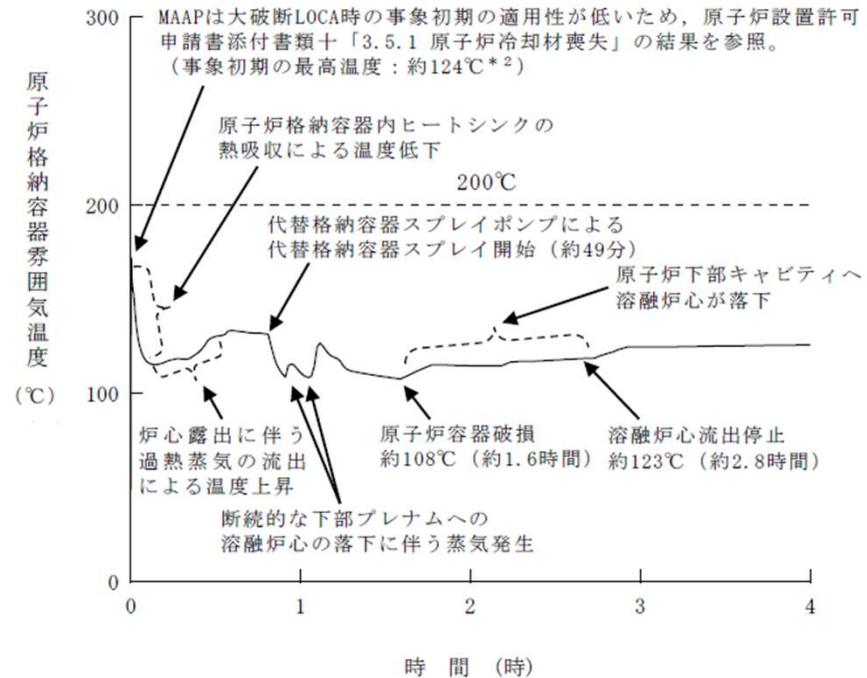
評価結果(5) (CVバウンダリの機能が喪失しないこと)

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

4. 溶融炉心・コンクリート相互作用

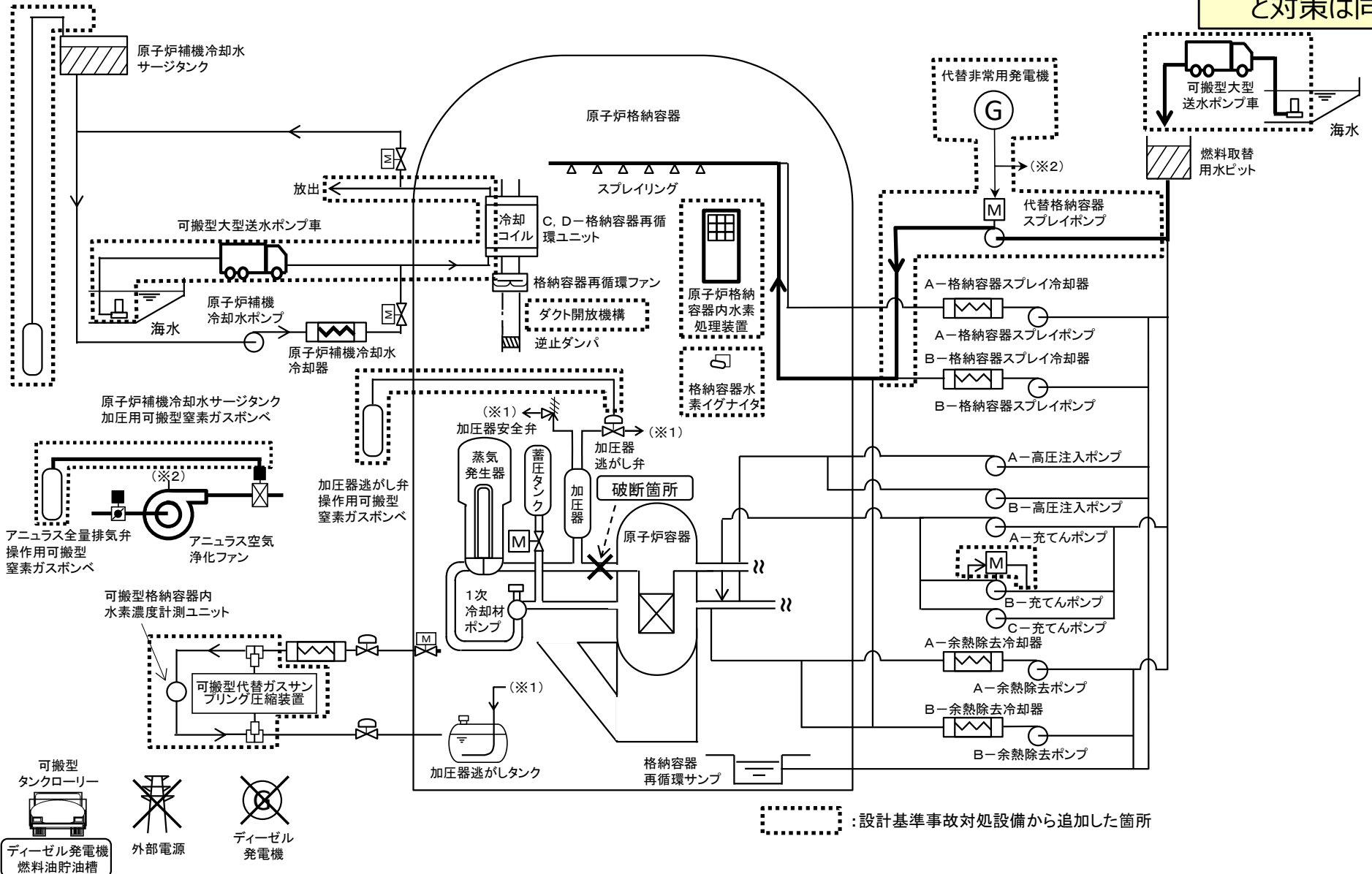
有効性評価の結果の概要

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P29参照）</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]

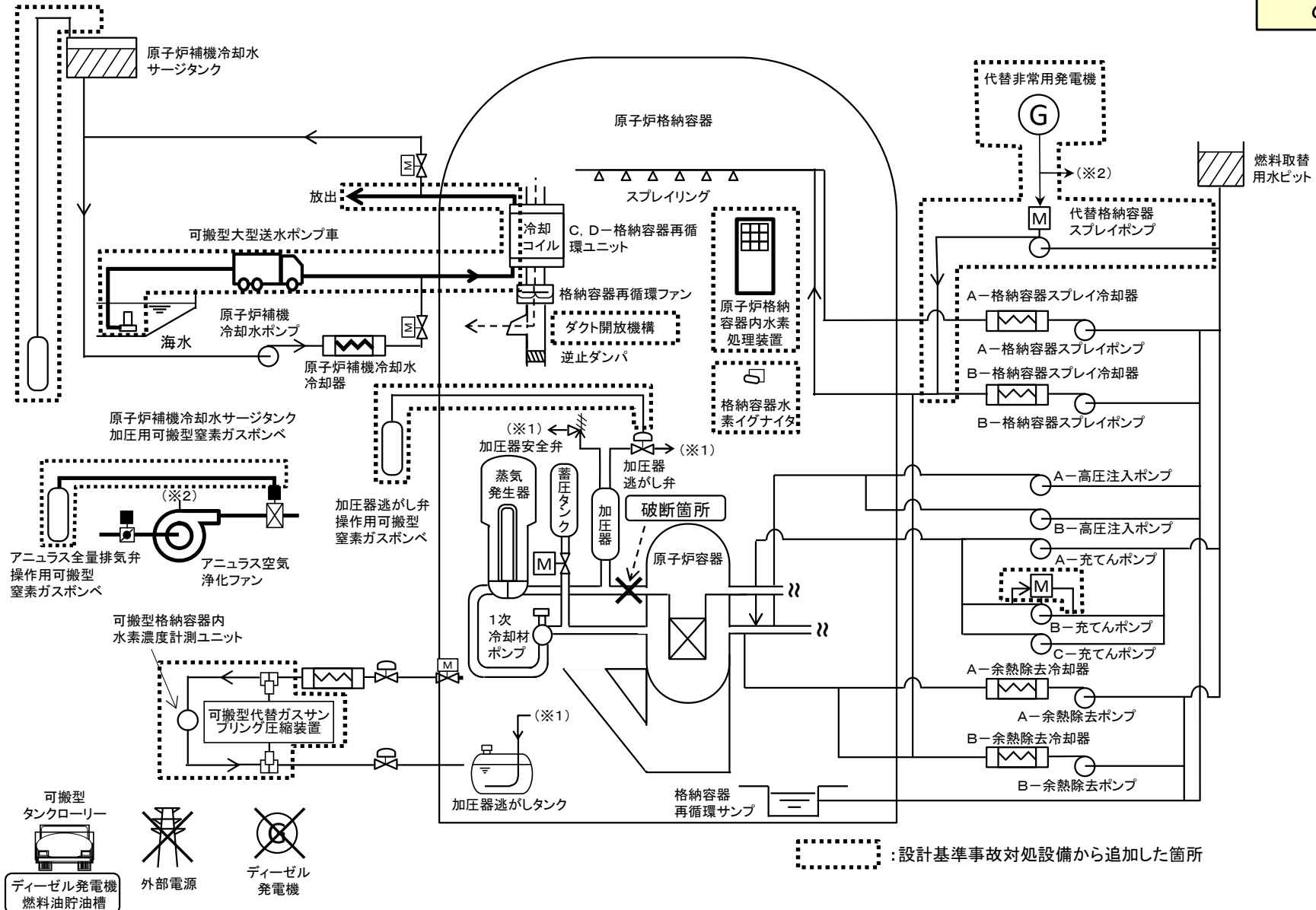
大飯3 / 4号炉
と対策は同様



※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 ³	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 of 視点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"> ・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。

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 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。
	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 ³ (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 ³ /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 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。	

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

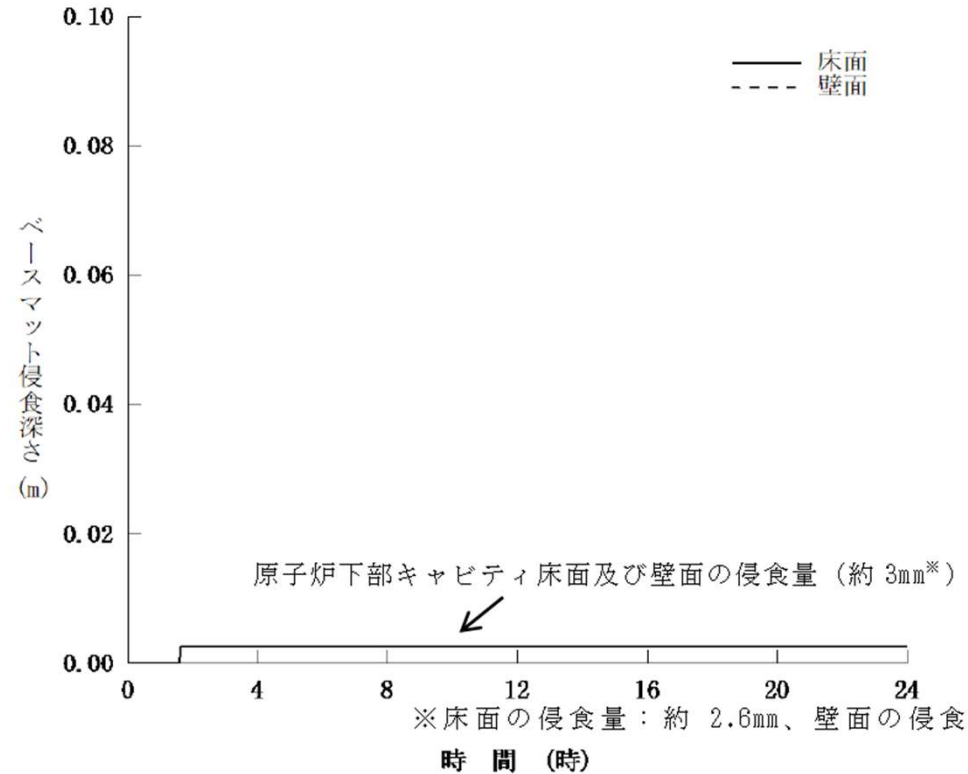


図 ベースマット侵食深さの推移 [7.2.5-26]

■ 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る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。