

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0034 改48
提出年月日	平成29年6月5日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成29年6月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 1.1 概要
- 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 1.3 評価に当たって考慮する事項
- 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 1.6 解析の実施方針
- 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
- 1.8 必要な要員及び資源の評価方針

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)

2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗

2.3.3 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失

2.3.4 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

2.5 原子炉停止機能喪失

2.6 LOCA 時注水機能喪失

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

3. 重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)

3.1.1 格納容器破損モードの特徴, 格納容器破損防止対策

3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

: 今回のご説明範囲

- 3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- 3.4 水素燃焼
- 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 4.1 想定事故 1
- 4.2 想定事故 2

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 5.1 崩壊熱除去機能喪失
- 5.2 全交流動力電源喪失
- 5.3 原子炉冷却材の流出
- 5.4 反応度の誤投入

6 必要な要員及び資源の評価

- 6.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

添付資料 目次

添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要

添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について

添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について

添付資料 1.5.1 柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の重大事故等対策の有効性評価の一般データ

添付資料 1.5.2 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について

添付資料 1.5.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について

添付資料 1.7.1 有効性評価における判断基準と有効性評価結果, 評価における不確かさの関係について

添付資料 2.1.1 安定状態について

添付資料 2.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(高圧・低圧注水機能喪失)

添付資料 2.1.3 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について

添付資料 2.1.4 7 日間における水源の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)

添付資料 2.1.5 7 日間における燃料の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)

添付資料 2.2.1 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転実績について

添付資料 2.2.2 安定状態について

添付資料 2.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(高圧注水・減圧機能喪失)

添付資料 2.2.4 7 日間における燃料の対応について(高圧注水・減圧機能喪失)

添付資料 2.3.1.1 敷地境界での実効線量評価について

添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について

添付資料 2.3.1.3 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について

添付資料 2.3.1.4 逃がし安全弁に係る解析と実態の違い及びその影響について

添付資料 2.3.1.5 安定状態について

添付資料 2.3.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))

添付資料 2.3.1.7 7 日間における水源の対応について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))

: 今回のご説明範囲

- | | |
|--------------|---|
| 添付資料 2.3.1.8 | 7 日間における燃料の対応について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)) |
| 添付資料 2.3.1.9 | 常設代替交流電源設備の負荷
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)) |
| 添付資料 2.3.2.1 | 全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の 24 時間運転継続に期待することの妥当性について |
| 添付資料 2.3.2.2 | 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗) |
| 添付資料 2.3.4.1 | 安定状態について |
| 添付資料 2.3.4.2 | 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗) |
| 添付資料 2.3.4.3 | 減圧・注水開始操作の時間余裕について |
| 添付資料 2.3.4.4 | 7 日間における水源の対応について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗) |
| 添付資料 2.3.4.5 | 7 日間における燃料の対応について
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗) |
| 添付資料 2.3.4.6 | 常設代替交流電源設備の負荷
(全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗) |
| 添付資料 2.4.1.1 | 安定状態について |
| 添付資料 2.4.1.2 | 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)) |
| 添付資料 2.4.1.3 | 7 日間における水源の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)) |
| 添付資料 2.4.1.4 | 7 日間における燃料の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)) |
| 添付資料 2.4.1.5 | 常設代替交流電源設備の負荷
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)) |
| 添付資料 2.4.2.1 | 安定状態について |
| 添付資料 2.4.2.2 | 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)) |
| 添付資料 2.4.2.3 | 7 日間における水源の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)) |
| 添付資料 2.4.2.4 | 7 日間における燃料の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)) |

: 今回のご説明範囲

- 添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性
- 添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について
- 添付資料 2.5.3 安定状態について
- | |
|---|
| 添付資料 2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉停止機能喪失) |
|---|
- 添付資料 2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
- 添付資料 2.5.6 初期炉心流量の相違による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.7 原子炉注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料 2.5.8 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源の水温の影響
- 添付資料 2.5.9 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.10 SLC 起動を手動起動としていることについての整理

- 添付資料 2.6.1 中小破断 LOCA の事象想定について
- 添付資料 2.6.2 安定状態について
- 添付資料 2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.4 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について
- 添付資料 2.6.5 7 日間における水源の対応について (LOCA 時注水機能喪失)
- 添付資料 2.6.6 7 日間における燃料の対応について (LOCA 時注水機能喪失)

- 添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 2.7.2 安定状態について
- 添付資料 2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(インターフェイスシステム LOCA)
- 添付資料 2.7.4 7 日間における燃料の対応について (インターフェイスシステム LOCA)

- 添付資料 3.1.2.1 格納容器気相部温度が原子炉格納容器の健全性に与える影響について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損))
- 添付資料 3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
- 添付資料 3.1.2.3 安定状態について (代替循環冷却系を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.4 原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素の影響について

: 今回のご説明範囲

添付資料 3.1.2.5 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

添付資料 3.1.2.6 原子炉格納容器漏えい率の設定について

添付資料 3.1.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用する場合)))

添付資料 3.1.2.8 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について

添付資料 3.1.2.9 7 日間における水源の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用する場合)

添付資料 3.1.2.10 7 日間における燃料の対応について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用する場合)

添付資料 3.1.2.11 常設代替交流電源設備の負荷(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用する場合)

添付資料 3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について

添付資料 3.1.3.2 非凝縮性ガスの影響について

添付資料 3.1.3.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却系を使用しない場合における Cs-137 放出量評価について

添付資料 3.1.3.4 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

添付資料 3.1.3.5 安定状態について(代替循環冷却系を使用しない場合)

添付資料 3.1.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用しない場合)))

添付資料 3.1.3.7 注水操作が遅れる場合の影響について

添付資料 3.1.3.8 7 日間における水源の対応について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)

添付資料 3.1.3.9 7 日間における燃料の対応について
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)

添付資料 3.1.3.10 常設代替交流電源設備の負荷
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)：代替循環冷却系を使用しない場合)

添付資料 3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

添付資料 3.2.2 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

□ : 今回のご説明範囲

- 添付資料 3.2.3 格納容器破損モード「DCH」, 「FCI」, 「MCCI」の評価事故シーケンスの位置付け
- 添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.5 7日間における水源の対応について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.6 7日間における燃料の対応について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)に関する知見の整理
- 添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料 3.3.3 原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性
- 添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 3.3.5 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響
- 添付資料 3.3.6 プラント損傷状態を LOCA とした場合の圧カスパイクへの影響
- 添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響
- 添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.3 安定状態について
- 添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について (水素燃焼)
- 添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響
- 添付資料 3.5.1 安定状態について
- 添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
(溶融炉心・コンクリート相互作用)
- 添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合、及び、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合、並びにコリウムシールド内側への越流を考慮した場合のコンクリートの浸食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価
- 添付資料 4.1.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料 4.1.2 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率」の算出について

□ : 今回のご説明範囲

添付資料 4.1.3 安定状態について

添付資料 4.1.4 柏崎刈羽 6 号及び 7 号炉使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 1)

添付資料 4.1.6 7 日間における水源の対応について(想定事故 1)

添付資料 4.1.7 7 日間における燃料の対応について(想定事故 1)

添付資料 4.2.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.2.2 想定事故 2 において微開固着及び貫通クラックによる損傷を想定している理由

添付資料 4.2.3 6 号及び 7 号炉 使用済燃料プールサイフォンブレーカについて

添付資料 4.2.4 安定状態について

添付資料 4.2.5 評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故 2)

添付資料 4.2.6 7 日間における水源の対応について(想定事故 2)

添付資料 4.2.7 7 日間における燃料の対応(想定事故 2)

添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定

添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方

添付資料 5.1.4 安定状態について

添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響について

添付資料 5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について

添付資料 5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について
(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

添付資料 5.1.8 7 日間における燃料対応について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

添付資料 5.2.1 安定状態について

添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について
(運転停止中 全交流動力電源喪失)

添付資料 5.2.3 7 日間における水源の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)

添付資料 5.2.4 7 日間における燃料の対応(運転停止中 全交流動力電源喪失)

添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(運転停止中 全交流動力電源喪失)

: 今回のご説明範囲

- 添付資料 5.3.1 原子炉冷却材流出事故における運転停止中の線量率評価について
- 添付資料 5.3.2 原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え方
- 添付資料 5.3.3 安定状態について
- 添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について
(運転停止中 原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 5.3.5 7 日間における燃料の対応(運転停止中 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 5.4.1 反応度誤投入の代表性について
- 添付資料 5.4.2 反応度の誤投入における燃料エンタルピー
- 添付資料 5.4.3 反応度の誤投入における炉心平均中性子束の推移
- 添付資料 5.4.4 安定状態について
- 添付資料 5.4.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(運転停止中 反応度誤投入)
- 添付資料 5.4.6 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

- 添付資料 6.1.1 他号炉との同時被災時における必要な要員及び資源について
- 添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について
- 添付資料 6.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 6.3.1 水源, 燃料, 電源負荷評価結果について

重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について

重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について、作業（操作）の概要、作業（操作）時間及び操作の成立性について下記の要領で確認した。

個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

「操作名称」	
1. 作業概要	: 作業項目, 具体的な運転操作・作業内容, 対応する事故シナリオグループ等の番号
2. 操作時間	
(1) 想定時間 (要求時間)	: 移動時間+操作時間に余裕を見て5分単位で値を設定。ただし, 時間余裕が少ない操作については, 1分単位で値を設定。
(2) 操作時間 (実績又は模擬)	: 現地への移動時間 (重大事故発生時における放射線防護具着用時間は別途確保), 訓練による実績時間, 模擬による想定時間等を記載
3. 操作の成立性について	
(1) 状況	: 対応者, 操作場所を記載
(2) 作業環境	: 現場の作業環境について記載 アクセス性, 重大事故等の状況を仮定した環境による影響 暗所の場合の考慮事項 他
(3) 連絡手段	: 各所との連絡手段について記載
(4) 操作性	: 現場作業の操作性について記載
(5) その他	: 対応する「 実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準 」に係る適合性状況説明資料 (以下「 技術的能力 」という。) の条文番号を記載

表 重大事故等対策の成立性確認 (1/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の想定時間 (注1)	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の論文番号
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	低圧代替注水系 (常設) 準備操作 ・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・低圧代替注水系 (常設) 系統構成	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.6 3.1.2 3.1.3 5.2	2.1「高圧・低圧注水機能喪失」、2.6「LOCA 時注水機能喪失」の場合 : 4分 上記以外の場合 : 15分	約 2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.4
	低圧代替注水系 (常設) 注水操作 ・残留熱除去系 注入弁操作											
	低圧代替注水系 (常設) 準備操作 ・現場移動 ・低圧代替注水系 (常設) 現場系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替											
逃がし安全弁による原子炉減圧操作	原子炉急減圧操作 ・逃がし安全弁 手動開放操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 3.2 5.1 5.2	5分	約 1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.3
	代替格納容器スプレイ冷却系 準備操作 ・現場移動 ・代替格納容器スプレイ冷却系 現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替											
代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作	代替格納容器スプレイ冷却系 準備操作 ・現場移動 ・代替格納容器スプレイ冷却系 現場ラインアップ ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	2.4.2	30分	約 15分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別しやすいように反射テープを施している	1.6
	代替格納容器スプレイ冷却系 準備操作 ・復水移送ポンプ起動/運転確認 ・代替格納容器スプレイ冷却系 ラインアップ											
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 操作 ・残留熱除去系 スプレイ弁操作											

添 1.3.1-2

表 重大事故等対策の成立性確認 (2/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽から復水貯蔵槽への補給 - 現場移動 - 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 移動, ホース敷設 (復水貯蔵槽から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) から接続口), ホース接続, ホース水取) - 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.4.2 2.6 3.1.2 3.1.3 3.2	360 分	約 355 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は約 22mSv 級 ※移動にかかる時間, 操作時間は技術的能力を参照して設定した (技術的能力の想定時間 5 時間 45 分と作業員の帰りの移動時間 10 分を考慮した 5 時間 55 分を想定)	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより, 夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備) により, 緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) からのホースの接続は, 汎用の結合金具 (オス・メス) であり, 容易に操作可能である。また, 作業エリア周辺には, 支障となる設備はなく, 十分な作業スペースを確保している	1.13
給油準備 ・軽油タンクからタンクローリ (4kL, 16kL) への補給		2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 2.6 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2 5.2	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) : 約 140 分 ガスタービン発電機用燃料タンク : 120 分	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) : 約 98 分 ガスタービン発電機用燃料タンク : 約 111 分		— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 給油準備: 作業に伴う被ばく線量は約 16mSv 級 ※移動にかかる時間, 操作時間は技術的能力を参照して設定した (代表としてベント室に実施し作業時間が長い「軽油タンクからタンクローリ (4kL, 16kL) への補給」1 時間に作業員の帰りの移動時間 5 分を考慮した 1 時間 5 分を想定)	タンクローリ (4kL, 16kL) 車輻射, 車両付ライト, ヘッドライト, 懐中電灯により, 夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備) のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部に連絡する		
各機器への給油 給油作業 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への給油 ・電源車 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 含む) への給油 ・ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油		2.1 ※1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 ※1 2.6 ※1 3.1.2 3.1.3 ※2 3.2 ※3 4.1 ※1 4.2 ※1 5.2 ※4	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (5 台) : 180 分 (※5) に 1 回給油 電源車 (4 台) 及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (2 台) : 120 分 (※5) に 1 回給油 ガスタービン発電機用燃料タンク (2 台) : 16 時間 (※5) に 1 回給油	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (8 台) への給油 : 約 98 分 電源車 (4 台) 及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (2 台) への給油 : 約 108 分 常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機用燃料タンク) (2 台) への給油 : 約 262 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	給油作業: 作業に伴う被ばく線量は約 87mSv 級 ※移動にかかる時間, 操作時間は技術的能力を参照して設定した (代表としてアクセスルートが現場線量率が低い格納容器近くである大容量送水ポンプ 1 台への給油作業 17 分に作業員の移動時間 10 分及び時間余裕 3 分を考慮した 30 分を想定)	タンクローリ (4kL, 16kL) 車輻射, 車両付ライト, ヘッドライト, 懐中電灯により, 夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備) のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部に連絡する	複雑な操作手順はなく, タンクローリ (4kL, 16kL) の各操作 (ハッチ開放等) も同時並行して行える作業が主体であるため, 操作性に支障はない	1.14
※1: 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) のみ ※2: 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びガスタービン発電機用燃料タンクのみ ※3: 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び電源車 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 含む) のみ ※4: 電源車 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 含む) 及びガスタービン発電機用燃料タンクのみ ※5: 各機器の燃料が枯渇しないために必要な補給時間の間隔 (許容時間)												

等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び緊急時対策要員等の72名で対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は20名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、号炉あたり合計約5,300m³の水が必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、合計約10,600m³の水が必要である。水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³の水を保有している。これにより、6号及び7号炉の同時被災を考慮しても、必要な水源は確保可能である。また、事象発生12時間以降に淡水貯水池の水を、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）により復水貯蔵槽へ給水することで、復水貯蔵槽を枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。ここで、復水貯蔵槽への補給の開始を事象発生12時間後としているが、これは、可搬型設備を事象発生から12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

(添付資料2.1.4)

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（高圧・低圧注水機能喪失）（1/3）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最悪条件			
原子炉熱出力	3,926MWt	3,925MWt以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定 原子炉熱出力のゆらぎを考慮した最悪条件を包絡できる条件	最悪条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最悪条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最悪条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最悪条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約7.05MPa[gage]～ 約7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+116cm～約+119cm) (実測値)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+116cm～約+119cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-30mmであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-30mmであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量 (100%)	52,200t/h (定格流量)	定格流量の約91%～ 約110% (実測値)	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最悪条件とした場合は、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最悪条件とした場合は、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
最大線出力密度	44.0kW/m	約42kW/m以下 (実績値)	設計限界値として設定 最悪条件を包絡できる条件	最悪条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作時間には影響はない。	最悪条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度 約30Gwd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定 最悪条件を包絡できる条件	最悪条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなる。格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最悪条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなる。格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	7,350m ³ (設計値)	ドライウェル内体積の設計値(全容積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最悪条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最悪条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器容積 (ウェットウェル)	空間部:5,960m ³ 液相部:3,580m ³	空間部: 約5,980m ³ ～約5,945m ³ 液相部: 約3,560m ³ ～約3,595m ³ (実測値)	ウェットウェル内体積の設計値(内部機器及び構造物の体積を除いた値)	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器容積(ウェットウェル)の液相部(空間部)の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約3,600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その減少割合は通常時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器容積(ウェットウェル)の液相部(空間部)の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約3,600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その減少割合は通常時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m(通常運転水位)	約7.01m～約7.08m (実測値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時(7.05m)の熱容量は約3600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.04m)の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最悪条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時(7.05m)の熱容量は約3600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分(通常水位-0.04m)の熱容量は約20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約30℃～約35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定 最悪条件を包絡できる条件	最悪条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及び格納容器ベント操作の開始が遅くなるが、その影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最悪条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器の熱容量は大きくなり格納容器ベントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（高圧・低圧注水機能喪失）(2/3)

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
初期条件	格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約3kPa[gage]～約7kPa[gage] (実測値)	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器ベントまでの圧力上昇率（平均）は1時間あたり約18kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、格納容器ベント時間が約7分早くなる程度である。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇量が格納容器ベント時間に与える影響は小さい。例えば、事象発生から格納容器ベントまでの圧力上昇率（平均）は1時間あたり約18kPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり、格納容器ベント時間が約7分早くなる程度である。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器温度	57℃	約43℃～約62℃ (実測値)	通常運転時の格納容器温度として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、格納容器温度は格納容器スプレイにより飽和温度となることから、初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧) (設計値)	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）	約35℃～約50℃ (実測値)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、間欠スプレイの間隔に影響するが、スプレイ間隔は原子炉水位維持操作に依存することから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があり、炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さく、燃料被覆管温度の上昇に対する影響は小さい。また、格納容器圧力上昇に対する格納容器スプレイによる圧力抑制効果は大きくなり、格納容器圧力逃がし装置等の操作開始時間が遅くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約21,400m ³	21,400m ³ 以上 (淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量)	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕は大きくなる。また、事象発生12時間後からの可搬型代替注水ポンプ(A-2線)による補給により復水貯蔵槽は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上 (軽油タンク容量)	通常時の軽油タンクの運用値を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

7日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）

○水源

復水貯蔵槽水量：約1,700m³淡水貯水池：約18,000m³

○水使用パターン

①低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

事象発生後、炉心冠水までは定格流量で注水する。
冠水後は、原子炉水位高（レベル8）～原子炉水位低（レベル3）の範囲で注水する（約110m³/h）。

②代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ

格納容器圧力が0.18MPa〔gage〕到達後に開始し、
原子炉水位高（レベル8）～原子炉水位低（レベル3）
までの間、格納容器スプレイを実施する（140m³/h）。

③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送

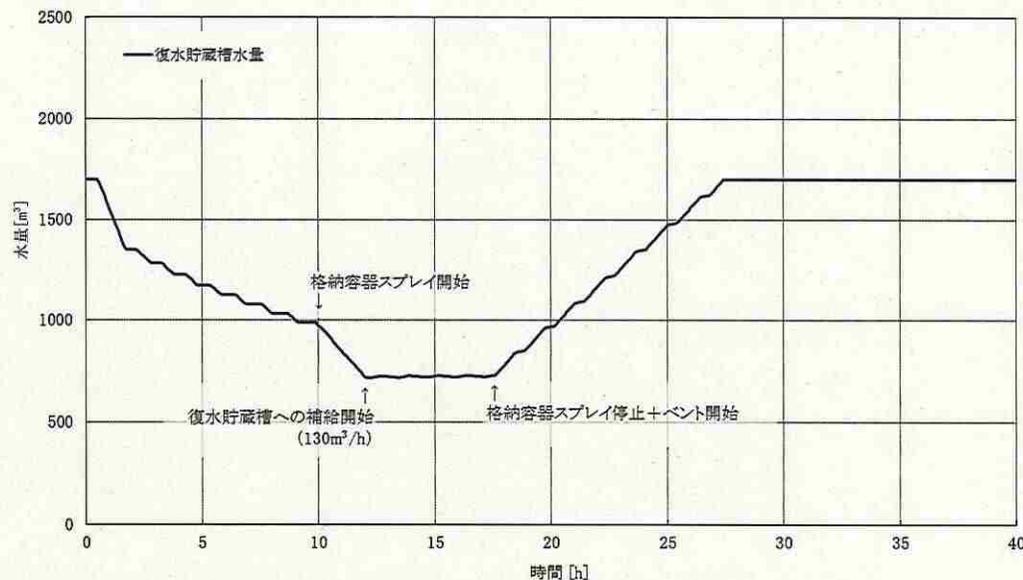
事象発生12時間後から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）4台を用いて130m³/hで淡水貯水池の水を復水貯蔵槽へ移送する。

○時間評価（右上図）

事象発生後12時間までは復水貯蔵槽を水源として原子炉注水及び格納容器スプレイを実施するため、復水貯蔵槽水量は減少する。事象発生12時間後から復水貯蔵槽への補給を開始するため、水量の減少割合は低下する。格納容器ベントと同時に格納容器スプレイを停止し、その後は崩壊熱相当で注水することから復水貯蔵槽水量は回復し、以降安定して冷却が可能である。

○水源評価結果

時間評価の結果から復水貯蔵槽が枯渇することはない。また、7日間の対応を考慮すると、6号及び7号炉のそれぞれで約5,300m³必要となる。6号及び7号炉の同時被災を考慮すると、約10,600m³必要となる。各号炉の復水貯蔵槽に約1,700m³及び淡水貯水池に約18,000m³の水を保有することから、6号及び7号炉の同時被災を考慮した場合も必要水量は確保可能であり、安定して冷却を継続することが可能である。



ットウエル)の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の外部電源の有無については、炉心冷却上厳しくする観点から、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず原子炉水位低の信号でトリップすることで原子炉水位の低下が早くなるように外部電源がある状態を設定している。仮に事象発生とともに外部電源喪失が発生する場合は、外部電源喪失と同時に再循環ポンプがトリップするため、原子炉水位の低下が遅くなり、炉心露出時間も短くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。なお、外部電源がない場合は非常用ディーゼル発電機により電源が供給される。

機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料2.2.3)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却

モード) 運転操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位高 (レベル8) 到達後 (事象発生から約60分後) を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、複数の残留熱除去系を用いて低圧注水モードによる原子炉水位維持操作とサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの運転操作を同じ運転員が行うことから、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの操作開始時間は変動し得るが、その時間は短く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件 (操作条件を除く) の不確かさにより操作開始時間は早まる可能性があるが、中央制御室で行う操作であることから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料2. 2. 3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料2. 2. 3)

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 運転操作については、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード

運転開始までの時間は事象発生から約60分後であり、操作開始が遅れる場合においても、格納容器圧力が0.31MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象進展が同様となる「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」に示すとおり約17時間であり、約16時間以上の時間余裕がある。また、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa [gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約38時間後であり、約37時間以上の時間余裕がある。

(添付資料2.2.3)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

2.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における必要な要員は、「2.2.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり16名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

2.3.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）」において、6号及び7号炉同時の重大事故等対策時における事象発生10時間までに必要な要員は、「2.3.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり28名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している運転員、緊急時対策要員等の72名で対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は46名であり、発電所構外から10時間以内に参集可能な要員の106名で確保可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水源

原子炉隔離時冷却系、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水について

所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に合計約13kLの軽油が必要となる（6号及び7号炉合計約643kL）。

6号及び7号炉の各軽油タンク（約1,020kL）及びガスタービン発電機用燃料タンク（約100kL）にて合計約2,140kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への給水、代替原子炉補機冷却系の運転、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による電源供給及びモニタリング・ポスト用発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

（添付資料 2.3.1.8）

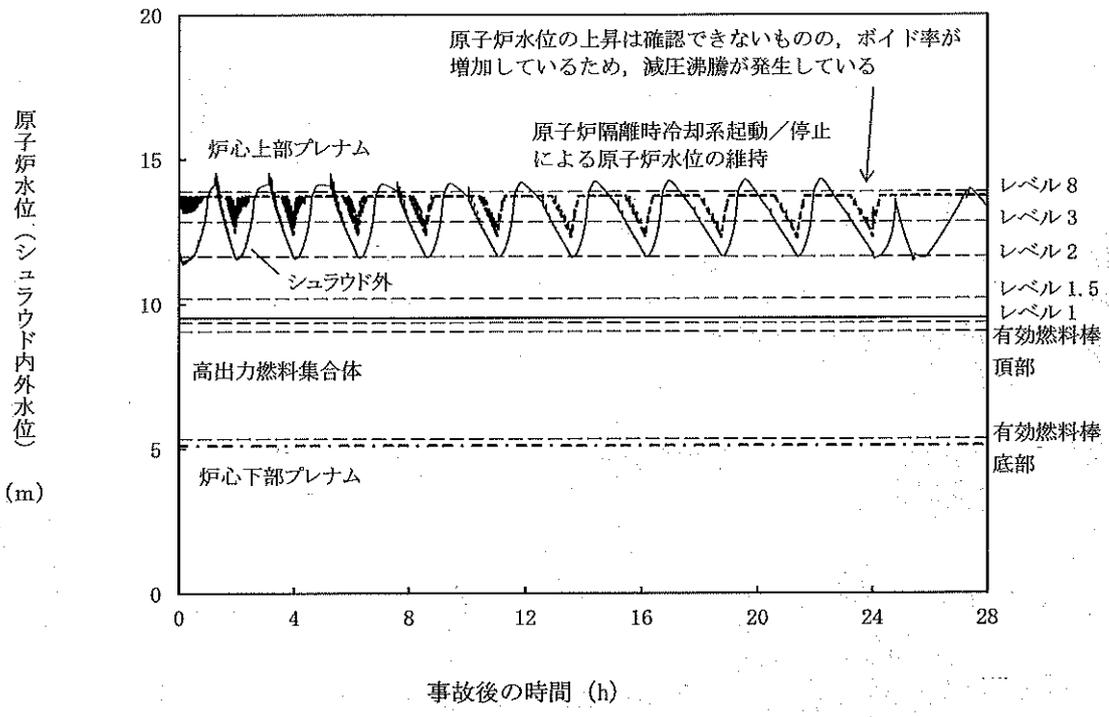
c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として、6号及び7号炉で約2,566kW（6号炉：約1,280kW、7号炉：約1,286kW）必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

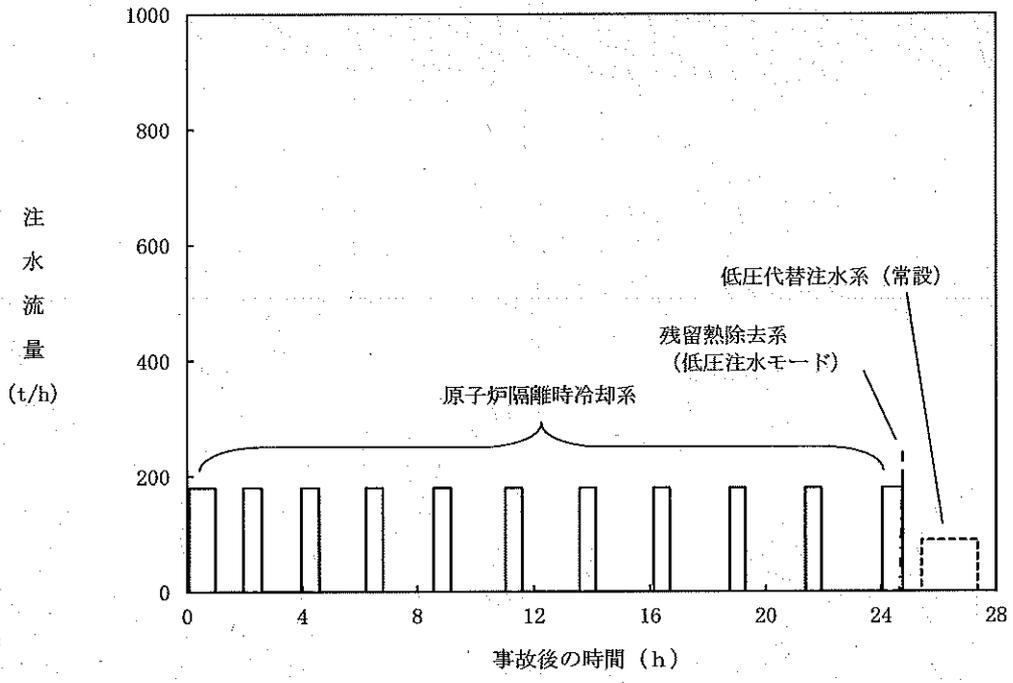
また、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及びモニタリング・ポスト用発電機についても、必要負荷に対して電源供給が可能である。

蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要な直流負荷の切離し、蓄電池の切替え等を行うことにより、事象発生後24時間の直流電源供給が可能である。

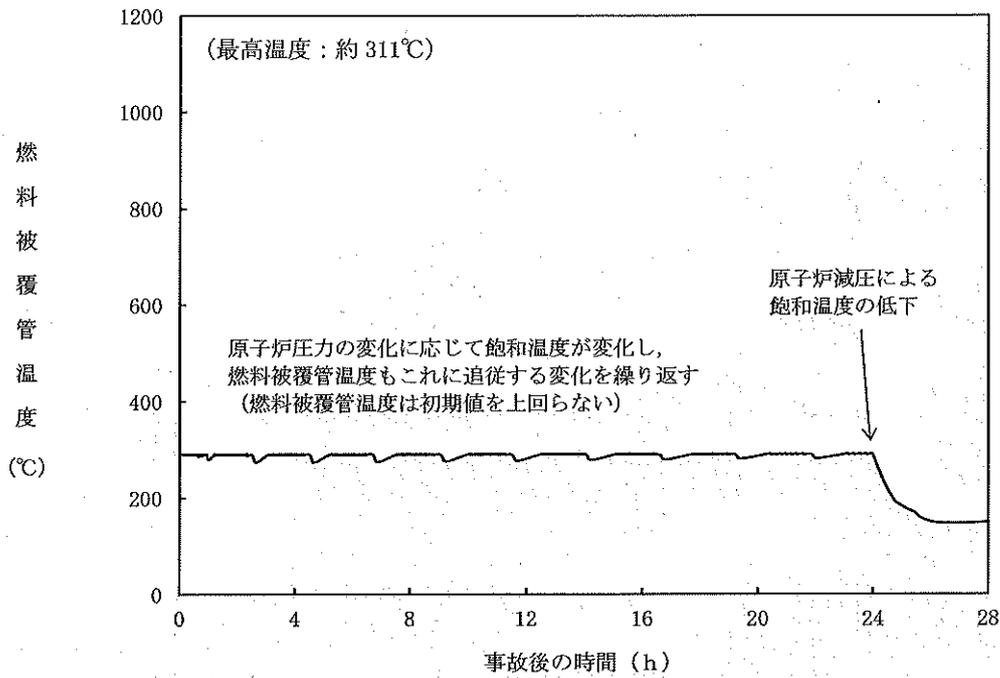
（添付資料 2.3.1.2, 2.3.1.9）



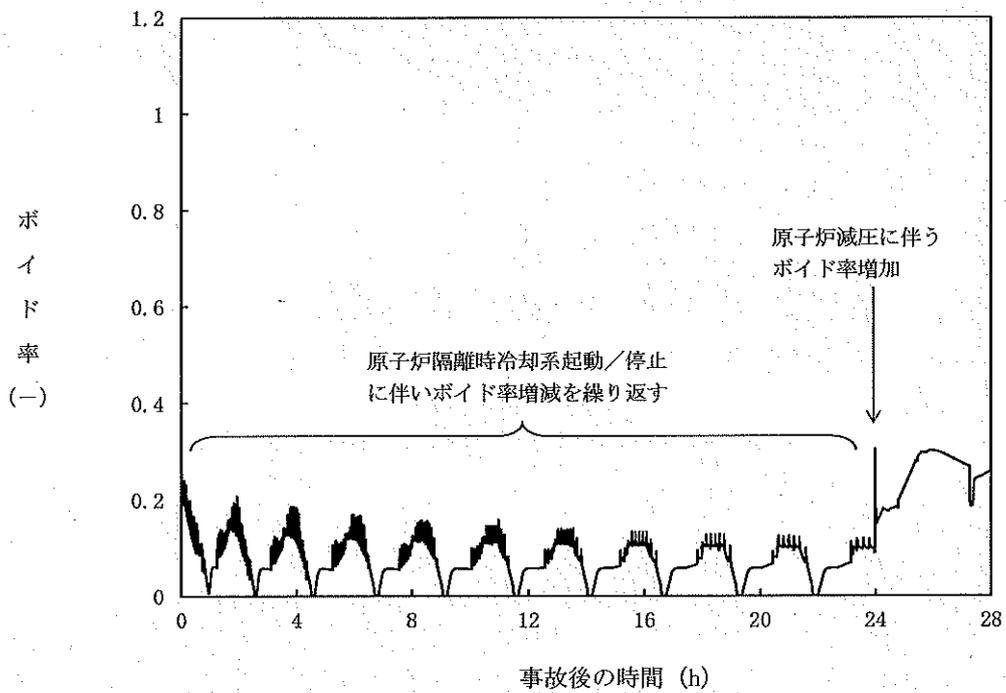
第 2.3.1.9 図 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



第 2.3.1.10 図 注水流量の推移



第 2.3.1.13 図 燃料被覆管温度の推移



第 2.3.1.14 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移

全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の
24 時間継続運転が可能であることの妥当性について

有効性評価の全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）時において、交流電源が喪失している 24 時間、原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）を用いた原子炉注水に期待している。

RCIC の起動から 24 時間の継続運転のために直流電源を必要とする設備は、計測制御設備の他、電動弁、真空ポンプ及び復水ポンプの電動機である。図 1 に RCIC の系統構成の概略を示す。事故時には直流電源の容量以外にもサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）の圧力及び水温の上昇、中央制御室及び RCIC ポンプ室の温度の上昇が RCIC の継続運転に影響することも考えられるため、その影響についても確認した（表 1 参照）。

表 1 に記載したそれぞれの要因は RCIC の 24 時間継続運転上の制約とならないことから、本有効性評価においてこの機能に期待することは妥当と考える。

表 1 RCIC 継続運転の評価 (1/2)

RCIC 継続運転 制約要因	概要	評価
S/C 水温上昇	S/C のプール水の水温が上昇し、RCIC ポンプのキャビテーション及びポンプ軸受けの潤滑油冷却機能を阻害する場合、RCIC ポンプの運転に影響を与える可能性が考えられる。	RCIC ポンプの第一水源は復水貯蔵槽 (以下「CSP」という。) であるが、LOCA 信号 (L1.5 又はドライウエル圧力高) かつ S/C 水位高信号の入力により、第二水源である S/C に水源が切替わる。一方で、SBO 時には S/C のプール水の冷却ができず、水温上昇が想定されるため、水源については運転員による中央制御室からの遠隔操作により再度 CSP に切替えることとなる。したがって、 <u>S/C のプール水の水温上昇が RCIC 継続運転に与える影響はない。</u> なお、 <u>復水貯蔵槽は淡水貯水池の水を可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 等により補給するため水源が枯渇することはない。</u>
S/C 圧力上昇	RCIC タービン保護のため、S/C 圧力 0.34 MPa [gage] にて、RCIC タービン排気圧力高トリップインターロックが動作し、RCIC の運転が停止する可能性が考えられる。	SBO 時に RCIC による原子炉注水を継続した場合の S/C 圧力推移を評価した結果、事象発生から約 16 時間後 (最大圧力である炉心損傷前ベント直前) の S/C 圧力は約 0.31 MPa [gage] であり、RCIC タービン排気圧力高トリップインターロック設定圧力を下回る。したがって、 <u>S/C 圧力上昇が RCIC 継続運転に与える影響はない。</u>
中央制御室温上昇	中央制御室の RCIC の制御盤の設計で想定している環境の最高温度は 40℃ である。SBO では換気空調系が停止するため、中央制御室の室温が 40℃ を超える可能性が考えられる。	中央制御室内の制御盤からの発熱と中央制御室躯体からの放熱の熱バランスから、換気空調系停止後の中央制御室の最高温度は約 37℃ (補足資料参照) と評価され、制御盤の設計上想定している環境温度の上限値である 40℃ ^{*1} を下回る。したがって、 <u>中央制御室の室温上昇が RCIC 継続運転に与える影響はない。</u>

*1 使用環境の温度が 40℃ を超えた場合であっても、直ちに動作不良等を引き起こすものではない。

表 1 RCIC 継続運転の評価 (2/2)

RCIC 継続運転 制約要因	概要	評価
RCIC ポンプ室の室温 上昇	RCIC のポンプ、電気制御系統、弁、タービン等の設計で想定している環境の最高温度は、事象発生から 24 時間後では 66℃を想定している。SBO では換気空調系が停止しているため、RCIC ポンプ室の温度が 66℃を超える可能性が考えられる。	RCIC ポンプ室内の発熱と部屋の放熱・吸熱の熱バランスから、換気空調系停止後の RCIC ポンプ室の最高温度は約 53℃（補足資料参照）と評価され、RCIC 系の設計上想定している環境温度の上限値である 66℃を下回る。したがって、RCIC ポンプ室の温度上昇が RCIC 継続運転に与える影響はない。 なお、RCICタービン軸受けからの蒸気漏えいを防止しているバロメトリック・コンデンサはSBO 時であっても直流電源により機能維持されるため、蒸気漏えいについても問題とならない。また、直流電源喪失時におけるRCIC運転についても福島第一原子力発電所2号炉での実績※2より、運転員が地震発生から約12時間後のRCICポンプ室に入室できていたことや、3月13日の計装設備点検で原子炉建屋に入域できたことが確認されているため、軸受けから原子炉建屋への大量の蒸気の漏えいにより、RCICの継続運転や現場作業が困難になることはないと考えられる。

※2 福島原子力事故調査報告書 別紙 2 「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における対応状況について（平成 24 年 6 月版）」

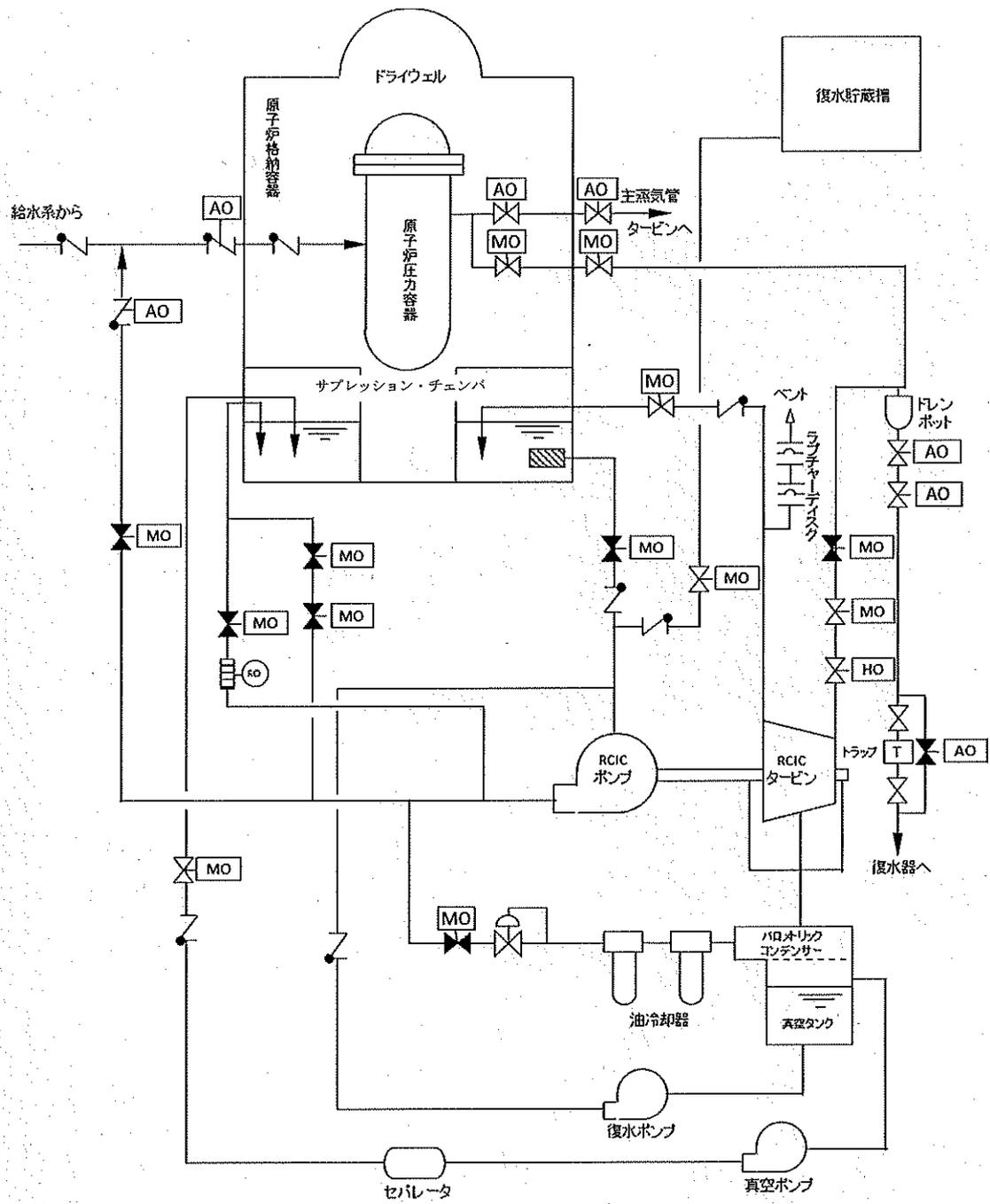


図1 RCIC系統構成概略図

全交流動力電源喪失時における RCIC ポンプ室及び中央制御室の温度上昇について

1. 温度上昇の評価

(1) 評価の流れ

全交流動力電源喪失時には換気空調系による除熱が行われなため、評価対象の部屋の温度変化は、タービンや配管などの室内の熱源から受ける熱量（室内熱負荷）と隣の部屋への放熱（躯体放熱）のバランスによって決定される（図1参照）。

換気空調系停止後、室温が上昇を始め、最終的には室内熱負荷と躯体放熱のバランスにより平衡状態となる。

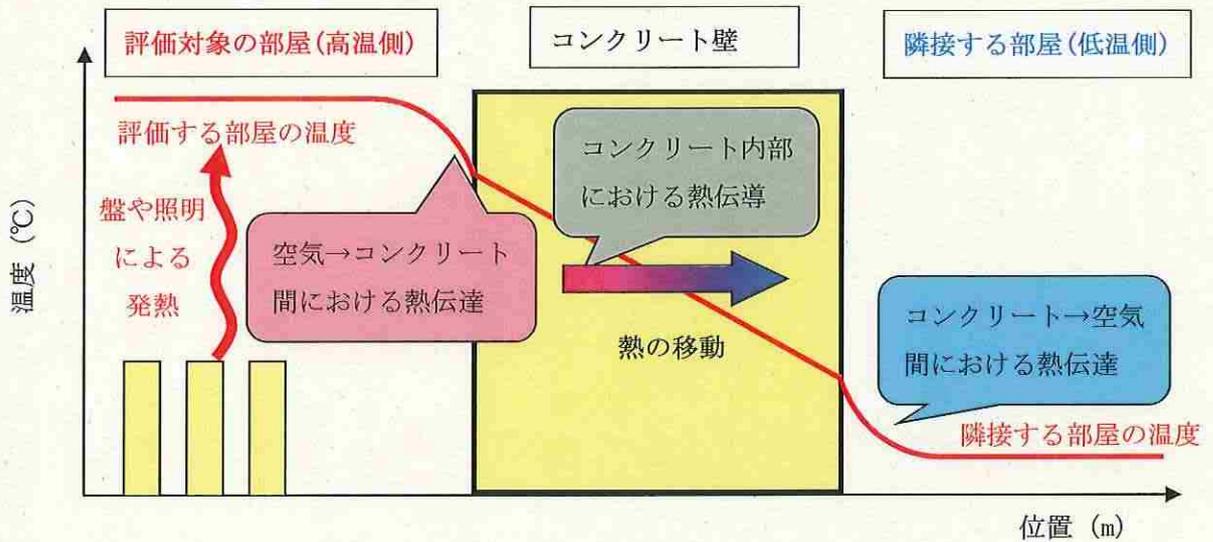


図1 室温評価における温度分布と熱の移動の概要図

(2) 評価条件

評価条件を以下にまとめる。

- ・評価対象とする部屋の条件 : 表1参照
- ・評価対象の部屋に隣接する部屋の温度 : 一般エリア 40℃
 - 屋外 32℃ (夏期設計外気温)
 - S/C 138℃ (有効性評価 SBO時の最高温度)
 - 地中 18℃
- ・壁-空気の熱伝達率 : W/m²℃ (無換気状態) [出典: 空気調和衛生工学便覧]
- ・コンクリート熱伝導率 : W/m℃ [出典: 空気調和衛生工学便覧]

表1 評価する部屋の条件 (6号炉の場合)

--

- ※1 中央制御室の熱負荷は平成29年4月21日時点の設計値に余裕を考慮した値とする。
なお、今後の詳細設計により、発熱負荷が変化する場合は考えられるが、評価で設定した発熱負荷を超過した場合においても設計値である40℃を超過しないように設計されるため、RCICの24時間継続運転に悪影響を及ぼすことはない。
- ※2 中央制御室の熱負荷は直流電源の負荷制限による変化を考慮する。

(3) 評価結果

全交流動力電源喪失時において、事象発生後24時間のRCICポンプ室の最高温度は約53℃、中央制御室の最高温度は約37℃となり、設計で考慮している温度を超過しないため、RCIC運転継続に与える影響はない。

以上

7日間における燃料の対応について（全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失））

プラント状況：6号及び7号炉運転中。1～5号炉停止中。

事象：全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）は6号及び7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列		合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	常設代替交流電源設備 3台起動。※1 1,000L/h×24h×7日×3台=504,000L	7日間の 軽油消費量 約 630kL	6号及び7号炉軽油 タンク容量は、各約 1,020kL及びガスタ ービン発電機用燃料 タンク約100kLの容 量（合計）は 約2,140kLであり、 7日間対応可能。
	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ （A-2級）4台起動。 21L/h×24h×7日×4台=14,112L			
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	常設代替交流電源設備 3台起動。※1 1,000L/h×24h×7日×3台=504,000L	7日間の 軽油消費量 約 632kL	1号炉軽油タンク容 量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
	復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ （A-2級）4台起動。 21L/h×24h×7日×4台=14,112L			
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間		7日間の 軽油消費量 約 632kL	1号炉軽油タンク容 量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
2号炉	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		7日間の 軽油消費量 約 632kL	2号炉軽油タンク容 量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間			
3号炉	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		7日間の 軽油消費量 約 632kL	3号炉軽油タンク容 量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間			
4号炉	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		7日間の 軽油消費量 約 632kL	4号炉軽油タンク容 量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間			
5号炉	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 （燃費は保守的に最大負荷時を想定） 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		7日間の 軽油消費量 約 632kL	5号炉軽油タンク容 量は 約632kLであり、 7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間			
その他	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 1台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 45L/h×24h×7日=7,560L モニタリング・ポスト用発電機 3台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 9L/h×24h×7日×3台=4,536L		7日間の 軽油消費量 約 13kL	1～7号炉軽油タン ク及びガスタ ービン 発電機用燃料タンク の残容量（合計）は 約1,497kLであり、 7日間対応可能。

※1 事故収束に必要な常設代替交流電源設備は2台であるが、保守的に常設代替交流電源設備3台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

2.3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗では、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、高圧代替注水系による原子炉注水操作、格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作及び代替原子炉補機冷却系運転操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおける解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価については、「2.3.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同じ。

(添付資料 2.3.2.2)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 2.3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる項目に関する影

響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順（原子炉減圧後速やかに低圧注水に移行すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（格納容器圧力に応じて格納容器ベントを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

機器条件の高圧代替注水系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時

間に与える影響はない。

機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料2.3.2.2）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約311℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなり、格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プ

ール水位，格納容器圧力及び格納容器温度は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目に与える影響は小さい。

機器条件の高圧代替注水系は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復が早くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

機器条件の残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）は，解析条件の不確かさとして，実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復が早くなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

（添付資料2.3.2.2）

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして，操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し，これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また，運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し，評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は，解析上の操作開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉隔離時冷却系の機能喪失のみならず，直流電源喪失時を考慮しても中央制御室内で十分対応可能と考えられる操作の時間として設定していることから，操作開始時間は解析上の設定よりも早まる可能性があり，原子炉注水の開始時間も早まることから，運転員

全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の
24 時間運転継続に期待することの妥当性について

有効性評価「全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）」では、高圧代替注水系（以下「HPAC」という。）を用いた事象発生から 24 時間の原子炉注水に期待している。

HPAC が起動から 24 時間運転を継続するために必要な直流電源は、AM 用直流 125V 蓄電池より供給され、その容量は「添付資料 2.3.1.2」にて確認している。なお、HPAC の系統構成の概略を図 1 に示す。

直流電源の容量以外にも、事故時にはサブプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）の圧力及び水温の上昇や中央制御室・HPAC ポンプ室の温度上昇が HPAC の運転継続に影響することも考えられるため、ここではそれらの影響についても確認した（表 1 参照）。

表 1 に記載したそれぞれの要因は、HPAC の 24 時間運転継続の制約とならないことから、本有効性評価において HPAC に期待することは妥当と考える。

以 上

表 1 HPAC 運転継続の制約要因の評価

HPAC 運転継続 制約要因	概要	評価
S/C 水温上昇	HPAC は復水貯蔵槽を水源とするため、S/C のプール水の温度上昇の影響はない。	左記の理由により、評価不要である。
S/C 圧力上昇	S/C 圧力上昇は HPAC タービンの排気圧上昇に関係するが、事故時の予期せぬトリップを防止するため、HPAC はタービン排気圧高による自動停止のインターロックを持たない設計としている。	左記の理由により、評価不要である。
中央制御室の温度上昇	中央制御室の HPAC の制御盤の設計で想定している環境の最高温度は 40℃である。SB0 では換気空調系が停止するため、中央制御室の室温が 40℃を超える可能性が考えられる。	中央制御室内の制御盤からの発熱と中央制御室躯体からの放熱の熱バランスから、換気空調系停止 24 時間後の中央制御室の最高温度は約 37℃（添付資料 2.3.1.3 の補足資料参照）であり、制御盤の設計上想定している環境温度の上限値である 40℃ ^{※1} を下回る。したがって、 <u>中央制御室の温度上昇が HPAC の運転継続に与える影響はない。</u>
HPAC ポンプ室の温度上昇	HPAC のポンプ、弁、タービン、計装品等の設計で想定している環境の最高温度は、66℃（初期 6 時間まで 100℃、それ以降は 66℃の設計）を想定している。SB0 では換気空調系が停止しているため、 HPAC ポンプ室の温度 が 66℃を超える可能性が考えられる。	HPAC ポンプ室内の発熱と HPAC ポンプ室の放熱・吸熱の熱バランス から、換気空調系停止 24 時間後の HPAC ポンプ室の最高温度は約 50℃ （補足資料参照）と評価され、HPAC 系の設計上想定している環境温度の上限値である 66℃を下回る。したがって、 <u>HPAC ポンプ室の温度上昇が HPAC の運転継続に与える影響はない。</u>

※1 使用環境の温度が 40℃を超えた場合であっても、直ちに動作不良等を引き起こすものではない。

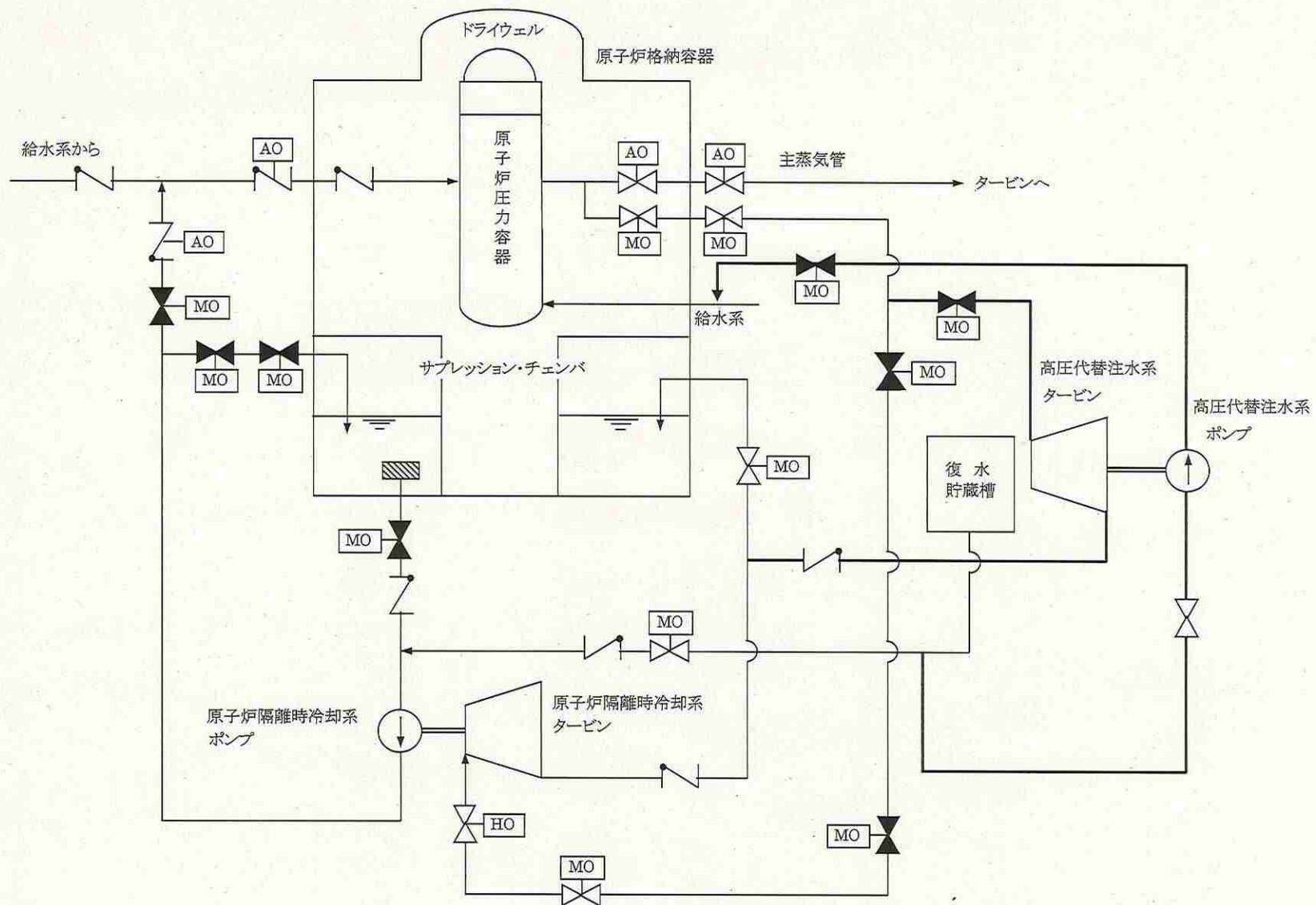


図 1 高圧代替注水系系統概略図

全交流動力電源喪失時における HPAC ポンプ室の温度上昇について

1. 温度上昇の評価

(1) 評価の流れ

全交流動力電源喪失時には換気空調系による除熱が行われなため、評価対象の部屋の温度変化は、タービンや配管などの室内の熱源から受ける熱量（室内熱負荷）と隣の部屋への放熱（躯体放熱）のバランスによって決定される。

ここでは、添付資料2.3.1.3 補足資料と同様の方法を用いてHPACポンプ室の温度を評価した。

(2) 評価条件

評価条件を以下にまとめる。

- ・評価対象とする部屋の条件 : 表1, 表2参照
- ・評価対象の部屋に隣接する部屋の温度 : 一般エリア 40℃
: S/C 138℃
- ・壁-空気の熱伝達率 : W/m²°C (無換気状態) [出典: 空気調和衛生工学便覧]
- ・コンクリート熱伝導率 : W/m°C [出典: 空気調和衛生工学便覧]

表1 評価する部屋の条件 (7号炉の場合)

	HPAC室
発熱負荷 [W] ※	
容積 [m ³]	
熱容量 [kJ/°C]	
初期温度 [°C]	40

※発熱負荷は機器や配管からの伝熱を考慮

表2 評価する部屋の寸法 (7号炉の場合)

--

(3) 評価結果

全交流動力電源喪失時において、事故後24時間のHPACポンプ室の最高温度は約50℃となり、設計で考慮している温度*を超過しないため、HPAC運転継続に与える影響はない。

※HPACポンプ室 (HPACのポンプ, 弁, タービン, 計装品等)

: 66℃ (初期6時間まで100℃, それ以降は66℃の設計)

以上

は原子炉隔離時冷却系にて原子炉水位が維持され、原子炉減圧により炉心は露出するが、低圧代替注水系（常設）により炉心冷却が継続されるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（添付資料2.4.1.2）

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から70分後に低圧代替注水系（常設）への電源供給が完了することを設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作は約30分間で完了可能であり、解析上の受電完了時間（70分後）は時間余裕を含めて設定していることから、低圧代替注水系（常設）の起動操作が早まる可能性がある。これにより、逃がし安全弁による原子炉減圧操作が早まる可能性があるが、当該操作は原子炉水位高（レベル8）到達後に、原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系（常設）に切り替えるための減圧操作

であり、原子炉水位維持の観点では問題とならない。

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から約3時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、原子炉水位維持を優先するため、原子炉水位高（レベル8）到達後に原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系（常設）に切り替えるための原子炉減圧操作を行うこととしており、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水の状況により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが、原子炉水位維持の点では問題とならない。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力13.7kPa [gage] 到達後の原子炉水位高（レベル8）到達時を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては原子炉注水を優先するため、原子炉水位高（レベル8）到達後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイ冷却系（常設）へ切り替えることとしており、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力13.7kPa [gage] 到達後の原子炉水位高（レベル8）到達付近となるが、運転員等操作時間に与える影響はない。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対

策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(添付資料2.4.1.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、実態の運転操作は約30分で完了可能であり、解析上の受電完了時間（70分後）は時間余裕を含めて設定していることから、低圧代替注水系（常設）の起動操作が早まる可能性がある。これにより、逃がし安全弁による原子炉減圧操作が早まる可能性があるが、当該操作は原子炉水位高（レベル8）到達後に、原子炉隔離時冷却系から低圧代替注水系（常設）に切り替えるための減圧操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の逃がし安全弁による原子炉減圧操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉減圧時点において崩壊熱は十分減衰していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉注水の状況により格納容器スプレイの操作開始は格納容器圧力13.7kPa[gage]到達後の原子炉水位高（レベル8）到達付近となるが格納容器圧力の上昇は緩やかであり、格納容器スプレイ開始時間が

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（原子炉停止機能喪失）（1/4）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	3,925MWt以下 (実績値)	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には最大線出力密度が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、最大線出力密度にて説明する。
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約7.05MPa[gage] ～約7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+116cm～+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+116cm～約+119cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、事象発生約300秒後の原子炉水位の低下量は通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-30mmであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。
	炉心流量	52,200t/h (定格流量(100%))	定格流量の約91%～約110% (実測値)	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化し、炉心流量が少ない場合は相対的にボイド率が高くなるため、主蒸気隔離弁の閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなり、事象進展に影響を与え、運転員等操作時間に影響を与える。
	主蒸気流量	7,640t/h	約7,620t/h～約7,710t/h (実測値)	定格主蒸気流量として設定	最確条件とした場合には、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、主蒸気は主蒸気隔離弁により早期に遮断されるため事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	給水温度	215°C	約216°C～約218°C (実測値)	初期温度215°Cから主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、200秒程度で57°Cまで低下し、その後は57°C一定に設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、給水温度が高くなることから、負の反応度投入となり出力が低くなるが、その影響は小さいため事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	燃料及び炉心	9×9燃料(A型)(単一炉心)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、ともに修正Dougall-Rohsenow式及び相関式2の保守性におおむね包絡されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合には、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力的特性はほぼ同等であり、ともに炉心動特性及びポストBT挙動の評価特性に主に由来する安全余裕におおむね包絡されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は有意とならない。 (重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて(第4部 SCAT))
	最小限界出力比	1.22	約1.30以上 (実績値)	設計限界値として設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合、解析条件よりも大きくなるため、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。
	最大線出力密度	44.0kW/m	約42kW/m以下 (実績値)	設計限界値として設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合、燃料被覆管温度上昇は緩和されるが、燃料被覆管温度をパラメータとして操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 2.5.6)

り炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 17 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。

(添付資料 2.6.2)

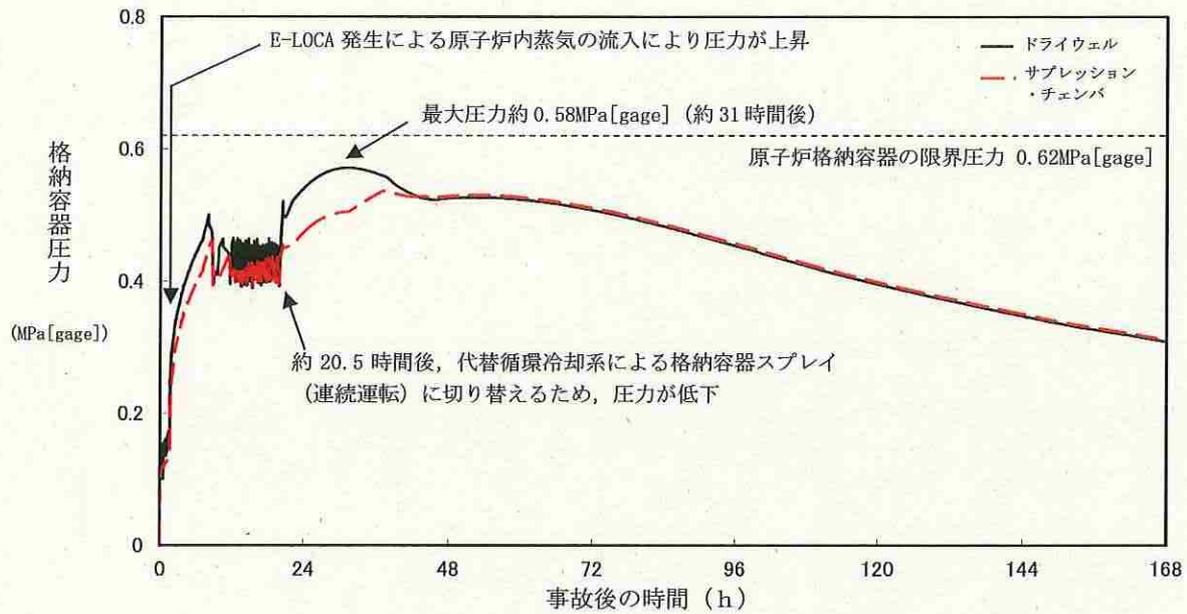
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、事象発生から格納容器圧力逃がし装置等の使用までの時間が本事象より短く放射性物質の減衰効果が少ない「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」の実効線量の評価結果以下となり、5mSv を下回ることから、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。なお、LOCA 時注水機能喪失においては、破断口より原子炉格納容器内に直接蒸気が排出されるものの、本評価では考慮していないが、原子炉格納容器内での自然沈着や格納容器スプレーによる除去に期待できるため、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング等による除染係数（10）に対して遜色ない効果が得られるものと考えられる。

本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。

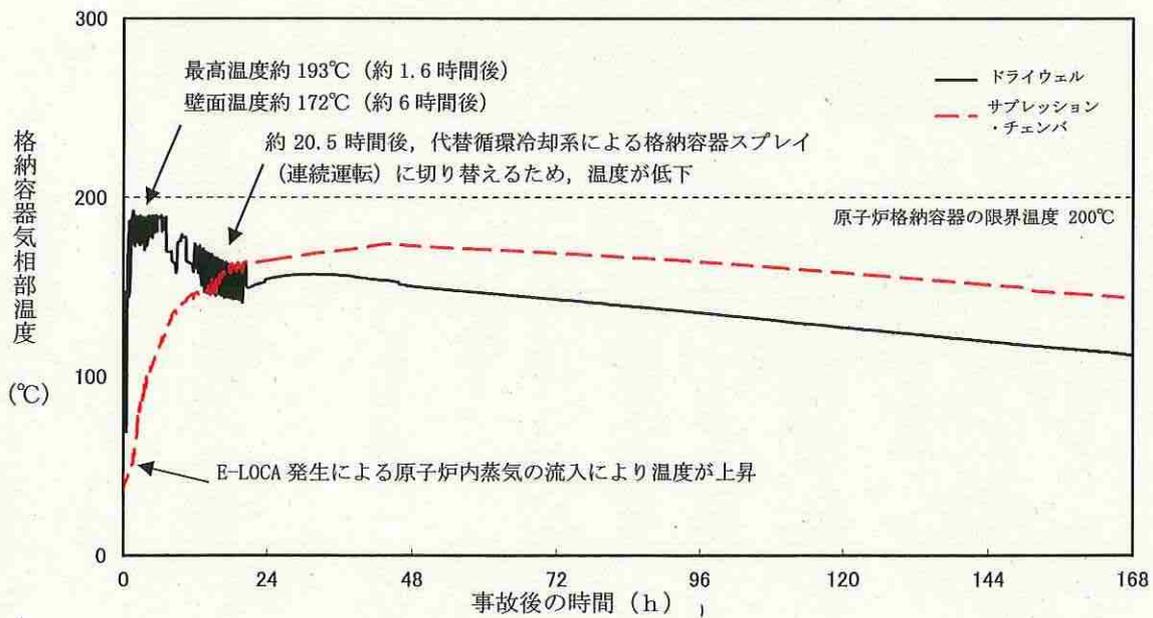
2.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

LOCA 時注水機能喪失では、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、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することが特徴である。また、不確か



第 3. 1. 2. 15 図 格納容器圧力の推移
(E-LOCA の発生を考慮した場合)



第 3. 1. 2. 16 図 格納容器気相部温度の推移
(E-LOCA の発生を考慮した場合)

は、原子炉内に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で、原子炉格納容器内に放出^{※2}されるものとする。

※2 セシウムの原子炉格納容器内への放出割合については、本評価事故シーケンスにおいては解析コード MAAP の評価結果の方が NUREG-1465 より大きく算出する。

(c) 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 については、格納容器スプレィやサプレッション・チェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果を考慮する。

(d) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについて考慮する。漏えい量の評価条件は以下のとおりとする。

a) 原子炉格納容器からの漏えい量は、格納容器圧力に応じた設計漏えい率をもとに評価する。

b) 原子炉建屋から大気中に漏えいする放射性物質を保守的に見積もるため、非常用ガス処理系により原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの期間は、原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないものとする。非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。

非常用ガス処理系は、事象発生 30 分後から、常設代替交流電源設備からの交流電源の供給を受け自動起動し、起動後 10 分間で設計負圧が達成されることを想定する。

c) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

(添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6)

(4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉水位（シュラウド内外水位）、注水流

(添付資料 3.1.2.1)

第 3.1.2.7 図に示すとおり、低圧代替注水系（常設）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、第 3.1.2.11 図及び第 3.1.2.12 図に示すとおり、約 22.5 時間後に代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器除熱に成功し、格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。事象を通じて原子炉格納容器の限界圧力に到達せず、格納容器圧力逃がし装置を使用することなく、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことを確認した。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積については、ジルコニウム-水反応等によって発生した可燃性ガスの蓄積を考慮しても、原子炉格納容器が過圧・過温破損に至らないことをもって、その影響について確認した。

また、(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの燃焼については、「3.4 水素燃焼」において、酸素濃度が可燃限界に至らないことをもって、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認している。

(添付資料 3.1.2.3, 3.1.2.4, 3.1.3.2)

なお、原子炉格納容器が健全であるため、原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の漏えい量は制限され、また、大気中へはほとんど放出されないものと考えられる。これは、原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 15TBq (7 日間) となり、100TBq を下回る。

事象発生からの 7 日以降、Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 15TBq(30 日間)及び約 15TBq(100 日間)であり、100TBq を下回る。

(添付資料 3.1.2.5, 3.1.2.6)

3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」（代替循環冷却系を使用する場合）では、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や熔融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した蒸気、**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が蓄積することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、常設代替交流電源設備からの受電操作、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作、代替原子炉補機冷却系運転操作及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

くなるが、操作手順（原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に原子炉注水から格納容器スプレイへ切り替えること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、操作手順にわりはな

いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.1.2.7, 3.1.2.8)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は格納容器スプレイ及び代替循環冷却により抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、E-LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同程度であり、格納容器圧力は0.62MPa[gage]を下回っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は

ことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の低圧代替注水系（常設）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

機器条件の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇に有意な影響を与えないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件の代替循環冷却系は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合、原子炉水位の回復は早くなり、格納容器圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料3.1.2.7, 3.1.2.8)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から70分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について実態の運転操作時間に基づき解析上の想定時間を設定していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。なお、有効性評価では2系列の非常用高压母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系（常設）は非常用高压母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作については、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系（常設）は非常用高压母線D系の電源回復後に実施可能であり、この場合も原子炉注水の開始時間が早くなる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃超過を確認した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、解析結果は原子炉水位が破断口高さまで水位回復前に既に格納容器温度は190℃を超えており、実態の操作も原子炉水位が破断口高さまで水位回復後に低圧代替注水系（常設）から代替格納容器スプレイへ切り替えることとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除

く)の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。代替格納容器スプレイへの切り替え後、原子炉水位が原子炉水位低(レベル1)まで低下した場合、低圧代替注水系(常設)へ切り替えを行う。当該操作開始時間は、解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から20時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があるため、操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から22.5時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替循環冷却系の運転は事象発生約22.5時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。また、本操作の操作開始時間は、代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定したものであり、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくな

る。

(添付資料3.1.2.7)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(70分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム-水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。また、原子炉注水操作は、代替格納容器スプレイとの切替え操作であり、事象進展はほぼ変わらないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替格納容器スプレイの操作開始は原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が190℃に到達時となり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

操作条件の代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧

原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

格納容器破損防止対策の有効性評価では、通常運転時に用いている原子炉区域・タービン区域換気空調系が全交流動力電源喪失により停止し、交流電源が回復した後に非常用ガス処理系が起動する状況を想定している。ここで、原子炉区域・タービン区域換気空調系の停止から非常用ガス処理系が起動するまでの時間遅れを考慮し、非常用ガス処理系によって原子炉建屋の設計負圧が達成されるまで事象発生から40分かかると想定している。

格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮され原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉区域・タービン区域換気空調系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

本評価では、上述の状況に係わらず、非常用ガス処理系が起動し、原子炉建屋の設計負圧が達成されるまでの間、原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、保守的に全量原子炉建屋から大気中へ漏えいすることを想定した場合の放出量を示す。

1. 評価条件

- (1) 格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」に対し、代替循環冷却系によって原子炉格納容器除熱を実施する場合について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP 解析上で原子炉格納容器内圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のとおり設定する。(添付資料 3.1.2.6 参照)
 - ・1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.4%/日 相当
 - ・1~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当

なお、エアロゾル粒子は原子炉格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから原子炉格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果に期待できるが、本評価では保守的に考慮しないこととする。

- (3) 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいについては、非常用ガス処理系により負圧が達成される事象発生40分後までは原子炉建屋内の放射性物質の保持機能に期待しないこととし(換気率無限)、非常用ガス処理系により設計負圧を達成した後は設計換

気率 0.5 回/日相当を考慮する。

- (4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉区域内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。
- (5) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約 15TBq であり、基準の 100TBq を下回っている。

なお、事象発生 7 日以降の影響を確認するため、事象発生 30 日間、100 日間における環境への Cs-137 の放出量を確認している。

事象発生後 30 日間及び 100 日間での放出量においても 100TBq を下回る。

表 1 原子炉建屋から大気中への放射性物質 (Cs-137) の漏えい量

(単位 : TBq)

	漏えい量 (7 日間)	漏えい量 (30 日間)	漏えい量 (100 日間)
大破断 LOCA (代替循環冷却系を使用する場合)	約 15	約 15	約 15

原子炉格納容器漏えい率の設定について

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境への Cs-137 漏えい評価において、原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは、MAAP 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率 (0.9Pd で 0.4%/日) をもとに算出した等価漏えい面積 (ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、0.62MPa [gage] で 1.3%/日となる等価漏えい面積 (ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約 $1 \times 10^{-5} \text{m}^2$) を設定し、1. と同様に MAAP 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

0.62MPa [gage] での 1.3%/日の設定は以下の AEC の評価式及び GE の評価式によって評価した漏えい率の結果をもとにさらに保守的な値を設定した。

○AEC の評価式※1

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}} = 1.024 \%/\text{日}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率	
L ₀	: 設計漏えい率 (圧力 Pd に対して (ここでは 0.9Pd))	【0.4%/日】
P _t	: 事故時の格納容器内圧力	【721kPa [abs]】
P _d	: 設計圧力	【380kPa [abs]】
P _a	: 格納容器外の圧力	【101.325kPa [abs]】
R _t	: 事故時の気体定数 ※2	【523.7J/Kg・K】
R _d	: 空気の気体定数	【287J/Kg・K】
T _t	: 事故時の格納容器内温度	【473.15K】
T _d	: 設計格納容器内温度 漏えい試験時の温度 (20℃)	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.42 \text{ \% / 日}$$

- L : 事故時の格納容器漏えい率
L₀ : 設計漏えい率 (圧力 P_d に対して (ここでは 0.9P_d)) 【0.4%/日】
P_t : 事故時の格納容器内圧力 【721kPa[abs]】
P_d : 設計圧力 【380kPa[abs]】
P_a : 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

※1 United States Atomic Energy Commission report "reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996"

※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016) : 窒素ガス(28.02) : 水蒸気(18.02)のガス組成 34% : 33% : 33%より計算している。AEC の評価式が事故時の気体定数に依存し、水素ガス等のように気体定数が小さい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため、燃料有効部被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素ガス量発生(約 1,600kg)を考慮して設定している。

大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の
有効性について

地震により大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (以下「E-LOCA」という。)が発生した場合には、原子炉冷却材の流出による原子炉水位の低下が早く、かつ、非常用炉心冷却系が使用できない場合は、早期に炉心損傷に至ることとなり、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

E-LOCA は、一次冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが、破断箇所により事象進展は大きく変わる。

炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、破断箇所は、大きく以下の2通りに分類できる。

・注水系配管破断の有無 (注水可否)

非常用炉心冷却系や代替低圧注水系等による原子炉への注水が不可能となるため、原子炉水位低下による炉心損傷後は、原子炉圧力容器破損に至ることとなる。

・TAF 下配管破断の有無

TAF より下に設置している配管が破断した場合、液相配管破断であることから原子炉冷却材の流出量が多く、原子炉水位の低下が早くなる。また、炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失することから、原子炉注水に成功した場合でも破断面積や注水流量によっては炉心冠水を維持できない可能性がある。

上記をふまえ、事故の想定にあたり破断配管の選定を表1のとおり整理した。

表1 配管破断の選定

		TAF 下配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないため、E-LOCA 発生後の原子炉への注水が行われると、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが、E-LOCA 発生後の原子炉への注水を考慮すると、冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの、大破断 LOCA と同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗」と同等程度の事象進展になると考えられる。	

表1より、破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及び TAF 下配管の両方が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。

以上のように、破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの、原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断 LOCA と同等と考えられるため、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「E-LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却失敗」について、格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため、保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

<破断想定箇所>

注水配管 (TAF 上配管)	主蒸気配管 給水配管 RHR (SHC) 吸込配管 LPFL 注入配管 HPCF 注入配管
TAF 下配管	ドレン配管 計装配管

なお、本評価にて扱う E-LOCA は、注水系配管の破断による注水系の機能喪失のみを仮定しており、それ以外の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ系（常設）等）は使用で

きるとの前提としている。

一方で、大規模損壊事象として整理した「格納容器・圧力容器損傷」及び「原子炉建屋損傷」は、建屋・構造物の損壊により E-LOCA が発生することを考慮しており、大破断 LOCA で講じる対策に期待できず、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できない場合においても、事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。

1. 解析結果について

E-LOCA 発生後、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 4 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,000K (約 727°C) に到達し、炉心損傷が開始する。また、事象発生から約 0.4 時間後に燃料温度は約 2,500K (約 2,227°C) に到達する。事象発生から 70 分後、原子炉注水を開始するが、原子炉圧力容器へは入らず破断口から原子炉格納容器へ漏えいするため、原子炉水位は回復することなく、約 1.6 時間後には炉心支持板破損と同時に原子炉圧力容器が破損する。原子炉圧力容器の破損後は、原子炉注水を停止して原子炉格納容器下部への注水に切り替え、格納容器圧力及び温度上昇を抑制するための代替格納容器スプレイを実施する。事象発生から 20.5 時間後には代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱を開始し、格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。格納容器圧力、格納容器温度並びに溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図 1 から図 3 に示す。

原子炉格納容器内に崩壊熱が蒸気として放出されるため、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、格納容器スプレイによる原子炉格納容器冷却及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱により、格納容器圧力及び温度の上昇は抑制される。その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力 0.62MPa [gage] を超えることはない。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) の最高値は約 172°C となり、限界温度 200°C を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり、約 1.6 時間後に炉心支持板破損と原子炉圧力容器破損が同時に発生している。このため、原子炉格納容器下部の初期水張りは実施できず、溶融炉心落下時に格納容器圧力の上昇は見られるが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心は、原子炉格納容器下部の初期水張りは実施していないが、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水により溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器下部壁面及び床面に有意な侵食は発生しない。

したがって、E-LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性は確保できる。

2. 水素燃焼に関する考察

大破断 LOCA と E-LOCA の双方で、ブローダウン過程で原子炉圧力容器内の水が短時間で流出する点で変わりはない。E-LOCA を想定した場合、炉心損傷が早まり、露出炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉圧力容器内の水素ガス生成量は少なくなることが考えられるものの、炉心損傷に伴う水素ガス生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。

水素燃焼に係る有効性評価では、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は 13vol% を大きく上回るため、原子炉格納容器の破損を防止する上では、酸素濃度が可燃限界に到達しない、又は到達することを防止することが重要となる。水の放射線分解等によって長期的に発生する酸素ガスは、その発生量は崩壊熱に依存することから「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗」に示した発生量と同程度となると考える。なお、「水素燃焼」と同様に、G 値の不確かさにより、仮に水の放射線分解による酸素ガスの発生が増加した場合であっても、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系(ウェットウェルベント)を使用し、原子炉格納容器内のガスを排出することが可能である。

以上から、E-LOCA の場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。

3. まとめ

感度解析結果から、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、E-LOCA 発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断 LOCA と E-LOCA で有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。

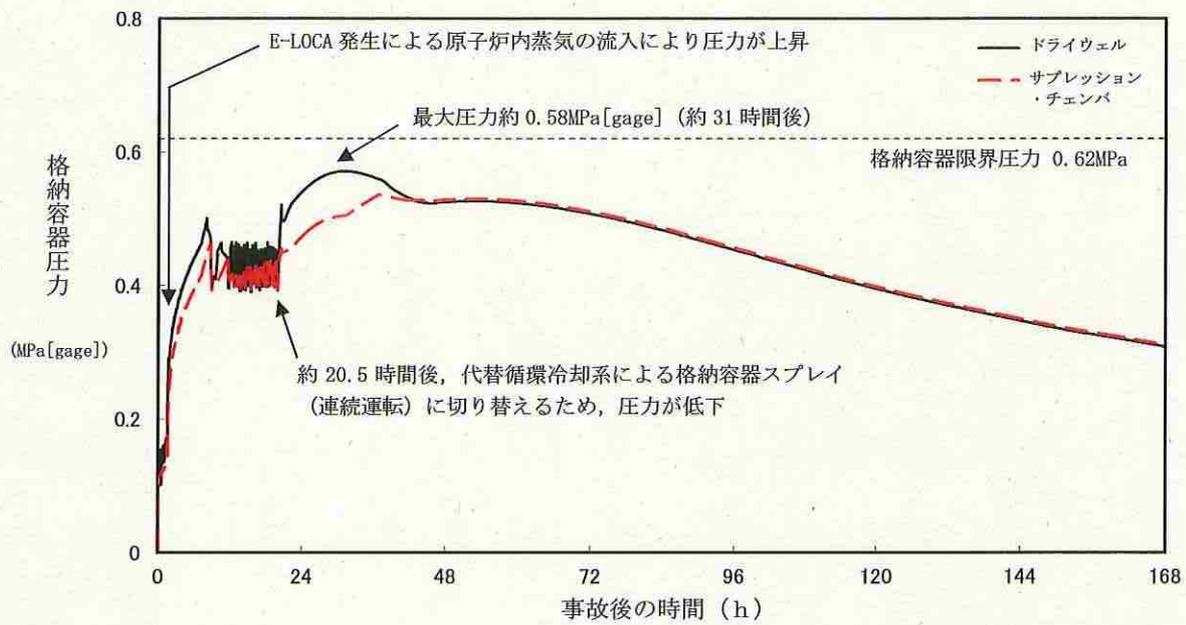


図1 格納容器圧力の推移

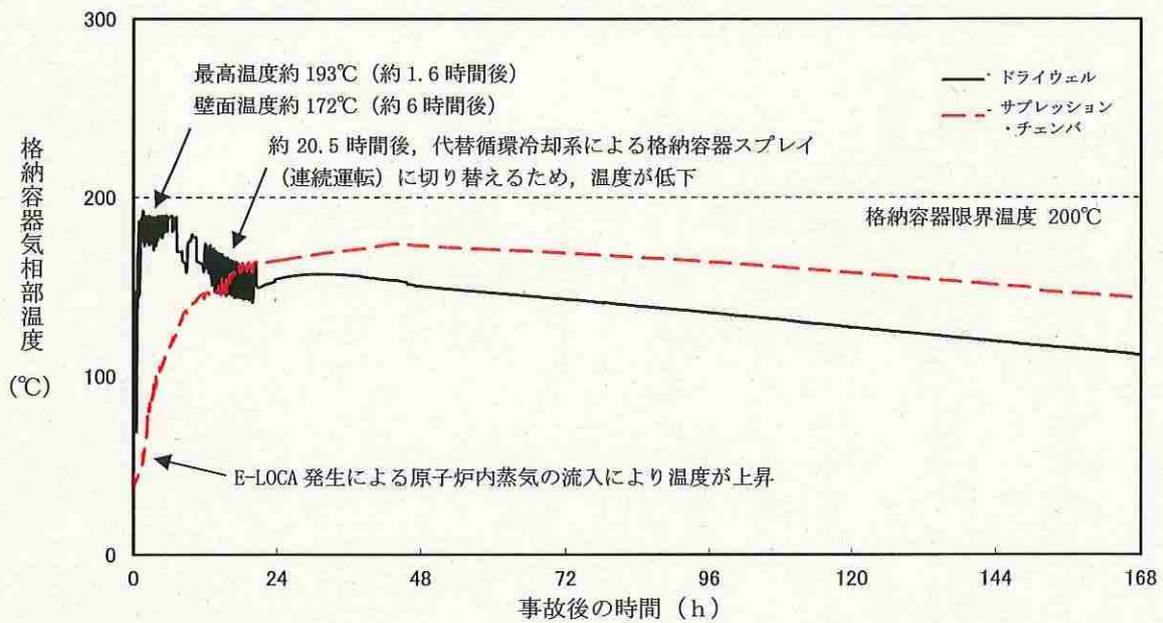


図2 格納容器気相部温度の推移

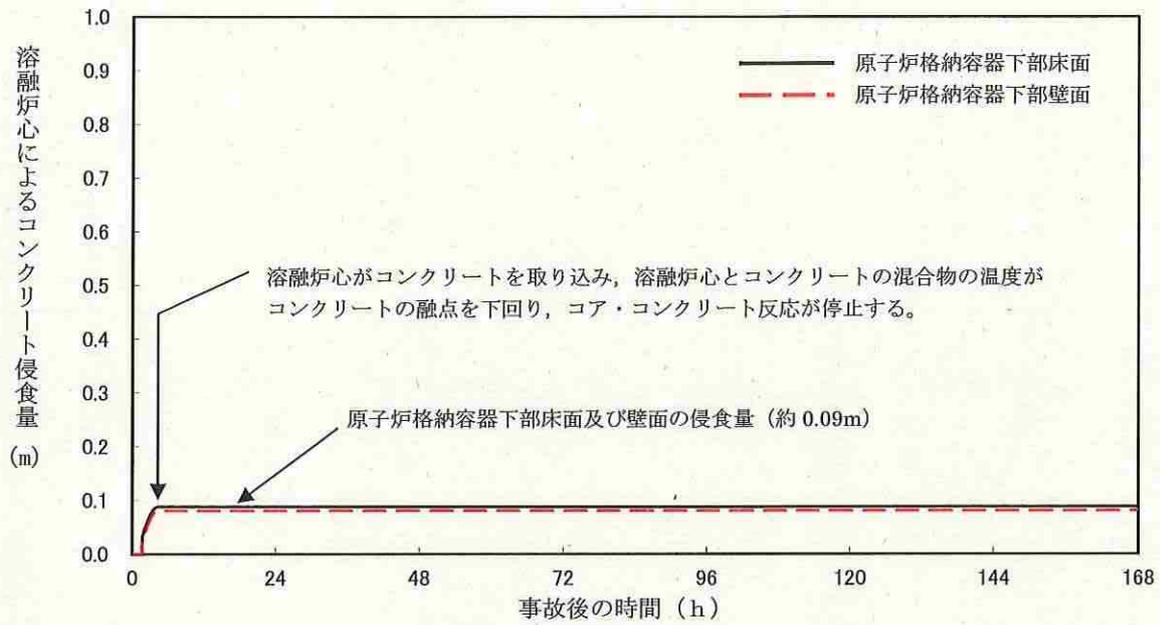


図3 原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用しない場合における格納容器圧力逃がし装置からの Cs-137 放出量評価について

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時において代替循環冷却系を使用しない場合における Cs-137 の放出量は以下のとおりとなる。

なお、Cs-137 の炉内内蔵量の評価の前提条件を表 1 に示す。

(1) Cs-137 の放出量 (TBq) の算出

Cs-137 の放出量は、以下の式により算出される。

$$\text{大気中への Cs-137 の放出量 (Bq)} = f_{\text{Cs}} \times Bq_{\text{Cs-137}} \times (1/DF) \quad \dots \dots (1)$$

一方、原子炉格納容器からのセシウムの放出割合 (f_{Cs}) は、CsI 及び CsOH の放出割合より、以下の式により算出される。なお、Cs-137 の炉内内蔵量は ORIGEN コード、原子炉格納容器からの CsI 及び CsOH の放出割合は MAAP コードにて算出している。

$$f_{\text{Cs}} = (M_{\text{CsI}} + M_{\text{CsOH}}) / M_{\text{Cs}} \quad \dots \dots (2)$$

$$M_{\text{CsI}} = W_{\text{Cs}} \times (M_{\text{I}} / W_{\text{I}}) \times f_{\text{CsI}} \quad \dots \dots (3)$$

$$M_{\text{CsOH}} = (M_{\text{Cs}} - W_{\text{Cs}} \times (M_{\text{I}} / W_{\text{I}})) \times f_{\text{CsOH}} \quad \dots \dots (4)$$

(2) ~ (4) 式より

$$f_{\text{Cs}} = f_{\text{CsOH}} + (M_{\text{I}} / M_{\text{Cs}}) \times (W_{\text{Cs}} / W_{\text{I}}) \times (f_{\text{CsI}} - f_{\text{CsOH}}) \quad \dots (5)$$

f_{Cs} : 原子炉格納容器からのセシウムの放出割合

f_{CsI} : 原子炉格納容器からの CsI の放出割合 ※

f_{CsOH} : 原子炉格納容器からの CsOH の放出割合 ※

M_{CsI} : CsI に含まれる Cs 量

M_{CsOH} : CsOH に含まれる Cs 量

M_{I} : よう素の初期重量 = 29.1 kg

M_{Cs} : セシウムの初期重量 = 382.9 kg

W_{I} : よう素の分子量 = 131 (kg/kmol)

W_{Cs} : セシウムの分子量 = 133 (kg/kmol)

$Bq_{\text{Cs-137}}$: Cs-137 の原子炉圧力容器内内蔵量 (Bq) = 5.2×10^{17}

DF : 格納容器圧力逃がし装置の除染係数 = 1,000

※原子炉格納容器内のエアロゾル状の放射性物質の低減効果（サプレッション・チェンバのスクラビングによる除染係数等）を考慮した MAAP コードでの評価値（別紙参照）

(2) 計算結果

サブプレッション・チェンバのラインを經由し、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{CsOH} + (M_I / M_{Cs}) \times (W_{Cs} / W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \\f_{Cs} &= 2.706 \times 10^{-6} + (29.1 / 382.9) \times (133 / 131) \times (1.308 \times 10^{-6} - 2.706 \times 10^{-6}) \\&= 2.60 \times 10^{-6}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF) \\&= 2.60 \times 10^{-6} \times 5.2 \times 10^{17} \times (1/1,000) \\&= \text{約 } 1.4 \times 10^{-3} \text{ TBq (7日間)}\end{aligned}$$

ドライウエルのラインを經由し、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合の7日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned}f_{Cs} &= f_{CsOH} + (M_I / M_{Cs}) \times (W_{Cs} / W_I) \times (f_{CsI} - f_{CsOH}) \\f_{Cs} &= 3.908 \times 10^{-3} + (29.1 / 382.9) \times (133 / 131) \times (2.503 \times 10^{-3} - 3.908 \times 10^{-3}) \\&= 3.80 \times 10^{-3}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} &= f_{Cs} \times Bq_{Cs-137} \times (1/DF) \\&= 3.80 \times 10^{-3} \times 5.2 \times 10^{17} \times (1/1,000) \\&= \text{約 } 2.0 \text{ TBq (7日間)}\end{aligned}$$

同様に、30日間及び100日間のCs-137の放出量は(1)，(5)式より以下のとおりとなる。

サブプレッション・チェンバのラインを經由し、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合

$$\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = \text{約 } 4.0 \times 10^{-3} \text{ TBq (30日間)}$$

$$\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = \text{約 } 8.5 \times 10^{-3} \text{ TBq (100日間)}$$

ドライウエルのラインを經由し、格納容器圧力逃がし装置を用いた場合

$$\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = \text{約 } 3.1 \text{ TBq (30日間)}$$

$$\text{Cs-137 の放出量 (Bq)} = \text{約 } 3.1 \text{ TBq (100日間)}$$

表1 Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件

項目	値	設定根拠
運転時間 (h)	1 サイクル：10,000h (416日)	1サイクル13ヶ月(395日)を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
	2 サイクル：20,000h	
	3 サイクル：30,000h	
	4 サイクル：40,000h	
	5 サイクル：50,000h	
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200体)	取替え炉心の燃料装荷割合に基づく (ABWRの値を用いて、炉心内蔵量を計算し、熱出力3,926MWで規格化する。)
	2 サイクル：0.229 (200体)	
	3 サイクル：0.229 (200体)	
	4 サイクル：0.229 (200体)	
	5 サイクル：0.084 (72体)	

大破断 LOCA 時における放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について

大破断 LOCA 時における環境中へのセシウムの放出量の評価では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合として MAAP 解析結果を適用している。

原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は米国の代表的なソースタームである NUREG-1465^{※1} においても整理されており、NUREG-1465 で整理された値を使用することでも環境中へのセシウムの放出量を評価することができると考えられる。

以下では、原子炉格納容器内へのセシウムの放出割合について MAAP 解析結果と NUREG-1465 を比較し、MAAP 解析結果の適用性を検討した。

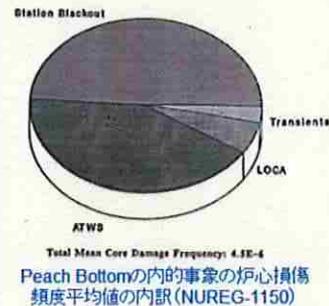
※1 NUREG-1465 では、NUREG-1150 (米国の代表プラントの PRA) で検討された全ての事故シーケンスについてレビューを行い、更にいくつかのシーケンスに対するソースタームコードパッケージ (STCP) や MELCOR コードによる追加解析が行われて、ソースタームが検討されている (表 1 参照)。検討された事故シーケンスは、本評価で対象としている「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオと同様、炉心が溶融し原子炉圧力容器が低圧で破損する事故シーケンスである。

また、NUREG-1465 では、当該文書中に示された原子炉格納容器への放出割合は、保守的に選ばれた損傷燃料からの放射性物質の初期放出を除いて、低圧での炉心溶融事故に関する保守的又は限界的な値を意図しているものではなく、代表的又は典型的な値を意図しているものとしている。

表 1 NUREG-1465 で検討された事故シーケンス (BWR)

プラント	シーケンス	説明
Peach Bottom	TC1	ATWS (原子炉減圧なし)
	TC2	ATWS (原子炉減圧あり)
	TC3	TC2 (ウェットウェルベントあり)
	TB1	SBO (バッテリー枯渇)
	TB2	TB1 (ベッセル破損時に格納容器破損)
	S2E1	LOCA(2"), ECCS及びADS不作動
	S2E2	S2E1、玄武岩系コンクリート
	V	格納容器外RHR配管破断
	TBUX	SBO(全DC電源喪失)
LaSalle	TB	SBO(後期格納容器破損)
Grand Gulf	TC	ATWS(早期格納容器破損によるECCS故障)
	TB1	SBO(バッテリー枯渇)
	TB2	TB1、H ₂ 燃焼による格納容器破損
	TBS	SBO(ECCS不作動、原子炉減圧あり)
	TBR	TBS、ベッセル破損後のAC復旧

SBO	全交流電源喪失
RCP	原子炉冷却系ポンプ
ADS	自動減圧系
LOCA	冷却材喪失事故
RHR	残留熱除去系
ATWS	スクラム失敗



(1) NUREG-1465 との比較

放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合について、NUREG-1465 に示された値 (BWR プラント, Gap Release と Early In-Vessel の和) と、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオの MAAP 解析結果※2 を図 1 に示す。

※2 放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合は、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合と格納容器ベントを実施する場合とでほとんど同じ MAAP 解析結果となる。図 1 では、代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合の MAAP 解析結果を代表として示した。

図 1 より、セシウム及びヨウ素の原子炉格納容器内への放出割合については、MAAP 解析と NUREG-1465 とともに数割程度となっており、MAAP 解析結果の方が大きくなっている。また、希ガスについては両者に差はあまりなく、NUREG-1465 では全量、MAAP 解析結果においてもほぼ全量となっている。

仮にセシウムの原子炉格納容器内への放出割合として NUREG-1465 の値を参照した場合、セシウムの放出量として代表的又は典型的な値が評価されると考えられるが、本評価では、評価対象とする事故シナリオ「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオの MAAP 解析結果が得られており、また、その値が NUREG-1465 と比べて大きいことから、MAAP 解析結果を参照することは適切であると考えられる。

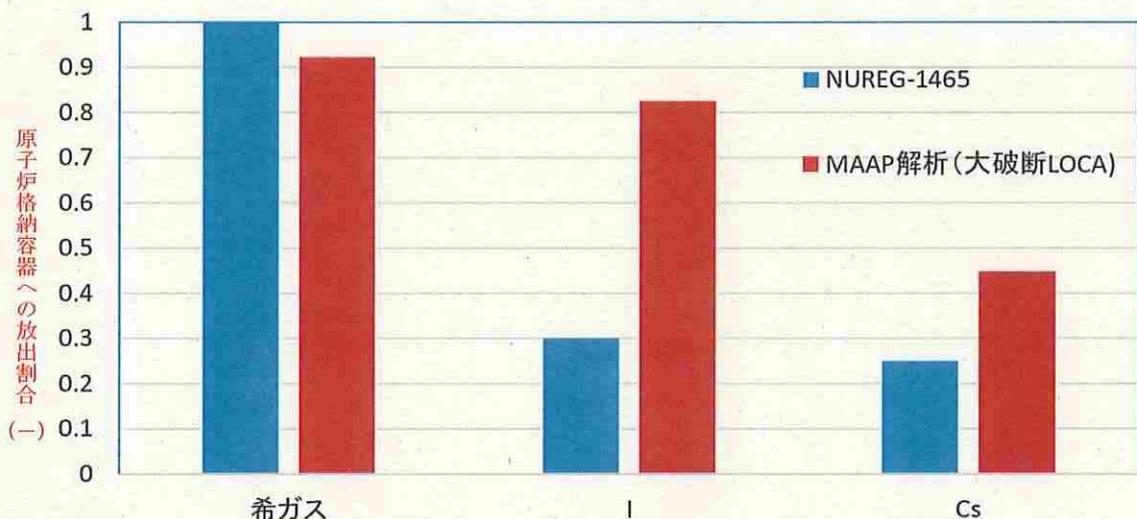


図 1 原子炉格納容器内への放出割合の比較 (MAAP 解析結果は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合のものを参照)

えられるためである。原子炉建屋内での放射性物質の時間減衰及び粒子状放射性物質の除去効果等を保守的に考慮せず、原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えいを想定した場合、漏えい量は約 2.5TBq(7 日間)となり、100TBq を下回る。

事象発生からの 7 日以降、Cs-137 の漏えいが継続した場合の影響評価を行ったところ、約 2.6TBq(30 日間)及び約 2.6TBq(100 日間)であり、100TBq を下回る。

(添付資料 3.5.1, 3.2.2, 3.2.3)

3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、設計基準事故対処設備による原子炉注水機能（非常用炉心冷却系）のみならず、重大事故等対処設備による原子炉注水機能を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷に至り、原子炉圧力容器が破損する前に手動操作により原子炉減圧を行うことが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられらるる操作として、原子炉急速減圧操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却操作（原子炉圧力容器破損前の原子炉格納容器冷却）とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）が挙げられる。これに対しては、原

原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では、厳しい事象を想定した場合でも、原子炉格納容器が破損することなく安定状態に至る結果が得られている。この評価結果に照らして原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量を考える。

本格納容器破損防止対策の有効性評価では、非常用ディーゼル発電機からの電源供給により非常用ガス処理系が起動し、事象発生から原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定している。

本格納容器破損モードの重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器の閉じ込め機能は健全であると評価していることから、原子炉格納容器から多量の水蒸気が原子炉建屋に漏えいすることは無く、漏えいした水蒸気は原子炉建屋内で凝縮されることから、原子炉建屋空間部が加圧されることはないと考えられる。また、原子炉建屋内の換気空調系は停止しているため、原子炉建屋内空間部と外気との圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは殆どないものと考えられる。さらに、原子炉格納容器内から原子炉建屋に漏えいした粒子状放射性物質は、原子炉建屋内での重力沈降や水蒸気の凝縮に伴い、原子炉建屋内に沈着するものと考えられる。

これらのことから、原子炉格納容器の健全性が維持されており、原子炉区域・タービン区域換気空調系が停止している場合は、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋内で時間減衰し、また、原子炉建屋内で除去されるため、大気中へは殆ど放出されないものと考えられる。

1. 評価条件

- (1) 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスである「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」について評価する。
- (2) 原子炉格納容器からの漏えい量は、MAAP 解析上で原子炉格納容器内圧力に応じて漏えい率が変化するものとし、開口面積は以下のように設定する。(添付資料 3.1.2.6 参照)
 - ・ 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.4%/日 相当
 - ・ 1~2Pd : 2.0Pd で 1.3%/日 相当

なお、エアロゾル粒子は格納容器外に放出される前に貫通部内で捕集されることが実験的に確認されていることから格納容器の漏えい孔におけるエアロゾルの捕集の効果に期待できるが、本評価では保守的に考慮しないこととする。
- (3) 非常用ガス処理系による原子炉建屋の設計負圧が維持されていることを想定し、本評価では設計換気率 0.5 回/日相当を考慮する。
- (4) 非常用ガス処理系はフィルタを通して原子炉区域内の空気を外気に放出するためフィルタの放射性物質の除去性能に期待できるが、本評価では保守的に期待しないこととする (DF=1)。
- (5) 原子炉建屋内での放射エネルギーの時間減衰は考慮せず、また、原子炉建屋内での粒子状物質の除去効果は保守的に考慮しない。

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の評価結果を表 1 に示す。

原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 は 7 日間で約 2.5TBq であり、基準の 100TBq を下回っている。

なお、事象発生7日以降の影響を確認するため、事象発生30日間、100日間における環境へのCs-137の放出量を確認している。

事象発生後30日間及び100日間での放出量においても100TBqを下回る。

表1 原子炉建屋から大気中への放射性物質(Cs-137)の漏えい量

(単位: TBq)

	漏えい量 (7日間)	漏えい量 (30日間)	漏えい量 (100日間)
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	約2.5	約2.6	約2.6

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.3.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TQUV，TQUX，LOCA，長期TB，TBU及びTBPである。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，**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，非常用炉心冷却系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，溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な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。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象については，これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われている。水蒸気爆発は，溶融炉心が水中に落下し，**細粒化して分散する際に蒸気膜を形成し**，そこに何らかの外乱が**加わる**ことによって蒸気膜が崩壊した際に，瞬時の圧力伝播を生じ，大きなエネルギーを発生させる事象である。**細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜には安定性があり，何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいという知見が実験等により得られている。**原子炉格納容器下部に張られた水は準静的であり，**外乱が加わる要素**は考えにくい。このことから，実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

(添付資料 3.3.1, 3.3.2)

また、水蒸気爆発とは別に、溶融炉心から原子炉冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な格納容器圧力の上昇（以下「圧カスパイク」という。）が発生する。

上記のとおり、現実的には水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられることから、本評価では、圧カスパイクについてその影響を評価する。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の原子炉冷却材への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系（常設）によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

なお、本格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは、原子炉格納容器下部への溶融炉心落下を想定する。この状況では、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、溶融炉心落下前に格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への水張りを行うことから、溶融炉心落下時には原子炉格納容器下部に水が張られた状態を想定する。なお、この水

張り深さは、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に伴う圧力スパイク及び水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響を小さく抑えつつ、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約 2m としている。

また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱手段又は格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱手段を整備する。なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである。

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1(3)の a から j に示している。このうち、本格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の 3.2.1(3)に示す g 及び h である。なお、g の原子炉格納容器下部への注水は、原子炉格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から実施するものであるが、原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した際の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」への影響も考慮して原子炉格納容器下部への注水量及び原子炉格納容器下部の水位を定めていることから、本格納容器破損モードの対策として整理した。

(添付資料 3.3.3)

本格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格納容器破損モードによる原子炉格納容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損を防止した

以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1図から第3.2.4図である。このうち、本格納容器破損モードの重大事故等対策の概略系統図は第3.2.2図及び第3.2.3図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

3.3.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ばず逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。

また、1.2.2.1(3)cに示すとおり、プラント損傷状態の選定では、水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し、溶融炉心の内部エネルギーの観点でより厳しいと考えられるTQUVを選定した。一方、プラント損傷状態をLOCAとする場合、事象発生直後から原子炉冷却材が原子炉格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については、解析条件のうち初期条件の不確かさとして評価する。

なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び

「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態を TQUV とし、
「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態を
TQUX としており、異なるプラント**損傷**状態を選定している。しかしながら、
どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から有効
燃料棒の長さの 10%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁の自動開操作によ
って原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従
って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に
従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードに
ついては**同様の**シーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料
棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気
液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリローケ
ーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器破損、**原子炉格納容器における
格納容器各領域間の流動**、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力
容器外FCI(溶融炉心細粒化)**並びに**原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)
が重要現象となる。

よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器
内**及び**原子炉格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビア
アクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデン
ト総合解析コードMAAPにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評
価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となる
パラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.3.1図及び第3.3.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、原子炉格納容器下部の水位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6図に示す。

a. 事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

b. 評価項目等

圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約 0.51MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力 0.62MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約 146°Cに抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、原子炉格納容器の限界温度の 200°Cを下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。

本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出

／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。

(添付資料 3.5.1)

3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。

また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器下部注水（常設）による水張り操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては、溶融炉心の細粒化が挙げられる^{※1}。本評価事故シーケンスの評価では、溶融炉心の細粒化に対して、エントレインメント係数を変化させた場合の圧カスパイクへの影響評価を実施する。

※1 これまでの FCI 実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、

実機条件においては原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙

動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数°C程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300°C に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさ

として、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.3.4)

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では、格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は、原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評

評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不

確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、BWR においては原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認している。このうち、ABWR においては、最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果、第 3.3.7 図及び第 3.3.8 図に示す通り、エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.3.4, 3.3.5)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 3.2.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対して最確条件は平均的燃焼度約 30GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器破損

に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）に対して最確条件は約35℃～約50℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料3.3.4, 3.3.6）

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の外部水源の温度は、解析条件の50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）に対して最確条件は約35℃～約50℃であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部プール水温度が低くなるが、原子炉格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧カスパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウエットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件の起回事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクを評価するにあたり、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水

機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.9図に示すとおり、事象発生から約6.4時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクの最大値は約0.44MPa[gage]となったが、圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。

(添付資料3.3.4, 3.3.6)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作

開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、また、他の並列操作を加味して操作の所要時間を算定していることから、他の操作に与える影響はない。

(添付資料3.3.4)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料3.3.4)

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作については、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における原子炉格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。熔融炉心落下前の格納容

器下部注水系（常設）による水張りは約2時間で完了することから、水張りを事象発生から約3.7時間後に開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張りの完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、原子炉格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。

（添付資料3.3.4）

（4）まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

3.3.4 必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要因及び資源の評価」と同じである。

3.3.5 結論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、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、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して

一時的な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ことが特徴である。格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水により原子炉压力容器破損前に原子炉格納容器下部へ約2mの水張りを実施する手段を整備している。

格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI発生）」について、有効性評価を行った。

上記の場合には、水蒸気発生によって圧カスパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の限界圧力0.62MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持できる。また、安定状態を維持できる。

(添付資料3.5.1)

解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水等の格納容器破損防止対策は、選定した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、格納容器破損モード「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。

水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価

1. 評価の目的

水蒸気爆発現象は、粗混合、トリガリング、拡大伝播といった段階的な過程によって説明するモデルが提唱されており、これらを全て満たさなければ大規模な水蒸気爆発は発生しないと考えられている。

熔融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下した際に水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため、ここでは熔融炉心落下時の水蒸気爆発の発生を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の原子炉格納容器の健全性を評価した。

2. 評価に用いた解析コード等

水蒸気爆発の影響を評価するにあたっては、熔融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能である水蒸気爆発解析コード JASMINE、構造応答解析コード AUTODYN-2D により圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。これらの解析コードに対して構築した評価モデル及び入力の詳細は添付資料 1.5.1 の(3)に示している。熔融炉心の物性値は JASMINE コードに付属している熔融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。また、これらの解析コードへの入力条件の一部は、シビアアクシデント総合解析コード MAAP を用いて評価した、「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価結果を用いた。

(添付資料 1.5.1)

3. 評価条件

主要解析条件を表 1 に示す。MAAP による解析の結果から熔融炉心は原子炉圧力容器底部の中央から落下するものとし、熔融炉心が原子炉圧力容器の破損口から落下する際には、熔融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部に水位 2m の水張りが実施されているものとした。なお、応力評価の対象としている内側及び外側鋼板（厚さ 30mm）の降伏応力は約 490MPa である。

4. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギー、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を図 1、

図 2 及び図 3 に示す。また、参考として、内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図 4 に示す。外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移を図 5 に示す。

水蒸気爆発の発生を想定した場合に原子炉格納容器下部ドライウエルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約 7MJ である。このエネルギーを入力とし、原子炉格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約 32MPa、外側鋼板にかかる応力は約 25MPa となった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。なお、構造上、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。

以上の結果から、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉圧力容器の支持機能は維持され格納容器の健全性に支障がないことから、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。

以上

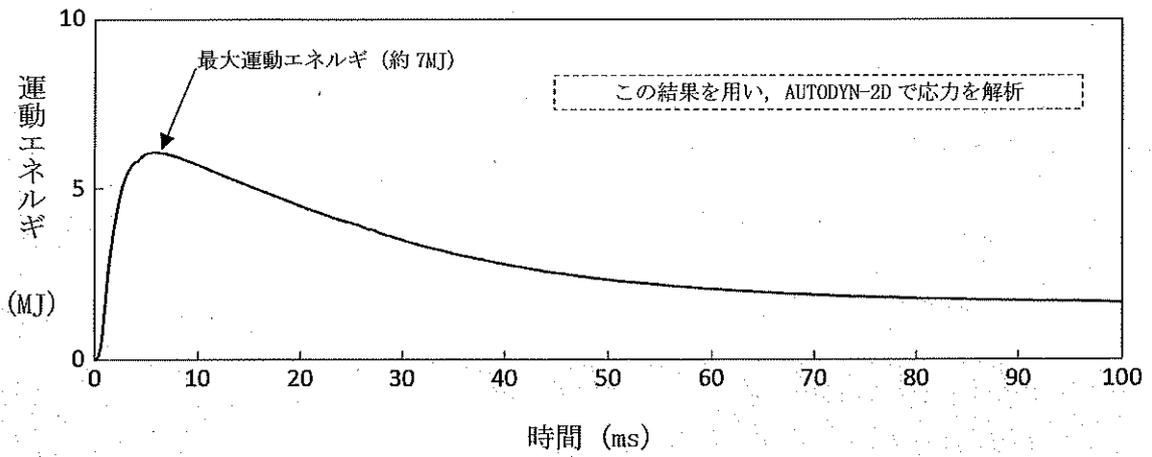


図1 水蒸気爆発によるエネルギーの推移^{*1}

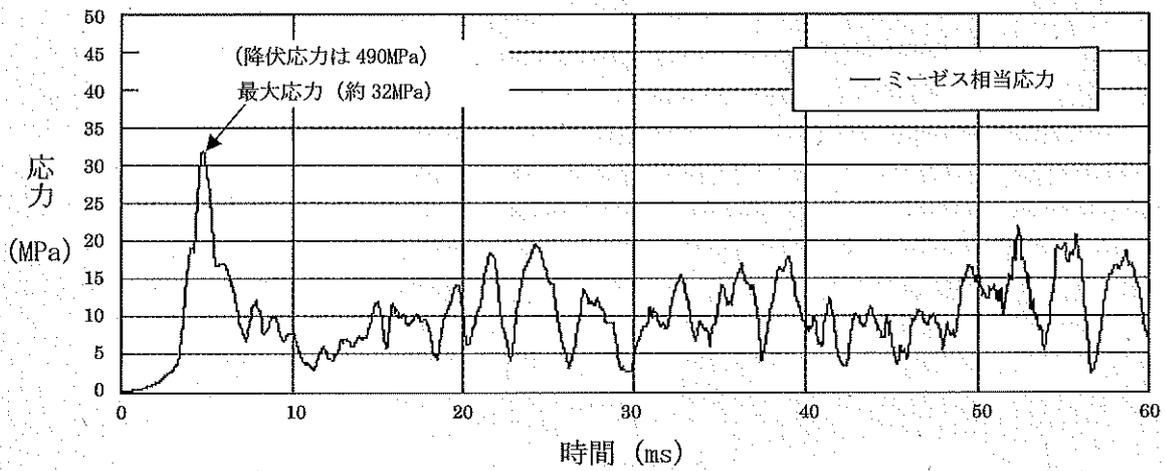


図2 原子炉格納容器下部内側鋼板の応力の推移^{*1}

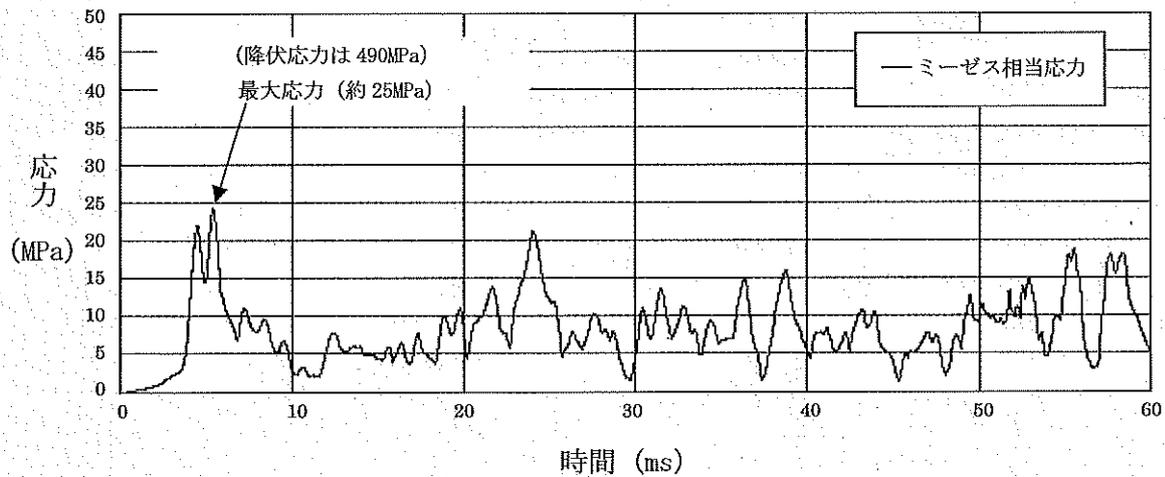


図3 原子炉格納容器下部外側鋼板の応力の推移^{*1}

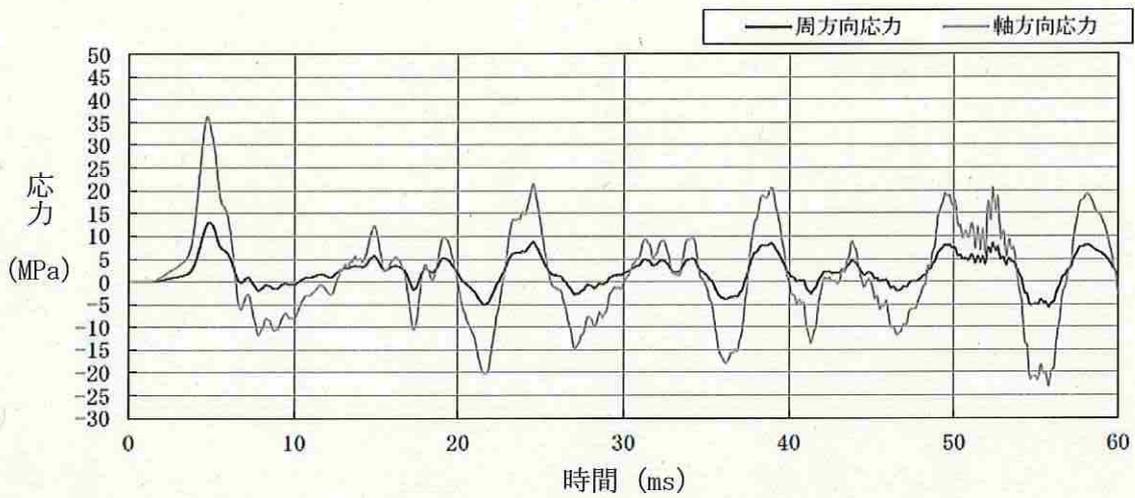


図4 内側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移※1

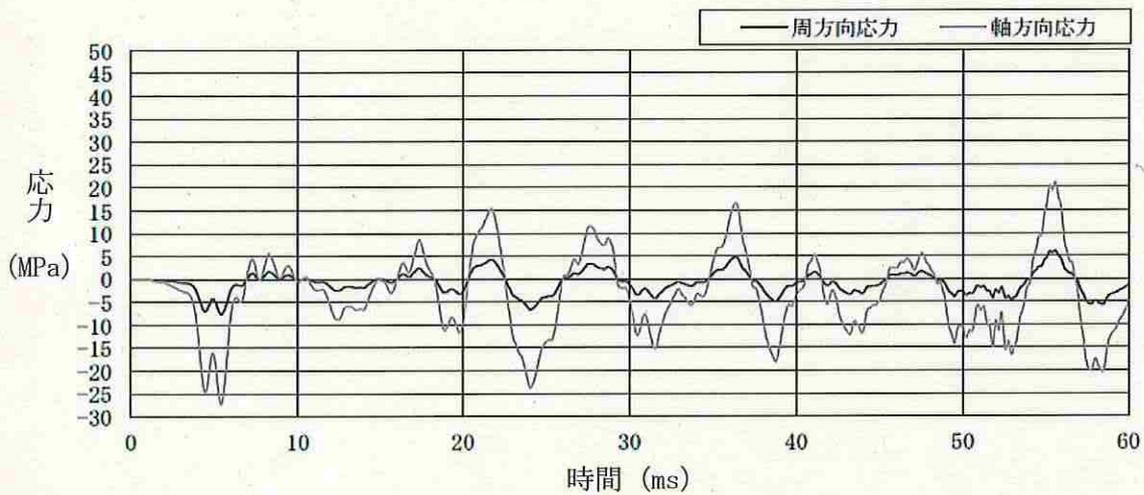


図5 外側鋼板の周方向及び軸方向応力の推移※1

※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図1)の最大値を AUTODYN への時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図2~5)を評価している。このため、図1と図2~5の時刻歴は一致しない。

表 1 主要解析条件 (原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用 (水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP※	原子炉压力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング 1 本の外径として設定
JASMINE	ペDESTAL水深	2m	熔融炉心-コンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として, 落下した熔融炉心を微粒子化し, 十分な除熱量を確保するため, あらかじめ水張りを行うものとして手順上定めている値
	原子炉格納容器下部への水張りに用いる水の温度	50℃	外部水源の水温として設定
	粗混合粒子径	4mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
AUTODYN-2D	熔融燃料-冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	—

※「3.3 原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」と重複する条件を除く。

原子炉格納容器下部への水張り実施の適切性

炉心の溶融が進展し、溶融炉心が原子炉压力容器底部から流出するような場合には、原子炉格納容器内で発生する種々の現象の発生を防止あるいは影響を緩和することで、格納容器の破損を防止することが重要なマネジメントとなる。原子炉压力容器の外において発生する現象のうち、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）に対してはその影響緩和の手段として、格納容器下部ドライウエルへの溶融炉心落下前の水張り（以下「初期水張り」という。）が有効な対策となる。一方、初期水張りによって、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）による水蒸気爆発のリスクが生じ、初期水張りの水深によって想定される影響の程度は変化すると考えられることから、初期水張りを実施する場合には、両者の影響を考慮して水位を決定する必要がある。以下に初期水張りにおける水位設定の考え方を示す。

1. 格納容器下部ドライウエルへの水張りの FCI に対する影響

FCI として生じる現象としては、急激な水蒸気発生に伴う格納容器内圧力の急激な上昇（以下「圧力スパイク」という。）及び水蒸気爆発がある。

水蒸気爆発については、 UO_2 主体の溶融物が水中に落下した場合に水蒸気爆発が発生した実験例は僅かであること及び、水蒸気爆発が発生した実験は、外部トリガを意図的に与えた場合、または溶融物の温度が溶融炉心の温度を上回る程の極端に大きな過熱度で実験した場合に限られることを確認している。^[1-4] また、水深 1.3m 以上の条件下での水蒸気爆発の発生は報告されておらず、実機条件に近い多くの溶融物量を落下させた実験でも水蒸気爆発の発生は報告されていない。^[2, 5, 6] これらを考慮すると、実機で水蒸気爆発が生じる可能性は小さいと考える。しかしながら、仮に水蒸気爆発が発生した場合を想定すると、水深が深い方が粗混合が促進され、発生するエネルギーが大きくなることから、構造壁への衝撃荷重が大きくなると考えられる。

圧力スパイクは、水深が深い場合、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、水蒸気発生量が低下することで、ピークが低くなる可能性がある一方、溶融炉心の粗混合量が多くなり、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなることで、ピークが高くなる可能性もある。

2. 格納容器下部ドライウエルへの水張りの MCCI に対する影響

格納容器下部ドライウエルへの初期水張りに失敗し、溶融炉心落下後に注水を開始した場合、これまでの知見^[7-16]からは、溶融炉心上部にクラストが形成され、溶融炉心の冷却が阻害される可能性が考えられる。

一方、初期水張りを実施することで、溶融物落下時に溶融炉心が粒子化されるため、クラストの形成によるデブリ内部への熱の閉じ込めを抑制することができ、デブリ上面からの除熱と落下時の溶融炉心の急速な冷却（デブリクエンチ）に期待できる。^[5, 6, 17]

3. 初期水張りの水位について

(1) 水位の設定

1. 及び 2. に示したとおり、初期水張りの水位は、FCI の水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCI による格納容器への影響の観点では高い方が良い。ABWR においては、従来の炉型に比較して格納容器下部ドライウエルの床面積が広い為、熔融炉心が広がった際に熔融炉心上面からの除熱に寄与する面積が大きく、また、熔融炉心が格納容器下部に落下した際の堆積高さが低いため、MCCI が緩和され易いという特徴がある。

以上を踏まえ、6号及び7号炉においては、FCI の水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えつつ、FCI の圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、MCCI 緩和のための熔融炉心の粒子化の効果に期待できる水位として、初期水張り水位を 2m に設定している。初期水張り水位 2m における FCI、MCCI の影響や、水張りの実施可能性については、FCI、MCCI 各事象の有効性評価で示したとおり、問題がないものとする。

(2) 水位の設定根拠

a. FCI の影響の観点

1. に示したとおり、実機では水蒸気爆発が発生する可能性は小さい。しかしながら、仮に FCI の発生を前提とした場合、格納容器下部ドライウエルの水位について、水位が高い方が熔融炉心の細粒化割合が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、水蒸気爆発に伴い格納容器下部ドライウエルに与えられる荷重は大きくなる。このことから、格納容器下部ドライウエルの水深が 2m より深い場合の影響を評価し、問題がないことを確認している。この詳細は 4. に示す。

b. MCCI の影響の観点

初期水張りの水深に応じて熔融炉心の一部が水中で粒子化し、急速冷却されることを考慮した上で、粒子化しなかった熔融炉心によって形成される連続層の高さを評価し、この連続層の冷却性の観点から、初期水張りの水深の妥当性を確認した。評価条件を以下に示す。**なお、本評価はコリウムシールド設置前の格納容器下部床面積（約 88m²）に基づき評価を行っている。**

- ・ 熔融炉心の水中での粒子化割合の評価には、MAAP コードにも用いられている Ricou-Spalding 相関式^[8]を用いた。
- ・ 原子炉圧力容器の破損形態は制御棒駆動機構ハウジング 1 本の逸出を想定し、熔融物流出に伴う破損口の拡大を考慮した熔融炉心流出質量速度とした。
- ・ 粒子化した熔融炉心が連続層の上部に堆積した状態である、粒子状ベッドの冷却性については、Lipinski 0-D モデルを使用して評価している。粒子状ベッドのドライアウト熱流束と堆積したコリウムが床に均一に広がったと仮定した場合の崩壊熱除去に必要な熱流束（図 1 参照）を比較すると、粒子状ベッドのドライアウト熱流束（0.8MW/m²以上）は崩壊熱除去に必要な熱流束（全炉心落下で約 0.36MW/m²）よりも十分に大きく、粒子状ベッドの

冷却可能性は極めて高いことから、連続層から水への崩壊熱除去を妨げないものとした。

- ・落下した熔融炉心は格納容器下部床上を拡がると考えられるが、これまでの実験データを元にした解析^[19]によると、有効性評価で想定している制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定すると、ABWR（ペDESTタル半径約5.3m）で床上に水がある場合でも、床全面に熔融物が拡がること示されていることから、熔融炉心の拡がり面積を格納容器下部床全面とした。

また、初期水張りの水位を決定する上での設定目安は以下のとおりとした。

- ・連続層が安定クラストとなり、水が連続層内に浸入せず、連続層の熱伝導が除熱の律速条件になると仮定して評価したところ、連続層厚さ15cmまでは、連続層が安定クラスト化していても連続層上面からの除熱によってコンクリートを分解温度以下に維持できる（MCCIの進展を防止可能）という結果（図2参照）が得られたため、連続層厚さが15cmとなる水深を初期水張りの設定目安とした。

上記の評価条件を元に、水張り水深と熔融炉心落下量をパラメータとして、連続層堆積高さを評価した。評価結果を図3に示す。

評価結果を上記の初期水張りの水位の設定目安に照らすと、初期水張りの水位が2m程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心の70%であれば連続層の高さを15cm以下にすることができ、初期水張りの水位が3m程度の場合、熔融炉心落下量が全炉心の100%の場合でも連続層の高さが15cm以下になることを確認した。

以上の結果を考慮し、手順上、初期水張りの水位は2mとしている。コリウムシールドの設置により格納容器下部の面積が小さくなっていること及び有効性評価では、熔融炉心が全量落下するものとして評価していることにより上記の評価結果より厳しくなる可能性があるものの、落下割合には不確かさがあることや熔融炉心落下後には崩壊熱相当の注水を実施する手順としていること及び実機スケールではクラストへの水の浸入に期待できるという知見を踏まえ、初期水張りの水位を2mとしている。また、2mの初期水張りは、事象発生から熔融炉心落下までの時間余裕の中で十分に対応可能な操作である。

また、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉について、「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、コリウムシールド設置後の格納容器下部の面積がより小さくなる6号炉の設計をもとにした格納容器下部の床面積においてMCCIによる侵食量の評価を行っている。また、MCCIに対して保守的な評価条件を設定した上で、初期水張りの有効性を感度解析によって確認している。初期水張りの水位を2mとした場合について、熔融炉心は全量落下するものとし、上面熱流束を格納容器圧力への依存性を考慮しない 800kW/m^2 一定とした場合であっても、MCCIによる侵食量は数cm（床面約9cm、壁面約8cm）であり、初期水張りが遅れた場合を想定し、初期水張りの水位を1mとした場合であってもMCCIによる侵食量は数cm（床面約12cm、壁面約11cm）に留まることを確認していることから、現状の初期水張りの水位の設定に問題はないものとする。感度解析の結果を図4に示す。

c. まとめ

FCI については、これまでの試験結果から、実機において格納容器の破損に至るような大規模な原子炉圧力容器外での水蒸気爆発の発生の可能性は小さいと考える。また、FCI の発生を前提とした評価においても、格納容器下部ドライウエルの構造損傷に伴う格納容器の破損には至らず、また、十分な余裕があることを確認しており、格納容器下部への初期水張りの有無及びその水位が、格納容器の健全性に影響を与えるものではないと判断している。

上記を踏まえ、格納容器下部ドライウエルに溶融炉心が落下する状況に対しては、格納容器下部ドライウエルに 2m の初期水張りまで注水を実施する運用としている。

4. 格納容器下部の水位上昇の影響

事故対応の中で格納容器スプレイを実施すると、リターンラインを通じたサブプレッション・チェンバ・プールからの流入やベント管を通じた流入によって冷却材が格納容器下部ドライウエルに流れ込み、下部ドライウエル水位を上昇させる場合がある。ここでは、FCI の有効性評価で設定した原子炉圧力容器破損に至るシナリオにおいて、格納容器下部ドライウエルへの初期水張りの水位が上昇していた場合を想定し、その際の FCI への影響を評価した。

a. 溶融炉心落下前の下部ドライウエル水位上昇の可能性

溶融炉心落下前の格納容器下部ドライウエルへの初期水張りの他に格納容器下部ドライウエルの水位を増加させる要因としては、格納容器スプレイによる冷却材が格納容器下部ドライウエル壁面の連通孔とベント管の間から流入する場合が考えられる。連通孔とベント管は、その間に隙間があるものの、上下に連続して設置されているため、格納容器スプレイによる冷却材は、基本的には連通孔からベント管に流れ落ちると考えられるが、仮に格納容器スプレイの水が全て格納容器下部ドライウエルに流入したとしても、今回の申請において示した解析ケースにおいて、格納容器下部ドライウエルに形成される水位は 4m 以下である。ただし、初期水張り操作による注水と格納容器スプレイの水の流入を合わせて形成される格納容器下部水位が 2m に到達した時点で格納容器下部ドライウエルへの初期水張り操作を停止するものとした。

また、LOCA を伴う場合には、破断口から流出した冷却材が格納容器下部ドライウエルに流入する可能性、及び、格納容器スプレイによる冷却材の流入の可能性が考えられるが、LOCA によって原子炉圧力容器から流出する冷却材は飽和蒸気であり、サブクールが小さい。このため、LOCA によって流出した冷却材によって水位が形成された格納容器下部ドライウエルでの水蒸気爆発の発生を仮定しても、発生する運動エネルギーは小さいものと考えられる。

b. 評価条件

溶融炉心が格納容器下部ドライウエルに落下する前に、格納容器下部にリターンラインまでの高さ (7m) の水位が形成されているものとした。この水位は上記「a. 溶融炉心落下前の下部ドライウエル水位上昇の可能性」に照らして十分に高いと考える。その他の解析条件は、添付資料 3.3.2 において設定した評価条件と同様とした。

c. 評価結果

水蒸気爆発による影響と、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）による影響を評価した。以下にその結果を示す。

(1) 水蒸気爆発

水蒸気爆発によって格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの評価結果を図 5 に示す。最大値は約 16MJ であり、水位 2m の場合（約 7MJ）と比べて約 2 倍に増加している。

このエネルギーを入力とした応力の解析結果を図 6 及び図 7 に示す。格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の最大応力は約 278MPa であり、水位 2m の場合の約 32MPa と比べて約 9 倍に増加している。また、格納容器下部ドライウエルの外側鋼板の最大応力は約 168MPa であり、水位 2m の場合の約 25MPa と比べて約 7 倍に増加している。格納容器下部ドライウエルの内側鋼板の降伏応力（490MPa）を十分に下回っており、格納容器破損に至るおそれはないと考える。

また、初期水張りの水位が上昇すると、水面から原子炉圧力容器の底部までの距離が短くなる。格納容器下部ドライウエルで水蒸気爆発が発生した場合には、発生した水蒸気によって水塊がピストン状に押し上げられ、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突する可能性が考えられるが、水面と原子炉圧力容器の底部の距離が短くなることにより、衝突の可能性が高くなる懸念される。

水塊による水位上昇は、主にペDESTALの径、 D と初期水位、 H_0 のアスペクト比（ H_0/D ）によって整理できる。^[20] 初期水張り水位 2m の場合、アスペクト比が約 0.19 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 2m となる。また、初期水張り水位 7m の場合、アスペクト比が約 0.66 となることから、水塊の上昇を含む最大水位は約 11.2m となる。水位 7m の場合、水塊は格納容器下部ドライウエル床面から約 11.2m まで上昇する可能性があるが、この高さは格納容器下部ドライウエル床面から原子炉圧力容器の底部までの高さである約 11.5m よりも低いことから、水塊が原子炉圧力容器の底部に衝突することはなく、水塊による衝撃により、原子炉格納容器の支持機能の健全性に与える影響はない。

水蒸気爆発が発生した際の気相部の挙動については、JASMINE コードを用い、添付資料 3.3.2 の評価条件（初期水張り水位 2m）における、原子炉格納容器下部の空間部での格納容器圧力を評価した。評価結果を図 8 に示す。水蒸気爆発時の粗混合粒子の細粒化と伝熱により、爆発源の膨張に伴う圧力波が伝播する。圧力波は減衰するため、原子炉圧力容器底部に到達する時点では 0.30MPa[abs]以下となる。0.30MPa 程度の圧力波によって原子炉圧力容器が損傷に至ることは想定し難いことから、圧力波による原子炉圧力容器への影響は無視できる程度と考える。原子炉格納容器への影響については、原子炉格納容器の構造上、原子炉格納容器下部において発生した圧力波が減衰されないまま原子炉格納容器上部に到達することは考えにくい。仮に 0.30MPa 程度の圧力波が原子炉圧力容器上部の壁面に到達しても、原子炉格納容器の限界圧力（0.62MPa[gage]）未満であることから、原子炉格納容器が破損に至ることはない。

(2) 圧力スパイク

格納容器圧力の評価結果を図 9 に示す。原子炉圧力容器が破損して、熔融炉心が格納容器下部ドライウエルの水中に落下する際に圧力スパイクが生じているが、圧力スパイクのピーク圧力は約 0.26MPa であり、水位 2m の場合の約 0.51MPa よりも低くなっている。

この理由としては、初期水張り水位の上昇によって格納容器下部ドライウエルの水量が多くなり、熔融炉心の粗混合量が増加し、水への伝熱量が増加したものの、落下した熔融炉心の周囲のサブクール状態の水量が増加したことによる効果が、熔融炉心落下時の水温上昇とそれに伴う蒸気発生を緩和する側に作用し、ピーク圧力が抑制された可能性が考えられる。

以上の結果から、格納容器下部ドライウエルの水位を現状の初期水張りの水位である 2m 以上に上昇させた場合であっても、FCI によって格納容器が破損に至るおそれはないと考える。このことから事故対応におけるドライウエルスプレイ等の運転操作に対して、FCI の観点からの制約は生じない。

5. 結論

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、FCI が発生した場合の影響を低減しつつ、熔融炉心の粒子化の効果等による MCCI の影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位を 2m に設定している。また、事故対応におけるドライウエルスプレイ等の運転操作により、格納容器下部ドライウエルの水位が上昇した場合であっても格納容器が破損に至るおそれはない。

以 上

参考文献

- [1] V. Tyrpekl, Material effect in the nuclear fuel - coolant interaction : structural characterization of the steam explosion debris and solidification mechanism, 2012
- [2] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04
- [3] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng.Design. 222, 1-15, 2003
- [4] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007
- [5] D.Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng.Design, 236 1998-2009, 2006
- [6] M. Kato, H. Nagasaka, "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015, 2000
- [7] (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC), 「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する総括報告書」 2003
- [8] B. R. Sehgal, et al., "ACE Project Phase C&D : ACE/MCCI and MACE Tests", NUREG/CP-0119, Vol.2, 1991
- [9] R. E. Blöse, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727, 1987
- [10] R. E. Blöse, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools - The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907, 1993
- [11] M. T. Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [12] M. T. Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5, 2009
- [13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests : Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05, 2006
- [14] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06, 2006
- [15] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07, 2010
- [16] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 1999
- [17] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653- 1659, 2009
- [18] F. B. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32, 1961
- [19] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ペデスタル上の炉心デブリの 3 次元拡がり評価, 日本原子力学会「2013 年秋の大会」H12, 2013 年 9 月

- [20] 稲坂 他「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」, 海上技術安全研究報告書 第4巻 第3号, p. 323-343, 2004.

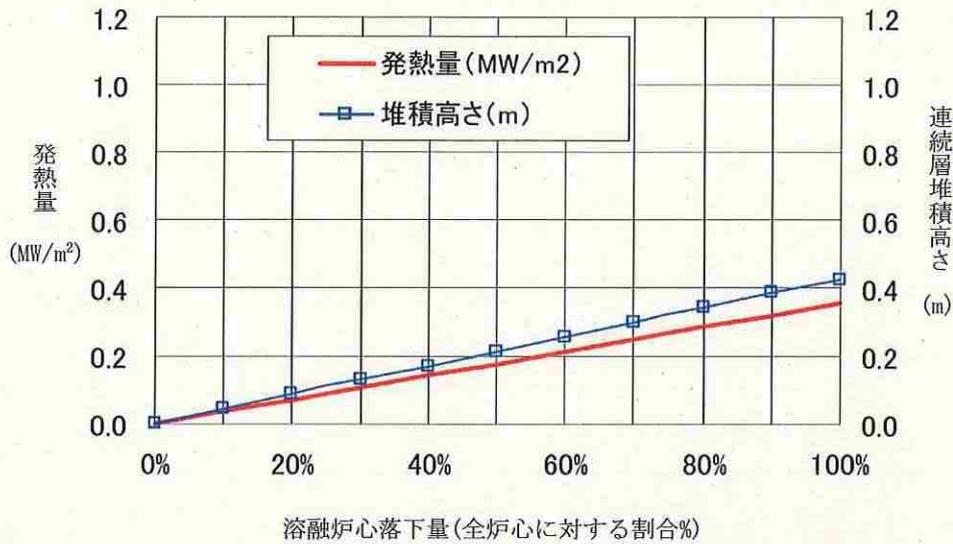
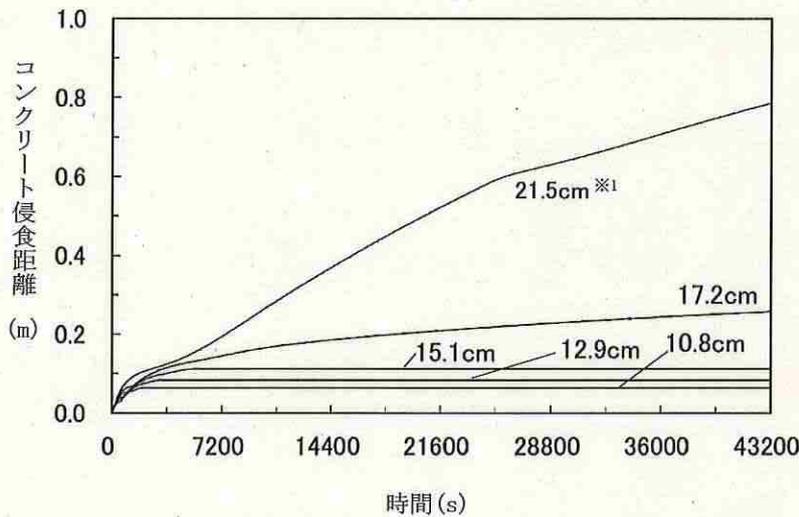
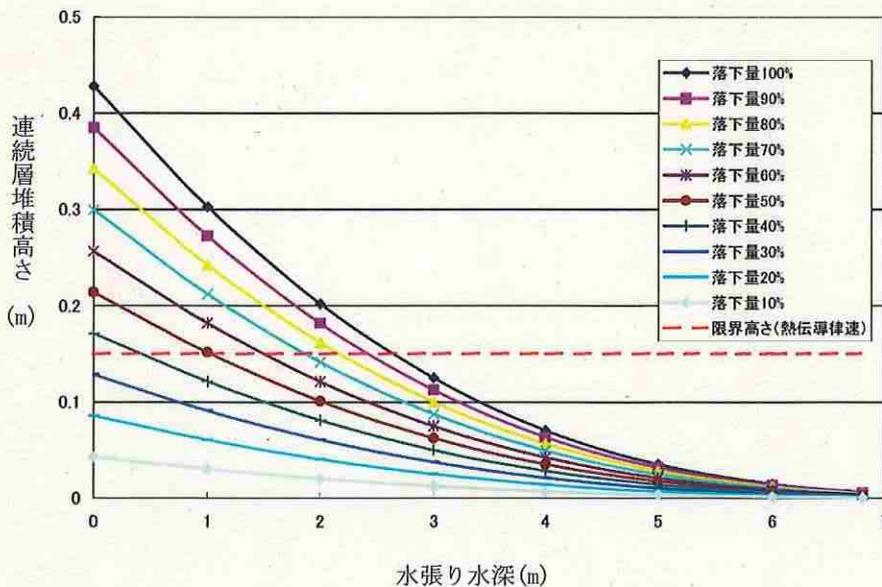


図1 格納容器下部ドライウェルへの溶融炉心落下割合に対する連続層堆積高さと単位面積当たりの発熱量



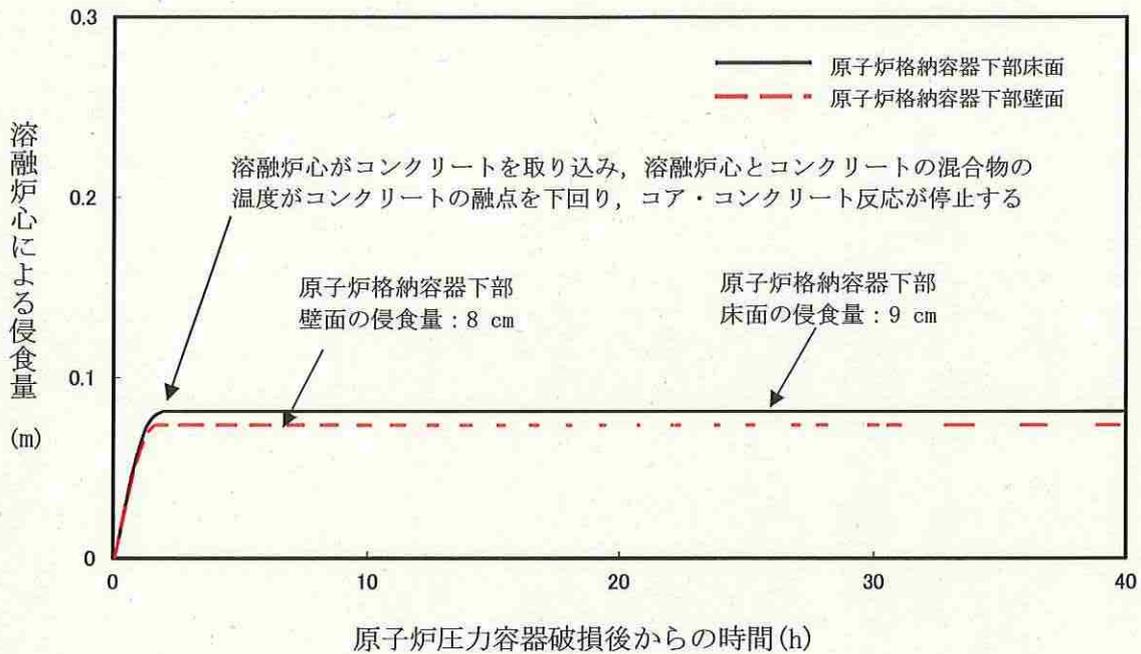
※1 溶融炉心の堆積により生じた連続層厚さ。図中の他の評価結果に付記されている値についても同じ。
 ※2 クラスト表面は沸騰曲線による熱伝達を仮定、クラスト内は熱伝導による温度勾配を考慮

図2 ハードクラスト形成時のコンクリート侵食評価例※2

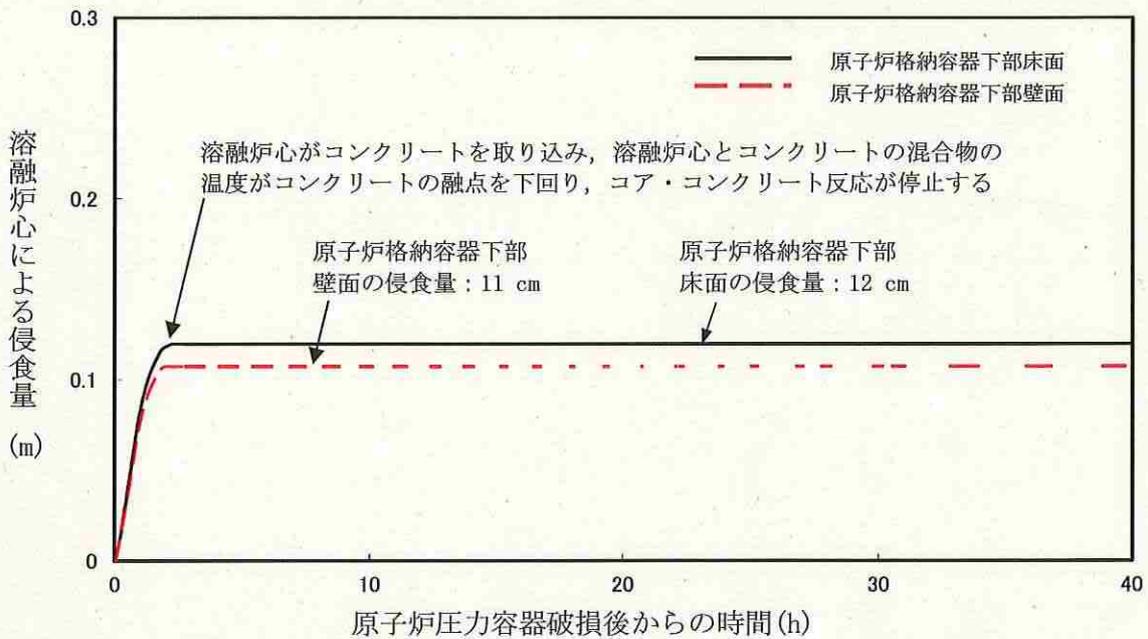


※ 本評価では、RPV下部の貫通口で最大の径であるCRDハウジング1本をデブリジェット径として想定しているが、実際には溶融炉心落下量が少ない場合は破断口径が小さく、デブリジェット径が小さくなる傾向を示すと考えられる。また、Ricou-Spaldingの式ではデブリジェット径が小さいほど粒子化割合が大きくなる。溶融炉心落下量と、破断口径のとの相関を現実的に考えると、本評価では保守的にCRDハウジング1本としているが、溶融炉心落下量が少ない場合には破断口径が小さくなり、より多くの割合が粒子化し、連続層堆積厚さが低下する傾向となるものと考えられる。

図3 水張り水深と連続層堆積高さの関係※



(a) 初期水張り水位 2 m の場合 (溶融炉心の崩壊熱：事象発生から 6 時間後、上面熱流束：800kW/m²相当 (圧力依存なし))



(b) 初期水張り水位 1 m の場合 (溶融炉心の崩壊熱：事象発生から 6 時間後、上面熱流束：800kW/m²相当 (圧力依存なし))

図 4 格納容器下部壁面及び床面の侵食量の推移

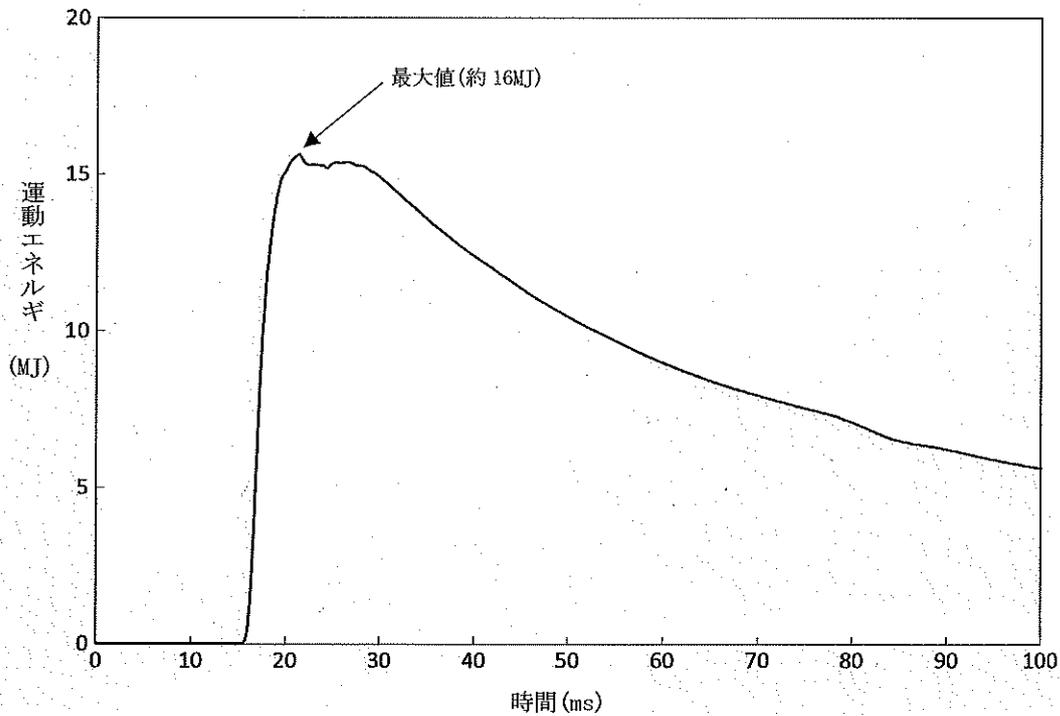


図5 水蒸気爆発によるエネルギーの変化 (初期水張り水位 7m) ※1

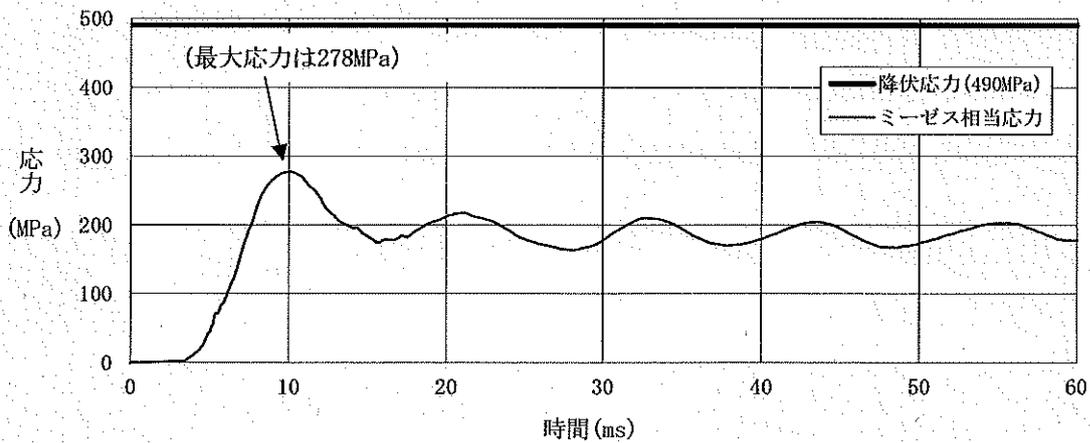


図6 水蒸気爆発による格納容器下部内側鋼板の応力の変化 (初期水張り水位 7m) ※1

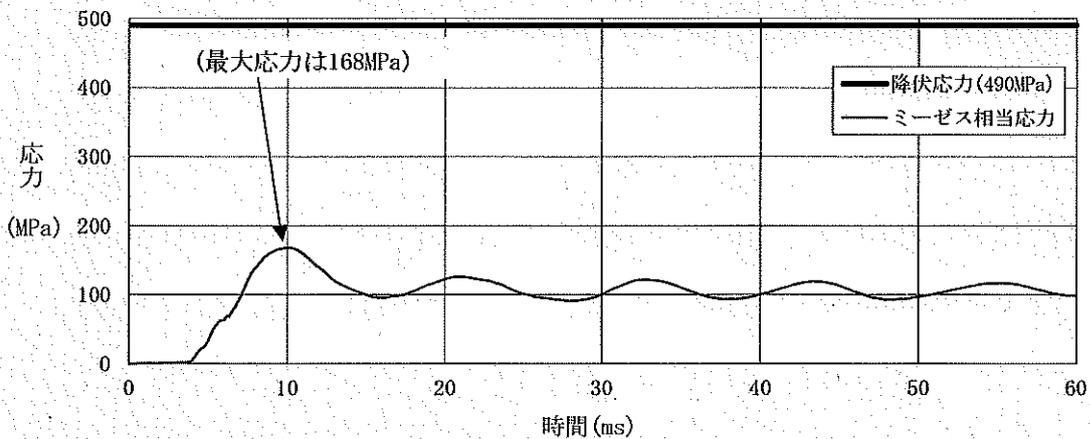


図7 水蒸気爆発による格納容器下部外側鋼板の応力の変化 (初期水張り水位 7m) ※1

※1 JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図5)の最大値を AUTODYN への時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図6, 7)を評価している。このため、図5と図6, 7の時刻歴は一致しない。

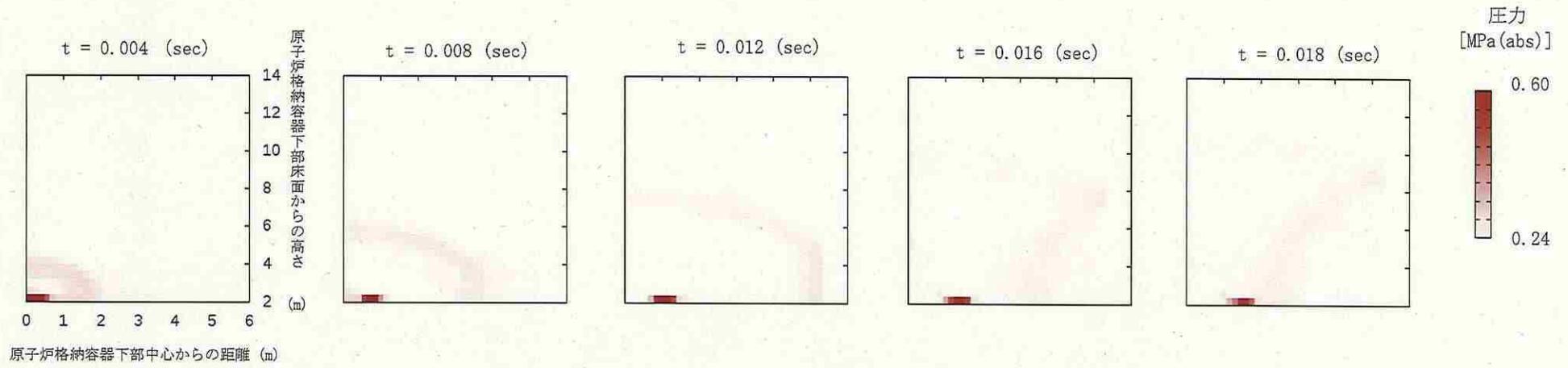


図 8 水蒸気爆発が発生した際の格納容器圧力

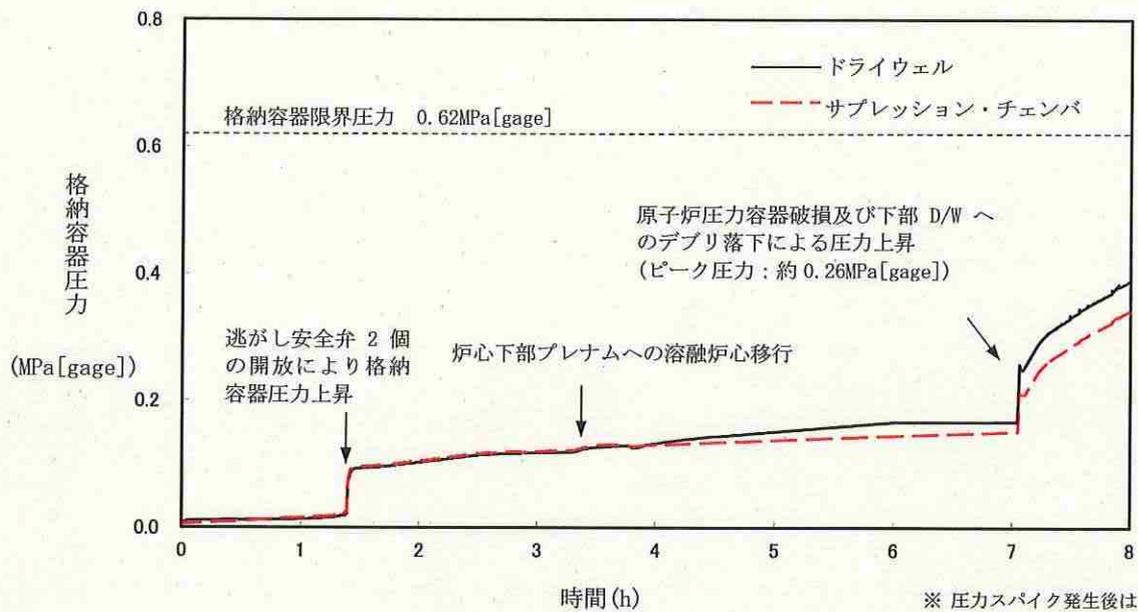


図9 格納容器圧力の推移 (初期水張り水位 7m)

※ 圧力スパイク発生後は、格納容器圧力が0.465MPa以上で格納容器スプレイを実施し、格納容器スプレイによって格納容器圧力の準静的な上昇を抑制する。

初期条件の酸素濃度は、解析条件の3.5vol%に対して最確条件は約1～2vol%であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約16.6%が水と反応して発生する水素ガス量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素ガス発生量に変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4.7図及び第3.4.8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約18.2%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は1割程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.6vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4.9図及び第3.4.10図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約17.1%が水と反応し、炉

心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は3%程度増加するが、ウェット条件における酸素濃度は、酸素ガスの蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約3.9vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

金属腐食等による水素ガス発生量は、最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素ガス：0.06、酸素ガス：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（水素ガス：0.4、酸素ガス：0.2）を使用した感度解析を実施した。第3.4.11図から第3.4.15図に示すとおり、原子炉格納容器内の酸素濃度は、ウェット条件において事象発生から約51時間で5vol%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を用いた原子炉格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。5vol%到達時点で原子炉格納容器内の気体の排出操作を実施すると、水蒸気とともに非凝縮性

表1 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（水素燃焼）

項目		解析条件（初期条件、事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	酸素濃度	3.5vol%	約 3vol%以下	保安規定をもとに設定（運転上許容されている値の上限）	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 16.6%が水と反応して発生する水素ガス量	事象進展による	解析コード MAAP による評価結果	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素ガス発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2)b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量に与える影響は小さい。
	金属腐食等による水素ガス発生量	考慮しない	考慮する	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては原子炉格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、水素ガス発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
事故条件	水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生割合	水素： 0.06 分子/100eV 酸素： 0.03 分子/100eV	水素： 0.06 分子/100eV 酸素： 0.03 分子/100eV	重大事故時に原子炉格納容器内の条件を考慮して設定	G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。	G 値の不確かさにより水の放射線分解による酸素ガス発生量が大幅に増加する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系（ウェットウェルベント）を使用し、原子炉格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (添付資料 3.4.1)

原子炉注水開始時間の評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から70分後としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生量が抑制され、相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で、注水時点の炉心の状態によっては、ジルコニウム-水反応が促進され、水素ガス発生量が増加する場合も考えられる。この場合には、増加した水素ガスによって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる場合を想定し、原子炉圧力容器への注水開始時刻が評価結果に与える影響を確認した。

2. 評価条件

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は、ベースケースと同等である。

(1) 感度解析1（注水開始時刻が早まる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から30分後とした。30分は今後の更なる事故対応能力の改善を見据えて設定した値である。
- ・格納容器圧力制御の観点で評価上の必要が生じたため、格納容器スプレイの流量を155 m³/hとした。格納容器スプレイの流量をベースケースの140 m³/hよりも増加させることで、水蒸気の凝縮及びサプレッション・チェンバ気相部容積の低下が考えられるが、酸素濃度の評価の観点では保守的な結果を与えると考えられる。

(2) 感度解析2（注水開始時刻が遅れる場合）

- ・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから20分遅延することとし、事象発生から90分後とした。20分は、原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても、溶融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し、設定した値である。

3. 評価結果

評価結果を図1から図8に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5vol%未満となった。

4. まとめ

原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、ベースケースと同等となった。このことから、実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又

は遅れる場合においても水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

以 上

表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目
	感度解析1 (事象発生から30分 後)	感度解析2 (事象発生から90分 後)	ベースケース (事象発生から70分 後)	
全炉心内のジル コニウム量に対 する酸化割合	約 18.2%	約 17.1%	約 16.6%	—
ジルコニウム- 水反応による 水素ガス発生量	約 625kg	約 587kg	約 570kg	
酸素濃度 (ドライウエル)	約 2.2vol% (事象発生から 168 時 間後)	約 2.6vol% (事象発生から 168 時間後)	約 2.3vol% (事象発生から 168 時 間後)	5vol% 以下
酸素濃度 (サプレッション・ チェンバ)	約 3.6vol% (事象発生から 168 時 間後)	約 3.9vol% (事象発生から 168 時間後)	約 3.4vol% (事象発生から 168 時 間後)	

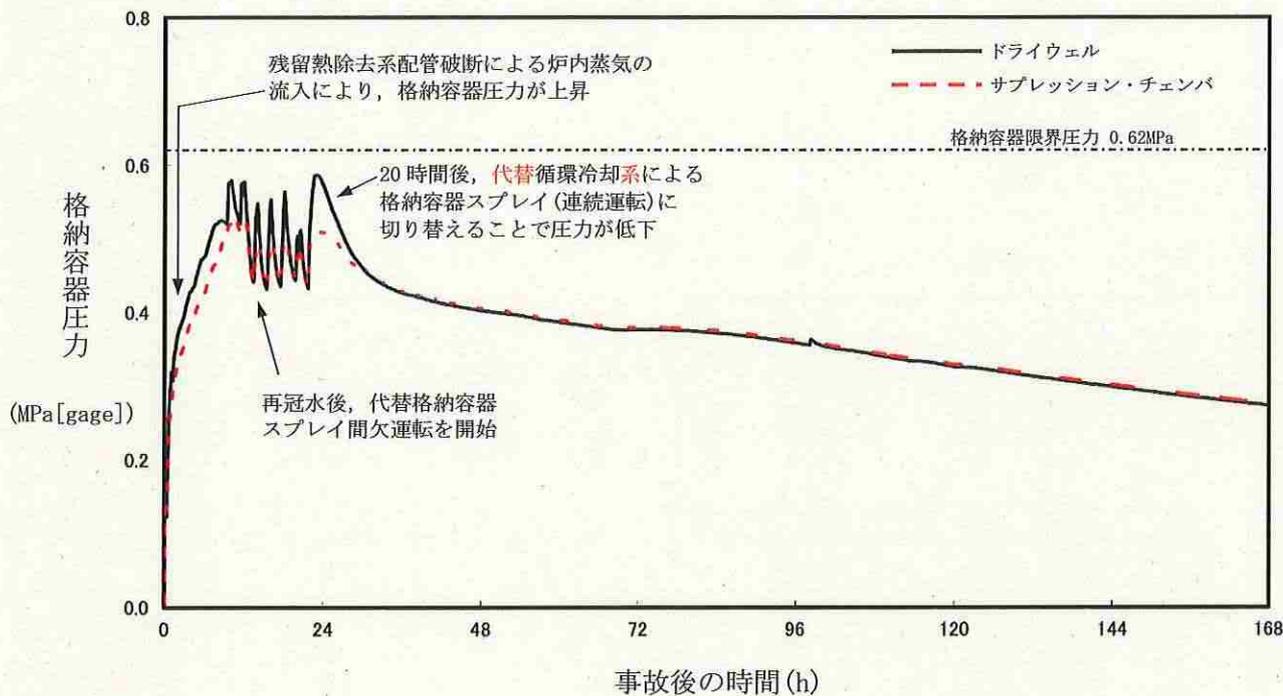


図1 格納容器圧力の推移 (感度解析1)

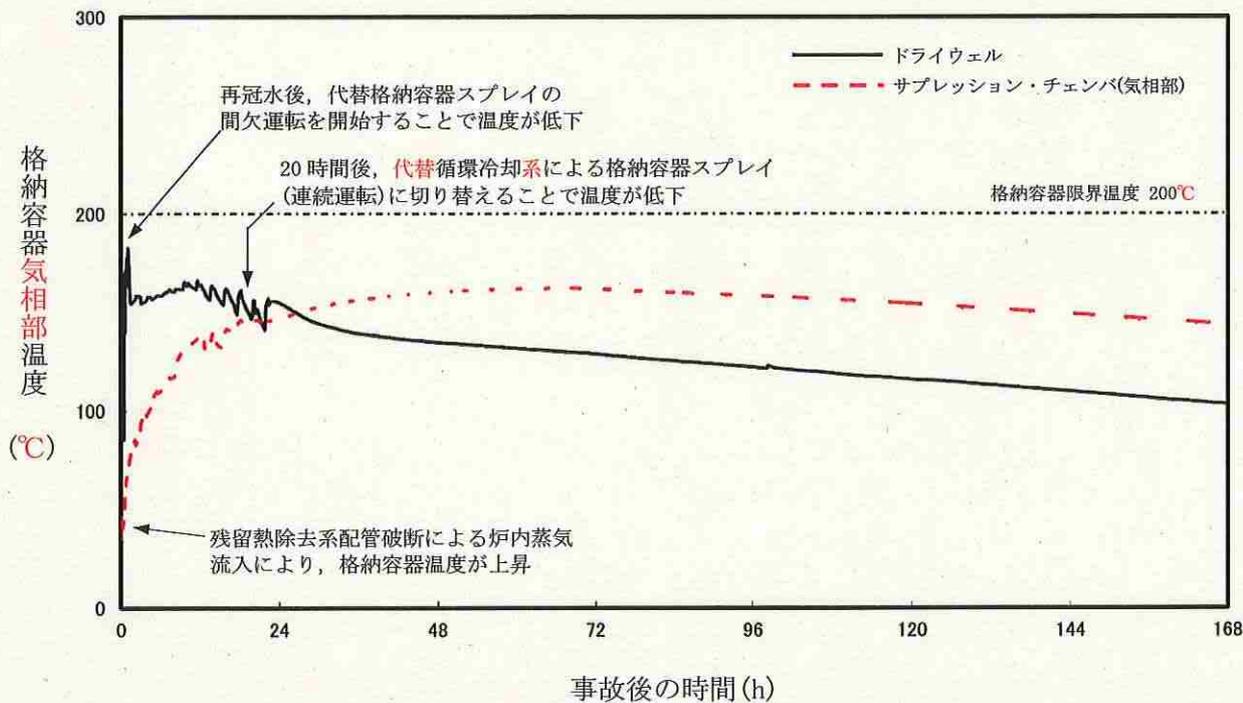


図2 格納容器気相部温度の推移 (感度解析1)

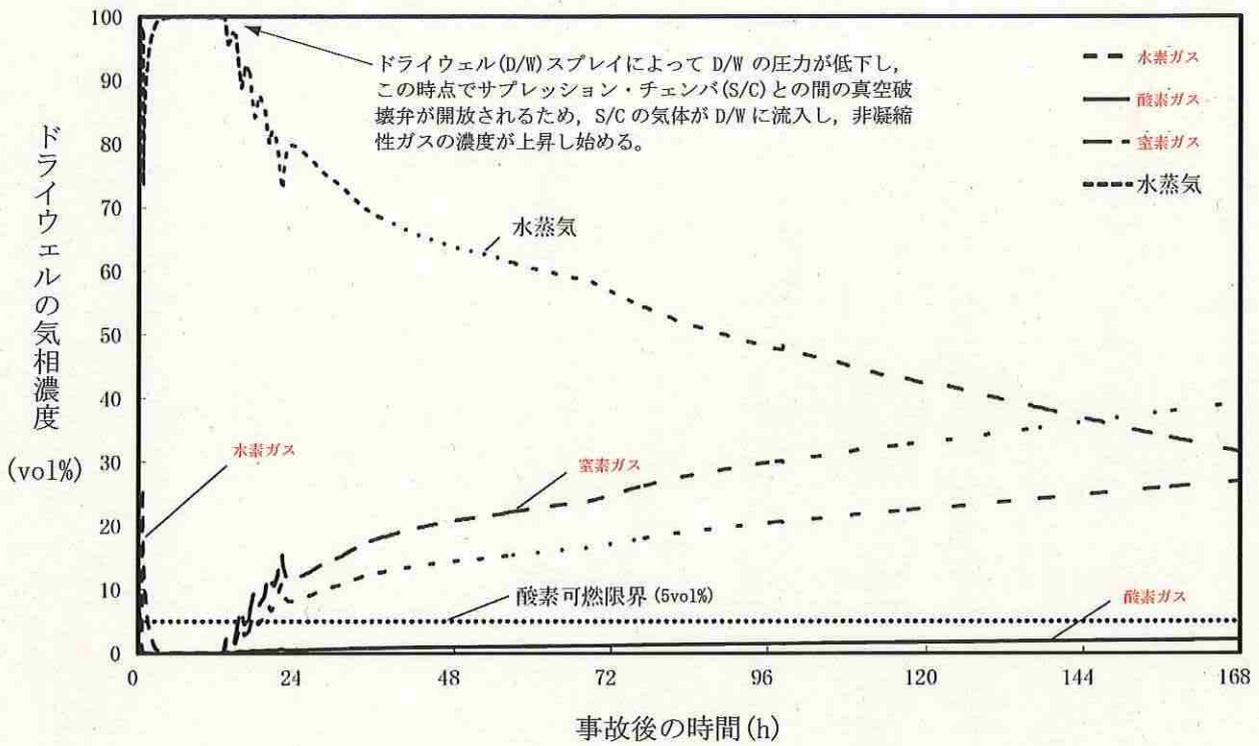


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

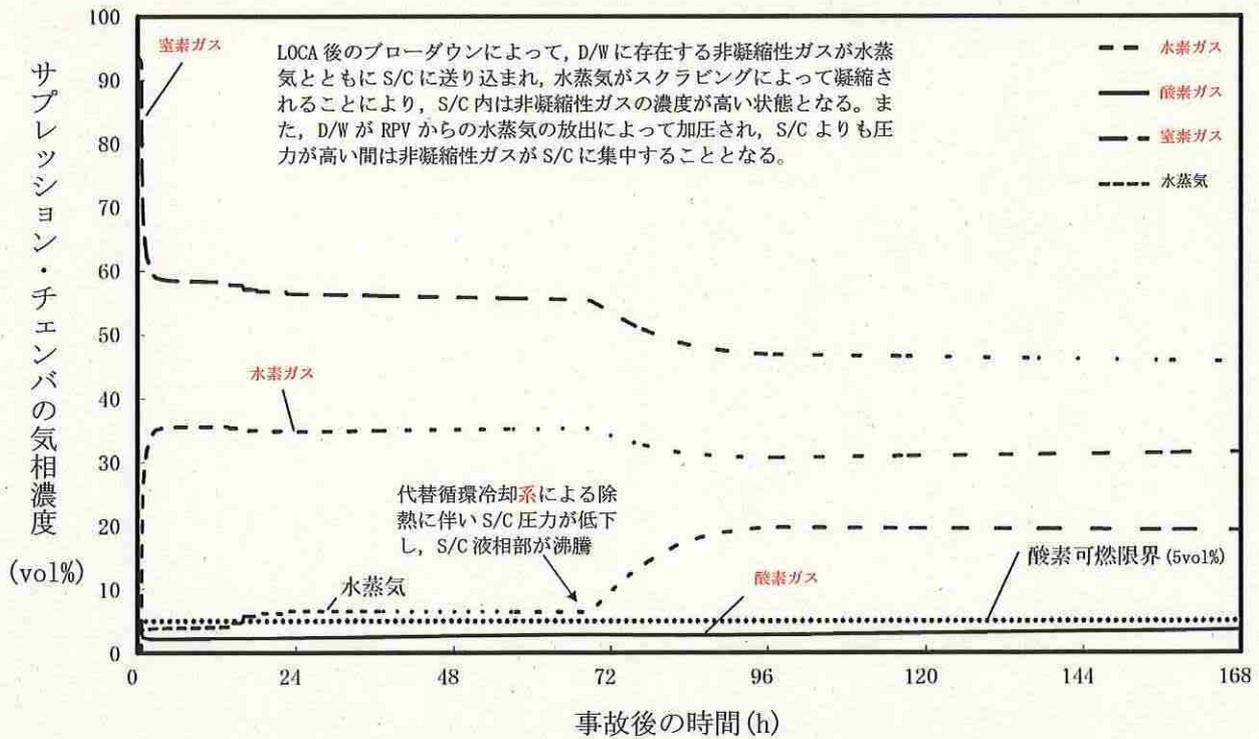


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析1)

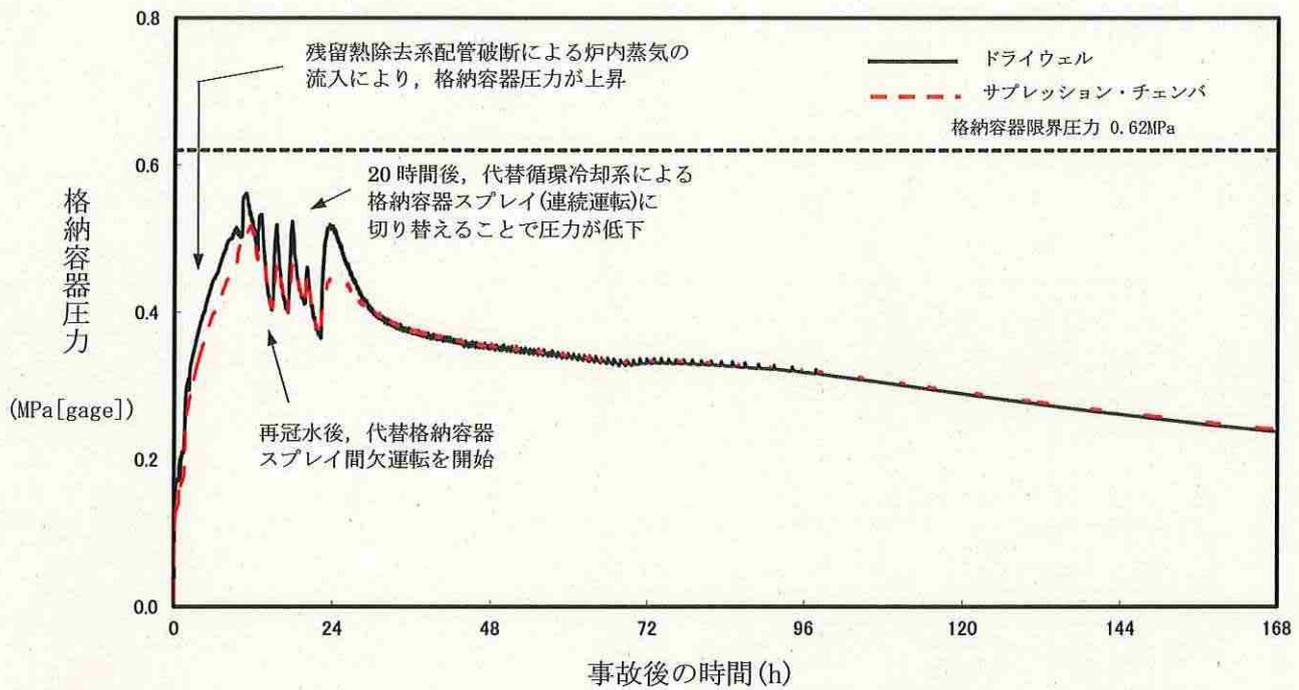


図5 格納容器圧力の推移 (感度解析 2)

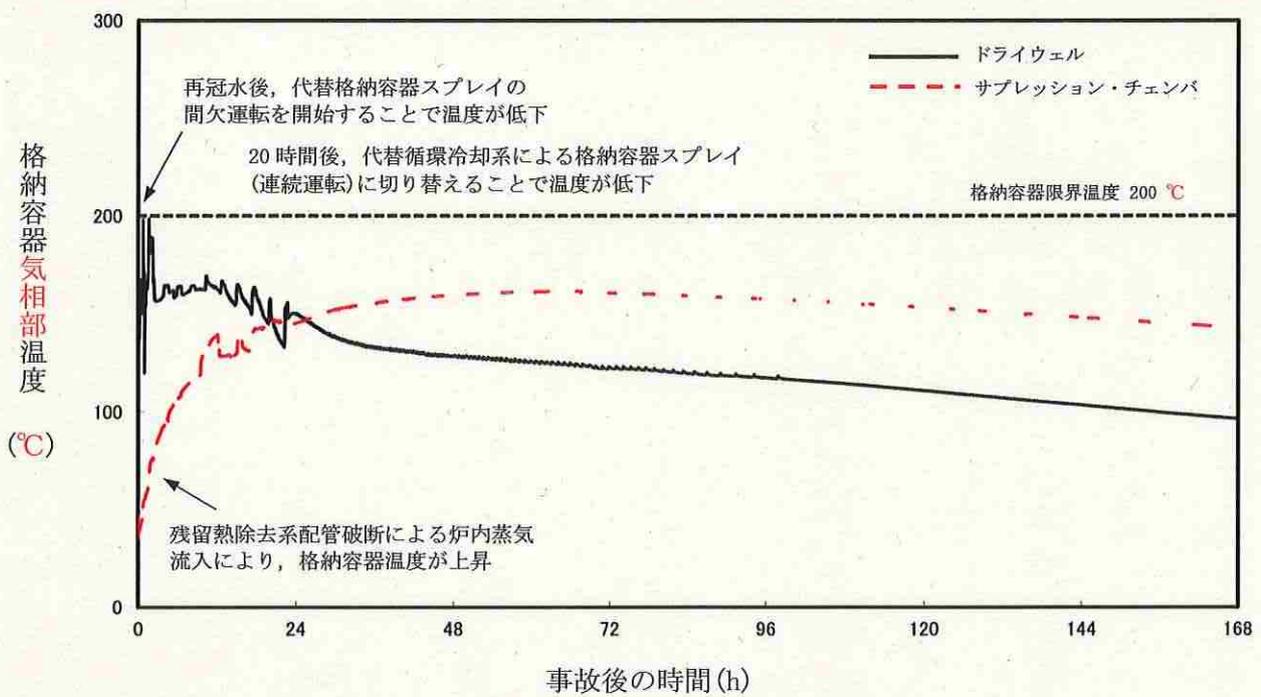


図6 格納容器気相部温度の推移 (感度解析 2)

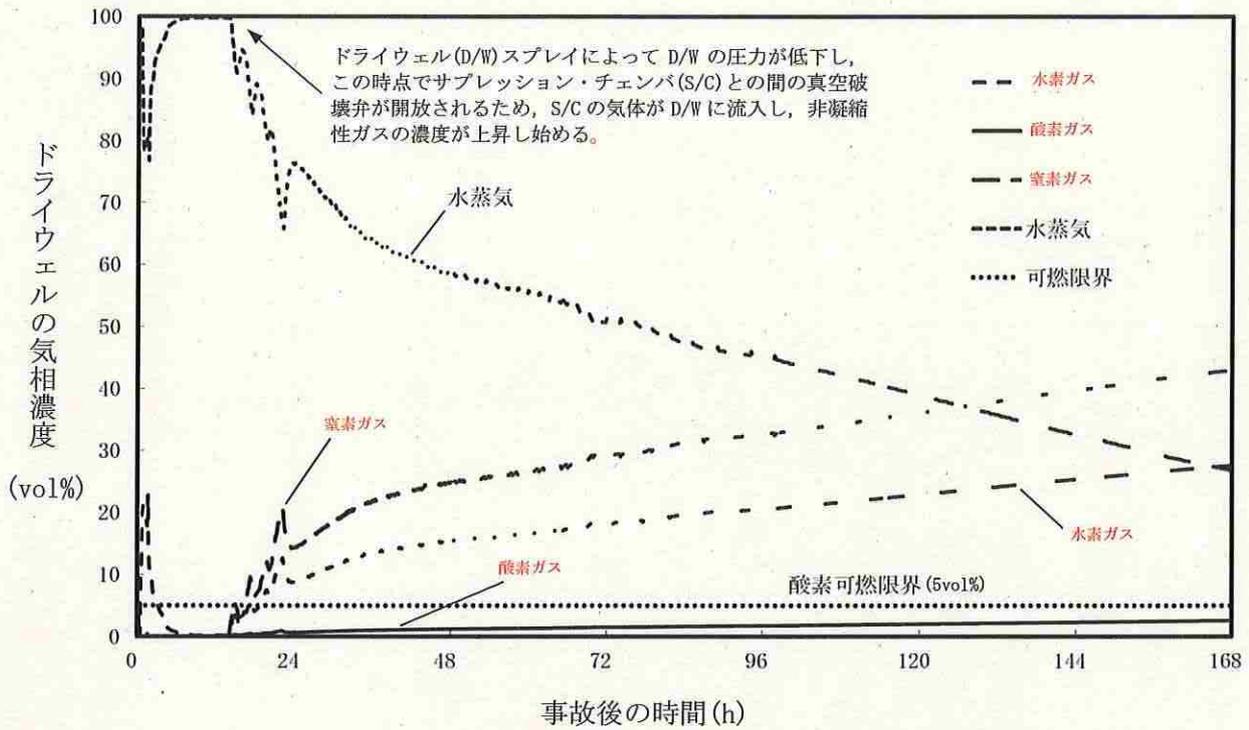


図7 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

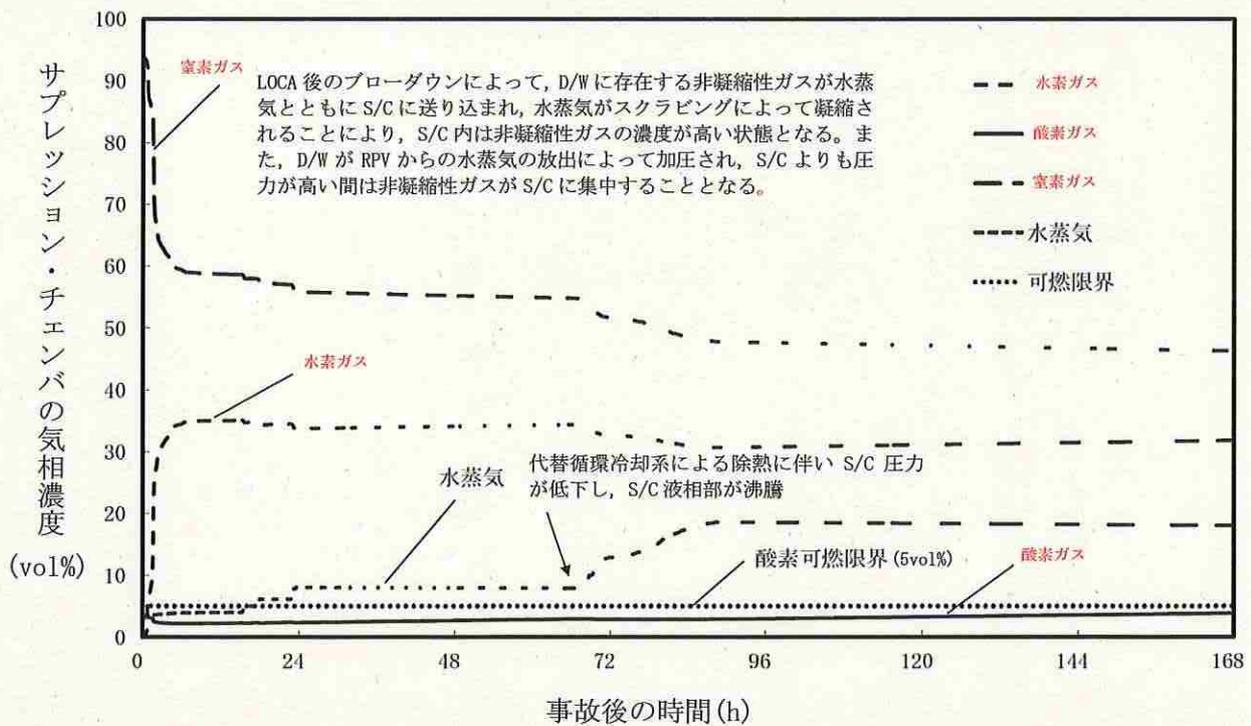


図8 サブプレッション・チェンバの気相度の推移(ウェット条件) (感度解析2)

12vol%以上、ドライ条件で 34vol%以上となり、ドライ条件においては 13vol%を上回る。このことから、本感度解析において評価した、熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。

なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約 118kg の気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約 93kg、一酸化炭素が約 25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が 1kg 未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は 3.5.2 (3) b にて示した酸素濃度（ウェット条件で 2.1vol%，ドライ条件で 2.6vol%）以下になるものと考えられる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(添付資料 3.5.2, 3.5.3)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉压力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び熔融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の熔融炉心からプールへの熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して、最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確

かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、原子炉格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広くなることで溶融炉心が冷却されやすくなるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に

与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。

事故条件の起回事象は、原子炉压力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起回事象の違いによって操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉压力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料3.5.2)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対して最確条件は平均的燃焼度約30GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の溶融炉心からのプール水への熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられることから、原子炉压力容器の支持機能を維持

できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における原子炉格納容器下部への溶融炉心落下後の原子炉格納容器内の水素濃度は、ドライウエルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。このことから、溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量について、感度解析の結果を本評価の結果に加えて原子炉格納容器内の気相濃度を評価しても、原子炉格納容器内の可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約118kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素ガスが約93kg、一酸化炭素が約25kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素ガスも考慮すると、原子炉格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素ガスが支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。

一方、原子炉格納容器内の酸素濃度については、溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素ガスは発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは原子炉格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。こ

のため、本感度解析の溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、原子炉格納容器内の酸素濃度は3.5.2(3)bにて示した酸素濃度（ウェット条件で2.1vol%、ドライ条件で2.6vol%）以下となる。このため、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉压力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ、原子炉格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉格納容器下部床面積は、解析条件の6号炉の原子炉格納容器下部の床面積に対して最確条件は各号炉の設計に応じた設定であり、本解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで溶融炉心・コンクリート相

相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力、原子炉水位、炉心流量、格納容器容積（ウェットウェル）の空間部及び液相部、サプレッション・チェンバ・プール水位、格納容器圧力及び格納容器温度は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し、事象発生から6時間後の値とした。これは、事故シーケンスを「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定する場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約6.4時間となることを考慮し保守的に設定した値である。

その結果、第3.5.14図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は原子炉格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、原子炉格納容器内の気体組成の推移は

「3.5.2(3)b 評価項目等」と同じとなる。なお、本評価における原子炉格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、ドライウェルにおいて最低値を示すが、ウェット条件で12vol%以上、ドライ条件で34vol%以上となり、ドライ条件においては13vol%を上回る。一方、酸素濃度はウェット条件で2.1vol%以下、ドライ条件で2.6vol%以下であり、可燃限界である5vol%を下回ることから、原子炉格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。

(添付資料3.5.2, 3.5.3)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、 「要員配置」、 「移動」、 「操作所要時間」、 「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の熔融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器下部の水張り操作は原子炉压力容器下鏡部温度を監視しながら熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1/3）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（に与える影響）
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。 本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で原子炉格納容器下部への初期水張り操作、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部への注水操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。 本評価事故シナリオでは、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達		CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。		
	燃料被覆管酸化		炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV、大破断 LOCA シナリオともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。		
	燃料被覆管変形				
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シナリオ及び中小破断 LOCA シナリオに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないことから、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
気液分離（水位変化）・対向流					

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（2/3）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉压力容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル （リロケーション）	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQV, 大破断 LOCA シーンとともに、炉心溶融時刻、原子炉压力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。 	<p>溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉压力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	構造材との熱伝達				
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル （下部プレナムでの溶融炉心挙動）	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。 	<p>溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点での原子炉格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉压力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水操作があるが、原子炉压力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉压力容器破損を起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>溶融炉心の挙動モデルは TMI 事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉压力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、原子炉压力容器破損時点で原子炉格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	原子炉压力容器破損	溶融炉心の挙動モデル （原子炉压力容器破損モデル）	<p>原子炉压力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、十数分早まる程度であり、原子炉格納容器下部への注水は中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから、原子炉压力容器破損を操作開始の起点としている原子炉格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉压力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉压力容器破損（事象発生から約 7 時間後）に対して、早まる時間はわずかであり、破損時間がわずかに早まった場合においても、原子炉格納容器下部に初期水張りを実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	原子炉压力容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	<p>PHEBUS-FP 実験解析により、FP 放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。</p>	<p>本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉压力容器内 FP 放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>原子炉压力容器内 FP 挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/3）

【MAAP】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉压力容器外 FCI（溶融炉心細粒化）		原子炉压力容器外 FCI 現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉压力容器外 FCI によって生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シナリオでは、原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	エントレインメント係数の感度解析により溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉压力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）				
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのペダスタルの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。		溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想定した感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で1cmに抑えられ、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。 (添付資料 3.5.3 参照)
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		溶融炉心の挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心挙動） 溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限値とした場合でも、コンクリート侵食量が22.5cm程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。	本評価事故シナリオでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	エントレインメント係数、溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からのプール水への熱流束についての感度解析を実施した。コンクリート侵食量は原子炉格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられ、原子炉压力容器の支持機能を維持できる。なお、本感度解析では、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって約118kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約1,400kgの水素ガスが発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。 (添付資料 3.5.3 参照)
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度比べて影響が小さいことを確認した。		

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（1/3）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件） の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉熱出力	3,926MWt	3,925MWt 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定 原子炉熱出力のゆらぎを考慮し た最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約 7.05MPa[gage]～ 約 7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカー ト下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカー ト下端から約+116cm～約 +119cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として 設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約-4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-30mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約-4m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-30mm であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
炉心流量	52,200t/h (定格流量 (100%))	定格流量の約 91%～ 約 110% (実測値)	定格流量として設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
燃料	9×9 燃料 (A 型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料 (A 型) と 9×9 燃料 (B 型) は、熱水的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に 9×9 燃料 (A 型) を設定	最確条件とした場合は、9×9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に及ぼす影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、9×9 燃料の A 型又は B 型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33Gwd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度 約 30Gwd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなることから、原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び溶融炉心落下後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m ³	7,350m ³ (設計値)	ドライウエル内体積の設計値(全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
格納容器容積 (ウェットウエル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	空間部: 約 5,980m ³ ～約 5,945m ³ 液相部: 約 3,560m ³ ～約 3,595m ³ (実測値)	ウェットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器容積 (ウェットウエル) の液相部 (空間部) の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器容積 (ウェットウエル) の液相部 (空間部) の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば、通常時の液相部の熱容量は約 3,600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる容積減少分の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その減少割合は通常時の約 0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m (通常運転水位)	約 7.01m～約 7.08m (実測値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時 (7.05m) の熱容量は約 3600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.04m 分) の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによるサブプレッション・チェンバ・プール水位低下分の熱容量は通常水位時に対して非常に小さい。例えば、通常水位時 (7.05m) の熱容量は約 3600m ³ 相当分であるのに対して、ゆらぎによる水位低下分 (通常水位-0.04m 分) の熱容量は約 20m ³ 相当分であり、その低下割合は通常水位時の約 0.6%程度と非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	約 30℃～約 35℃ (実測値)	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定 最確条件を包絡できる条件	運転員等操作としては原子炉圧力容器下鏡部の温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部への注水操作の開始となるが、本パラメータによる影響を受けることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では、直接的な影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（2/3）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
格納容器圧力	5.2kPa[gage]	約3kPa[gage]～約7kPa[gage]（実測値）	通常運転時の格納容器圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率（平均）は約7時間で約0.50MPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器圧力の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの圧力上昇率（平均）は約7時間で約0.50MPaであるのに対して、ゆらぎによる圧力上昇量は約2kPaであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
格納容器温度	57℃	約43℃～約62℃（実測値）	通常運転時の格納容器温度として設定	運転員等操作としては原子炉圧力容器下底部の温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部への注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎによる格納容器温度の上昇に与える影響は小さい。例えば、事象発生から圧力容器破損までの温度上昇率は約7時間で約89℃であるのに対して、ゆらぎによる温度上昇量は約5℃であり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
真空破壊装置	3.43kPa（ドライウェルサプレッション・チェンバ間差圧）	3.43kPa（ドライウェルサプレッション・チェンバ間差圧）（設計値）	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃、事象開始24時間以降は40℃）	約35℃～約50℃（実測値）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定 最確条件を包絡できる条件	運転員等操作としては原子炉圧力容器下底部の温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部への注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部水源の温度が低い場合、溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では溶融炉心からの除熱が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
外部水源の容量	約21,400m ³	21,400m ³ 以上（淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量）	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕は大きくなる。また、事象発生12時間後からの可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による補給により復水貯蔵槽は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上（軽油タンク容量）	通常時の軽油タンクの運用値を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
溶融炉心からプール水への熱流束	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	800kW/m ² 相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食量における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約8cm、壁面で約7cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。（添付資料3.5.3参照）
コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定	最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板の耐熱の効果及びベント管の管内の水による除熱の効果により、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板及びベント管は考慮しない	コンクリート以外の素材を考慮する	内側鋼板、外側鋼板、リブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いため保守的に考慮しないベント管を考慮する場合、管内の水による除熱効果が考えられるが、保守的にこれを考慮しない	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
原子炉圧力容器下部の構造物の扱い	原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わない	部分的な溶融が生じ、格納容器下部に落下する可能性がある	発熱密度を下げないように保守的に設定	最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融物のコリウムシールド内側への流入を考慮し、ドライウェルサンプに流入した場合の影響を確認する観点で、溶融物の落下量及び溶融物のボロシティを保守的に設定した感度解析を実施した。その結果、ドライウェルサンプのコンクリート侵食量は、床面で約9cm、壁面で約9cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能及び原子炉格納容器バウンダリ機能を維持できることを確認した。（添付3.5.3参照）
格納容器下部床面積	6号炉の格納容器下部床面積を設定	各号炉の設計に応じた設定	コリウムシールドで囲まれる部分が広く、溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなる号炉を設定	最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで溶融炉心が冷却されやすくなるため、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、原子炉格納容器下部の床面積が広がることで溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（溶融炉心・コンクリート相互作用）（3/3）

項目	解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	解析条件	最確条件				
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	—	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	<p>起因事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下部温度に応じて原子炉格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後に原子炉格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響を与えることはない。</p> <p>溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、起因事象の不確かさを保守的に考慮するため、溶融炉心の崩壊熱をベースケースから変更し、事象発生から6時間後の値とした。その結果、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>また、コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 3.5.3 参照）</p>	
	安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能、低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	—	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定	—	
	外部電源	外部電源なし	—	本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、外部電源なしとして設定	—	
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]～ 7.86MPa[gage] 363～380t/h/個	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]～ 7.86MPa[gage] 363～380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個開による原子炉急速減圧	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	
	代替格納容器スプレィ冷却系（常設）	原子炉圧力容器破損前：70m ³ /hにて原子炉格納容器へスプレィ	原子炉圧力容器破損前：70m ³ /h以上で原子炉格納容器へスプレィ	格納容器温度抑制に必要なスプレィ流量を考慮して設定	スプレィ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力及び温度上昇の抑制効果に影響を受けるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	スプレィ流量は運転員による調整が行われ、その増減により圧力及び温度上昇の抑制効果に影響を受けるもの、格納容器内に蓄積される崩壊熱量に変わりは無いため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器下部注水系（常設）	事前水張り時：90m ³ /hで注水	事前水張り時：90m ³ /hで注水	原子炉圧力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき水位2m到達まで水張り可能な流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水		原子炉圧力容器破損以降：崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
コリウムシールド	コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウエルサンプへ流入しない	コリウムシールドの設置により、落下した溶融炉心はドライウエルサンプへ流入しない	コリウムシールドを設置した格納容器下部の状態として設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	

表3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（溶融炉心・コンクリート相互作用）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータ（原子炉格納容器下部床面及び壁面のコンクリート（侵食量））に与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	解析上の操作開始時間							
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で開始。90m ³ /hで2時間注水し、格納容器下部に水位2mの水張りをを行う（事象発生から約3.7時間後）	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】</p> <p>格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、損傷炉心への注水による冷却性を確認するため、原子炉圧力容器下鏡部温度は継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>格納容器下部への注水操作は、中央制御室にて操作を行う運転員と現場にて操作を行う運転員（現場）を各々配置しており、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室から操作現場である廃棄物処理建屋地下3階までのアクセスマートは、コントロール建屋のみであり、通常8分間程度で移動可能であるが、余裕を含めて10分間の移動時間を想定している。また、アクセスマート上にアクセスを阻害する設備はなく、よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>中央制御室内における格納容器下部への注水操作は、復水補給水系の2弁の開操作による注水であり、制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに時間余裕を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部への注水量調整は、制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、約2時間の注水で格納容器下部に水位2mの水張りをを行うが、水張り中の操作は適宜流量及び格納容器下部水位を監視し、流量調整をするのみであるため、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>格納容器下部への注水操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室内における操作は、制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。また、現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.7時間の時間余裕があり、また、格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員（現場）を配置しており、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでの時間は事象発生から約3.7時間あり、また、原子炉格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能である。また、原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達時点で中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約5分間である。溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張りに開始すると、事象発生から約5.7時間後に水張りが完了する。事象発生から約5.7時間後の水張り完了から、事象発生から約7.0時間後の原子炉圧力容器破損までの時間を考慮すると、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して1時間程度の時間余裕がある。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達後、約3分間で格納容器下部注水系（常設）による水張り操作を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>
	溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作（崩壊熱相当の注水）	原子炉圧力容器破損後（約7.0時間後）	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】</p> <p>溶融炉心が格納容器下部に落下した後に格納容器下部へ崩壊熱相当の注水を行うが、溶融炉心の落下は、原子炉圧力容器下鏡部温度及び格納容器圧力の監視により認知可能である。これらパラメータは原子炉圧力容器破損判断のため継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>中央制御室内での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>中央制御室内における格納容器下部への注水操作は、復水補給水系の2弁の開操作による注水であり、制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに時間余裕を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部注水系の流量調整は、復水補給水系流量系（格納容器下部注水流量）の指示を監視しながら制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、適宜実施する。また、事前に格納容器下部へ水張りをを行っていることから、時間余裕がある。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>当該操作時に、中央制御室の運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>原子炉圧力容器破損までに事象発生から約7.0時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器及び格納容器下部空間部温度及び格納容器圧力の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断して実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉圧力容器が破損するまでの時間は事象発生から約7.0時間あり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。</p>	<p>中央制御室における操作のため、シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では、条件成立を前提として約3分間で格納容器下部注水系（常設）による注水操作を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>

(b) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）

使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回る $45\text{m}^3/\text{h}^{\ast 3}$ にて注水する。

※3 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに $45\text{m}^3/\text{h}$ 以上（4台）である。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は、緊急時対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生 12 時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故1における使用済燃料プール水位の推移を第4.1.4図に、使用済燃

第 4.1.2 表 主要評価条件 (想定事故 1) (2/2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	燃料プール代替注水系 (可搬型)	45m ³ /h (4 台) ※1 で注水	燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する操作条件	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定

※1 燃料プール代替注水系 (常設スプレイヘッド)、燃料プール代替注水系 (可搬型スプレイヘッド) の注水容量はともに 45m³/h 以上(4 台)である。

評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(想定事故1)(1/3)

項目	評価条件(初期,事故及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
初期条件	使用済燃料プール保有水量	約 2,093m ³	約 2,093m ³	保有水を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定	使用済燃料プール水位及びプールゲートの状態に含まれる。	
	燃料の崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度: ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	約 10MW 以下 (実績値)	原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日)で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2を用いて算出して設定最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温の上昇及び使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	使用済燃料プール水温	65℃	約 27℃～約 45℃ (実測値)	保安規定の運転上の制限値最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は使用済燃料プールの初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、自然蒸発、使用済燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位低下開始時間より早く使用済燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上(10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.1日)、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上(6号及び7号炉 約3.5日)あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系(可搬型)による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（想定事故1）（2/3）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
初期条件	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	<p>最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プールが通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から1日以上（10mSv/hの場合 6号及び7号炉 約1.2日）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉 約3.7日）あり、事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約3mの水位低下が発生する（スロッシング量：6号炉690m³、7号炉710m³）。この場合、原子炉建屋最上階の線量率が上昇する（1.0×10³mSv/h程度^{※2}）ことから、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレッドヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレッドヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/hの場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉 約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	
	プールゲート プールゲートの状態	プールゲート閉 （原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮しない）	プールゲート開 （原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮）	全炉心燃料取出直後に において プールゲートは開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル、D/Sピット及びキャスクピットの保有水量を考慮しない状態を想定	最確条件とした場合は 、保有水量がプールゲート閉と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による 使用済燃料プール 水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものである ことから 、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は 、保有水量がプールゲート閉と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による 使用済燃料プール 水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部水源の容量	約18,000m ³	18,000m ³ 以上 （淡水貯水池水量）	淡水貯水池の通常時の水量を参考に設定	最確条件とした場合には、評価条件よりも水源容量の余裕は大きくなることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上 （軽油タンク容量）	通常時の軽油タンクの運用値を参考に設定	最確条件とした場合には、評価条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

※1 本評価値は、使用済燃料プールへの戻り水の影響を考慮していない保守的なものであり、これらを考慮するとスロッシング量が小さくなる。

※2 本評価値は、遮蔽の影響を考慮していない保守的なものであり、**使用済燃料**プールの躯体等が遮蔽となる場所では、線量率が小さくなる。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（想定事故1）（3/3）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		評価条件	最確条件			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失	—	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	事故ごとに変化	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	燃料プール代替注水系（可搬型）	最大 45m ³ /h で注水	45m ³ /h 以上 ^{※1} で注水	燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を想定設備の設計を踏まえて設定	燃料プール代替注水系（可搬型）による注水操作は、注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している燃料プール代替注水系（可搬型）による注水流量は、燃料の崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度（最大 19m ³ /h）より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

※1 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに 45m³/h 以上（4 台）である。

表2 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(想定事故1) (1/2)

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等	
	評価上の操作開始時間							
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作	事象発生から12時間後	可搬型設備に関して、事象発生から12時間までは、その機能に期待しないと仮定	<p>【認知】 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作の開始は事象発生から12時間後であり、それまでに冷却機能喪失による異常を認知できる時間がある。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 当該操作は専任の緊急時対策要員が配置されており、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 燃料プール代替注水系(可搬型)に用いる可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、事象発生後に作業現場へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合に、アクセスルートの被害があっても、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを回復旧できる宿直の体制としており、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水準備は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置、ホース敷設、ポンプ起動及びホース接続口の弁の開操作である。 移動時間を含め、これら準備操作に360分間を想定している。評価上の操作開始時間を12時間後と設定しているが、他の操作はないため、冷却機能喪失による異常を認知した時点で準備が可能である。なお、その場合は実際の操作開始時間は早くなる場合が考えられる。</p> <p>【他の並列操作有無】 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作時に、他の並列操作はなく、操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確かさ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>評価上の操作開始時間を事象発生12時間後として設定しているが、他の操作との重複はないことから、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能であり、実態の操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>実態の操作開始時間が早まり、使用済燃料プール水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から1日以上(10mSv/hの場合6号及び7号炉約1.4日)、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が事象発生から3日以上(6号及び7号炉約3.8日)であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p>	<p>訓練実績等より、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水準備は、想定より早い約345分であることを確認した。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。</p>

表 2 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(想定事故1) (2/2)

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間						
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件 各機器への給油 (可搬型代替注水ポンプ(A-2級))	事象発生から12時間後以降、適宜	各機器への給油は、評価条件ではないが、評価で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業各機器の使用開始時間を踏まえて設定	各機器への給油開始までの時間は、事象発生から約12時間あり十分な時間余裕がある。	-	-	-	有効性評価では、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(6号及び7号炉:各4台)への給油を期待している。 各機器への給油準備作業について、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油準備(現場移動開始からタンクローリー(4tL)への補給完了まで)は、所要時間140分のところ訓練実績等では約98分で実施可能なことを確認した。 また、各機器への給油作業は、各機器の燃料が枯渇しない時間間隔(許容時間)以内で実施することとしている。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油作業は、許容時間180分のところ訓練実績等では約98分であり、許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

生の可能性のあるものは、燃料プール冷却浄化系のディフューザ配管以外になく、よって当該配管に接続される系統のうち、配管内径及び損傷時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定。

(c) サイフォン現象による漏えい量

燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系配管に設置されている逆止弁については、燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を仮定する。このときの使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えい量は約 70m³/h となる。

なお、評価においてはディフューザ配管に施工されているサイフォンブレイク孔の漏えい停止効果には期待しないものとする。

(添付資料 4.2.2, 4.2.3)

(d) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源が使用できない場合においても、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 燃料プール代替注水系（可搬型）

使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台を使用するものとし、崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上

回る $45\text{m}^3/\text{h}^{*4}$ にて注水する。

※4 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに $45\text{m}^3/\text{h}$ 以上（4台）である。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 使用済燃料プール漏えい箇所の隔離は、事象発生から150分後に完了する。

(b) 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水は、**緊急時対策要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生12時間後から開始する。**

なお、サイフォンブレイク孔の効果に期待する場合、事象発生から約100分後に漏えいが停止するため、運転員による漏えい停止操作での対応に比べ、その後の事象進展や評価項目となるパラメータが緩和されることから本評価では運転員による使用済燃料プールの漏えい箇所の隔離操作による対応を示す。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2における使用済燃料プール水位の推移を第4.2.4図に、使用済燃料プール水位と線量率の**関係**を第4.2.5図に示す。

a. 事象進展

残留熱除去系配管の貫通クラックによる損傷発生後、サイフォン現象に

必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。

使用済燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、**本事象においても**未臨界は維持される。

事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後に蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料 4.1.2, 4.2.4)

4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2では、サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第4.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、7号炉を代表として原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温の上昇及び水位の低下は緩和されるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をと

るものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現場における長時間の作業は困難となる。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は、屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確

条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約11MWに対して最確条件は約10MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約45℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

また、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料プール水位の低下開始時間より早く使用済燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであ

り、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。さらに、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に、事象発生直後から沸騰による使用済燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から16時間以上（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約16時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上（6号及び7号炉は約3.1日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下）^{※5}とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約20時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約20時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から約3日以上（6号及び7号炉は約3.3日）あり、事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、使用済燃料プール水位の低下により原子炉建屋最上階の線量率が上昇することから、その現

場における長時間の作業は困難である。ただし、このような使用済燃料プール水位の低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止，原子炉建屋最上階以外での漏えいの隔離操作及び屋外から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから，現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより，6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/hの場合，6号炉では約1.0日後，7号炉では約1.1日後），通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後，7号炉では約1.9日後）となる。また，使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉は約2.2日）あり，事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態は，評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり，評価条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり，使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

損傷箇所・状態の想定及び逆流防止用の逆止弁の状態の変動を考慮した場合，配管全周損傷，逆止弁全開固着と想定した場合は漏えい量が多

くなり、漏えい箇所隔離操作までの時間余裕が短くなる。ただし、サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく、漏えい量が少なくなることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

※5 使用済燃料貯蔵プール水位・温度計（SA広域）の水位低の警報設定

値：6号炉通常水位-225mm，7号炉通常水位-267mm

（添付資料4.2.5）

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」，「要員配置」，「移動」，「操作所要時間」，「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、評価上の操作完了時間として、事象発生から150分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、評価上の燃料プール水位低警報の確認後の注水機能喪失確認までに余裕を含め1時間を考慮し、その後使用済燃料プール水位の低下要因調査及び漏えいの隔離操作を実施する設定としているが、**実態**の**操作開始時間**、燃料プール水位低を認知した時点で使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作に着手可能であり、注水機能喪失確認と同時に実施できるため、評価上の操作完了時間に対し、**実態**の操作完了時間が早くなる**可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる**。当該操作は、評価条件（操作条件を除

く)の不確かさにより操作完了時間は早まる可能性があるが、他の操作との重複はないことから、他の操作に与える影響はない。

操作条件の燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から12時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間は事象発生12時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プール水位の低下による異常の認知後に冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実態の操作開始時間は早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の漏えい箇所の隔離操作及び燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、漏えい箇所の隔離操作に対して約7時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約7時間）、注水操作に対して約23時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約23時間）と操作に対して十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料4.2.5)

(2) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の漏えい箇所の隔離操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約7時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約7時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約23時間（6号炉では約23時間、7号炉では約24時間）であり、事故を検知して漏えい箇所の隔離操作の実施が完了するまでの時間は事象発生から約150分であることから、時間余裕がある。

操作条件の燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が約23時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約23時間後）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が3日以上（6号及び7号炉は約3.4日）であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から約12時間後と設定していることから、時間余裕がある。

(添付資料4.2.5)

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

第 4.2.2 表 主要評価条件 (想定事故 2) (2/2)

項目	主要評価条件	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	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定
	配管損傷の想定	残留熱除去系の配管内径の 1/2 の長さと同配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックによる損傷	低圧配管であるため、全周破断の発生は考えづらいつとて貫通クラックによる損傷を想定
	サイフォン現象による漏えい量	約 70m ³ /h	想定される異物の弁への噛み込みにより逆止弁が固着し、その機能が十分に働かない状態を想定。なお、サイフォン現象による漏えいを停止させる配管の孔（サイフォンブレイク孔）によるサイフォンブレイクには期待しない
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に關連する条件	燃料プール代替注水系（可搬型）	45m ³ /h（4 台）※1 で注水	燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を想定 設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に關連する操作条件	使用済燃料プール漏えい隔離	事象発生から 150 分後	認知、現場調査、漏えい箇所隔離までの操作の作業想定時間に余裕を含めて設定 （水位低下認知及び注水機能及び崩壊熱除去機能喪失確認に余裕を踏まえ 1 時間、水位低下要因調査及び現場隔離操作箇所への移動に 1 時間、隔離操作実施に 30 分の合計 150 分）
	燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水	事象発生から 12 時間後	可搬型設備に関して、事象発生から 12 時間後までは、その機能に期待しないと仮定

※1 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量は、ともに 45m³/h 以上（4 台）である。

評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（想定事故2）（1/4）

項目	評価条件（初期、事故及機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2.093m ³	約 2.093m ³	保有水を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定	使用済燃料プール水位及びプールゲートの状態の不確かさに含まれる。
	燃料の崩壊熱	約 11MW	約 10MW 以下 (実績値)	原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 10 日）で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と併せて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN2 を用いて算出して設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	使用済燃料プール水温	65℃	約 27℃～約 45℃ (実測値)	保安規定の運転上の制限値 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（想定事故2）（2/4）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
初期条件	使用済燃料プール水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	<p>最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間及び使用済燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作は初期水位に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約3mの水位低下が発生する（スロッシング量：6号炉690m³、7号炉710m³）。この場合、原子炉建屋最上階の線量率が上昇する（1.0×10^3 mSv/h程度^{※2}）ことから、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外から実施できるため線量の影響が小さいことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.3m下）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約20時間（10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約20時間）、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から約3日以上（6号及び7号炉 約3.3日）あり、事象発生12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、最大で約3mの水位低下が発生する（スロッシング量：6号炉は690m³、7号炉は710m³）。この場合、原子炉建屋最上階の線量率が上昇する（1.0×10^3 mSv/h程度^{※2}）ことから、その現場における長時間の作業は困難である。ただし、このような使用済燃料プール水位の低下に対してもサイフォンブレイク孔による使用済燃料プール水の漏えいの停止、原子炉建屋最上階以外での漏えいの隔離操作及び屋外から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であることから、現場操作に必要な遮蔽は維持される。事象発生12時間後から燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、6号及び7号炉の使用済燃料プール水位が原子炉建屋最上階の放射線の遮蔽維持に必要な最低水位まで回復する時間は事象発生から約1.1日後（10mSv/hの場合、6号炉では約1.0日後、7号炉では約1.1日後）、通常水位まで回復する時間は事象発生から約1.9日後（6号炉では約1.8日後、7号炉では約1.9日後）となる。また、使用済燃料プール水位が通常水位から有効燃料棒頂部まで低下する時間は事象発生から2日以上（6号及び7号炉 約2.2日）あり、事象発生から12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>
	プールゲートの状態	プールゲート閉 （原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮しない）	プールゲート開 （原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮）	全炉心燃料取出直後においてプールゲートは開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスクピットの保有水量を考慮しない状態を想定	<p>最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されるが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏えい箇所の隔離操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、注水操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏えい箇所の隔離操作は使用済燃料プール水位の低下に伴う異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ2倍程度となり、使用済燃料プール水温の上昇及び蒸発による使用済燃料プール水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>
	外部水源の容量	約18,000m ³	18,000m ³ 以上 （淡水貯水池水量）	淡水貯水池の水量を参考に設定	<p>最確条件とした場合には、評価条件よりも水源容量の余裕が大きくなることから、運転員等操作時間与える影響はない。</p>	—
	燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上 （軽油タンク容量）	通常時の軽油タンクの運用値を参考に設定	<p>最確条件とした場合には、評価条件よりも燃料容量の余裕が大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	—

※1 本評価値は、保守的な使用済燃料プールへの戻り水の影響を考慮していないものであり、これらを考慮するとスロッシング量が小さくなる。

※2 本評価値は、保守的な遮蔽の影響を考慮していないものであり、使用済燃料プールの躯体等が遮蔽となる場所では、線量率が小さくなる。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（想定事故2）（3/4）

項目	評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
事故条件	配管損傷の想定	残留熱除去系の配管内径の1/2の長さ 配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラックによる損傷	事故ごとに 変化	低圧配管であるため、全周破断の発生は考えづら いと見え貫通クラックによる損傷を想定	損傷面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏れ量が 多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなるが、 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏れ い箇所の隔離操作は漏れい量に応じた対応をとるものではなく、注水操作は水位 低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏 れい箇所の隔離操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とするものであるため、運 転員等操作時間に与える影響はない。	損傷面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏れ量が 多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなる。配管 の全周破断及び逆止弁の開閉固着が発生して漏れいが継続する場合、使用済燃料 プールの水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの時間は約2時間の時間余裕とな り、漏れい箇所の隔離までの150分より短くなる。ただし、サイフォンブレイク孔 による漏れい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく、漏れい量が少なくな ることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。（添付資料4.2.2）
	サイフォン現象による漏れい量	約70m ³ /h	約70m ³ /h	想定される異物の弁への噛み込みにより逆止弁が固着し、その機能が十分に働かない状態を想定 なお、サイフォン現象による漏れいを停止させる配管の孔（サイフォンブレイク孔） によるサイフォンブレイクには期待しない。	配管損傷の想定、逆流防止用の逆止弁の状態及びサイフォン現象の継続防止用の サイフォンブレイク孔の考慮の不確かさに含まれる。	配管損傷の想定、逆流防止用の逆止弁の状態及びサイフォン現象の継続防止用の サイフォンブレイク孔の考慮の不確かさに含まれる。
	逆流防止用の逆止弁の状態	損傷を想定した箇所までの逆止弁の微開固着	事故ごとに 変化	逆止弁の開閉面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏れ い量が多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなる が、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作及び漏 れい箇所の隔離操作は漏れい量に応じた対応をとるものではなく、注水操作は水位 低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏 れい箇所の隔離操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とするものであるため、運 転員等操作時間に与える影響はない。	弁の開閉面積が評価条件より大きな場合、使用済燃料プールの保有水の漏れ量が 多くなり、通常水位から有効燃料棒頂部まで水位が低下する時間は短くなる。配管 の全周破断及び逆止弁の開閉固着が発生して漏れいが継続した場合、使用済燃料 プールの水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの時間は約2時間の時間余裕とな り、漏れい箇所の隔離までの150分より短くなる。ただし、サイフォンブレイク孔 による漏れい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく、漏れい量が少なくな ることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。（添付資料4.2.2）	
	サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔の考慮	考慮しない	考慮する	逆止弁によるサイフォン現象の発生の防止を設計として考えていたため、考慮 しないと設定	サイフォンブレイク孔を考慮した場合は使用済燃料プールの保有水の漏れい箇所の 隔離操作の完了より前に漏れいが停止する。ただし、燃料プール代替注水系（可 搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は漏れいの停止時間等に応じた対応 をとるものではなく、注水操作は水位低下に伴う異常の認知を起点とした冷却機 能喪失又は注水機能喪失の確認を、漏れい箇所の隔離操作は水位低下に伴う異 常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	サイフォンブレイク孔を考慮した場合は使用済燃料プールの保有水の漏れい箇所の 隔離操作の完了より前に漏れいが停止するため、使用済燃料プールの保有水の漏 れい量が少なくなることから評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（想定事故2）（4/4）

項目		評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		評価条件	最確条件			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	—	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源なし	事故ごとに変化	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	燃料プール代替注水系（可搬型）	最大 45m ³ /h で注水	45m ³ /h 以上 ^{※1} で注水	燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を想定設備の設計を踏まえて設定	燃料プール代替注水系（可搬型）による注水操作や漏えい箇所の隔離操作は、注水流量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している燃料プール代替注水系（可搬型）による注水流量は、燃料の崩壊熱に相当する使用済燃料プールの保有水の蒸発速度（最大 19m ³ /h）より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

※1 燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッド）、燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッド）の注水容量はともに 45m³/h 以上（4 台）である。

表2 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(想定事故2) (1/3)

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間						
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	漏えい箇所の隔離操作	<p>事象発生から150分後(操作完了時間)</p> <p>認知, 現場調査, 漏えい箇所隔離までの操作の作業想定時間に余裕を含めて設定</p> <p>漏えい箇所の隔離操作についての作業時間は中央制御室からの遠隔操作ではなく, 現場弁での手動開操作を想定</p>	<p>【認知】</p> <p>想定している約70m³/hの漏えい量であれば, 事象発生から約50分後に「燃料プール水位低」警報が発生するが, 評価上はこの警報確認の開始時間を, 余裕を含めて1時間後と設定している。よって, 評価上の警報確認の時間に対し, 実態の警報確認の時間が早くなる場合が考えられる。</p> <p>【要員配置】</p> <p>使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作は運転員(現場)が実施する。運転員(現場)は, 中央制御室に常駐していることから, 操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】</p> <p>アクセスルート上に溢水による滞留があった場合は, 堰高さ以下の水位であればアクセス可能と考える。また, 原子炉建屋管理区域の現場までのルートとしては, 通路及び階段室を通り, 必要に応じて個々の区画へアクセスすることとなるが, 通路はハッチ等の開口から排水されるため, 滞留水位としては堰高さ程度に抑えられ, アクセスは可能であることから操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>使用済燃料プール水位低下要因調査は, 現場確認のための移動及び漏えい箇所の特定に1時間を想定している。また, 漏えいの隔離操作に30分を操作時間として想定している。評価上は, 残留熱除去系配管損傷を想定しているが, 隔離操作は口径250Aの配管に設置されている手動弁1個の開操作であり, 時間余裕を含め30分で隔離可能である。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>使用済燃料プール水位低下要因調査時及び漏えい箇所の隔離操作時に, 当該操作に対応する運転員(現場)に他の並列操作はなく, 操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>漏えい隔離操作等の現場操作は, 操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており, 誤操作は起こりにくく, 誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>評価上の燃料プール水位低警報の確認後の注水機能喪失確認までに余裕を含め1時間を考慮し, その後使用済燃料プール水位の低下要因調査及び漏えいの隔離操作を実施する設定としているが, 実態の操作開始時間, 燃料プール水位低を認知した時点で使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作に着手可能であり, 注水機能喪失確認と同時に実施できるため, 評価上の操作完了時間に対し, 実態の操作完了時間が早くなる可能性があることから, 運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。当該操作は, 評価条件(操作条件を除く)の不確かさにより操作完了時間は早まる可能性があるが, 他の操作との重複はないことから, 他の操作に与える影響はない。</p>	<p>評価上の操作完了時間に対して, 実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合, 放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は約7時間(10mSv/hの場合6号及び7号炉約7時間), 使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約23時間(6号炉では約23時間, 7号炉では約24時間)であり, 事故を検知して漏えい箇所の隔離操作の実施が完了するまでの時間は事象発生から約150分であることから, 時間余裕がある。</p>	<p>訓練実績等より, 漏えい箇所の隔離操作は, 想定より早い約15分^{※1}で実施可能なことを確認した。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。</p>	

※1 本有効性評価で想定する箇所での漏えいが発生した場合における隔離する対象弁での時間を記載。想定する操作弁より高い位置で損傷がおきた場合でも使用済燃料プール側の別の弁を約25分で隔離できるため, 想定する所要時間30分以内に実施可能である。

表2 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(想定事故2) (2/3)

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間						
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作	専象発生から12時間後	可搬型設備に関して、専象発生から12時間までは、その機能に期待しないと仮定	<p>【認知】</p> <p>燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作の開始は専象発生から12時間後であり、それまでに外部電源喪失等による使用済燃料プールの水位低下による異常を認知し、冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認する時間がある。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>当該操作は専任の緊急時対策要員が配置されており、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】</p> <p>燃料プール代替注水系(可搬型)に用いる可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、専象発生後に作業現場へ移動することを想定している。仮に地震等の外部専象が起因専象の場合に、アクセスルートの被害があっても、ホイールロード等にて必要なアクセスルートを仮復旧できる宿直の体制としており、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水準備は、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の配置、ホース敷設、ポンプ起動及びホース接続口の弁の開操作である。</p> <p>移動時間を含め、これら準備操作に360分間を想定している。評価上の操作開始時間を12時間後と設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの水位低下による異常を認知した時点で準備が可能である。なお、その場合は実態の操作開始時間は早くなる場合が考えられる。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作時に、他の並列操作はなく、操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>評価上の操作開始時間は専象発生12時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プール水位の低下による異常の認知後に冷却機能喪失又は注水機能喪失を確認した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実態の操作開始時間は早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p>	<p>評価上の操作完了時間に対して、実際に見込まれる操作完了時間が早くなる可能性がある。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が約23時間(10mSv/hの場合、6号及び7号炉は約23時間)、使用済燃料プール水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間が3日以上(6号及び7号炉約3.4日)であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は専象発生から約12時間後と設定していることから、時間余裕がある。</p>	<p>燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水準備は、想定より早い約345分であることを確認した。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。</p>	

表2 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕(想定事故2) (3/3)

項目	評価条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	各機器への給油(可搬型注水ポンプ(A-2級))	事象発生から12時間後以降, 適宜	各機器への給油は, 評価条件ではないが, 評価で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業各機器の使用開始時間を踏まえて設定	各機器への給油開始までの時間は, 事象発生から約12時間あり十分な時間余裕がある。	-	-	有効性評価では, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)(6号及び7号炉:各4台)への給油を期待している。 各機器への給油準備作業について, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油準備(現場移動開始からタンクローリー(4kL)への補給完了まで)は, 所要時間140分のところ訓練実績等では約98分で実施可能なことを確認した。 また, 各機器への給油作業は, 各機器の燃料が枯渇しない時間間隔(許容時間)以内で実施することとしている。 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)への給油作業は, 許容時間180分のところ訓練実績等では約58分であり, 許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について

運転停止中の有効性評価は、審査ガイドの評価項目*に基づき原子炉への注水を行うことで燃料の冠水が維持されていることをもって、燃料の冷却が維持され燃料損傷が防止できていることを確認している。

※<審査ガイドの評価項目>

- (a) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）

この際、格納容器内圧力及び温度の挙動は評価対象とはしていないが、代替原子炉補機冷却系又は格納容器ベントによる原子炉格納容器除熱により対応することとなる。

1. プラント停止中における崩壊熱除去機能喪失時の格納容器の影響

プラント停止中の有効性評価において、崩壊熱除去機能を喪失している期間は「崩壊熱除去機能喪失」の事象発生約2時間後まで、「全交流動力電源喪失」の事象発生から代替原子炉補機冷却系等による崩壊熱除去機能復旧の事象発生約20時間後までである。

ここでは、代表として「全交流動力電源喪失」を前提に考察する。

崩壊熱除去機能が喪失すると原子炉水温は上昇し、冷却機能喪失後1時間程度で沸騰を開始した後、水位が低下する。原子炉注水により燃料の冷却は維持されるが、原子炉内の圧力が徐々に上昇するため、原子炉の減圧が必要となる。減圧により原子炉内の熱量がサプレッション・チェンバへと移行し、格納容器内の温度上昇や圧力上昇に至る。格納容器内の圧力上昇が炉心損傷前ベントの基準となる0.31MPa[gage]に到達する時間は約32時間であり、代替原子炉補機冷却系による崩壊熱除去機能復旧の時間余裕は十分確保される。

また、仮に代替原子炉補機冷却系等による崩壊熱除去機能の復旧ができない場合は格納容器ベントによる除熱を実施することとなるが、追加放出においては、既に原子炉停止後の減圧操作により原子炉内へ放出されて気体廃棄物処理系で処理されるため、格納容器内の放射性物質の量は、運転中の事故時と比べて非常に小さく、考慮不要である。

なお、原子炉圧力容器が閉鎖状態かつ格納容器開放状態で、全交流動力電源喪失が発生する頻度は大きなものではないが、これらについても考察する。

パーソナルエアロック等の開放により格納容器が開放されている場合、パーソナルエアロック等を速やかに閉止することで、上記と同様の対応となる。

原子炉格納容器の上部蓋を取り外している場合は、状況により速やかに格納容器を閉鎖することが困難となり原子炉内から蒸気とともに熱量が格納容器を経由して原子炉建屋内に放出されることも考えられる。ただし、原子炉建屋壁面への吸熱及びブローアウトパネル開放等による環境への放熱により、原子炉建屋内の環境条件は必要な設備が機能喪失するほど悪化することはなく、代替原子炉補機冷却系等を用いた原子炉又は格納容器冷却の開始により徐々に改善される。また、現場作業員の退避時及び公衆への放射線影響について、原子炉冷却材中に含まれるよう素は微少であり、かつ、時間減衰による低減効果

もあるため、有意なものとはならない。

原子炉圧力容器を開放している場合は、原子炉内から放出された熱量は蒸気に伴い原子炉建屋内に放出され、原子炉建屋壁面への吸熱、または環境へ放熱されるが、この場合は崩壊熱量がさらに低下していること、原子炉ウェルが水張りされているなど原子炉冷却材の量が増加していることから事象進展はより緩慢となる。

<参考>

運転停止中における全交流動力電源喪失が発生した際の原子炉格納容器の圧力を MAAP コードにより求めた。解析条件は表 1, 解析結果は表 2 及び表 3 となる。格納容器スプレイに期待するケース及び期待しないケースの 2 ケースの評価を実施し、その結果、期待しない場合であってもベントまでの時間は事象開始から約 32 時間となった。

表 1 解析条件 (停止時ベントタイミングの確認)

分類	項目	解析条件
事故発生時のプラント状態	崩壊熱	原子炉停止1日後
	原子炉圧力容器の想定	未開放
	原子炉初期水温	約55℃ (残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) の設計温度 52℃を包絡する値)
	原子炉の初期圧力	大気圧相当
	原子炉格納容器の想定	未開放
	原子炉格納容器内の初期温度	サプレッション・チェンバのプール 水温：約35℃ 気相部：約67℃ (通常運転時の温度57℃を包絡する値)
	原子炉格納容器内の初期圧力	大気圧相当
	復水貯蔵槽の水温	50℃
事象進展	事象開始	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失発生 水位低下に伴う非常用炉心冷却系の起動は期待しない
	事象発生145分後	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備による電源供給開始 逃がし安全弁による減圧 低圧代替注水系 (常設) による注水開始
	低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	125m ³ /h (設計値1台)
	格納容器スプレイ	実施に期待しない, 又は復水移送ポンプ1台による D/W スプレイ実施(100m ³ /h)
	ベントタイミング	格納容器圧力0.31MPa[gage]到達, 又はサプレッション・チェンバ・プール水位上限到達

表 2 解析結果 (停止時ベントタイミングの確認)

分類	ベントタイミング	備考
格納容器スプレイに期待するケース	事象発生後 約46時間	サブプレッション・チェンバ・プール 水位上限到達
格納容器スプレイに期待しないケース	事象発生後 約32時間	格納容器圧力 0.31MPa[gage]到達

表 3 解析結果 (格納容器圧力及び温度※)

分類	事象発生 20 時間後		ベントタイミング時	
	サブプレッション・ チェンバ圧力 (MPa[gage])	サブプレッション・ チェンバ温度 (°C)	サブプレッション・ チェンバ圧力 (MPa[gage])	サブプレッション・ チェンバ温度 (°C)
格納容器スプレイに期待するケース	0.07	94	0.19 (事象発生 約 46 時間後)	127 (事象発生 約 46 時間後)
格納容器スプレイに期待しないケース	0.08	103	0.31 (事象発生 約 32 時間後)	144 (事象発生 約 32 時間後)

※格納容器圧力及び温度はドライウェルより値が大きいサブプレッション・チェンバの結果を記載

以 上

評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

表 1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失) (1/2)

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
初期条件	燃料の崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料(A型), 原子炉停止 1 日後)	約 22MW 以下 (実績値)	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t (サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮) を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値 停止後の時間については、停止後の時間を短くとり、崩壊熱が厳しくなるように 1 日後の状態を想定	最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、原子炉水温の上昇及び原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。仮に、原子炉停止後の時間が短く、燃料の崩壊熱が大きい場合は、注水までの時間余裕が短くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなる。原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位(必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位)である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上の高さに到達するまでの時間は約 2 時間、有効燃料棒頂部到達まで約 4 時間となることから評価条件である原子炉停止 1 日後の評価より時間余裕は短くなる。ただし、必要な放射線の遮蔽は維持され、原子炉注水までの時間余裕も十分な時間が確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、これらの時間余裕は原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮することでさらに長くなる ^{※3} 。原子炉隔離時冷却系が復旧可能な場合は、さらに原子炉水位の低下は抑制される。(添付資料 5.1.1, 5.1.6) このため、評価条件での放射線遮蔽維持の時間余裕である約 3 時間、有効燃料棒頂部到達までの時間余裕である約 5 時間より短くなるが、評価項目の不確かさを考慮しても必要な放射線の遮蔽は維持され、注水操作(事象開始から約 2 時間後)に対して十分な時間が確保されているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	原子炉水温	52℃	約 40℃~約 53℃ ^{※1} (実績値)	停止後 1 日の実績を踏まえ、原子炉は残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにて冷却されているため、その設計温度である 52℃を設定	最確条件とした場合は、事故条件ごとに異なる。原子炉水温が 100℃かつ原子炉停止から 12 時間後の燃料の崩壊熱を用いて原子炉注水までの時間余裕を評価すると、必要な遮蔽が維持される水位(必要な遮蔽の目安とした 10mSv/h が維持される水位)である有効燃料棒頂部の約 2.0m 上の高さに到達するまでの時間は約 2 時間となることから、評価条件である原子炉水温が 52℃かつ原子炉停止から 1 日後の燃料の崩壊熱の場合の評価より時間余裕は短くなるが、注水操作は原子炉水温に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
	原子炉水位	通常運転水位(セバレータスカート下端から+119cm)	通常運転水位以上	原子炉停止 1 日後の水位から保守性を持たせた値	最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなるが、注水操作は原子炉水位に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉水位より高くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	原子炉圧力	大気圧	大気圧 ^{※2}	原子炉停止 1 日後の実績を考慮して設定	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、注水操作は原子炉圧力に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、評価条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。仮に、原子炉圧力が大気圧より高い場合は、沸騰開始時間が遅くなり、原子炉水位の低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

※1 原子炉停止直後、サイクル末期の停止時冷温臨界試験に向けた高温維持(80℃程度)などの特殊な場合を除く(ただし、原子炉初期水温が 80℃の場合であっても、必要な遮蔽を確保できる水位までには約 2 時間以上の時間余裕があり注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない)

※2 原子炉停止直後、原子炉圧力容器耐圧試験などの特殊な場合を除く

※3 添付資料 5.1.1 原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算(原子炉圧力容器が開鎖状態)による評価を参照

の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から145分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作については2系列の非常用高圧母線の電源回復を想定しているが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に運転可能であり、原子炉注水操作開始の時間が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、復水移送ポンプの起動操作が常設代替交流電源設備からの受電操作の影響を受けるが、低圧代替注水系（常設）は非常用高圧母線D系の電源回復後に運転可能であり、原子炉注水操作開始の時間が早まり、原子炉水位の回復が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

操作条件の代替原子炉補機冷却系の運転操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から20時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、**実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。**

操作条件の代替原子炉補機冷却系の運転操作は、運転員等操作時間に与える影響として、操作開始時間は評価上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施している**ことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。**

(添付資料5.1.1, 5.1.6, 5.2.2)

(2) 操作時間余裕の把握

操作**開始時間**の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作は、通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約3時間、**原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は約5時間であり、事故を認知して注水を開始するまでの時間が145分であるため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。**

操作条件の代替原子炉補機冷却系運転操作は、事象発生約20時間後の操作である**ため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。**仮に、操作が遅れる場合は、**低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水は継続する。**

(添付資料5.1.1, 5.1.6, 5.2.2)

離操作は、原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉水温について、評価条件の 52℃に対して最確条件は約 37℃～約 48℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している原子炉初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条

件の原子炉圧力容器の開放及び原子炉ウェル満水に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉ウェルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウェル満水と高い位置となるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水位計の警報による運転員の認知に期待できないため、速やかな認知が困難である。一方、原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、さらに放射線の遮蔽を維持できる有効燃料棒頂部の約 2.0m 上に到達するまでの時間（約 1 時間）は認知の時間に比べて十分長い。このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間（停止 1 日後）は 2 時間以上と長く、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態において評価条件のプールゲート閉に対して、最確条件はプールゲート開であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が有効燃料棒頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

度の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 解析条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期燃料温度の不確かさの影響を確認している。

制御棒引抜阻止及びスクラム信号について原子炉核計装トリップ選択スイッチが初装荷の場合は計数率高信号による制御棒引抜阻止機能及び計数率高高信号によるスクラム機能に期待できる。計数率高高信号によるスクラム機能に期待した場合のスクラムまでの時間は約 57 秒後となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員操作に関する条件はない。

(添付資料 5.4.5)

(3) 感度解析

解析コードの不確かさによりドップラ反応度フィードバック効果と制御棒反応度効果は評価項目となるパラメータに影響を与えることから本重要事故シーケンスにおいて感度解析を行う。

ドップラ反応度又はスクラム反応度を±10%とした場合において投入される反応度は 0.55 ドルとベースケースと比べて殆ど差異がない結果である。また引抜制御棒反応度を±10%とした場合において投入される反応度は 0.56 ドル, 0.53 ドル, 実効遅発中性子割合を±10%とした場合において投入される反応度は 0.53 ドル, 0.56 ドルとなる。以上より、これらの不確かさを考慮しても反応度投入事象には至らず、燃料エンタルピ増加に伴う燃料の破損は生じないことから、評価項目を満足する。

(添付資料 5.4.5)

反応度の誤投入における炉心平均中性子束の推移

5.4 反応度の誤投入にて掲載している図 5.4.4 炉心平均中性子束の推移について、低い値の変化も確認できるように片対数グラフで表示したものを掲載する。

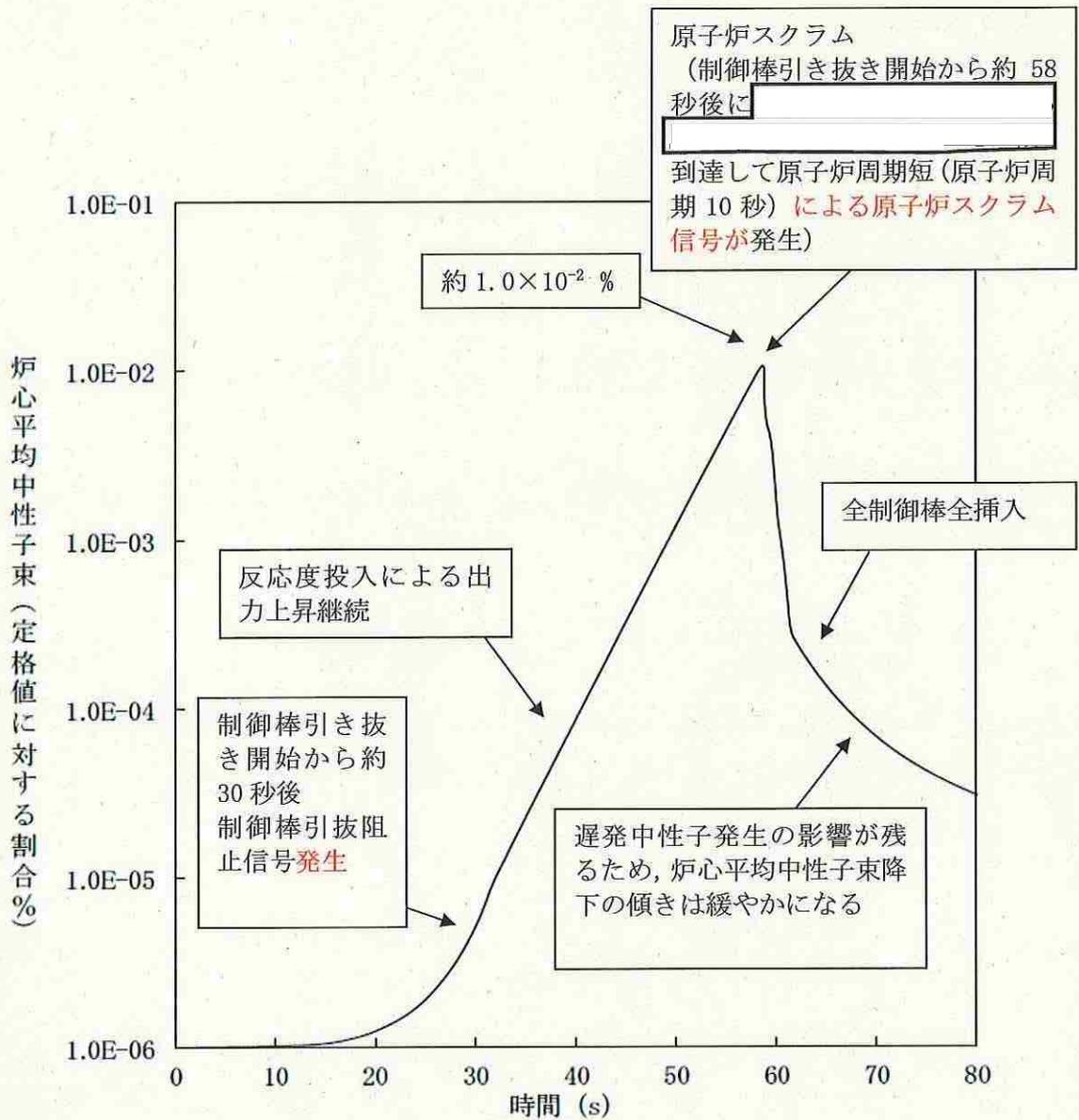


図 1. 「5.4 反応度の誤投入」の炉心平均中性子束の推移 (片対数グラフ)

反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて

反応度誤投入事象の評価において炉心状態を「平衡炉心のサイクル初期」とし、「最大反応度価値制御棒及びその斜め隣接の制御棒」が引き抜かれる想定をして評価している。実炉心においてはこれらの想定と異なり、引抜制御棒価値、引抜制御棒反応度曲線、スクラム反応度曲線、実効遅発中性子割合等のパラメータに不確かさがあるため、有効性評価での想定とこれらの不確かさの影響について以下にまとめた。

1. 感度解析の条件

炉心状態の不確かさの影響を考慮するパラメータとして「解析コードの APEX」の重要現象の特定を参考に「引抜制御棒価値」、「引抜制御棒反応度曲線」、「スクラム反応度曲線」及び「実効遅発中性子割合」の4つについて表1に示す感度解析を実施した。

なお、原子炉初期出力及び初期燃料温度については既に「解析コードの APEX」にて感度解析を実施していること、出力分布変化は制御棒価値を厳しく設定し、さらに局所ピーキング係数が燃焼寿命を通じた最大値となるようにしていることから今回対象としていない。

・引抜制御棒価値

有効性評価において核的制限値を超えないように管理している値（臨界近接時においては最大反応度価値を $1.0\% \Delta k$ 以下とすること）を超える制御棒価値として最大反応度価値制御棒の斜め隣接の制御棒（平衡炉心サイクル初期）の $1.04\% \Delta k$ を設定している。そのため、感度解析を実施する上のノミナルな条件としては管理値の $1.0\% \Delta k$ を設定した。

なお、制御棒反応度価値の影響については過渡解析「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」に示されるように $3.5\% \Delta k$ の価値を有する制御棒グループが引き抜かれた場合であっても反応度は1ドル未満（約0.7ドル）にとどまっていることから、今回の感度評価の影響確認の対象外とした。

・引抜制御棒反応度曲線

有効性評価において表1に示すA型平衡炉心のサイクル初期を想定している。

ノミナル条件としてサイクル初期及びサイクル末期での引抜制御棒反応度曲線を $1.0\% \Delta k$ に規格したものを考慮した。

不確かさ評価としてサイクル初期及びサイクル末期の炉心状態において、1ドル位置における引抜制御棒反応度印加率がB型の平衡炉心での印加率の変動を包絡するように設定した。

感度解析に用いたサイクル初期及びサイクル末期の引抜制御棒反応度曲線を図1、図

2に示す。

- ・スクラム反応度曲線

有効性評価において表1に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態のスクラム反応度曲線の影響についても確認した。

- ・実効遅発中性子割合

有効性評価において表1に示すサイクル初期を想定して評価を実施しており、感度解析においてはサイクル末期の炉心状態の実効遅発中性子割合の影響についても確認した。

2. 感度解析の結果

解析結果を表2にまとめた。サイクル初期及びサイクル末期の不確かさを考慮したケースにおいても1ドルを超えるケースとはならず、最大の投入反応度は不確かさ評価（サイクル末期）の0.6144ドルであった。そのため、これらの不確かさを考慮しても、燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は発生せず、事象は収束して安定状態に導かれることが分かった。

表 1. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさの感度解析項目

項目	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価 (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価 (サイクル末期)
引抜制御棒価値	1.04%Δk	1.0%Δk	1.0%Δk	1.0%Δk	1.0%Δk
引抜制御棒反応度曲線	サイクル初期炉心の LOGOS 解析結果	申請解析の反応度曲線を制御棒価値 1.0%Δk に規格化	1 ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース (サイクル初期) の 1.5 倍 ^{*1} になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が 1.0%Δk を超える部分については、1.0%Δk で一定とする。	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果 (制御棒価値 1.0%Δk に規格化)	1 ドル位置における引抜制御棒反応度曲線の反応度印加率がノミナルケース (サイクル末期) の 1.2 倍 ^{*2} になるように補正する。ただし、引抜制御棒反応度が 1.0%Δk を超える部分については、1.0%Δk で一定とする。
スクラム反応度曲線	サイクル初期炉心の LOGOS 解析結果	変更なし	変更なし	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果	サイクル末期炉心の LOGOS 解析結果
実効遅発中性子割合	サイクル初期炉心に対応した値	変更なし	変更なし	サイクル末期相当の値として 0.88 倍 (0.0053/0.0060=0.8833) ^{*3}	サイクル末期相当の値として 0.88 倍 (0.0053/0.0060=0.8833) ^{*3}

*1: 制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル初期低温時)より B 型平衡炉心の反応度印加率の変動を包絡するようにより幅を設定。

*2: 制御棒落下事故解析における落下制御棒反応度曲線(サイクル末期低温時)より B 型平衡炉心の反応度印加率の変動を包絡するようにより幅を設定。

*3: 実効遅発中性子割合の設置変更許可申請書記載値(ウラン炉心平衡サイクル初期: 0.0060, ウラン炉心平衡サイクル末期: 0.0053)より算出

表 2. 反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさの感度解析結果

項目	単位	申請解析	ノミナルケース (サイクル初期)	不確かさ評価ケース (サイクル初期)	ノミナルケース (サイクル末期)	不確かさ評価ケース (サイクル末期)
引抜制御棒価値	% Δk	1.04	1.00	1.00	1.00	1.00
引抜制御棒反応度曲線の1ドル位置における反応度印加率	$\Delta k / \Delta n$ *1	0.00052	0.00049	0.00073	0.00060	0.00072
実効遅発中性子割合*2	—	0.006083	0.006083	0.006083	0.005353	0.005353
最大投入反応度	% Δk	0.3342	0.3278	0.3568	0.3186	0.3289
	ドル	0.5493	0.5388	0.5866	0.5952	0.6144

注：値は保守側の切り上げ/切り下げ処理を行わず，全て四捨五入している。

*1：制御棒を1ノッチ引き抜いた時の印加反応度

*2：APEXにより計算される実効遅発中性子割合

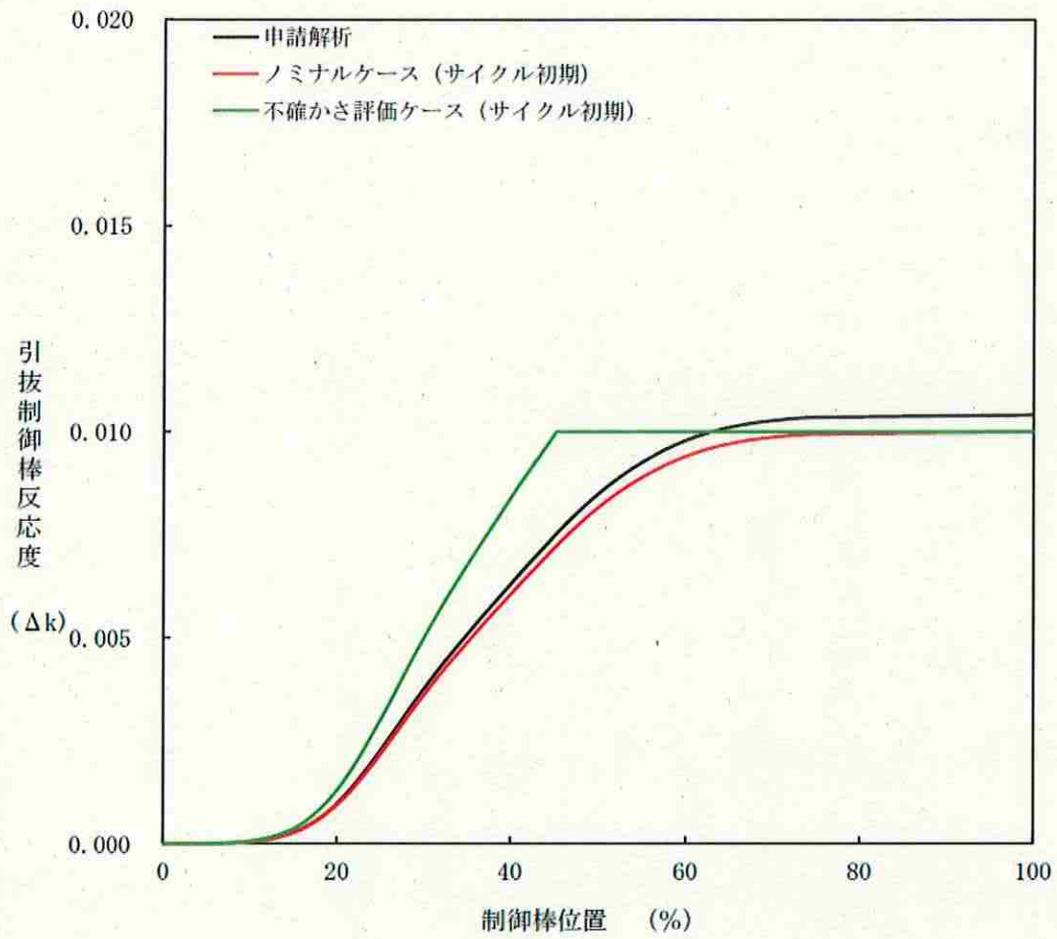


図1. 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル初期)

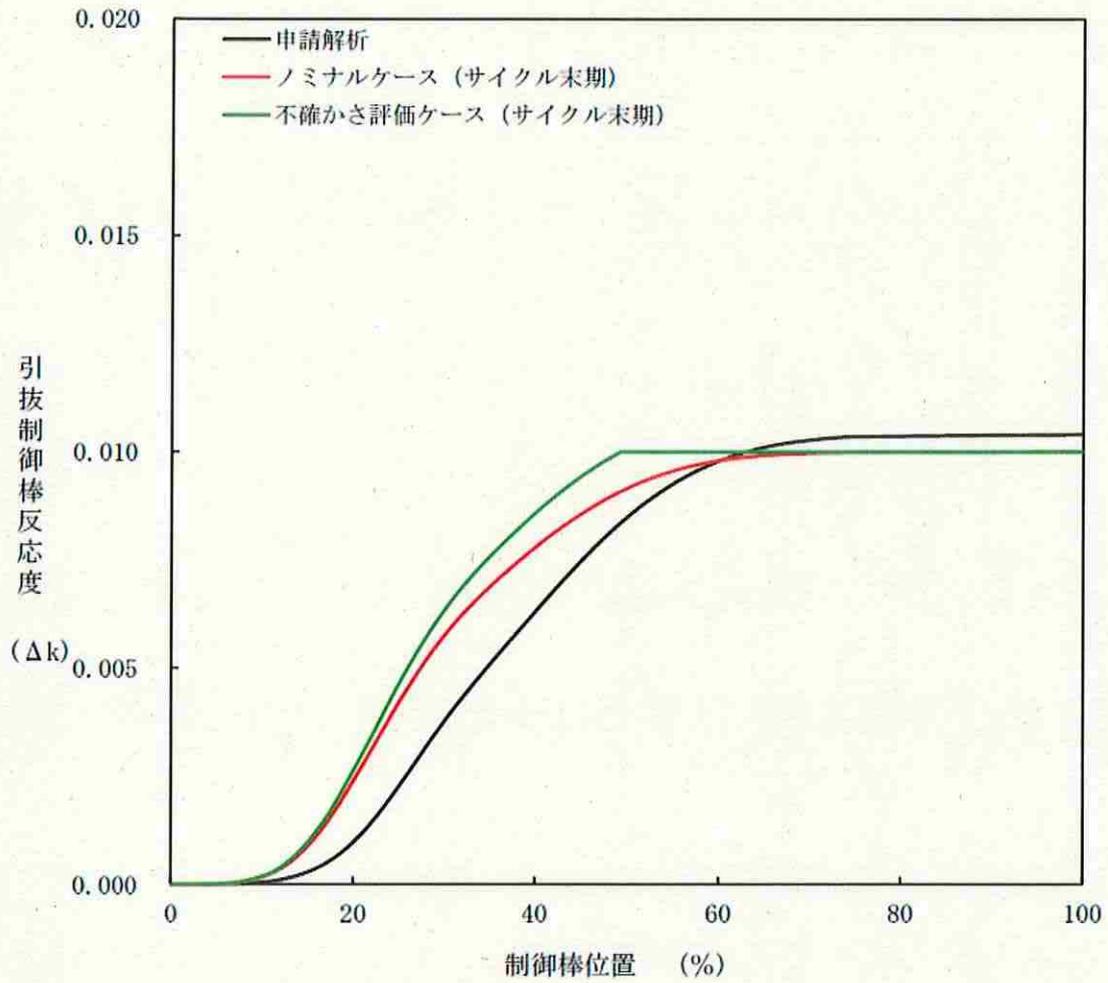


図2. 引抜制御棒反応度曲線 (サイクル末期)