東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改 39
提出年月日	平成 29 年 8 月 24 日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

平成 29 年 8 月 日本原子力発電株式会社

本資料のうち, は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

下線部:今回提出資料

目 次

- 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の抽出及び重要事故シーケンスの選定について
 - 付録2 原子炉格納容器の限界温度・圧力
 - 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(長期TB)
 - 2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)
 - 2.3.3 全交流動力電源喪失(TBP)

- 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)
- 2.8 津波浸水による注水機能喪失
- 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
 - <u>3.1.2</u> 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

- 3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- 3.3 原子炉圧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(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)
 - 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 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失の仮定 について
- 添付資料1.2.2 格納容器破損防止対策の各評価事故シーケンスにおける評価 項目について
- 添付資料1.2.3 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1.3.2 運転員等の操作時間に対する仮定
- 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 東海第二発電所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 サプレッション・プール初期水位について
- 添付資料1.5.4 外部水源温度の条件設定の根拠について
- 添付資料1.5.5 給水流量をランアウト流量(68%)で評価することの妥当性
- 添付資料1.5.6 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方について
- 添付資料1.5.7 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 解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー

添付資料2.1.1 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性につい

て

添付資料2.1.2 安定状態について(高圧・低圧注水機能喪失)

- 添付資料2.1.3 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・低圧注水機能喪失)
- 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2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷(高圧・低圧注水機能喪失)
- 添付資料2.2.1 安定状態について(高圧注水・減圧機能喪失)
- 添付資料2.2.2 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(高 圧注水・減圧機能喪失)
- 添付資料2.2.3 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系の 作動台数の考え方

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 原子炉再循環ポンプからのリークについて
- 添付資料2.3.1.2 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の8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2.3.1.3 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料2.3.1.4 安定状態について(全交流動力電源喪失(長期TB))
- 添付資料2.3.1.5 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 (全交流動力電源喪失(長期TB))
- 添付資料2.3.1.6 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について
- 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 (長期TB))

- 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 (長期TB))
- 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(長期 TB))
- 添付資料2.3.2.1 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)時における高圧代 替注水系の8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2.3.2.2 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料2.3.2.3 安定状態について(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))
- 添付資料2.3.2.4 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 (全交流動力電源喪失(TBD, TBU))
- 添付資料2.3.2.5 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 (TBD, TBU))
- 添付資料2.3.2.6 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 (TBD, TBU))
- 添付資料2.3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(TB D, TBU))
- 添付資料2.3.3.1 安定状態について(全交流動力電源喪失(TBP))
- 添付資料2.3.3.2 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(TBP))
- 添付資料2.3.3.3 減圧・注水開始の時間余裕について
- 添付資料2.3.3.4 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 (TBP))

- 添付資料2.3.3.5 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 (TBP))
- 添付資料2.3.3.6 常設代替交流電源設備の負荷(全交流動力電源喪失(TB P))
- 添付資料2.4.1.1 安定状態について(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失 した場合))
- 添付資料2.4.1.2 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 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響につい 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2.4.1.5 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2.4.1.6 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(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2.4.2.2 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))

添付資料2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷(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2.5.1 プラント動特性評価における評価対象炉心の選定について
- 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 外圧事象における燃料被覆管の健全性について
- 添付資料2.5.4 安定状態について(原子炉停止機能喪失)
- 添付資料2.5.5 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(原 子炉停止機能喪失)
- 添付資料2.5.6 リウェ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2.5.7 原子炉への注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料2.5.8 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に 関する水源温度の影響
- 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 ほう酸水注入系を手動起動としていることについての整理
- 添付資料2.5.11 原子炉水位が低めに維持される条件設定とした場合の影響
- 添付資料2.6.1 「LOCA時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 添付資料2.6.2 敷地境界外での実効線量評価について
- 添付資料2.6.3 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について
- 添付資料2.6.4 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について
- 添付資料2.6.5 安定状態について(LOCA時注水機能喪失)
- 添付資料2.6.6 解析コード条件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2.6.7 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について

添付資料2.6.8 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2.6.9 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2.6.10 常設代替交流電源設備の負荷(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 ISLOCA時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度 に対する設計基準事故の代表性について
- 添付資料2.7.3 安定状態について(格納容器バイパス(インターフェイスシ ステムLOCA))
- 添付資料2.7.4 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について (格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))
- 添付資料2.7.5 7日間における水源の対応について(格納容器バイパス(イン ターフェイスシステムLOCA))
- 添付資料2.7.6 7日間における燃料の対応について(格納容器バイパス(イン ターフェイスシステムLOCA))
- 添付資料2.7.7 常設代替交流電源設備の負荷(格納容器バイパス(インター フェイスシステムLOCA))
- 添付資料2.8.1 基準津波を超え敷地に遡上する津波への対応について
- 添付資料2.8.2 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準適合のため の基本方針及び施設の防護方針について
- 添付資料2.8.3 地震発生と同時に津波が到達するとした評価上の想定の妥当

性について

- 添付資料2.8.4 7日間における水源の対応について(津波浸水による注水機能 喪失)
- 添付資料2.8.5 7日間における燃料の対応について(津波浸水による注水機能 喪失)
- 添付資料2.8.6 常設代替交流電源設備の負荷(津波浸水による注水機能喪失)

<u>添付資料3.1.2.1</u> 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え 方について

- 添付資料3.1.2.2 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料3.1.2.3 常設低圧代替注水ポンプの機能確保の妥当性について
- <u>添付資料3.1.2.4</u> 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評 価について
- 添付資料3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料3.1.2.6 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3.1.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について(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3.1.2.8 格納容器雰囲気温度が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3.1.2.9 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3.1.2.10 格納容器内に存在するアルミニウム/亜鉛の反応により発 生する水素の影響について

添付資料3.1.2.11 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)(代替循環冷却系を使用する場合))

- 添付資料3.1.2.12 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3.1.2.13 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3.1.2.14 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3.1.2.15 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3.1.2.16 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について

- 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 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について
- 添付資料3.1.3.3 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるC s -137の放出量評価
- <u>添付資料3.1.3.4</u>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評 価等について
- 添付資料3.1.3.5 格納容器内での除去効果について
- 添付資料3.1.3.6 安定状態について(代替循環冷却を使用しない場合)

- 添付資料3.1.3.7 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)(代替循環冷却系を使用しない場合))
- 添付資料3.1.3.8 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料3.1.3.9 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 を使用しない場合))
- 添付資料3.1.3.107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3.1.3.11 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 用しない場合))
- 添付資料3.1.3.12 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料3.1.3.13 サプレッション・プール水位上昇による真空破壊弁への影 響について
- 添付資料3.2.1 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧につい て
- 添付資料3.2.2 原子炉圧力容器の破損判断について
- 添付資料3.2.3 ペデスタル(ドライウェル部)内の水位管理方法について
- 添付資料3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい可 能性と事象進展等に与える影響について
- <u>添付資料3.2.5</u>原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価 <u>について</u>

- 添付資料3.2.6 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3.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響

について(高圧溶融物放出/格納容器直接加熱)

- 添付資料3.2.8 安定状態について
- 添付資料3.2.10 代替循環冷却系による原子炉注水を考慮しない場合の影響評 価について
- 添付資料3.2.11 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 器雰囲気直接接触)
- 添付資料3.2.12 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 器雰囲気直接接触)
- 添付資料3.2.13 常設代替交流電源設備の負荷(高圧溶融物放出/格納容器雰 囲気直接接触)
- 添付資料3.2.14 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について
- 添付資料3.2.15 コリウムシールド材料の選定について
- 添付資料3.2.16 コリウムシールド厚さ, 高さの設定について
- 添付資料3.2.17 原子炉圧力容器の破損位置について
- 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 F C I) に関する知見の整理について
- 添付資料3.3.2 JASMINE解析について
- 添付資料3.3.3 水蒸気爆発評価の解析モデルについて
- 添付資料3.3.4 水蒸気爆発の発生を想定した場合の格納容器の健全性への影

響評価

添付資料3.3.5 水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響

添付資料3.3.6 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(原 子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

- 添付資料3.3.7 エントレインメント係数の圧力スパイクに対する影響
- 添付資料3.3.8 プラント損傷状態をLOCAとした場合の圧力スパイクへの 影響
- 添付資料3.4.1 水の放射線分解の評価について
- 添付資料3.4.2 シビアアクシデント条件下で用いるG値の設定について
- 添付資料3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
- 添付資料3.4.4 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に ついて
- 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について
- 添付資料3.4.6 格納容器内における気体のミキシングについて

<u>添付資料3.5.1 コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作</u> 用による侵食量評価について

<u>添付資料3.5.2</u> 既往実験の知見を考慮したコリウムシールドの侵食量評価に ついて

- 添付資料3.5.3 溶融炉心による熱影響評価について
- 添付資料3.5.4 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について
- 添付資料3.5.5 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(溶 融炉心・コンクリート相互作用)

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

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

- 添付資料4.1.3 安定状態について
- 添付資料4.1.4 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 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4.2.3 安定状態について
- 添付資料4.2.4 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4.2.5 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4.2.6 7日間における燃料の対応について(想定事故2)
- 添付資料5.1.1 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避につ いて
- 添付資料5.1.2 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5.1.3 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5.1.4 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における崩壊熱

設定の考え方

- 添付資料5.1.5 安定停止状態について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)
- 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日間における燃料の対応について(運転停止中 崩壊熱除去 機能喪失)
- 添付資料5.2.1 安定停止状態について(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 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について(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)
- 添付資料5.3.1 原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量評価につい て
- 添付資料5.3.2 「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方
- 添付資料5.3.3 安定停止状態について(運転停止中 原子炉冷却材の流出)
- 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について(運転停止中 原子炉冷却 材の流出)

- 添付資料5.4.1 安定停止状態について(運転停止中 反応度の誤投入)
- 添付資料5.4.2 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(運 転停止中 反応度の誤投入)
- 添付資料5.4.3 反応度誤投入事象の代表性について
- 添付資料5.4.4 原子炉初期出力に係る感度解析の評価条件について
- 添付資料5.4.5 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析につい て
- 添付資料6.1.1 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(評価事故)シーケンス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

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
- (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「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、長期T B、TBU、TBP、TBD及びLOCA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「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過 圧・過温破損)」では,発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化,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,格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉 心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気,ジルコニウムー水反応等によ って発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって,格納容器圧力及び温度が 徐々に上昇し,格納容器の過圧・過温により格納容器破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、損傷炉心の冷却のための常設 低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)及び代替循環冷却 系による原子炉注水、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器ス プレイ冷却系(常設)による格納容器冷却並びに代替循環冷却系又は格納 容器圧力逃がし装置による格納容器除熱によって格納容器の破損及び放射 性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。

また、格納容器内における水素燃焼を防止するため、格納容器内の水素

1

濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに,格納容器内へ窒素供給するこ とによって,格納容器の破損を防止する。

本格納容器破損モードは,格納容器バウンダリに対する過圧・過温の観 点で厳しい事象であり,代替循環冷却系の使用可否により,格納容器圧 力・雰囲気温度等の挙動が異なることが想定されるため,代替循環冷却系 を使用する場合と使用しない場合の両者について,格納容器破損防止対策 の有効性評価を行う。代替循環冷却系が使用できる場合には,格納容器圧 力逃がし装置よりも優先して使用する。

なお、本格納容器破損モードの評価では重大事故等対処設備による原子 炉注水機能に期待しており、原子炉圧力容器破損に至ることはないが、重 大事故等対処設備による原子炉注水機能に期待せず原子炉圧力容器破損に 至る場合の本格納容器破損モードに対する評価については、「3.2 高圧溶 融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確 認する。 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

3.1.2.1 格納容器破損防止対策

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)」で想定される事故シーケンスに対して,格納容器の破損を防止 し,かつ,放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するた め,初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)によ る格納容器冷却手段を整備する。また,安定状態に向けた対策として代替循 環冷却系による原子炉注水手段及び格納容器除熱手段,長期的な格納容器内 酸素濃度の上昇を抑制する観点から,可搬型窒素供給装置を用いた格納容器 内への窒素供給手段を整備する。対策の概略系統図を第3.1.2-1 図に,対応 手順の概要を第3.1.2-2 図に,対策の概要を以下に示す。また,重大事故等 対策の手順と設備との関係を第3.1.2-1 表に示す。

(添付資料 3.1.2.1)

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて,必要な要員 は初動対応要員 20 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 2 名 である。

初動対応要員の内訳は,発電長1名,副発電長1名,運転操作対応を行う 運転員4名,通報連絡等を行う災害対策要員2名,現場操作を行う重大事故 等対応要員12名である。

招集要員の内訳は,燃料補給作業を行う重大事故等対応要員2名である。 必要な要員と作業項目について第3.1.2-3図に示す。

なお,評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目を 評価事故シーケンスと比較し必要な要員数を確認した結果,代替循環冷却系 を使用しない場合の初動対応要員 21 名及び招集要員 5 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム, LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認

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して原子炉がスクラムしたことを確認する。ま た,主蒸気隔離弁の閉止,再循環ポンプの停止及びLOCAが発生した ことを確認する。

原子炉スクラム,LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認に必要 な計装設備は,平均出力領域計装等である。

なお,対応操作は,原子炉水位,格納容器圧力等の徴候に応じて行う ため,破断面積や破断位置が今回の想定と異なる場合や,破断位置が特 定できない場合においても,対応する操作手順に変更はない。

b. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル2)設定点に到達後,原子 炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。

原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は,原子炉隔離時冷 却系系統流量である。

c. 炉心損傷確認

原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い,炉心損傷したことを確認 する。炉心損傷の判断は,格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)又は (S/C)の指示値が設計基準事故相当のγ線線量率の10倍以上とな った場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は,格納容器雰囲気放射線 モニタ (D/W)等である。

(添付資料 3.1.3.1, 3.1.3.2)

d. 早期の電源回復不能の確認

全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部

電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず,非常用母線の 電源回復ができない場合,早期の電源回復不能と判断する。これにより, 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作を開始する。

- e.常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代 替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作 中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置による緊急用 母線への交流電源供給を開始し,原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開 始する。具体的には,格納容器スプレイ弁と原子炉注水弁を用いて中央 制御室からの遠隔操作により格納容器スプレイと原子炉注水に分配し, それぞれ連続で格納容器スプレイ及び原子炉注水を実施する。
 - (a) 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作

早期の電源回復不能の確認後,中央制御室からの遠隔操作により常 設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作に必要な計装設備は,緊急用M/C電圧である。

(b) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作

原子炉注水に伴い炉心部で発生する過熱蒸気により,格納容器圧力 及び雰囲気温度が急激に上昇する。格納容器圧力及び雰囲気温度上昇 を抑制する観点から,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容 器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を実施する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(

常設)による格納容器冷却操作のために必要な計装設備は,低圧代替 注水系格納容器スプレイ流量等である。

(c) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)によ る原子炉注水操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水を開始することで,原子炉圧力容器破損に至ることなく, ジェットポンプ上端(以下「原子炉水位L0」という。)以上まで原 子炉水位が回復し,炉心は冠水する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による 原子炉注水を確認するために必要な計装設備は,低圧代替注水系原子 炉注水流量等である。

なお、LOCAにより格納容器雰囲気温度が上昇し、ドライウェル 雰囲気温度が原子炉圧力の飽和温度を超えている場合は、水位不明と 判断する。

水位不明判断に必要な計装設備は、原子炉圧力等である。

水位不明と判断した場合,原子炉水位L0以上まで冠水させるため に必要な水量を注水する。具体的には,原子炉底部から原子炉水位L 0以上まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水 量を考慮し,原子炉注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実 施する。

原子炉水位LO以上まで冠水した後は、代替循環冷却系による原子 炉注水及び格納容器除熱を開始後に、サプレッション・プール水位の 上昇抑制により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅 延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から、常設低圧代 替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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)による格納容器冷却を停止す る。なお,代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱ができ ない場合は,サプレッション・プール水位の上昇を抑制する観点から, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原 子炉注水の流量を崩壊熱相当に調整するとともに,常設低圧代替注水 系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容 器冷却を停止する。

(添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.2)

f. 電源確保操作対応

早期の電源回復不能の確認後,対応可能な要員により非常用ディーゼ ル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。

g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動 準備操作

全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後,可搬型代替注 水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。

h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後,中央制御 室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作 を実施し,中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から 緊急用母線を介して非常用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は, M/C 2C(2D)電圧である。

i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を

起動する。

j. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後,中央制御 室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう 酸水注入操作を実施する。なお,有効性評価においては,ほう酸水注入 系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作に必要な 計装設備は、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。

k. 緊急用海水系による海水通水操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 を開始後,中央制御室にて非常用母線の負荷となっている緊急用海水系 及び代替循環冷却系の弁を対象に,緊急用母線から電源が供給されるよ う電源切り替え操作を実施する。また,中央制御室からの遠隔操作によ り緊急用海水系ポンプを起動し,緊急用海水系に海水を通水する。

緊急用海水系による海水通水操作に必要な計装設備は,緊急用海水系 流量(残留熱除去系熱交換器)である。

1. 代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作

緊急用海水系に海水を通水した後,中央制御室からの遠隔操作により 代替循環冷却系ポンプを起動することで原子炉注水及び格納容器除熱を 実施する。具体的には,原子炉注水弁と格納容器スプレイ弁を中央制御 室からの遠隔操作により原子炉注水と格納容器スプレイに分配し,それ ぞれ連続で原子炉注水及び格納容器スプレイを実施する。

代替循環冷却系による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は, 代替循環冷却系原子炉注水流量等であり,格納容器除熱を確認するため

に必要な計装設備は、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量等である。 m.常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ

る格納容器下部水位確保操作

代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後,中央制御室からの 遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設)によるペデスタル(ドライウェル部)への注水操作を実施する。 この場合の注水は,格納容器下部水位 を約1.0mに調整することが目的 であるため,格納容器下部水位が 1m を超えて上昇したことを確認後, ペデスタル(ドライウェル部)への注水を停止する。その後,ペデスタ ル(ドライウェル部)水はサプレッション・プールに排水され,格納容 器下部水位は約1.0mに調整される。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ る格納容器下部水位確保操作のために必要な計装設備は,低圧代替注水 系格納容器下部注水流量等である。

n.水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作

炉心損傷が発生すれば,ジルコニウム-水反応により水素が発生し, 水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから,常設低圧代替 注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部 水位確保操作の実施後は,中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及 び酸素濃度監視設備を起動し,格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確 認する。

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作に必要な計装設備は,格納 容器内水素濃度(SA)等である。

o. サプレッション・プール p H 制御装置による薬液注入操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、中央制御室から

の遠隔操作により格納容器内のpH制御のための薬液注入を行う。サプ レッション・プール水のpHを7以上に制御することで,サプレッショ ン・プール水中での分子状無機よう素の生成が抑制され,その結果,有 機よう素の生成についても抑制される。これにより,環境中への有機よ う素の放出量を低減させることができる。なお,有効性評価においては, pH制御には期待しない。

p. 使用済燃料プールの冷却操作

対応可能な要員にて使用済燃料プールの冷却操作を実施する。

q. 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作

格納容器内酸素濃度が 4.0vol%(ドライ条件)に到達した場合,可 搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで,格納容 器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作に必要な計装設 備は、格納容器内酸素濃度(SA)等である。

r. タンクローリによる燃料補給操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置 に燃料補給を実施する。

- 3.1.2.2 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、中小破断LO CAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及 び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAに加えて、ECCS注水 機能が喪失する「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」 である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保 等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施する までの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を 考慮する。

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、原子炉圧力容器におけるECCS注 水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器における リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉 格納容器における格納容器各領域間の流動、サプレッション・プール冷却、 構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却並び に炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器内FP挙動が重要現象と 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により原子炉水位、燃料最高温度、格納 容器圧力、格納容器雰囲気温度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に対する主要な解析条件を第3.1.2-2表に示す。 また,主要な解析条件について,本評価事故シーケンス特有の解析条件を

以下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として,大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所 は,原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳 しい設定として,再循環系の吸込配管とする。

(添付資料 1.5.2)

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系, 低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水 系)が機能喪失するものとし,さらに全交流動力電源喪失の重畳を考 慮するものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとす る。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による 水素及び酸素の発生は考慮していないため、「(4)有効性評価の結果」 にてその影響を評価する。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム

原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル 3)信号によるものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧代替注水系(常設)

原子炉注水は 230m³/h(一定)を用いるものとする。なお,低圧 代替注水系(常設)による原子炉注水は,格納容器冷却と同じ常設低 圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施する。

(添付資料 3.1.2.3)

(e) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)

格納容器冷却は,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な 流量を考慮し,130m³/h(一定)を用いるものとする。なお,代替 格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却は,原子炉注水 と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実施す る。

(添付資料 3.1.2.3)

(f) 格納容器下部注水系(常設)

格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため,初期条件として ペデスタル(ドライウェル部)のプール水を考慮していないことから, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ る格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。

(g) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は、炉心冷却の維持に必要な流量、格納 容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、全体 で250m³/hとし、ドライウェルへ150m³/h、原子炉へ100m³/hに

て流量分配し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。

(h) 緊急用海水系

代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW (サプレッション・プール水温度 100℃,海水温度 32℃において)とする。

(i) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は, 窒素 198m³/h 及び酸素 2m³/h の流量で 格納容器内に注入するものとする。

c. 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) 交流電源は、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低 圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉 注水操作は、事象発生25分後から開始する。なお、常設低圧代替 注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は、代 替循環冷却系の起動により停止する。
- (b) 緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除 熱操作は,緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮し て,事象発生90分後から開始するものとする。
- (c) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vol%(ドライ条件)に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素供給を開始する。なお、可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給は格納容器圧力

310kPa[gage]到達により停止する。

- (3) 有効性評価(C s 137 放出量評価)の条件
 - (a) 事象発生直前まで,定格出力の 100%で長時間にわたって運転され ていたものとする。その運転時間は,燃料を約 1/4 ずつ取り替え ていく場合の平衡炉心を考え,最高 50,000 時間とする。
 - (b) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合 で、格納容器内に放出されるものとする。
 - (c) 格納容器内に放出されたCs-137は、格納容器スプレイやサプレ ッション・プールでのスクラビング等による除去効果を受けるもの とする。
 - (d) 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価条件 は以下のとおりとする。
 - a) 格納容器からの漏えい率は,設計漏えい率及びAECの式等に基 づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するもの とする。
 - b) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系(非常 用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成)により原子炉建屋 の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。また、原子炉建屋ガス処理系 により負圧を達成した後は、大気への放出率を1回/日(設計値) とする。

なお,原子炉建屋ガス処理系は,常設代替高圧電源装置からの交 流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生 115 分後に起動し,起動後 5 分間で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及び除去効果は考慮しないものとする。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

(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 水流量及び原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.2-4 図から第 3.1.2-8 図に,燃料最高温度の推移を第 3.1.2-9 図に,格納容器圧力,格 納容器雰囲気温度,サプレッション・プール水位及びサプレッション・プ ール水温度の推移を第 3.1.2-10 図から第 3.1.2-15 図に示す

a. 事象進展

大破断LOCA時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失す るため、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℃)に 到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 9分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約27分後に燃料温度は 2,500K(約2,227℃)に到達する。事象発生から25分後、常設代替高 圧電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポンプ を用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始することによ って、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉心 は冠水する。

(添付資料 3.1.2.6)

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるた

め,格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。このため,原子炉 注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)による格納容器冷却を実施することによって,格納容器 圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。

事象発生から 90 分経過した時点で,代替循環冷却系による原子炉注 水及び格納容器除熱を開始する。代替循環冷却系による原子炉注水によ り,冷却材の一部は破断口から流出するが,溶融炉心は原子炉水位L0 位置相当で冠水維持される。また,格納容器除熱により,格納容器圧力 及び雰囲気温度の上昇は抑制され,その後,徐々に低下する。

事象発生から約84時間後に格納容器内酸素濃度が4.0vo1%(ドライ 条件)に到達し,可搬型窒素供給装置を用いたサプレッション・チェン バへの窒素供給を実施するため格納容器圧力が徐々に上昇するが,事象 発生から約163時間後に格納容器圧力が310kPa[gage]に到達し窒素供 給を停止するため,格納容器圧力の上昇は停止する。

b. 評価項目等

格納容器圧力は,第 3.1.2-10 図に示すとおり,格納容器内に崩壊熱 等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を行うこと によって,圧力上昇は抑制される。その結果,格納容器バウンダリにか かる圧力の最大値は約 0.31MPa[gage]となり,評価項目となるパラメー タである最高使用圧力の 2 倍(0.62MPa[gage])を下回る。なお,格納 容器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約163時間後におい て,水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は,格納容器内の非

凝縮性ガスに占める割合の 3%未満であるため、その影響は無視し得る 程度である。

(添付資料 3.1.2.7)

格納容器雰囲気温度は,第 3.1.2-11 図に示すとおり,格納容器内に 崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇す るが,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器除熱を 行うことによって,温度上昇は抑制される。その結果,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 139℃となり,評価項目で ある 200℃を下回る。なお,事象発生直後,破断口から流出する過熱蒸 気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが,この時の格 納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)は約 137℃であり,評価項 目である 200℃を下回る。

(添付資料 3.1.2.8)

第3.1.2-4 図及び第3.1.2-6 図に示すとおり,常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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3.1.2-10 図及び第3.1.2-11 図に示すとおり,90 分後に開始する代替循環冷却系の運転により, 格納容器除熱を行うことによって,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇 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。

大気中へのCs-137放出量は約7.5TBq(事象発生7日間)であり, 評価項目である 100TBq を下回る。また,事象発生からの7日間以降, Cs-137の放出が継続した場合の放出量評価を行った結果,約7.5TBq (30日間)及び約7.5TBq(100日間) であり,いずれの場合も100TBq
を下回る。なお,放出量評価においては,原子炉建屋内での放射性物質 の時間減衰及び除去効果を保守的に考慮しておらず,これらの効果を考 慮した場合,放出量は小さくなると考える。

(添付資料 3.1.2.4, 3.1.2.5)

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)から(3)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、ジルコニウムー 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、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 3.1.2.7, 3.1.2.9, 3.1.2.10, 3.1.3.12)

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,格納容器内へ流出した 高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気,ジ ルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等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,常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並び に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作,緊 急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による原子炉注水操作及 び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(ジルコニウムー水反応 速度の係数についての感度解析)では,炉心溶融時間に与える影響は小 さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替 注水系(常設)による原子炉注水操作については,高圧・低圧注水機能 が喪失したと判断した場合,速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用い た低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う 手順となっており,燃料被覆管温度等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。また, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系による 格納容器冷却操作については,炉心ヒートアップの感度解析では,格納 容器圧力及び温度への影響は小さいことを確認しており,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SAF ER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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回 復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認 している。原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失した と判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替 注水系(常設)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっ ており、原子炉水位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。

格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内 部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,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雰囲 気温度を十数℃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おり,本評価事故シーケンスでは, 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。また,格納容器各領 域間の流動,構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては, CSTF実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定デ

ータと良く一致することを確認しており,その差異は小さい。本評価事 故シーケンスでは,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,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 を確認している。本評価事故シーケンスでは,リロケーションを起点に 操作開始す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原子炉圧力容器内FP挙動の不 確かさとして,核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現 できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では,燃料被 覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確 認されたが,小規模体系の模擬性が原因と推測され,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推定される。本評価事故シ ーケンスでは,炉心損傷後の原子炉圧力容器内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。

炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動の不確かさとして, 核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により格納容 器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本 評価事故シーケンスでは,炉心損傷後の格納容器内FP挙動を操作開始 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

(添付資料 3.1.2.11)

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(ジルコニウムー水反応 速度の係数についての感度解析)では,格納容器圧力及び温度への影響 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SAF ER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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回 復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異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。

格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内 部熱伝導,気液界面の熱伝達の不確かさとして,格納容器モデル(格納 容器の熱水カモデル)はHDR実験解析では区画によって格納容器雰囲 気温度を十数℃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。また,格納容器各領域間の流動,構造 材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては,CSTF実験解析 により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致す ることを確認しており,その差異は小さいことから,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炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認して おり,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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不 確かさとして,核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現 できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では,燃料被 覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確 認されたが,小規模体系の模擬性が原因と推測され,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推定される。本評価事故シ ーケンスでは,代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避でき 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。

炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動の不確かさとして, 核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析により格納容 器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本 評価事故シーケンスでは,代替循環冷却系の運転により格納容器ベント を回避できることから,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

- (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 3.1.2-2 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, 設計値を用いるか又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燃焼度約 33GWd/t 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,解析条件で設定している崩壊熱 よりもおおむね小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,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。本評価事故シーケンスでは,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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器体積(サ プレッション・チェンバ)の気相部及び液相部,サプレッション・プ ール水位及び格納容器雰囲気温度は,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、Excess

ive 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(常設低圧代替注 水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納 容器冷却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。

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。本評価事故シーケンスでは,原子炉水 位を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。

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 器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなるが,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。

機器条件の緊急用海水系は,解析条件の不確かさとして,最確条件 とした場合には,海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上する ため,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくなる。 本評価事故シーケンスでは,格納容器圧力及び温度を起点としている 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 3.1.2.11)

(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燃焼度約 33GWd/t 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,解析条件で設定している崩壊熱 よりもおおむね小さくなるため,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,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが,格納 容器圧力及び雰囲気温度の上昇は代替格納容器スプレイ冷却系及び代 替循環冷却系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,格納容器体積(サ プレッション・チェンバ)の気相部及び液相部,サプレッション・プ ール水位及び格納容器雰囲気温度は,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,Excess ive 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,格納容器へ放出されるエネ ルギは大破断LOCAの場合と同程度であり,第 3.1.2-16 図及び第 3.1.2-17 図に示すとおり,格納容器圧力及び温度は,それぞれ評価 項目である最高使用圧力の2倍(0.62MPa[gage])及び200℃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,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の 抑制効果は大きくなるが,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意 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,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑 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。

機器条件の緊急用海水系 は,解析条件の不確かさとして,最確条件とした場合には,海水温度がおおむね低めとなり除熱性能が向上するため,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制効果は大きくことから,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 3.1.2.11, 3.1.2.12)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして,操作に係る不確かさを「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高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並び に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却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,常設代替高圧電 源装置による緊急用母線の受電操作については認知に10分間,操作 所要時間に6分間,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器 スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び常設低圧代替注水系 ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作につい ては操作所要時間に9分間,合計25分間を想定しており,解析上の 操作開始時間と同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系に よる原子炉注水操作及び格納容器除熱操作は,解析上の運転開始時間 として事象発生から 90 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,代替循環冷却系運転は事象発生 90 分後に開始する 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運転員等操 作時間に与える影響は小さい。また,本操作の操作開始時間は,緊急 用海水系の準備期間を考慮して設定したものであり,緊急用海水系の 操作開始時間が早まれば,本操作の操作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 3.1.2.11)

(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高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並び に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却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,実際の操作開始 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。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系に よる原子炉注水操作及び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,緊急用海水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,この場合,格納容器圧力及び雰囲気温 度等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。

(3) 操作時間余裕の把握

操作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。

第3.1.3-16 図から第3.1.3-18 図に示すとおり,操作条件の常設代替高 圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプ を用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び低 圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作については,事象発生から 50 分後(操作開始時間の25分程度の遅れ)までに常設代替高圧電源装置 からの受電操作を行い,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器 スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び常設低圧代替注水系 ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水が開始できれば, 損傷炉心は炉心位置に保持され,評価項目を満足する結果となり,時間余 裕がある。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による 原子炉注水操作及び格納容器除熱操作については,緊急用海水系による海 水通水操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始までの時間は 事象発生から 90 分であり,準備時間が確保できるため,時間余裕がある。 なお,本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも,格納容器圧力 が評価項目となるパラメータである最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage]) に到達するまでの時間は事象発生約 14 時間後であり,約 12 時間の余裕が あることから,時間余裕がある。

(添付資料 3.1.2.11, 3.1.3.7)

(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。このほか,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。

- 3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価
 - (1) 必要な要員の評価

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)」において,重大事故等対策に必要な初動対応要員は, 「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり20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」で示す運転員及び災害対策要員の 39名で対処可能である。

また,事象発生2時間以降に必要な招集要員は2名であり,発電所構外 から2時間以内に招集可能な要員の71名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

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)」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」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。

a. 水源

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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)による格納容器冷却 については、7日間の対応を考慮すると、合計約400m³の水が必要とな る。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m³の水量を保有していること から、水源が枯渇することなく、7日間の対応が可能である。

(添付資料 3.1.2.13)

b. 燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから,常設代 替交流電源設備による電源供給について,7日間の継続が可能である。

可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給については,事象発 生からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約18.5kLの軽油が必 要となる。可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有しているこ とから,可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給について,7 日間の継続が可能である。

(添付資料 3.1.2.14)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については,重大事故等対策時に必要な負荷として約 1,996kW 必要となるが,常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は 5,520kW であり,必要負荷に対しての電源供給が可能である。

(添付資料 3.1.2.15)

3.1.2.5 結論

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)」では,格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の 崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気,ジルコニウムー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によって,格納容器圧力及び雰囲気温 度が徐々に上昇し,格納容器の過圧・過温により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「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格 納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては,初期の 対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)によ る原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器 冷却手段を整備している。また,安定状態に向けた対策として代替循環冷却 系による原子炉注水手段及び格納容器除熱手段,長期的な格納容器内酸素濃 度の上昇を抑制する観点から,可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への 窒素供給手段を整備している。

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)」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+ 低圧炉心冷却失敗」について,代替循環冷却系を使用する場合の有効性評価 を行った。

上記の場合においても,常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水 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 る格納容器冷却,並びに代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱 を実施することで,格納容器冷却及び除熱が可能である。

その結果,格納容器圧力逃がし装置を使用せず,ジルコニウム-水反応等 により可燃性ガスの蓄積が生じた場合においても,格納容器バウンダリにか かる圧力及び温度は,評価項目を満足している。また,安定状態を維持する ことができる。 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,運転員及び災害対策要員にて確保可能 である。また,必要な水源,燃料及び電源については,外部支援を考慮しな いとしても,7日間以上の供給が可能である。

以上のことから,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)」において,常設低圧代替注水系ポンプを用い た低圧代替注水系(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)による格納容器冷却,代替循環冷却系による原子炉注水及び格納 容器除熱,可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段等の格 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「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格 納容器過圧・過温破損)」に対して有効である。

第3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用する場合)(1/5)

提作及び座河	壬晒	重大事故等対処設備							
採作及い唯認	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備					
原子炉スクラム,L OCA発生及び全交 流動力電源喪失の確 認	 ・運転時の異常な過渡変化,原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 ・主蒸気隔離弁が自動閉止するとともに、再循環ポンプが停止したことを確認する。 ・格納容器圧力が 13.7kPa[gage]に到達したことによりLOCAが発生したことを確認する。 	所内常設直流電源 設備 【主蒸気隔離弁】	_	平均出力領域計装起動領域計装原子炉圧力原子炉圧力(SA)M/C 2C電圧M/C 2D電圧緊急用M/C電圧ドライウェル圧力サプレッション・チェンバ圧力					
原子炉への注水機能 喪失の確認	・原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル2)設定 点に到達後,原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗 したことを確認する。	_	_	【原子炉隔離時冷却系系統流量】					
炉心損傷確認	 ・原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損 傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容 器雰囲気放射線モニタ(D/W)又は(S/C)の 指示値が設計基準事故相当のγ線線量率の10倍以 上の場合とする。 	所内常設直流電源設備		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)					
早期の電源回復不能 の確認	 ・全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが、失敗したことを確認する。 ・中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。 ・以上により、早期の電源回復不能を確認する。 	_	_						
		•	【 】. 舌大重	故笔动如設備 (設計其進扩張)					

拡張り 里ノ 、ŦW

有効性評価上考慮しない操作

 $\dot{\omega}$

. 1. 2-33

第3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用する場合)(2/5)

晶化及び確認	千個	重大事故等対処設備						
採作及UN推認	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備				
常設代替高圧電源装 置による緊急用日 による緊急用の で 電操作並びに常 設 で 低 圧代替 注水系格 納 容 器 ペ 却操作 及 び 低 に よる 緊急用 い に 常 、 の 受 電操作並び に 常 、 が 、 の 受 電操作並び 、 系 の の で に 、 の 、 の 、 の の で で 、 の の で に に 、 の 、 の の で で た れ に に 、 の の で た れ に 、 の の で た れ い た 、 の の の の の の の の の の の の の の の の の の	 ・早期の電源回復不能の確認後,常設代替高圧電源 装置から緊急用母線を受電する。 ・緊急用母線の受電を確認後,原子炉冷却材浄化系 吸込弁の閉止操作を実施し,常設低圧代替注水系 ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常 設)による原子炉注水を開始する。 ・原子炉冷却材喪失により,ドライウェル雰囲気温 度の指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は 水位不明と判断し,原子炉底部から原子炉水位L 0以上まで冠水させるために必要な注水量及び崩 壊熱分の注水量を考慮し,原子炉注水流量に応じ 	常設低圧代替注水 系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク		緊急用M/C電圧 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 低圧代替注水系原子炉注水流量 原子炉水位(広帯域,燃料域) 原子炉水位(SA広帯域,SA燃料 域) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) ドライウェル雰囲気温度 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 代替淡水貯槽水位				
電源確保操作対応	・非常用ディーゼル発電機等の回復操作を実施す る。 ・外部電源の回復操作を実施する。	-	-	_				
可搬型代替注水大型 ポンプを用いた低圧 代替注水系(可搬 型)の起動準備操作	 ・全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後,可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース 敷設等を実施する。 	代替淡水貯槽	 可搬型代替 注水大型ポンプ ホイールロ ーダ 	代替淡水貯槽水位				
常設代替高圧電源装 置による非常用母線 の受電操作	 ・常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電 後,常設代替高圧電源装置による非常用母線の受 電準備操作を実施する。 ・常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非 常用母線2C及び2Dを受電する。 	常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧				

【 】: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

3. 1. 2-34

第3.1.2-1 表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用する場合)(3/5)

品作及工作中国	千晒	重大事故等対処設備							
探TF及 U 唯認	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備					
原子炉建屋ガス処理 系及び中央制御室換 気系の起動操作	 ・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電 後,原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系 を起動する。 	中央制御室換気系 (空気調和機ファ ン,フィルタ系フ ァン,高性能粒子 フィルタ,チャコ ールフィルタ) 非常用ガス処理系 (排風機,フィル タトレイン) 非常用ガス再循環 系(排風機,フィ ルタトレイン)							
ほう酸水注入系によ る原子炉圧力容器へ のほう酸水注入操作	 ・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電 後,ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作を実施する。 	ほう酸注水系	_	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力					
緊急用海水系による 海水通水操作	 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器 スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始 後,非常用母線の負荷となっている緊急用海水系 及び代替循環冷却系の弁を対象に,緊急用母線か ら電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施 する。 ・緊急用海水系ポンプを起動し,緊急用海水系に海 水を通水する。 	緊急用海水ポンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク		緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交 換器)					

】: 里人爭似等刈処說慵 (說計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

 $\dot{\omega}$. 1. 2-35

第3.1.2-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用する場合)(4/5)

胡作及7% 碑题	千順	重大事故等対処設備						
採住及び推認		常設設備	可搬型設備	計装設備				
代替循環冷却系によ る原子炉注水及び格 納容器除熱操作	 ・緊急用海水系に海水を通水した後、代替循環冷却系ポンプを起動することで、原子炉注水及び格納容器除熱を実施する。 	代替循環冷却系ポ ンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量 原子炉水位計(広帯域,燃料 域) 原子炉水位計(SA広帯域,S A燃料域) サプレッション・チェンバ圧力				
				ドライウェル圧力				
常設低圧代替注水系 ポンプを用いた格納 容器下部注水系(常 設)による格納容器 下部水位確保操作	 ・代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後,常 設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設)によるペデスタル(ドライウェル部)への注 水を実施する。 	常設低圧代替注水 系ポンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	低圧代替注水系格納容器下部注 水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位				
水素濃度及び酸素濃 度監視設備の起動操 作	 ・常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設)による格納容器下部水位確保操作を実施後, 水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。 	常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内酸素濃度(SA)				
サプレッション・プ ール p H制御装置に よる薬液注入操作	 ・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、 格納容器内のpH制御のための薬液注入を行う。 	-	-	-				

【 】: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

第3.1.2-1表「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用する場合)(5/5)

墙作及7% 座羽	手順	重大事故等対処設備							
1条11人口14年起	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備					
使用済燃料プールの	・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。	-	-	-					
们和你们									
可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内	・格納容器内酸素濃度が 4.0vol%(ドライ条件)に 到達した場合,可搬型窒素供給装置を用いて格納	_	可搬型窒素供 給装置	格納容器內酸素濃度(SA)					
窒素供給操作 	谷器内へ窒素を供給することで、格納容器内酸素 濃度の上昇を抑制する。								
タンクローリによる 燃料補給操作	 ・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから 可搬型窒素供給装置に燃料補給を実施する。 	可搬型設備用軽油 タンク	タンクローリ	_					
L	1		L						

【 】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

第3.1.2-2表 主要解析条件(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)(1/5)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方				
	解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード				
	原子炉熱出力	3, 293MW	定格熱出力を設定				
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定				
	原子炉水位	通常運転水位(セパレータ スカート下端から+126cm)	通常運転水位を設定				
	炉心流量	48,300t⁄h	定格流量を設定				
211	燃料	9×9燃料(A型)	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 あることから,代表的に9×9燃料(A型)を設定				
初期条件	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため,崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として,1サイクルの 運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応 する燃焼度を設定				
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として,通常運転時の圧力を包含す る値を設定				
	格納容器雰囲気温度	57°C	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定				
	格納容器体積(ドライウェル)	5, 700m ³	設計値を設定				
	格納容器体積 (サプレッション・チェンバ)	空間部:4,100m ³ 液相部:3,300m ³	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量とし て,保安規定の運転上の制限における下限値を設定				

3. 1. 2-38

第3.1.2-2表 主要解析条件(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)(2/5)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方					
	サプレッション・プール水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として, 保安規定の運転上の制限における下限値を設定					
	サプレッション・プール水温度	32°C	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として, 保安規定の運転上の制限における上限値を設定					
初期条件	ベント管真空破壊装置作動差圧	3. 45kPa(ドライウェルーサプレッ ション・チェンバ間差圧)	設計値を設定					
14	外部水源の温度	35°C	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として,代 替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含す る高めの水温を設定					
	ペデスタル(ドライウェル部)の プール水	考慮しない	ペデスタル(ドライウェル部)には通常運転時からプール水が存在するが, 格納容器の熱容量に寄与することから,格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく 評価する設定として,ペデスタル(ドライウェル部)のプール水を考慮した い					

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方					
	起因事象	大破断LOCA 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設 定として,原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち,口径が最 大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定					
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系,低圧 注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の 機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定					
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし,原子炉スクラムについては,外部電源ありの場合を包括する条 件として,機器条件に示すとおり設定					
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については,格納容器圧力及び雰囲気 温度に与える影響が軽微であることから考慮していない					

第3.1.2-2表 主要解析条件(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)(3/5)

第3.1.2-2表 主要解析条件(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)(4/5)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方					
	原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として,外部電源 喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子 炉スクラムについては保守的に考慮せず,原子炉水位低(レベル3)信 号にてスクラムするものとして設定					
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として,原 子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下(レベル2)信号による主 蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず,事象発生と同時に主蒸気 隔離弁が閉止するものとして設定					
重 大 事	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから,全交流動力電源喪失に よるポンプ停止を踏まえて設定					
故等	低圧代替注水系(常設)	注水流量:230m ³ /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定					
内策 に 関	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	スプレイ流量:130m ³ /h(一定)	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として,運転手順 に基づき設定					
連する機器を	格納容器下部注水系(常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため,初期条件としてペデ スタル(ドライウェル部)のプール水を考慮していないことから,常設 低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納 容器下部水位確保操作についても考慮しない。					
余件	代替循環冷却系	循環流量は,全体で250m ³ /hと し,原子炉へ150m ³ /h,格納容器 スプレイへ100m ³ /hに流量を分配	炉心冷却の維持に必要な流量,格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必 要なスプレイ流量を考慮して設定					
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系 への伝熱容量:約14MW (サプレッション・プール水温度 100℃,海水温度32℃において)	代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で,過去の実績を包含する 高めの海水温度を設定					
	可搬型窒素供給装置	窒素 198m ³ /h 及び酸素 2m ³ /h の 流量で窒素供給	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定					

3. 1. 2-41

第3.1.2-2表 主要解析条件(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)(5/5)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方		
重大事故	常設代替高圧電源装置による 緊急用母線の受電操作並びに 常設低圧代替注水系ポンプを 用いた代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)による格納容 器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の準備 に要する時間を考慮して設定		
ぬ等対策に関連する	緊急用海水系及び代替循環冷 却系による原子炉注水及び格 納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定		
深作条件	可搬型窒素供給装置による格 納容器内窒素供給操作	格納容器内酸素濃度が 4.0% (ドライ条件) に到達時	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3%(ドライ条件)到達 を防止する観点で設定		



第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の 重大事故等対策の概略系統図(代替循環冷却系を使用する場合)(1/3) (低圧代替注水系(常設)による原子炉注水,代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却段階)



第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の 重大事故等対策の概略系統図(代替循環冷却系を使用する場合)(2/3) (代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱段階)



第3.1.2-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の 重大事故等対策の概略系統図(代替循環冷却系を使用する場合)(3/3) (代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱並びに可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給段階)



物酸素濃度 4.3%01%(ドライ条件)に到達する場合には,格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の可燃性ガスを排出 けることで,格納容器内水素燃度を防止する。さらに,機能喪失している設備の復旧に努め, 税留熟除去系及び可燃性 がス濃度制御系の使旧後は,可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給,現包熟除去系又は代替構築わ募ぶによる 原子炉注水及び格納容器除熟並びに可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御を実施することで,安定状態を維持す	る。 注水開始時間は遅くなるが,可搬型代替注水大型ボンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却も実施可能である。 また,非常用母線の受電後は,復水補給水系による格納容器冷却も実施可能である。 Ⅲ
5.	常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)と同等の流量は確保できないが、消火系(ディーゼル駆動)による原子炉注水も実施可能である。
	注水開始時間は遅くなるが、可搬型代替注水大型ボンブを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水も実施可能である。
	また、非常用母線の受電後は、ほう酸水注入系、復水補給水系及び制御棒駆動水圧系による原子炉注水も実施可能である。
	IV
	代替残留熱除去系海水系による海水通水も可能である。
	V
	非常用母線の受電後,原子炉補器冷却系が起動可能な場合には、ドライウェル内ガス冷却装置を起動する。
	高設切出て管社ホネホンノを用いた情報登金下部社ホネ(常設)によるヘアスタル(トフイリエル部)社水と同寺の流重は難味でさないか, 洞火永(アイーモル販売)してきX数が突見ってしくも実装可能であえ
	(*****) になっていたす ****/***/****************************
	VI
	サプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントを優先するが、ドライウェル側からの格納容器ベントによる格納容器除熱も実施可能である。

第3.1.2-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 の対応手順の概要(代替循環冷却系を使用する場合)

3. 1. 2-46

48

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)

Г

L																		
												経過時間	(分)					
					10		20	30 40	50	60 7	0 80	90	100	110		120 130	140	150 備考
		実施箇所・必要	要員数	7	↓ ✔ 原子炉スクき	ラム												
		【 】は他作 に移動してき;	F業後 た要員			> +P // PILL												
			V #1457 10-1	 ▼約4分 炉心損傷開始(燃料被覆管温度1,000K到達) ▼約9分 燃料被覆管温度1,200℃到達 														
	責任者	発電長 1	人 運転操作指揮															
操作項目	補佐	副発電長 1	人運転操作指揮補係	操作の内容		✓ 25分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 ✓ 65分 原子炉水位LO以上判断									▽ 2 時間			
	通報連絡者	災害対策要 2	災害対策本部連續	<u>}</u>				▼ 約27分 炉心溶融開始(燃料温)	實2,500K至	達)						原子炉建屋ガス処理 中央制御室換気系の	1系及び)起動	
	Name II	員	発電所外部連絡															
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要 (現場)	員 一														
状況判断	2人 A, B	_	_	 ●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源便夫の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉へ2社大爆電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉へ位式爆電機での確認 ●原子炉木位異常低下(レベル1)設定点到達の確認 	10 分													
	【1 人】 A	-	-	 アルゴロ時間部 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗) 	1分													
早期の電源回復不能の確認	【1 人】 B	-	-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	2分													
電源確保操作対応	-	-	2人 a, b	●電源回復操作							適宜実施	Ē						解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による 緊急用母線の受電操作	【1 人】 B	-	-	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線の受電操作	4分													
常設低圧代替注水系ポンプを用 いた代替格納容器スプレイ冷却	【1 人】 B	-	-	 原子炉注水及び格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替操作 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作 		4分	2分											
※(常設)及び低圧代替注水糸 (常設)の準備操作	【1 人】 A	-	_	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)に とて四乙転注め、多な構成	1	3分												
常設低圧代替注水系ポンプを用 いた代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による格納容器冷却 操作及び低圧代替注水系(常 設)による原子炉注水操作	【1 人】 A	_	_	 ・ネロボールを注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作]	6分		原子炉注水	及び格納名	器冷却開始後,適宜	犬態監視							
緊急用海水系による海水通水	[1人]	_	_	 ●緊急用海水系に必要な負荷の電源切替操作 			4分											
1941 F	А			●緊急用海水系による海水通水 系統構成及び起動				20分				海水通水	開始後,適宜	T 状態監視				
代替循環冷却系による原子炉注 水梅作及び格納容哭除執場/#	【1 人】	_	_	●代替循環冷却系起動に必要な負荷の電源切替操作					6分									_
ATRIPAC TRACE BARRANDER	л			●代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱系統構成 及び起動	Č						35 分			格約	内容器除素	热開始後, 適宜状態監被	見	
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常 や)に上る核純容器下部注水系(常	【1 人】	_	_	●非常用母線からの負荷切替操作 ● 金融版匠体制計するよう。そう用いた体体の型で効けます。(金								4分						解析上考慮しない
保操作				●市政以上に育ビホホルシンを用いた慣れ合語「即は小ボ(市 設)によるペデスタル水位の調整操作										20分	_	水位調整後,	適宜状態監視	代
水素濃度及び酸素濃度監視設 備の起動操作	【1 人】 A	-	_	●木素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作												3 分 適宜,格納容	容器内酸素及水素濃度の監視	母線受電後,暖気が自動的に開 始される
サプレッション・プールpH制御 装置による薬液注入操作	【1 人】 A	-	-	●サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作												15 分		解析上考慮しない
常設代替高圧電源装置による非	[1 人] B	- 2 Å	-	●非常用母線の受電準備				35 分										解析上考慮しない
常用母線の受電準備操作	-	C, D	-	 ●非常用母級の受電準備 ●営設代表高圧電源装置3台追加早勤 					70分			843						
常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作	【1 人】 B	-	-	●非常用母線の受電								5分						解析上考慮しない
原子炉建屋ガス処理系及び中 央制御室換気系の起動操作	【1 人】 B	-	-	●原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作										15	分	起動操作実	施後, 適宜状態監視	解析上考慮しない
ほう酸水注入系の起動操作	【1人】 B	-	-	 ●ほう酸水注入系起動操作 ●ほう酸水注入系の注入状態贮損 											2分	ほる融水会長	は入宅了すで満合件能融加	解析上考慮しない
				●はり酸水社人糸の社入状態監視												はり酸水全量	エハ元亅まで週且状態監視	2

第3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用する場合)(1/2)

				雰囲気圧力・温度による静的負	荷(格約	枘容器過圧・過温破	皮損) (代替循環	冷却系を	使用する	場合)								
															経過	時間 (時間)			
						12	24	g	36	48		60	7	72	84	96	1	.08	120
操作項目		実施個所・必要要員 【】1 は他作業後 移動してきた要員	马数 矣 見	操作の内容									/ 約62 格納	時間 容器酸素	濃度3.5 ⁻	vol%(ドラ 約84時 格納容	イ条件) 間 器酸素濃度	到達 变4. 0vol'	%(ドライ
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)																
使用済燃料プールの冷却操作	【1 人】 A	_	_	●常設低圧代替注水系ボンブによる代替燃料ブール注水系(注水ライン)を使用した使用済燃料ブ ールへの注水操作		適宜実施													
				●代替燃料ブール冷却系起動操作		15 分													
可搬型代替注水大型ボンプを用いた 低圧代替注水系(可搬型)による原 子炉注水準備	-	-	10人 c~1	●可搬型代替注水大型ボンブ準備,ホース敷設等		170分													
可搬型窒素供給装置を用いた格納容器 内窒素供給操作	-	-	【4 人】 e~h	●可搬型窒素供給装置起動準備操作	115 分								可持	般型窒素	供給装置走				
タンクローリによる燃料補給操作			2人 (招集)	 ●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給 ●可搬型窒素供給装置への給油 					90 ;					90分					
必要要員合計	2 人 A, B	2 人 C, D	12人 a~1 及び招集2人																

第3.1.2-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用する場合)(2/2)

						備考	
132	144	156	I	168	170		
:件)到達			⊽	7 約163 格納容 310kPa	時間 器圧力 a[gage]到	達	
						解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある 場合は代替燃料プール冷却系の起動 までに実施する	
						解析上考慮しない 25時間までに実施する	
						アクセスルート復旧時間含む 炉心損傷により屋外放射線量が高い 場合は屋内に待機し、モニタ指示を 確認しながら作業を行う	
動後,適宜:	伏態監視						
		タンクローリ残量に応じて適宜軽油 タンクから補給					
適宜実加	衐						



第3.1.2-4図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第3.1.2-5 図 注水流量の推移



第3.1.2-6 図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移(短期挙動)



第3.1.2-7図 注水流量の推移(短期挙動)



第3.1.2-8図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移



第3.1.2-9図 燃料最高温度の推移



第3.1.2-10図 格納容器圧力の推移



第3.1.2-11図 格納容器雰囲気温度の推移


第3.1.2-12図 格納容器圧力の推移(短期挙動)



第3.1.2-13図 格納容器雰囲気温度の推移(短期挙動)



第3.1.2-14図 サプレッション・プール水位の推移



第3.1.2-15 図 サプレッション・プール水温の推移



第3.1.2-16図 格納容器圧力の推移

(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)



第3.1.2-17図 格納容器雰囲気温度の推移

(Excessive LOCAの発生を考慮した場合)

炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方 を以下に示す。

1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合, 重大事故等対処設備である低圧代替注水系(常設),代替格納容器ス プレイ冷却系(常設),格納容器下部注水系(常設)及び代替循環冷 却系の機能に期待し,炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を 図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴(重大事故等対処設備)

系統	注水先	ポンプ	水源		
低圧代替注水系(常設)	原子炉圧力容器				
代 替格納 容器 スプレイ 冷却系(常設)	ドライウェル	常設低圧代替	代替淡水貯槽		
格納容器下部注水系	ペデスタル	在示示ホンク			
(吊設)	(ドフイワエル部)				
	原子炉圧力容器	化共活理公却	サプレッシュ		
代替循環冷却系	ドライウェル	1、谷 値 泉 市 却 系 ポンプ	サノレッショ		
	サプレッション・プール		• • • •		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は,補機系を持たない独 立した系統であり事故後早期に使用可能であるが,代替淡水貯槽を 水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため,継続して 使用するとサプレッション・プール水位が上昇し,格納容器圧力逃 がし装置による格納容器除熱の実施時期を早めることとなる^{*}。 一方,代替循環冷却系は補機系の起動を要するため,常設低圧代

添付 3.1.2.1-1

替注水系ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが,サプ レッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生 じない。

上記の特徴を踏まえ,事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代 替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし,その後,外部から の水の持ち込みを抑制し,サプレッション・プール水位の上昇抑制 による格納容器ベントの遅延を図り,可能な限り外部への影響を軽 減するため,代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷 却系に切り替える手順とする。ただし,代替循環冷却系の運転時に おいて,格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が 必要な場合には,一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統 を使用する手順とする。

※:格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ 側のベント配管の水没を防止する観点から、サプレッショ ン・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点で、外部水 源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器圧力逃がし 装置による格納容器除熱を実施する手順としている。

- 2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方
- (1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統
 - a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水 が可能な低圧代替注水系(常設)により原子炉へ注水する手順 としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注 水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷 添付3.1.2.1-2 前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが,事 象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

- ① L O C A 時に 炉心が損傷した場合は、 ヒートアップした 炉心 へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸 気がドライウェルに直接放出されドライウェル圧力及び雰囲 気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保する ために、LOCAの判断(ドライウェル圧力 13.7kPa[gage] 以上)及び炉心損傷の判断(設計基準事故における原子炉冷 却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上)によ り、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作と代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(ド ライウェルスプレイ)を同時に実施する。この場合、原子炉 注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧 代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却操作(ドライウェルスプレイ)を実 施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注 水系(常設)による原子炉注水操作を実施することで、ドラ イウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手 順とする。
- ②LOCA時に炉心が損傷し原子炉注水が実施できない場合は、 いずれはリロケーションに伴う溶融炉心と原子炉圧力容器下 部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウェルに放出 され、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを 踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器 添付3.1.2.1-3

スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(ドライウ エルスプレイ)を実施する手順とする。ただし,実際の操作 としては,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器 スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(ドライウ エルスプレイ)を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用い た低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作を実施する ことから,炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする 手順は①と同様である。

- b. 原子炉圧力容器破損前の対応について
 - ③通常運転時からペデスタル(ドライウェル部)水位を1mに維持する構造としているが、炉心損傷判断後は、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し、格納容器下部水位を確実に1m確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部水位確保操作を実施する手順とする。
- c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について
 - ④原子炉圧力容器破損を検知した後は、溶融炉心とペデスタル (ドライウェル部)に存在する水との相互作用により、ドライ ウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため、原子炉圧力容器 破損を判断した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代 替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作(ド ライウェルスプレイ)を実施する手順とする。
 - ⑤ドライウェルスプレイを開始した後は、ペデスタル(ドライウ ェル部)に落下した溶融炉心の冷却維持のため、常設低圧代替 注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるペデ 添付3.1.2.1-4

スタル(ドライウェル部)注水操作を実施する手順とする。 d. 本系統の停止及び一時的な運転について

- ⑥本系統は外部水源を用いた手段であり、本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位が上昇する。そこで、格納容器 圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を遅延させる観点から、本系統による原子炉注水操作や格納容器冷却操作(ドライウェルスプレイ)を停止し、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作(ドライウェルスプレイ)を実施する。
 ⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作(ドライウェルスプレイ)を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 格納容器冷却操作(ドライウェルスプレイ)を一時的に実施する手順とする。
- (2) 代替循環冷却系
 - ⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の 補機系の起動後に期待できる系統であり運転開始までに一定 の時間を要するが,内部水源であるため本系統の運転継続によ りサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって,起 動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし,サプ レッション・プール水位の上昇を抑制しつつ,原子炉注水操作 や格納容器除熱操作(ドライウェルスプレイ)を実施すること で,損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施すること とする。

3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡 事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原 子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が 異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対 応の流れを第1図に示す。



第1図 事故対応の流れ

添付 3.1.2.1-7

評価対象となる格納容器破損モード 3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

※ 原子炉注水に失敗するシーケンスである が、RPV破損後に原子炉注水が可能な状 態であれば、RPV内の放射性物質による 加熱等を防止する観点から原子炉注水を 行う

別紙 1

中央制御室での運転員操作について

1. SA監視操作盤に持たせる機能 中央制御室には、運転員が重大事故等の対処に必要な 操作を行うため, SA監視操作盤を設置している。SA 監視操作盤では、以下の主な新設設備の操作及び重要監 視パラメータの監視が可能である。 • 低 圧 代 替 注 水 系 (常 設) ・ 代 替 格 納 容 器 ス プ レ イ 冷 却 系 (常 設) 格納容器下部注水系(常設) ・ 代 替 燃 料 プ ー ル 注 水 系 ・緊急用海水系 • 代 替 循 環 冷 却 系 ・格納容器圧力逃がし装置 耐 圧 強 化 ベ ン ト 系 水素濃度及び酸素濃度監視設備 ・ サ プ レ ッ シ ョ ン ・ プ ー ル p H 制 御 装 置 中央制御室操作を行う運転員の操作分担について 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価では、中央制御室 での操作は運転員2名によって行う。2名の運転員のうち 1 名 (運 転 員 A) に つ い て は , 複 数 の 機 器 操 作 及 び パ ラ メ ータが監視可能なSA監視操作盤で専従して操作を行う ことで、操作の確実性を確保している。また、もう1名(運

添付 3.1.2.1-8

転員 B)については, SA監視操作盤以外の既設制御盤の 操作を行うことで必要な操作を分担する。

別紙 2

並行操作の対応について

1. はじめに

炉心損傷後のマネジメントについては、炉心損傷の進展緩和のための低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作,格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制のための代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作,落下後の溶融炉心を冷却するための格納容器下部注水系(常設)による溶融炉心への注水操作など,複数の操作を並行して実施する必要がある。操作の成立性の観点から,並行して実施する操作について整理する。

- 2. 操作の整理
- 2.1 考え方

主な重大事故等対処設備の操作については,中央制 御室に設置したSA監視操作盤によって操作を行う。 SA監視操作盤で実施する操作については,代替循環 冷却系による原子炉注水操作のように一定の流量で操 作開始しその後の状態監視を継続的に実施するものと, 格納容器圧力が 465kPa[gage]到達時点で実施する低圧 代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却 系による格納容器冷却操作のように,ある制御範囲に おいて間欠的に操作を実施するもの(間欠操作)があ る。

添付 3.1.2.1-10

状態監視を継続的に実施している際には,2 画面あ る S A 監視操作盤の1 画面で状態を監視し,もう1 画 面で操作を行うことにより,並行操作が必要な場合に も容易に対応可能である。しかし,間欠的な操作を実 施中に並行操作の必要が生じた場合,時間余裕のない 操作が含まれているとプラントに対して悪影響が出る 可能性があることから,間欠的な操作を整理した上で, その際に並行操作となり得る操作について成立性を確 認する。

2.2 並行操作の整理

炉心損傷後の対応操作として,並行操作となるもの を以下に示す。

・「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) 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」 運転員Aによる以下の①の間欠操作の期間において, 運転員Aによるその他の操作として,"常設低圧代替注 水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による 格納容器下部水位確保操作","水素濃度及び酸素濃度 監視設備の起動操作"及び"サプレッション・プール pH制御装置"が存在する(ケースA)。

また,運転員Aによる以下の①②の間欠操作について 重なる期間が存在する。また,この重なる期間において, 運転員Aによるその他の操作として,"格納容器圧力逃 がし装置による格納容器除熱準備"のうち"格納容器

ベント準備(系統構成)"が存在する。(ケースB)
① 常 設 低 圧 代 替 注 水 系 ポ ン プ を 用 い た 低 圧 代 替 注 水
系 (常 設) に よ る 原 子 炉 注 水 操 作 (崩 壊 熱 相 当 へ
の流量調整)
② 常 設 低 圧 代 替 注 水 系 ポ ン プ を 用 い た 代 替 格 納 容 器
スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作
(400kPa~465kPa での格納容器内の圧力制御)
•「3.2 高 圧 溶 融 物 放 出 / 格 納 容 器 雰 囲 気 直 接 加 熱 」
以下の③の操作が長期間必要で,運転員Aの負荷が大
き い ケ ー ス (原 子 炉 圧 力 容 器 破 損 後 も 原 子 炉 注 水 を 考 慮
しない場合。添付資料 3.2.10 参照。)を対象とする。こ
の 場 合 , 運 転 員 A に よ る 以 下 の ② ③ の 間 欠 操 作 に つ い て ,
重なる期間が存在する。また,この重なる期間において,
運 転 員 A に よ る そ の 他 の 操 作 は 存 在 し な い 。(ケ ー ス C)
 ②常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器
スプレイ冷却系(常設)による格納容器圧力制御
操 作(400kPa~465kPa で の 格 納 容 器 内 の 圧 力 制 御)
③ 常 設 低 圧 代 替 注 水 系 ポ ン プ を 用 い た 格 納 容 器 下 部
注水系による溶融炉心への注水操作(2.25m~2.75m
でのペデスタル水位制御)



添付 3.1.2.1-12

添付資料 3.1.3.2 に示すとおり①の操作は,事象発生 後 12 時間までは 6 時間間隔,事象発生後 12 時間以降は 12 時間間隔とする。このため,"常設低圧代替注水系 ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納 容器下部水位確保操作","水素濃度及び酸素濃度監視 設備の起動操作"及び"サプレッション・プール p H 制 御装置"は①の操作と異なるタイミングでの操作とな り,操作の成立性に問題はない。

ケースB

上記のとおり,①の操作は,事象発生後 12 時間まで は 6 時間間隔,事象発生後 12 時間以降は 12 時間間隔と するため,②の操作及び"格納容器ベント準備(系統構 成)"と並行することは考えにくい。仮に全ての操作が 並行した場合,操作のタイミングが遅くなってもプラン ト挙動に及ぼす影響が小さい①の操作及び"格納容器 ベント準備(系統構成)"の優先度を下げ,②の操作か ら順次実施することで,操作の成立性に問題はない。

以下のとおり,片方の操作を実施するまでの間,他方 の操作が遅れた場合でも,プラント挙動に及ぼす影響は 小さい又は時間余裕がある。したがって,最初に操作の 基準に到達した操作を優先して実施し,引き続き他方の 操作を実施することで,操作の成立性に問題はない。 ・格納容器圧力が400kPa[gage]に到達した後,格納容器 冷却の停止操作のタイミングが遅れた場合でも,格納

添付 3.1.2.1-13

容器圧力が400kPa[gage]未満に低下するのみであり, 注水停止タイミングが遅くなることによるプラント 挙動に及ぼす影響は小さい。

- ・格納容器圧力が465kPa[gage]に到達した後,格納容器
 冷却の開始操作のタイミングが遅れた場合でも,格納
 容器最高使用圧力の2倍(0.62MPa [gage])に到達す
 るまでには30分程度の時間余裕がある。
- ・格納容器下部水位が2.75m(上限水位)に到達した後、 溶融炉心への注水停止操作のタイミングが遅れた場 合でも、格納容器下部水位は2.75m以上には上昇せず、 余分な水はドライウェルを介してサプレッション・プ ールに移行するのみであり、注水停止タイミングが遅 くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。
- ・格納容器下部水位が2.25m(下限水位)に到達した後, 溶融炉心への注水開始操作のタイミングが遅れた場合でも,全量の溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部)に落下した場合の堆積高さは1.9m未満であり(添付資料3.2.13参照),溶融炉心の露出までに0.3m以上の余裕がある。事象進展の早い大破断LOCA時の原子炉圧力容器破損直後の崩壊熱を想定した場合でも, 格納容器下部水位が0.3m低下するまでには10分程度の時間余裕がある。

	炉	心	損	傷	後	の	操	作	に	っ	い	て	,	並	行	操	作	と	な	り	得	る	操	作
に	っ	い	て	整	理	l	そ	の	影	響	を	評	価	L	た	0	そ	の	結	果	,	い	ず	れ
の	ケ	<u> </u>	ス	に	お	い	て	も	,	操	作	の	成	立	性	に	問	題	は	な	い	۲	と	を
確	認	L	た																					

原子炉水位不明時の対応について

1. 概 要

重大事故等対処設備とする原子炉水位計は、原子炉水位(SA広帯域)及 び原子炉水位(SA燃料域)があり、それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器 内の水位を確認する。

2. 水位不明判断条件

以下の場合,原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「バラツキ」があり,原子炉水位が燃料有効長 頂部以上であることが判定できない場合
- c.ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合(不測事態「水位不明(C3)」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合)



第1図 水位不明判断曲線

添付 3.1.2.2-1

3. 有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 における水位不明時の対応について

有効性評価の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)」の評価事故シーケンスでは,原子炉冷却材喪失(大破断LOCA)により,第1図に示す水位不明領域となるため,運転員は水位不明を判断する。

水位不明と判断した場合,原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要 な水量を注水する。具体的には,原子炉底部から原子炉水位LO以上まで冠 水させるために必要な原子炉注水量及び崩壊熱分の注水量を考慮し,原子炉 注水流量に応じた必要注水時間の原子炉注水を実施する。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、LOCA時に水位不明を判 断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1 表に示す原子炉水位L0まで水位回復させるために必要な注水時間を230m³ /h以上で継続して注水する。原子炉水位L0到達後に崩壊熱相当以上の注水 を実施する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器 へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器圧力 逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位 L0到達までに必要な注水時間の注水を実施後は、格納容器圧力逃がし装置 による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、 崩壊熱相当の注水とする。

なお、サプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合 には、崩壊熱相当の注水流量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。 第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水さ

添付 3.1.2.2-2

せるために必要な注水量に加え,注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水 量を考慮し設定した。

原子炉水位L0到達までに必要な注水時間							
(注水流量230m ³ /h以上)							
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間						
5分~	55分						
10分~	50分						
15分~	45分						
25分~	40分						
1時間~	35分						
12時間~	30分						

第1表 水位不明時に必要注水時間(LOCA)

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり,水位不明と判断した場合,原子炉水位L0位置まで水位回 復したことを原子炉注水流量及び必要な注水時間により判断することとする。 さらには,崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上で原子炉へ注水しているこ と,格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇がないことにより損傷炉 心の冷却維持を判断することとする。しかしながら,原子炉圧力容器下部に 破断口が生じている場合には,上記の手順では原子炉水位が確実に原子炉水 位L0位置まで水位回復できていない可能性があり,格納容器下部水位,格 納容器下部水温及びペデスタル(ドライウェル部)に設置されているドライ ウェル雰囲気温度のパラメータが上昇することが考えられる。したがって, 格納容器下部水位,格納容器下部水温及びドライウェル雰囲気温度のパラメ

添付 3.1.2.2-3

の漏えいの有無を確認するとともに,原子炉圧力容器温度(下鏡部)が300℃ に到達した場合には,損傷炉心の冷却に失敗したことを判断する。その後, 原子炉圧力容器破損に備え,格納容器下部水温を連続監視し,原子炉圧力容 器破損後には,外部水源の使用を制限しつつ,ペデスタル(ドライウェル部) に落下した溶融炉心を冷却維持するため,ペデスタル(ドライウェル部)へ の注水流量を調整し格納容器下部水位を一定の範囲に維持する手順とする。 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137」の放出量評価について示す。

なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系(非常用ガス処理系及び非常用 ガス再循環系で構成)が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏え いした放射性物質は、即座に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、 放出量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持 されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から 原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間 減衰するため、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。 ・格納容器が健全な場合、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じ て原子炉建屋へ漏えいする。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋 内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。

 ・原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合,原子炉建屋内外における
 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多くないと考えられるため,漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し,時 間減衰すると考えられる。

1. 評価条件

放出量評価条件を第1表,大気中への放出過程及び概略図を第1図及び第 2図に示す。

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+ 低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使 用する場合)(全交流動力電源喪失の重畳 を考慮)	
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間(416 日)	1 サイクル 13 ヶ月(395 日)を考慮して設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル: 0.229 2 サイクル: 0.229 3 サイクル: 0.229 4 サイクル: 0.229 5 サイクル: 0.084	取替炉心の燃料装荷割 合に基づき設定
炉心内蔵量 (Cs−137)	約4.36×10 ¹⁷ Bq	「単位熱出力当たりの 炉心内蔵量(Bq/MW)」 ×「3,293MW(定格熱出 力)」 (単位熱出力当たりの 炉心内蔵量(Bq/MW)は, BWR共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃 料(9×9燃料(A型)), 運転時間(10,000時間) で算出したABWRの サイクル末期の値を使 用)
放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後	MAAP解析結果
格納容器内への 放出割合 (Cs-137)	0. 49	MAAP解析結果
格納容器内での 除去効果	MAAP解析に基づく(沈着,サプレッシ ョン・プールでのスクラビング及びドライ ウェルスプレイ)	MAAPのFP挙動モ デル
格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール 水 p H制御設備は, 重大 事故等対処設備に位置 付けていないため, 保守 的に設定

第1表 放出量評価条件 (1/2)

項目	評価条件	選定理由
格納容器から原 子炉建屋への漏 えい率	1Pd以下:0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過:2Pdで1.3%/日	MAAP解析にて格納 容器の開口面積を設定 し格納容器圧力に応じ 漏えい率が変化するも のとし,格納容器の設計 漏えい率(0.9Pdで0.5% /日)及びAECの式等 に基づき設定(添付資料 3.1.2.5参照)
格納容器から原 子炉建屋への漏 えい割合	CsI類 :約2.41×10 ⁻⁵ CsOH類:約1.66×10 ⁻⁵	MAAP解析結果
原子炉建屋から 大気への漏えい 率(非常用ガス 処理系及び非常 用ガス再循環系 の起動前)	無限大/日(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした 放射性物質は,即座に大気へ漏えいするも のとして評価)	保守的に設定
原子炉建屋から 大気への放出率 (非常用ガス処 理系及び非常用 ガス再循環系の 起動後)	1回/日(排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系の ファン容量)
非常用ガス処理 系及び非常用ガ ス再循環系の起 動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分) +負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建 屋内は負圧になるが,保 守的に負圧達成時間と して5分を想定)
非常用ガス処理 系及び非常用ガ ス再循環系のフ ィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定
ブローアウトパ ネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧 力上昇等によるブロー アウトパネルの開放が ないため <mark>(別紙参照)</mark>

第1表 放出量評価条件(2/2)



第1図 Cs-137の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率
 1Pd以下:0.9Pdで0.5%/日,1Pd超過:2Pdで1.3%/日

大気への放出経路	0h 🔻	2h ^{** 2}	▼ 19h		168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい					
非常用ガス処理系排気筒から放出					
※9 北労用ガラ加理でのお動に上り回	乙后建昆山	けんにしわ	てため 声白	与が作り時間に	小胶小

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため、事象発生2時間以降は 原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第2図 大気放出過程概略図(イメージ)

2. 評価結果

原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量を第2表に示す。

原子炉建屋から大気中へのC s-137 の漏えい量は,約7.5TBq(事象発生7 日間)であり,評価項目の100TBqを下回っている。

また,事象発生7日間以降の影響を確認するため評価した,事象発生30日間,100日間における大気中へのCs-137の漏えい量は,ともに約7.5TBqであり,いずれの場合においても100TBqを下回っている。

なお,事象発生7日以降の長期解析においては,事象発生約40日後に格納 容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント を実施し,事象発生100日まで格納容器ベント継続しているが,格納容器の 除熱機能,格納容器への窒素供給機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制 御系機能が確保できた場合には,格納容器ベントを停止する運用とする。

第2表 大気中へのCs-137の漏えい量

事象発生7日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
約 7.5TBq	約 7.5TBq	約 7.5TBq*

※格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む(事象発生約40日後 ~事象発生100日まで格納容器ベント実施) ブローアウトパネルの重大事故等対策としての機能について

1. はじめに

ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に格納容器
 外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋内に漏えい・浸入す
 ることにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損
 することを防止するために、建屋内に損傷箇所(圧力開放箇所)を限定して
 発生させる目的で、原子炉建屋オペレーティングフロア等に設置している。
 ブローアウトパネルは、二次格納施設の一部として放射性物質の閉じ込め
 機能を有しており、本機能は重大事故等対策として整理する。なお、従来よりブローアウトパネルは、放射性物質の閉じ込め機能の当該系として閉機能
 がMS-1とされ、開機能は安全機能ではないと整理されてきている
 (JEAG4612「安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針」)。

- 2. 重大事故等対策としての機能の整理
- (1) 放射性物質の閉じ込め機能

ブローアウトパネルの放射性物質の閉じ込め機能は,原子炉建屋ガス処 理系(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成)により原子炉建 屋内の放射性物質を排気筒から放出するとともに,原子炉建屋内の負圧達 成に必要な機能となる。そのため,「第五十九条 原子炉制御室」における 居住性評価の条件として必要な機能となることから,重大事故等対策とし て必要な機能として整理する。

別紙

差圧による開放機能は、インターフェイスシステムLOCA(以下、「I S-LOCA」という。)が発生した場合に原子炉建屋内に漏えいした水蒸 気等を排出し、IS-LOCAによる破断箇所の隔離のための現場操作時 の環境条件(温度,圧力等)を緩和する機能を有している。ただし、東海 第二発電所においては、「第三十七条 重大事項等の拡大の防止等」で実施 している炉心損傷防止対策の有効性評価において、ブローアウトパネルが 開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて現場での隔離操作の成 立性を確認していることから、当該機能が重大事故等対策として必要な機 能とはならないものと整理する。

3. まとめ

ブローアウトパネルが有する機能と重大事故等対策としての位置づけにつ いて第1表及び第2表に示す。ブローアウトパネルについては,放射性物質 の閉じ込め機能を重大事故等対策としての機能と整理し,シビアアクシデン ト時の環境条件等を考慮しても機能維持可能な設計とする方針である。なお, 設計基準としてのブローアウトパネルの位置付けは変更が生じるものではな く,放射性物質の閉じ込め機能の当該系として整理されると考える。

第1 公 里八争以寺刈泉としての機能							
	<mark>放射性物質の閉じ込め機能</mark>	差圧による開放機能					
重大事故等対策		án					
<mark>としての機能</mark>	(第五十九条)	無					

第2表 ブローアウトパネルの設置位置

	月~伝は 後~		
設置高さ	台数	<mark>境界</mark>	1777年177778日2
	8		
EL45680	<mark>東西南北</mark>	<mark>原子炉建屋</mark>	
	各2台	<mark>オペレーシングフロア</mark>	
	<mark>4</mark>	<mark>⇔</mark>	
EL38800	<mark>東西南北</mark>	<mark>外気</mark>	
	<mark>各1台</mark>		
EL20300	3	原子炉建屋	<mark>_*</mark>
		<mark>主蒸気管トンネル室</mark>	
EL14000	<mark>3</mark>	<mark>⇔</mark>	<u> </u>
		原子炉建屋内通路	
※ 当該パネルの境	界は原子炉建	は屋間となっているため,開	閉状態によって原子

炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に与える影響はない。

格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について

1. 概 要

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水 素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%(ドライ条件)到達で格納容器 圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(以下「格納容器ベント」という) を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境へ の影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、 格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目 的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素供給(以下「窒素供 給」)を実施することにしている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照 し、窒素供給操作及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

2. 窒素供給操作の判断基準と作業時間について
 窒素供給操作に係る判断基準は以下のとおり設定している。
 a.可搬窒素供給装置の起動準備操作の開始基準:酸素濃度3.5vol%
 b.窒素供給操作の開始基準 :酸素濃度4.0vol%
 5.4 水素燃焼」において,水の放射線分解における水素及び酸素のG値
 を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を評価する際に
 用いている値により感度解析を実施しており,水素及び酸素濃度の上昇が早
 い感度解析においても,第1表のとおり,可搬型窒素供給装置の起動準備時
 間が6時間確保できるため,起動準備時間の115分(約2時間)に対して+
 分余裕があることが確認できる。

第1表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素供給準備の余裕時間
<mark>3. 5vo1%</mark>	<mark>約15時間</mark>	
<mark>4. 0vo1%</mark>	約21時間	<u> </u>

3. 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

窒素供給操作及び格納容器ベント操作に係る実施基準,実施基準の設定根拠 を第2表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差(約 0.6vol%)を考慮しても,可燃限界領域(酸素濃度5.0vol%以上)に到達するこ となく,窒素供給操作及び格納容器ベント操作が実施可能である。

操作	実施基準(計装誤差)	<mark>実施基準の設定根拠</mark>
<mark>可搬型窒素供給装置の起動 準備の開始基準</mark>	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%~4.1vol%)	<mark>可搬型窒素供給装置の起動準備</mark> 時間を考慮して設定
<mark>窒素供給開始基準</mark>	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%~4.6vol%)	格納容器圧力逃がし装置による 格納容器除熱操作の開始基準の 到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%~4.9vol%)	計装誤差を踏まえても可燃限界 領域到達前に格納容器ベントが 可能な基準を設定

第2表 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合

3.1.3.1 格納容器破損防止対策

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)」で想定される事故シーケンスに対して,代替循環冷却系を使用 しない場合を想定し,代替循環冷却系以外の設備による格納容器破損防止対 策の有効性を評価する。

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)」で想定される事故シーケンスにおいて,格納容器の破損を防止 し,かつ,放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するた め,初期の対策として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系 (常設)による原子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に よる格納容器冷却手段を整備する。また,安定状態に向けた対策として常設 低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 格納容器冷却手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整 備する。対策の概略系統図を第3.1.3-1 図に,対応手順の概要を第3.1.3-2 図に示すとともに,対策の概要を以下に示す。また,重大事故等対策におけ る手順と設備との関係を第3.1.3-1 表に示す。

(添付資料 3.1.2.1)

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて,必要な要員 は初動対応要員 21 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 5 名 である。

初動対応要員の内訳は,発電長1名,副発電長1名,運転操作対応を行う 運転員5名,通報連絡等を行う災害対策要員2名,現場操作を行う重大事故 等対応要員12名である。

招集要員の内訳は、燃料補給作業を行う重大事故等対応要員2名、現場手

3.1.3-1

動による格納容器ベント操作を行う重大事故等対応要員3名である。必要な 要員と作業項目について第3.1.3-3図に示す。

なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を 評価事故シーケンスと比較し必要な要員数を確認した結果、初動対応要員 21名及び招集要員5名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム, LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認

原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電源喪失の確認については、「3.1.2.1 a. 原子炉スクラム、LOCA発生及び全交流動力電 源喪失の確認」と同じ。

b. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉への注水機能喪失の確認については,「3.1.2.1 b. 原子炉への注水機能喪失の確認」と同じ。

c. 炉心損傷確認

炉心損傷確認については、「3.1.2.1 c. 炉心損傷確認」と同じ。

(添付資料 3.1.3.1)

d. 早期の電源回復不能の確認

早期の電源回復不能の確認については,「3.1.2.1 d. 早期の電源回 復不能の確認」と同じ。

 e.常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代 替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代 替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格 納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作につ いては、「3.1.2.1 e.常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電

3.1.3-2

操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷 却系(常設)による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)によ る原子炉注水操作」と同じ。

(添付資料 3.1.2.2, 3.1.3.2)

f. 電源確保操作対応

電源確保操作対応については,「3.1.2.1 f. 電源確保操作対応」と 同じ。

g. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動 準備操作

可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動 準備操作については,「3.1.2.1 g.可搬型代替注水大型ポンプを用い た低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作」と同じ。

h. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作については, 「3.1.2.1 h.常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作」と 同じ。

i. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作

原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作については, 「3.1.2.1 i.原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作」 と同じ。

- j.ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作
 「3.1.2.1 j.ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注
 入操作」と同じ。
- k. 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ る格納容器下部水位確保操作

3.1.3-3
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部水位確保操作については,「3.1.2.1 m. 常設低圧代替 注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部 水位確保操作」と同じ。

1. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作については,「3.1.2.1 n. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作」と同じ。

m. サプレッション・プール p H制御装置による薬液注入操作

サプレッション・プール p H制御装置による薬液注入操作については, 「3.1.2.1 o. サプレッション・プール p H制御装置による薬液注入操 作」と同じ。

n.常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却操作

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるた め、格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により常設 低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に よる格納容器冷却を実施し、格納容器圧力が 400kPa[gage]到達により 格納容器冷却を停止する。以降、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代 替格納容器スプレイ冷却系(常設)の運転により、格納容器圧力を 400kPa[gage]から 465kPa[gage]の範囲で制御する。これは、格納容器 圧力を 400kPa[gage]から 465kPa[gage]の高い領域で維持することでス プレイ効果を高め、サプレッション・プール水位の上昇抑制により格納 容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、可能な限り 外部への影響を軽減するための運用として設定している。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却に必要な計装設備は,低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量等である。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却に伴い,サプレッション・プール水位は徐々に 上昇する。格納容器ベントに伴うサプレッション・プール水位の上昇 (約 2m)を考慮しても,サプレッション・プール水位がベントライン 下端位置を超えないようにサプレッション・プール水位が通常水位+ 6.5m で格納容器冷却を停止する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却の停止を確認するため必要な計装設備はサプレ ッション・プール水位である。

o. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サプレッション・ チェンバ側)

サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達した時点で, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備として,中央制御室 からの遠隔操作により格納容器圧力逃がし装置一次隔離弁の開操作を実 施する。

さらに、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した 場合、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却の停止後、中央制御室からの遠隔操作によ り格納容器圧力逃がし装置二次隔離弁を全開としサプレッション・チェ ンバ側から格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する。

格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を確認するために必要な 計装設備は、サプレッション・チェンバ圧力等である。

サプレッション・チェンバ側からの格納容器圧力逃がし装置のベント ラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は,サプレッ ション・プール水位等である。

以降,損傷炉心の冷却は,常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代 替注水系(常設)による原子炉注水により継続的に行い,また,格納容 器除熱は,格納容器圧力逃がし装置により継続的に行う。

p. 使用済燃料プールの冷却操作

使用済燃料プールの冷却操作については、「3.1.2.1 p. 使用済燃料 プールの冷却操作」と同じ。

q. 可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作

アクセスルートの復旧,可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷 設等の実施後,代替淡水貯槽の残量に応じて,可搬型代替注水大型ポン プにより北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽へ水源補給操作を 実施する。

可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作に必要な計装設備は, 代替淡水貯槽水位である。

r. タンクローリによる燃料補給操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型 ポンプに燃料補給を実施する。

3.1.3.2 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,中小破断LO CAに比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く,格納容器圧力及 び雰囲気温度上昇の観点で厳しい大破断LOCAに加えて, ECCS注水 機能が喪失する「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」 である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧、注水機能の確保 等、必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施する までの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳を 考慮する。

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、原子炉圧力容器におけるECCS注 水(給水系・代替注水設備含む)、炉心損傷後の原子炉圧力容器における リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FP挙動並びに原 子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内 部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、格納容器ベント並びに炉心 損傷後の原子炉格納容器における格納容器内FP挙動が重要現象となる。 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により原子炉水位、燃料最高温度、格納容器圧 力、格納容器雰囲気温度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に対する主要な解析条件を第3.1.3-2表に示す。 また,主要な解析条件について,本評価事故シーケンス特有の解析条件を 以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、大破断LOCAが発生するものとする。破断箇所 は、原子炉圧力容器内の保有水量を厳しく評価するため、再循環系の 吸込配管とする。

(添付資料 1.5.2)

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系, 低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水 系)が機能喪失するものとし,さらに全交流動力電源喪失の重畳を考 慮するものとする。なお,代替循環冷却系は使用しないものとする。

(c) 外部電源

外部電源は使用できないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(d) 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとす る。なお、解析コードMAAPの評価結果では水の放射線分解による 水素及び酸素の発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」 にてその影響を評価する。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム

原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 低圧代替注水系(常設)

原子炉注水は 230m³/h (一定)を用いるものとし,原子炉水位L 0以上まで回復後は,崩壊熱による蒸発量相当の注水流量で注水する ものとする。なお,低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は,格 納容器冷却と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量配分するこ とで実施する。

(添付資料 3.1.2.3)

(e) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)

格納容器冷却は,格納容器圧力及び雰囲気温度上昇抑制に必要なス プレイ流量を考慮し,130m³/h(一定)を用いるものとする。なお, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却は,原子炉 注水と同じ常設低圧代替注水系ポンプを用いて流量分配することで実 施する。

(添付資料 3.1.2.3)

(f) 格納容器下部注水系(常設)

格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため,初期条件として ペデスタル(ドライウェル部)のプール水を考慮していないことから, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ る格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。

(g) 格納容器圧力逃がし装置

サプレッション・チェンバ圧力が 310kPa[gage]において, 13.4 kg /sの排気流量にて格納容器除熱を実施するものとする。

c. 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) 交流電源は、常設代替高圧電源装置によって供給を開始し、常設低 圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉 注水操作は、事象発生25分後から開始する。なお、代替循環冷却 系による格納容器除熱ができないこと及び原子炉水位LO以上まで 回復したことを確認し、原子炉注水流量を崩壊熱相当に調整すると ともに、格納容器冷却を停止する。
- (b) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却操作は,格納容器圧力が465kPa [gage]に到達した場合に開始し,400kPa[gage]に到達した場合は停 止する。なお,格納容器スプレイはサプレッション・プール水位が 通常水位+6.5mに到達した場合に格納容器冷却を停止する。
- (c) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱は、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達から5分後に実施する。
- (3) 有効性評価(Cs-137 放出量評価)の条件
 - (a) 事象発生直前まで、定格出力 100%で長期間にわたって運転されて いたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えて

いく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。

- (b) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は、事象進展に応じた割合 で、格納容器内に放出されるものとする。
- (c) 格納容器内に放出されたCs-137は、格納容器スプレイやサプレ ッション・プールでのスクラビング等による除去効果を受けるものとする。
- (d) 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137の 放出量評価条件は以下のとおりとする。
 - i) サプレッション・チェンバ又はドライウェルのベントラインを
 通じて格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出するもの
 とする。
 - ii) 格納容器内から原子炉建屋への漏えいは無いものとする。
 - iii) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタによる除去係数は,1,000(設計値)とする。
- (e) 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価条件 は以下のとおりとする。
 - i) 格納容器からの漏えい率は,設計漏えい率及びAECの式等に基 づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動するもの とする。
 - ii) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系(非常 用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成)により原子炉建屋 の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。また、原子炉建屋ガス処理系 により負圧を達成した後は、大気への放出率を1回/日(設計値) とする。

なお,原子炉建屋ガス処理系は,常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生 115分後に起動し,起動後5分間で負圧が達成されることを想定 する。

iii) 原子炉建屋内での放射能の時間減衰及び除去効果は考慮しないものとする。

(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4, 3.1.3.5)

(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 水流量,原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 3.1.3-4 図から第 3.1.3-8 図に,燃料最高温度の推移を第 3.1.3-9 図に,格納容器圧力,格 納容器雰囲気温度,サプレッション・プール水位及びサプレッション・プ ール水温度の推移を第 3.1.3-10 図から第 3.1.3-15 図に示す。

a. 事象進展

大破断LOCA時に高圧・低圧注水機能及び全交流動力電源が喪失す るため、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℃)に 到達し、炉心損傷が開始する。燃料被覆管の最高温度は事象発生から約 9分後に1,200℃に到達し、また、事象発生から約27分後に燃料温度は 約2,500K(約2,227℃)に到達する。事象発生から25分後、常設代替 高圧電源装置による交流電源の供給を開始し、常設低圧代替注水系ポン プを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始することに よって、原子炉圧力容器破損に至ることなく、原子炉水位は回復し、炉

(添付資料 3.1.2.6)

格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるた め,格納容器圧力及び雰囲気温度が徐々に上昇する。このため,原子炉 注水と同時に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)による格納容器冷却を実施することによって,格納容器 の圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。

原子炉水位が原子炉水位LO以上に回復後,サプレッション・プール 水位の上昇を抑制するため,崩壊熱による蒸発量相当の原子炉注水流量 とすることで原子炉水位LO以上を維持するとともに,常設低圧代替注 水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容 器冷却を一時停止する。

その後,崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等の格納容器内への放 出により,格納容器圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。そのため, 再度,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系

(常設)による格納容器冷却を実施することによって,格納容器圧力及 び雰囲気温度の上昇は抑制される。

ベントラインの水没防止のために,格納容器圧力逃がし装置による格 納容器除熱操作に伴うサプレッション・プール水位の上昇(約 2m)を 考慮し,サプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないよ うに,サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達した時点 で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却を停止する。事象発生から約 19 時間経過した 時点でサプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達にするた め,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系

(常設)による格納容器冷却を停止後,格納容器圧力逃がし装置による 格納容器除熱を実施し,格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させる。格 納容器雰囲気温度は,格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実 施後,溶融炉心からの放熱によって上昇傾向となる期間が生じるが,崩 壊熱の減少に伴い低下傾向に転じて,その後は徐々に低下する。格納容 器圧力については格納容器除熱操作の実施により低下する。なお,格納 容器除熱実施時のサプレッション・プール水位は,ベント管真空破壊装 置及びサプレッション・チェンバ側のベントライン設置高さと比較して 十分に低く推移するため,これらの設備の機能は維持される。

b. 評価項目等

格納容器圧力は,第 3.1.3-10 図に示すとおり,格納容器内に崩壊熱 等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇するが, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を 行うことによって,格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.47MPa[gage]となり,評価項目となるパラメータである最高使用圧力 の 2 倍(0.62MPa[gage])を下回る。なお,格納容器バウンダリにかか る圧力が最大となる事象発生約 18 時間後(最も遅く最大値に到達する 時間)において,水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は,格 納容器内の非凝縮性ガスに占める割合の約 2%であるため,その影響は 無視し得る程度である。

格納容器雰囲気温度は,第 3.1.3-11 図に示すとおり,格納容器内に 崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に上昇す るが,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による格納容 器除熱を行うことによって,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 157℃となり,評価項目である 200℃を下回る。なお, 事象開始直後,破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰 囲気温度は約 202℃となるが,この時の格納容器バウンダリにかかる温 度(壁面温度)は約 137℃であり,評価項目である 200℃を下回る。

(添付資料 3.1.2.8)

大気中へのCs-137 放出量について、ベントラインへの移行量にお いては保守的に格納容器からの漏えいがない場合を想定し評価しており、 サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場合の格納容器圧 力逃がし装置による大気中へのCs-137 の放出量は約 1.2×10⁻⁴ TBq (事象発生7日間)であり、評価項目である 100TBq を下回る。また、 ドライウェルのベントラインを経由した場合の放出量は約 3.7TBq (事 象発生7日間)であり、評価項目である 100TBq を下回る。

原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量については, 約 14.3TBq (事象発生7日間)であり,格納容器からの漏えいがない 場合の評価におけるサプレッション・チェンバのベントラインを経由し た場合の格納容器圧力逃がし装置による大気へのCs-137の放出量を 加えた場合でも,約15TBq (事象発生7日間)であり,評価項目である 100TBq を下回る。なお,ドライウェルのベントラインを経由した場合 の放出量を加えた場合でも,約18TBq (事象発生7日間)であり, 100TBq を下回る。

事象発生7日間以降, Cs-137の放出が継続した場合の放出量評価 を行った結果, サプレッション・チェンバのベントラインを経由した場 合の格納容器逃がし装置による放出量は,約1.2×10⁻⁴TBq(30日間) 及び1.4×10⁻⁴TBq(100日間)であり,原子炉建屋から大気中へのC s-137 の漏えい量を加えた場合でも,約 15TBq(30 日間)及び約 15TBq(100 日間)であり,いずれの場合も 100TBq を下回る。

(添付資料 3.1.3.3, 3.1.3.4, 3.1.3.5)

第3.1.3-4 図及び第3.1.3-7 図に示すとおり,常設低圧代替注水系ポ ンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の継続により炉 心が冠水し,炉心の冷却が維持される。その後は,第3.1.3-14 図に示 すとおり,約19時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+ 6.5m に到達した時点で,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納 容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止し,格納容器圧 力逃がし装置による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。

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」の うち、(1)から(3)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認した。 (添付資料 3.1.3.6)

3.1.3.3 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は,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しない場合)では,格納容器内へ流出し た高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気, ジルコニウムー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、常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並び に常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作、格 納容器圧力逃がし装置による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(ジルコニウムー水反応 速度の係数についての感度解析)では,炉心溶融時間に与える影響は小 さいことを確認している。常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替 注水系(常設)による原子炉注水操作については,高圧・低圧注水機能 が喪失したと判断した場合,速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用い た低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う 手順となっており,燃料被覆管温度等のパラメータ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。また,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレ イ冷却系による格納容器冷却操作については,炉心ヒートアップの感度 解析では、格納容器圧力及び温度への影響は小さい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。

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SAF ER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り、注水操作による燃料有効長頂部までの水位回 復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを確認 している。原子炉注水操作については、高圧・低圧注水機能が喪失した と判断した場合、速やかに常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替 注水系(常設)による原子炉注水(電源の確保含む)を行う手順となっ ており、原子炉水位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。

格納容器における格納容器各領域間の流動,気液界面の熱伝達並びに 構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして,格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)はHDR実験解析において区画によって格 納容器雰囲気温度を十数℃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不確かさが小さ くなるものと推定さる。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,格納容器圧力を操作開始の起点 としている常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷 却系(常設)による格納容器冷却に係る運転員等操作時間に与える影響 は小さい。また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内部 熱伝導の不確かさにおいては,CSTF実験解析により格納容器温度及 び非凝縮性ガスの挙動は測定データとよく一致することを確認しており、

その差異は小さいことから,格納容器圧力を操作開始の起点としている 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却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 を確認している。本評価事故シーケンスでは,リロケーションを起点に 操作開始す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原子炉圧力容器内FP挙動の不 確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはPHEBUS-FP 実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現 できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では燃料被覆 管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認 されたが、小規模体系の模擬性が原因を推測され、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推定される。本評価事故シー ケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内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。炉心損傷後の格納容器における格納容器内FP挙動の不確か さとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルはABCOVE実験解析に より、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認 している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内FP挙 動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

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 が確認されている。また,炉心ヒートアップの感度解析(ジルコニウム ー水反応速度の係数についての感度解析)では,格納容器圧力及び温度 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)では、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SA FER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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水 位回復時刻は解析コードSAFERの評価結果との差異は小さいことを 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。

格納容器における格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及び内 部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして,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 器雰囲気温度を十数℃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不確かさが小さくな 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。また,格納容器各領域間の流動,構造材との熱伝達及 び内部熱伝導の不確かさにおいては,CSTF実験解析により格納容器 温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動は測定データとよく一致することを確 認しており,その差異は小さいことから,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炉心溶融時間に与える影響は小さいことを確認して おり,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。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動及び 炉心損傷後の格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(F P)挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、原子炉圧力容 器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。 PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出につい て実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模 擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさ は小さくなると推定される。炉心損傷後の格納容器における格納容器内 FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは、AB COVE実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価 できることが確認されている。したがって、大気中へのCs-137の放 出量の観点で評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお、本 評価事故シーケンスにおける格納容器圧力逃がし装置によるCs-137 の放出量は、評価項目(100TBq を下回っていること)に対して、サプ

レッション・チェンバのベントラインを経由した場合は約 1.2×10⁻⁴ TBq (7日間),ドライウェルのベントラインを経由した場合は約 3.7TBq (7日間)であり,評価項目である 100TBq に対して余裕がある。

(添付資料 3.1.3.7)

- (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 3.1.3-2 表に示すとおりであり,それらの条件設定を設計値等の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, 設計値を用いるか又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 33GWd/t 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,解析条件で設定している崩壊熱よりもお おむね小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,それに伴う原 子炉冷却材の放出も少なくなることから,格納容器圧力及び雰囲気温 度の上昇が遅くなるが,操作手順(常設低圧代替注水ポンプを用いた 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作及び格 納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位,炉心流量,格納容器体積(サ

プレッション・チェンバ)の気相部及び液相部,サプレッション・プ ール水位及びドライウェル雰囲気温度は,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,Excess ive 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(常設低圧代替注 水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納 容器冷却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。

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可能性がある。溶融炉心の冠水後の操作 として崩壊熱による蒸発を補う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。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は,解析条件の不確かさとして, 実際の流量が解析より多い場合,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇 の抑制効果は大きくなるが,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。

(添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.7)

(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 33GWd/t 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,解析条件で設定している崩壊熱がおおむ ね小さくなるため,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, 格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが,格納容器圧力及び 雰囲気温度の上昇は格納容器スプレイ及び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,格納容器体積(サ プレッション・チェンバ)の気相部及び液相部,サプレッション・プ ール水位及びドライウェル雰囲気温度は,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,Excess ive 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,格納容器へ放出されるエネ ルギは大破断LOCAの場合と同程度であり,第 3.1.2-16 図及び第 3.1.2-17 図に示すとおり,格納容器圧力及び温度は,それぞれ評価 項目である最高使用圧力の2倍(0.62MPa[gage])及び 200℃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)は 原子炉水位の回復は早くなり,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の 抑制効果は大きくなるが,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意 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。

機器条件の格納容器圧力逃がし装置は,解析条件の不確かさとして,

実際の流量が解析より多い場合,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇 の抑制効果は大きくなるが,格納容器圧力の最大値は格納容器ベント 時のピーク圧力であり,ベント後の格納容器圧力挙動への影響はほと んどないことから,評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料 3.1.2.12, 3.1.3.7)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして,操作に係る不確かさを「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

操作条件の代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常 設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却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,操作所要時間を踏まえ て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。また,原子炉注水によって原子炉水位が原子炉水位 L0まで回復した場合,常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替 注水系(常設)による原子炉注水流量を崩壊熱による蒸発を補う流量 に変更するとともに,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容 器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止する。当該操作 開始時間は,解析上の想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。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレ イ冷却系(常設)による格納容器冷却操作は,格納容器圧力 465kPa[gage]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 御室で行う操作であり,他の操作と重複もないことから,他の操作に 与える影響はない。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作は,解 析上の操作開始時間として,サプレッション・プール水位が通常水位 +6.5m 到達から5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,炉心損傷後の格納容器ベントの実施基準(サプレッショ ン・プール水位通常水位+6.5m)に到達するのは,事象発生の約19 時間後である。また,格納容器ベントの準備操作はサプレッション・ プール水位の上昇傾向を監視しながらあらかじめ操作が可能であり, 格納容器ベント操作の操作所要時間は時間余裕を含めて設定されてい ることから,実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達時に速やかに格納 容器除熱をすることが可能であるため,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。 (添付資料 3.1.3.7)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常 設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器冷却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。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレ イ冷却系(常設)による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冷却操作の開始は 原子炉水位LO以上まで水位回復し格納容器冷却を一時停止させた後, 格納容器圧力 465kPa[gage]到達時点となり,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 に与える影響は小さい。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置による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,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 3.1.3.7)

(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。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作並びに常設低圧代替注 水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器 冷却及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)によ る原子炉注水操作については,第3.1.3-16 図から第3.1.3-18 図に示すと おり,事象発生から50分後(操作開始時間の25分程度の遅れ)までに常 設代替高圧電源装置からの受電操作を行い,常設低圧代替注水系ポンプを 用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び常設 低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 が開始できれば,損傷炉心は炉心位置に保持され,評価項目を満足する結 果となることから,時間余裕がある。

なお,格納容器ベント時におけるCs放出量は炉心損傷の程度の影響を 受けるが,格納容器ベント開始時間はほぼ同等であることから,放出量に 与える影響は小さい。

操作条件の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷 却系(常設)による格納容器冷却操作については,代替格納容器スプレイ 冷却系による格納容器冷却操作開始までの時間は,事象発生から約3.9時 間あり,準備時間が確保できるため,時間余裕がある。

なお,操作が大幅に遅れるような場合でも,格納容器圧力が評価項目と なるパラメータである最高使用圧力の2倍(0.62MPa[gage])に到達する までの時間は事象発生後約14時間後であり,時間余裕がある。

操作条件の格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作については, 格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約 19 時間後の操作であり, 準備時間が確保できるため,時間余裕がある。

(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。このほか,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。

- 3.1.3.4 必要な要員及び資源の評価
 - (1) 必要な要員の評価

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)」において,重大事故等対策に必要な初動対応要員は, 「3.1.3.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり21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」で示す運転員及び災害対策要員の 39名で対処可能である。

また,事象発生2時間以降に必要な招集要員は5名であり,発電所構外 から2時間以内に招集可能な要員の71名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

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)」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」の条件にて評価を行い、以下のとおりである。

a. 水源

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(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)による格納容器冷却 については、7日間の対応を考慮すると、合計約5,490m³の水が必要と なる。水源として、代替淡水貯槽に約4,300m³、北側淡水池に約 2,500m³及び高所淡水池に約2,500m³の水を保有しており、可搬型代替 注水大型ポンプを用いて、北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽 への補給を行うことで、代替淡水貯槽を枯渇させることなく、7日間の 注水継続が可能である。

(添付資料 3.1.3.9)

b. 燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから,常設代替交流電源設備による電源供給について,7日間の継続が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への給水については, 事象発生からの運転を想定すると,7日間の運転継続に約36.6kLの軽 油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有して いることから,可搬型代替注水大型ポンプによる給水について,7日間 の継続が可能である。

(添付資料 3.1.3.10)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については,重大事故等対策時に必要な負荷として約2,186kW必要となるが,常設代替交流電源設備の連続運転許容負荷容量は5,520kWであり,必要負荷に対しての電源供給が可

3.1.3.5 結論

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)」では,格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の 崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気,ジルコニウムー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によって,格納容器圧力及び温度が 徐々に上昇し,格納容器の過圧・過温により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「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容 器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策としては,初期の対策 として常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原 子炉注水手段及び代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却 手段を整備している。また,安定状態に向けた対策として常設低圧代替注水 系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却 手段及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備している。

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)」の評価事故シーケンス「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+ 低圧炉心冷却失敗」について,代替循環冷却系を使用しない場合を想定し, 格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の有効性評価を行った。

上記の場合においても,常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水 系(常設)による原子炉注水を継続し,常設低圧代替注水系ポンプを用いた 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び格納容器圧力 逃がし装置による格納容器除熱を実施することで,格納容器冷却及び除熱が 可能である。 その結果,ジルコニウムー水反応等により可燃性ガスの蓄積が生じた場合 においても格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度,放射性物質の総放出 量は,評価項目を満足している。また,安定状態を維持することができる。

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,運転員及び災害対策要員にて確保可能 である。また,必要な水源,燃料及び電源については,外部支援を考慮しな いとしても,7日間以上の供給が可能である。

以上のことから,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)」において,常設低圧代替注水系ポンプを用い た低圧代替注水系(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)による格納容器冷却,格納容器圧力逃がし装置による格納容器除 熱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「雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対して有効である。

第3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用しない場合)(1/4)

品作及形理题	千晒	重大事故等対処設備			
		常設設備	可搬設備	計装設備	
原子炉スクラム,L OCA発生及び全交 流動力電源喪失の確 認	 ・運転時の異常な過渡変化,原子炉冷却材喪失又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉がスクラムしたことを確認する。 ・主蒸気隔離弁が閉止するとともに、再循環ポンプが停止したことを確認する。 ・格納容器圧力が 13.7kPa[gage]に到達したことによりLOCAが発生したことを確認する。 	所内常設直流電源 設備 【主蒸気隔離弁】	_	 平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 緊急用M/C電圧 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 	
原子炉への注水機能 喪失の確認	・原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル2)設定 点に到達後,原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗 したことを確認する。	_	_	【原子炉隔離時冷却系系統流 量】	
炉心損傷確認	 ・原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損 傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容 器雰囲気放射線モニタ(D/W)又は(S/C)の 指示値が設計基準事故相当のγ線線量率の10倍以 上の場合とする。 	所内常設直流電源 設備	_	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
早期の電源回復不能 の確認	 ・全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが、失敗したことを確認する。 ・中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。 ・以上より、早期の電源回復不能を確認する。 	_	_		

第3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用しない場合)(2/4)

晶体及び確認	千個	重大事故等対処設備		等対処設備
操作及び唯認	丁順	常設設備	可搬設備	計装設備
常設代替高圧電源装	・早期の電源回復不能の確認後、中央制御室からの遠隔	常設低圧代替注	—	緊急用M/C電圧
置による緊急用母線	操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受	水系ポンプ		低圧代替注水系格納容器スプレ
の受電操作並びに常	電する。	代替淡水貯槽		イ流量
設低圧代替注水ポン	・緊急用母線の受電を確認後、原子炉冷却材浄化系吸込	常設代替高圧電		低圧代替注水系原子炉注水流量
プを用いた代替格納	み弁の閉止操作を実施し、常設低圧代替注水系ポンプ	源装置		原子炉水位(広帯域,燃料域)
容器スプレイ冷却系	を用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による	軽油貯蔵タンク		原子炉水位(SA広帯域, SA
(常設)による格納	格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原子			燃料域)
容器冷却操作及び低	炉注水を開始する。			原子炉圧力
圧代替注水系(常	・原子炉冷却材喪失により、ドライウェル雰囲気温度の			原子炉圧力 (SA)
設)による原子炉注	指示が原子炉圧力の飽和温度を超える場合は水位不明			ドライウェル雰囲気温度
水操作	と判断し、原子炉底部から原子炉水位レベル0以上ま			ドライウェル圧力
	で冠水させるために必要な注水量及び崩壊熱分の注水			サプレッション・チェンバ圧力
	量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間の			代替淡水貯槽水位
	原子炉注水を実施する。			
電源確保操作対応	・非常用ディーゼル発電機等の回復操作を実施する。	—	—	—
	・外部電源の回復操作を実施する。			
可搬型代替注水大型	・全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認	代替淡水貯槽	可搬型代替注	代替淡水貯槽水位
ポンプを用いた低圧	後,可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等		水大型ポンプ	
代替注水系(可搬	を実施する。		ホイールロー	
型)の起動準備操作			ダ	
常設代替高圧電源装	・常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電後,常	常設代替高圧電	—	M/C 2C電圧
置による非常用母線	設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作	源装置		M/C 2D電圧
の受電操作	を実施する。	軽油貯蔵タンク		
	・常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用			
	母線2C及び2Dを受電する。			

【 】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用しない場合)(3/4)

出化ルズ本河	壬順	重大事故等対処設備			
操作及び唯認	採住及び確認 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・		可搬設備	計装設備	
原子炉建屋ガス処理 系及び中央制御室換 気系の起動操作	 ・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、中央制御室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動する。 	中央制御室換気系(空気調 和機ファン,フィルタ系フ ァン,高性能粒子フィル タ,チャコールフィルタ) 非常用ガス処理系(排風 機,フィルタトレイン) 非常用ガス再循環系(排風	_		
ほう酸水注入系によ る原子炉圧力容器へ のほう酸水注入操作	・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後,ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 操作を実施する。	ほう酸水注入系		_	
常設低圧代替注水系 ポンプを用いた格納 容器下部注水系(常 設)による格納容器 下部水位確保操作	 ・代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後,常 設低圧代替注水系ポンプからペデスタル(ドライウェ ル部)への注水を実施する。 	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	_	低圧代替注水系格納容 器下部注水流量 格納容器下部水位 代替淡水貯槽水位	
水素濃度及び酸素濃 度監視設備の起動操 作	 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部水位確保操作を実施後,水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。 	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク		格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA)	

. 1. 3–35

 $\dot{\omega}$

↓】:里八爭议寺对处說佣(設計基準払張)

第3.1.3-1表 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の重大事故等対策について (代替循環冷却系を使用しない場合)(4/4)

堤佐及び座河	壬昭	重大事故等対処設備			
採作及い確認		常設設備	可搬設備	計装設備	
サプレッション・プ ール p H 制御装置に よる薬液注入操作	 ・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後,格納 容器内のpH制御のための薬液注入を行う。 	_	_	_	
常設低圧代替注水系 ポンプを用いた代替 格納容器スプレイ冷 却系(常設)による 格納容器冷却操作	 ・格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達したことを確認した場合,代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を実施する。 ・格納容器圧力を 465kPa[gage]と 400kPa[gage]の間で制御する。 ・格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作に伴うサプレッション・プール水位上昇を考慮しても,サプレッション・プール水位がベントライン下端を超えないように格納容器スプレイを停止する。 	常設低圧代替注 水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電 源装置 軽油貯蔵タンク	_	サプレッション・プール水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧 力 低圧代替注水系格納容器スプ レイ流量 代替淡水貯槽水位	
格納容器圧力逃がし 装置による格納容器 除熱操作	 ・サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達後,格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備を開始する。 ・サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m に到達後,格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始する。 	格納容器圧力逃 がし装置 常設代替高圧電 源装置 軽油貯蔵タンク	_	サプレッション・プール水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧 力 フィルタ装置出口放射線モニ タ(高レンジ・低レンジ)	
使用済燃料プールの 冷却操作	・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。	_	_	—	
可搬型代替注水大型 ポンプを用いた水源 補給操作	 可搬型代替注水大型ポンプにより淡水貯水池から代替淡水 貯槽へ水源補給操作を実施する。 	代替淡水貯槽	可搬型代替 注水大型ポ ンプ	代替淡水貯槽水位	
タンクローリによる 燃料補給操作	 ・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代 替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。 	可搬型設備用軽 油タンク	タンクロー リ		

【 】: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

第3.1.3-2表 主要解析条件(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)(1/5)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
	原子炉熱出力	3, 293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位(セパレータ スカート下端から+126㎝)	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t⁄h	定格流量を設定
初期	燃料	9×9燃料(A型)	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 あることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定
期条件	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの 運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応 する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として,通常運転時の圧力を包含す る値を設定
	格納容器雰囲気温度	$57^{\circ}\!\mathrm{C}$	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積(ドライウェル)	5, 700m^3	設計値を設定
	格納容器体積(ウェットウェル)	空間部:4,100m ³ 液相部:3,300m ³	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量とし て,保安規定の運転上の制限における下限値を設定

第3.1.3-2表 主要解析条件(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)(2/5)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	サプレッション・プール水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位とし て,保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32°C	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温とし て,保安規定の運転上の制限における上限値を設定
初期条件	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa(ドライウェルーサプレッシ ョン・チェンバ間差圧)	設計値を設定
	外部水源の温度	35°C	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として, 代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包 含する高めの水温を設定
	ペデスタル(ドライウェル部) のプール水	考慮しない	ペデスタル(ドライウェル部)には通常運転時からプール水が存在する が,格納容器の熱容量に寄与することから,格納容器雰囲気温度の挙動を 厳しく評価する設定として,ペデスタル(ドライウェル部)のプール水を 考慮しない

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設 定として,原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち,口径が最 大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系,低圧 注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の 機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし,原子炉スクラムについては,外部電源ありの場合を包括する条 件として,機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については,格納容器圧力及び雰囲気 温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

第3.1.3-2表 主要解析条件(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)(3/5)
第3.1.3-2表 主要解析条件(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)(4/5)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方					
	原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)信号	原子炉水位低下を厳しくする観点で,外部電源喪失に伴う タービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による 原子炉スクラムについては保守的に考慮せず,原子炉水位 低(レベル3)信号による原子炉スクラムを設定					
重大事;	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設 定として,原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2)信号による主蒸気隔離弁閉止については保守 的に考慮せず,事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止する ものとして設定					
故 等 対 ()	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから,全交流動力 電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定					
「 に 関 」	低圧代替注水系(常設)	注水流量:230m ³ /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定					
上 す る 機	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	スプレイ流量:130m ³ /h(一定)	格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制可能な流量として ,設定					
器条件	格納容器下部注水系(常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため,初期条件としてペデスタル(ドライウェル部)のプール水を考慮していないことから,常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。					
	格納容器圧力逃がし装置	排気特性: 13.4kg/s(格納容器圧力 310kPa[gage]において)	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として、機器設計上 の最低要求値である最少流量特性を設定					

第3.1.3-2表 主要解析条件(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)(5/5)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方				
重大事故筮	常設代替高圧電源装置による 緊急用母線の受電操作並びに 常設低圧代替注水系ポンプを 用いた代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)による格納容 器冷却及び低圧代替注水系 (常設)による原子炉注水操 作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替 格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の 準備に要する時間を考慮して設定				
*対策に関連する操:	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却 操作	格納容器圧力 465kPa[gage]到達時	運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の2倍(620kPa [gage])に対する余裕を考慮して設定				
作条件	格納容器圧力逃がし装置によ る格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+ 6.5m 到達から5分後	評価項目である最高使用圧力の 2 倍(620kPa [gage])への到達 防止を踏まえて設定				



第3.1.3-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の 重大事故等対策の概略系統図(代替循環冷却系を使用しない場合)(1/2) (低圧代替注水系(常設)による原子炉注水,代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却段階)



第3.1.3-1図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の 重大事故等対策の概略系統図(代替循環冷却系を使用しない場合)(2/2) (低圧代替注水系(常設)による原子炉注水,格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱段階)





の対応手順の概要(代替循環冷却系を使用しない場合)

3.1.3-44

 \mathcal{C}

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)

																		ŝ	過時間 (分)								
						10		20		30	4	0	50	60		70	80	90		100	110						
		実施箇所・	必要要員	数		事象発生																					
	【 】は他作業後					┏子炉スクラ	4																				
	= 15 + 2		0/	中央監視	-	✓ 約4分 炉心損傷開始(燃料被覆管温度1,000K到達)																					
操作項目	頁仕有	免电反	17	運転操作指揮	操作の内容	✓ 約9分 燃料被覆管温度 1,200℃到達																					
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐	-	▽ ブラント状況判断 ▽ マクシート状況判断																					
	通報連絡者 災害対策要員 2人 災害対策本部連絡 発電所外部連絡		災害対策本部連絡 発電所外部連絡			▼ 25 分 格納容器冷却及び原子炉注水開始						▼ 65分 原子炉水位レベル 0 以上判断															
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)					·	$ abla^{rac{5}{27}}$	分 炉心溶融閉	月始(燃料温	度 2, 500K 到這	推)													
状况判断	2 人 A, B	_		-	 ●原子炉スクラム確認 ●タービン停止の確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●LOCA発生の確認 ●原子炉木位風常低下(レベル1)設定点到達の確認 ●炉心損傷確認 																						
	【1 人】 A	-		_	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	1分																					
早期の電源回復不能の確認	【1 人】 B	-		_	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	2分																					
電源確保操作対応	-	-		2 人 a, b	●電源回復操作												適宜実	施									
常設代替高圧電源装置による緊 急用母線の受電操作	【1 人】 B	-		_	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線の受電操作	4 5	iд																				
西部16日小村24日本14、144日	[1]]				●原子炉注水及び格納容器スプレイに必要な負荷の電源切替操作		4分																				
品設低圧1.1合在小ポ小ンフを用 いた代替格納容器スプレイ冷却 系(党時) 及び所圧代基注水系	В	_		_	●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作			2分																			
(常設)の準備操作	【1 人】 A	-		-	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による 同子何注水 系統構成		3分																				
常設低圧代替注水系ポンプを用 いた代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による格納容器冷却 操作及び低圧代替注水系(常 設)による原子炉注水操作	【1 人】 A	-		_	 第二次にたべきがたが、ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却及び低圧代替注水系(常設)による原 子炉注水燥作 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)によ る原子炉注水流量調整操作 	Ĩ		6	分	J	原子炉注水	及び格納額	容器冷却開始	台後,適宜	状態監視	6分			Ĭ	流量調整征	发(崩壊熱相当						
常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(営	1.1	-									●非常用母線からの負荷切替操作											4分					
設)による格納容器下部水位確保操作	A		-	●常設低圧代替注水系ボンブを用いた格納容器下部注水系(常設) による格納容器下部水位の調整操作								1	5分			水伯											
水素濃度及び酸素濃度監視設備 の起動操作	【1 人】 A	-		_	●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作														8分		適						
サプレッション・プールpH制御 装置による薬液注入操作	【1 人】 A	-		-	●サプレッション・プール pH 制御装置による薬液注入操作																15 分						
常設代替高圧電源装置による非	【1 人】 B	-		-	 ●非常用母線の受電準備 							35 分															
常用母線の受電準備操作	-	2 人 C, D		-	●非常用母線の受電準備								70 分														
常設代替高圧電源装置による非 常用母線の受電操作	【1 人】 B	_		_	 ●常設代替高圧電源装置3台追加起動 ●非常用母線の受電 	8分 5分																					
原子炉建屋ガス処理系及び中央 制御室換気系の起動操作	【1 人】 B	-		-	●原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作																15						
	[]]				●ほう酸水注入系起動操作																						
ほう酸水注入系の起動操作	B	-		-	 ●ほう酸水注入系の注入状態監視 																						

第3.1.3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用しない場合)(1/2)

120		130		140	1	150	備考
		2 時間					
		原子炉建屋ガ 中央制御室換	ス処理系及び 気系の起動	X			-
	L						
							解析上考慮しない
),適宜状態	影監	視					
立調整後,這	窗宜	状態監視				;	解析上考慮しない
直, 格納容器	内	酸素及水素	濃度の監視	ŧ		1	代替交流電源設備により緊 急用母線受電後,暖気が自 動的に開始される
						į	解析上考慮しない
							解析上考慮しない
						,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,	解析上考慮しない
分		起動操作	乍実施後,	適宜狀	代態監視	1	解析上考慮しない
2分			人具計100	7 ± -=="	教学在学校委会	,	解析上考慮しない
		ほう酸水	《全量注入完"	「まで道	固正状態監視		

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)

											経過時間 (時間)				
						4	8	12	16		20	24	28))_	40
操作項目		実施箇所・必要要員数 【】1は他作業後 移動してきた要員		操作の内容		♥約3.9時間	格納容器圧力46	5kPa[gage]到達	▽	約 16 時間 サ 通常水位+ 又	プレッション・プー -5.5m 到達 約 19 時間 サプレ 通常水位+6.5	ル水位 ッション・ブ m 到達	ール水位	(
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	重大事故等対応要員 (現場)												
常設低圧代替注水系ボンプを用 いた低圧代替注水系(常設)に よる原子炉注水操作	【1 人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ボンプを用いた低圧代替注水系(常設) による原子炉注水流量調整操作		流量					問整後(崩壊熱相当)	,適宜状態監	視		
常設低圧代替注水系ポンプを用 いた代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による格納容器冷却 操作	【1 人】 A	-	-	●常設低圧代替注水系ボンブを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作		間欠スプレイにより格納容器圧力を 400kPa から 465kPa の間に維持									
2000	【1 人】 A	_	_	●格納容器ベント準備(系統構成)					5分						
格納容器圧力逃がし装置による 格納容器除熱準備	-	【2 人】 +1 人 C, D, E	-	●現場移動(第一弁) ●格納容器ベント準備(系統構成)					125 分						
	 1人 副発電長 	【3 人】 C, D, E	-	●緊急時対策所への退避						35 分					
	-	-	3人 (招集)	●現場移動(第二弁)					45 分						
中央制御室待避室の準備	[1 人] B	_		 中央制御室待避室内の正圧化準備操作 					20分						
				●可搬照明の設置					15 分						
			-	●データ表示装置(待避室)の起動操作					15 分						
				●衛星電話の設置					5 分	·					
				●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 イ停止操作						3分					
	【1 人】 A	-	_	●格納容器圧力逃がし装置による格納容器ペント操作						2分					
				●ベント状態監視									格納容	「器ベント実	実施後,
格納容器圧力逃がし装置による 格納容器除熟操作(サプレッシ ョン・チェンバ側)	_	_	【3 人】 (招集)	 ●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所の正圧化 ●現場手動による格納容器ベント操作 ●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所への決測 						10分 30分	180 分				
				●昭和日間のインクションののの時日間の「シュニュー」ののの時日間の「シュニュー」							100 分 45 分				
	【1 人】 B	-	-	●中央制御室待避室内の正圧化操作						5分	-	_			
	1 人+【2 人】 発電長, A, B	-	-	●中央制御室待避室内への退避							300 分				
使用済燃料ブールの冷却操作	[1 人] A	-	-	 常設低圧代替注水系ボンブによる代替燃料ブール注水系(注 ホライン)を使用した使用済燃料ブールへの注水操作 緊急用海水系の起動操作 (代替燃料ブール冷却系起動操作 			適宜	実施			2	20分 15分			
可搬型代替注水大型ボンプを用 いた低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水準備	_	-	10人 c~1	●可搬型代替注水大型ボンブ準備,ホース敷設等	170 分										
可搬型代替注水大型ポンプによ	-	_	【8人】 e~1	●可搬型代替注水大型ボンプ準備,ホース敷設等											
る水源補給操作	-	-	【2人】 c, d	●ボンブ起動及び水源補給操作											
タンクローリにトス嫌料補給場			01	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリーへの補給											
アンフローンによる2000村開拓保 作	_	_	(招集)	●可搬型代替注水大型ポンプへの給油											
L	2 人 A, B	3 人 C, D, E	12 人 a~1 及び招集 5 人												

第3.1.3-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」 の作業と所要時間(代替循環冷却系を使用しない場合)(2/2)

I	44	4	6	50	備考
∇	約 42.5 時間	代替淡水貯	槽残量 1000m ³	到達	
					解析上考慮しない
					第一弁操作完了後緊急時 対策所に退避する
適宜状態監	視				
					サプレッション・プール水位指示
					値が通常水位+6.4mに到達時に待 跳業の加圧操作を行う
					EEE000001981P2117.
					サプレッション・ブール水位指示 値が通常水位+6.4mに到達時に待
					避室の加圧操作を行う。
					解析上考慮しない スロッシングによる水位低下があ
					る場合は代替燃料プール冷却系の
					9年97 上今慮しない 25時間までに実施する
					アクセスルート復旧時間含む
					炉心損傷により屋外放射線量が高 い場合は屋内に待機し、モニタ指
					示を確認しながら作業を行う
	220 分				水源枯渇までは十分余裕があろ。
			適宜実施		
		90分			
			و و منابع مراجع ا		タンクローリ残量に応じて適宜軽 油タンクから補給
			適宜実施		



第3.1.3-4図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移



第3.1.3-5図 注水流量の推移



第3.1.3-6図 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移(短期挙動)



第3.1.3-7図 注水流量の推移(短期挙動)



第3.1.3-8図 原子炉圧力容器内の保有水量の推移











第3.1.3-11図 格納容器雰囲気温度の推移



第3.1.3-12図 格納容器圧力の推移(短期挙動)



第3.1.3-13図 格納容器雰囲気温度の推移(短期挙動)



第3.1.3-14図 サプレッション・プール水位の推移



第3.1.3-15図 サプレッション・プール水温の推移



第3.1.3-16 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位)の推移



第3.1.3-17図 操作開始時間25分遅れのケースにおける

格納容器圧力の推移



第3.1.3-18 図 操作開始時間 25 分遅れのケースにおける

格納容器雰囲気温度の推移

崩壊熱による蒸発量相当の注水量について

外部水源を用いた原子炉注水を実施する場合,炉心冷却を継続する目的から 崩壊熱による蒸発量以上の注水量で原子炉注水を実施する必要があるが,崩壊 熱による蒸発量を大きく上回る注水量とする場合はサプレッション・プール水 位の上昇により格納容器ベント配管を水没させる恐れがあるため,崩壊熱によ る蒸発量相当の注水量に調整する手順を設定する。

崩壊熱は運転時間やスクラム後の経過時間にも影響を受けることから,事前 にスクラム後の崩壊熱の推移を把握し,崩壊熱による蒸発量に相当する注水量 を手順に反映する。具体的には,運転手順に第1図のような崩壊熱による蒸発 量相当の注水量を示すことで,必要な注水量を把握することとする。

第1図に示すとおり,事象発生12時間までは崩壊熱の変化が大きいため,6 時間間隔で注水量を変更するが,12時間以降においては,12時間以上の時間間 隔で流量調整を実施することとする。ただし,格納容器ベント実施により一時 的に中央制御室待避室に退避する場合には,直前にその時点での崩壊熱による 蒸発量に相当する注水量に調整することで退避中の注水量の調整操作を不要と する。



- 3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- 3.2.1 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「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」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、TQUX、長期TB、TBU及びTBD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「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、 発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化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、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器 が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、格納容器雰囲気 が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、格納容 器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、溶融炉心、水蒸気、水素等の 急速な放出に伴い格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止 するため、原子炉圧力容器破損までに原子炉を減圧することによって、格 納容器の破損を防止する。

また,原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに,ペデスタ ル(ドライウェル部)に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保する とともに,長期的には,最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによ り,格納容器の破損を防止する。

さらに,格納容器内における水素燃焼を防止するため,格納容器内の水 素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに,格納容器内へ窒素供給する ことによって、格納容器の破損を防止する。

本格納容器破損モードに対する有効性を評価するためには,原子炉圧力 容器が破損した時点及びその後のプラント状態を評価する必要があること から,原子炉圧力容器破損までは原子炉への注水を考慮しないものとする。 一方,本格納容器破損モードに対しては,原子炉圧力容器破損後の格納容 器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため,原 子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を 評価することとする。したがって,本評価では原子炉圧力容器破損後も原 子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対 策及び手順を整備することから,これを考慮した有効性評価を実施するこ ととする。また,原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の 影響について評価することとする。

(3) 格納容器破損防止対策

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」で想 定される事故シーケンスに対して,原子炉圧力が高い状況で原子炉圧力容 器が損傷し,格納容器雰囲気が直接加熱されることを防止するため,逃が し安全弁(自動減圧機能)の手動開操作による原子炉減圧手段を整備する。

また,原子炉圧力容器の下部から落下する溶融炉心の冷却の観点から, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による溶 融炉心への注水手段を整備する。

さらに,原子炉圧力容器破損前における格納容器からの除熱のため,緊 急用海水系による海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手 段を整備する。なお,この格納容器除熱手段には逃がし安全弁の環境条件 を緩和する効果がある。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力及び温度の 上昇を抑制する観点から,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容 器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却手段,緊急用海水系による 海水通水手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段並びに格納容器 圧力逃がし装置による格納容器除熱手段を整備する。

また,長期的な格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する観点から,可搬型 窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給手段を整備する。

本格納容器破損モードの防止及びその他の対応を含めた一連の重大事故 等対策の概要を以下に示す。対策の概略系統図を第3.2-1 図に,対応手順 の概要を第3.2-2 図に示す。また,重大事故等対策の手順と設備との関係 を第3.2-1 表に示す。

本格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスにおいて,必要な要員は初動対応要員 20 名及び事象発生から 2 時間以降に期待する招集要員 2 名である。

初動対応要員の内訳は,発電長1名,副発電長1名,運転操作対応を行う運転員4名,通報連絡等を行う災害対策要員2名,現場操作を行う重大事故等対応要員12名である。

招集要員の内訳は、燃料補給作業を行う重大事故等対応要員2名である。 必要な要員と作業項目について第3.2-3図に示す。

なお,評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては,作業項目 を評価事故シーケンスと比較し必要な要員数を確認した結果,初動対応要 員 20 名及び招集要員 2 名で対処可能である。

a. 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認

運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して原子炉が スクラムしたことを確認する。また,主蒸気隔離弁が閉止するとともに, 再循環ポンプが停止したことを確認する。 原子炉スクラム及び全交流動力電源喪失の確認に必要な計装設備は, 平均出力領域計装等である。

b. 原子炉への注水機能喪失の確認

原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル2)設定点に到達後,原子 炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。

原子炉への注水機能喪失の確認に必要な計装設備は,原子炉隔離時冷 却系系統流量である。

c. 早期の電源回復不能の確認

全交流動力電源喪失の確認後,中央制御室からの遠隔操作により外部 電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず,非常用母線の 電源回復ができない場合,早期の電源回復不能と判断する。これにより, 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電準備操作を開始する。

d. 常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作

早期の電源回復不能の確認後,中央制御室からの遠隔操作により常設 代替高圧電源装置から緊急用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による緊急母線受電操作に必要な計装設備は, 緊急用M/C電圧である。

e. 電源確保操作対応

早期の電源回復不能の確認後,対応可能な要員により非常用ディーゼ ル発電機等の機能回復操作及び外部電源の機能回復操作を実施する。

f. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動 準備操作

全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後,可搬型代替注 水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。

g. 高圧注水機能喪失の確認

3.2-4

原子炉スクラム後,原子炉水位の低下が継続し,原子炉水位異常低下 (レベル2)設定点に到達した後,中央制御室からの遠隔操作により原 子炉隔離時冷却系の手動起動を試みるが失敗したことを確認する。

高圧注水機能喪失の確認に必要な計装設備は,原子炉隔離時冷却系系 統流量等である。

h. 常設高圧代替注水系ポンプを用いた高圧代替注水系の起動操作

高圧注水機能喪失の確認後,中央制御室からの遠隔操作により高圧代 替注水系を起動する。なお,有効性評価においては,高圧代替注水系に よる原子炉注水操作には期待しない。

高圧代替注水系による原子炉注水に必要な計装設備は,高圧代替注水 系系統流量である。

i. 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作

常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作完了後,中央制御 室及び現場にて常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作 を実施し,中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から 緊急用母線を介して非常用母線を受電する。

常設代替高圧電源装置による非常用母線受電操作に必要な計装設備は, M/C 2C(2D)電圧である。

j. 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後,中央制御 室からの遠隔操作により原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を 起動する。

k. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作

常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電操作完了後、中央制御室からの遠隔操作によりほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう

酸水注入操作を実施する。なお、有効性評価においては、ほう酸水注入 系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作には期待しない。

ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入操作に必要な 計装設備は,ほう酸水注入ポンプ吐出圧力である。

1. 緊急用海水系による海水通水操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原 子炉注水機能喪失を確認した後,中央制御室にて,非常用母線の負荷と なっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象に,緊急用母線 から電源が供給されるよう電源切り替え操作を実施する。また,中央制 御室からの遠隔操作により緊急用海水系ポンプを起動し,緊急用海水系 に海水を通水する。

緊急用海水系による海水通水操作に必要な計装設備は,緊急用海水系 流量(残留熱除去系熱交換器)である。

m. 代替循環冷却系による格納容器除熱操作

緊急用海水系に海水を通水した後,中央制御室からの遠隔操作により 代替循環冷却系ポンプを起動することで,代替格納容器スプレイを実施 し,格納容器除熱を実施する。

代替循環冷却系による格納容器除熱操作に必要な計装設備は,代替循 環冷却系格納容器スプレイ流量等である。

n. 炉心損傷確認

原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い,炉心損傷したことを確認 する。炉心損傷の判断は,格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)又は (S/C)の指示値が設計基準事故相当のγ線線量率の10倍以上とな った場合とする。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器雰囲気放射線

モニタ (D/W) 等である。

o. 逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁による原子炉急速減圧操作

原子炉水位の低下が継続し,燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で,中央制御室からの遠隔操作により逃がし安 全弁(自動減圧機能)2 弁を手動で開放し,原子炉を急速減圧する。な お,この原子炉減圧のタイミングは,原子炉水位が燃料有効長頂部以下 となった場合,原子炉減圧を遅らせた方が,原子炉圧力容器内の原子炉 冷却材の量を多く維持できるため,原子炉圧力容器破損に至る時間を遅 らせることができる一方で,ジルコニウムー水反応が著しくなる前に原 子炉を減圧することで水素の発生量を抑えられることを考慮して設定し たものである。

原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は,原子炉水位(燃料域)等である。

原子炉急速減圧後は,逃がし安全弁(自動減圧機能)の開状態を保持 し,原子炉圧力を低圧状態に維持する。

(添付資料 3.2.1)

p.常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ る格納容器下部水位確保操作

代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後,原子炉圧力容器破 損に備えて,中央制御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポン プを用いた格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウェ ル部)への注水操作を実施する。この場合の注水は,水蒸気爆発の発生 を仮定した場合の影響を抑制しつつ溶融炉心・コンクリートの影響を緩 和する観点から格納容器下部水位を約 1.0m に調整することが目的であ るため,格納容器下部水位が 1.0m を超えて上昇したことを確認後,ペ デスタル(ドライウェル部)への注水を停止する。その後、ペデスタル (ドライウェル部)水はサプレッション・プールに排水され、格納容器 下部水位は約1.0mに調整される。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部水位確保操作に必要な計装設備は、格納容器下部水位等である。

q. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作

炉心損傷が発生すれば,ジルコニウム-水反応により水素が発生し, 水の放射線分解により水素及び酸素が発生することから,常設低圧代替 注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部 水位確保操作を実施後,中央制御室からの遠隔操作により水素濃度及び 酸素濃度監視設備を起動し,格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認 する。

格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を確認するために必要な計装設備 は、格納容器内水素濃度(SA)等である。

r. サプレッション・プール p H 制御装置による薬液注入操作

水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後,中央制御室から の遠隔操作により格納容器内のpH制御のための薬液注入を行う。サプ レッション・プール水のpHを7以上に制御することで,サプレッショ ン・プール水中での分子状無機よう素の生成が抑制され,その結果,有 機よう素の生成についても抑制される。これにより,環境中への有機よ う素の放出量を低減させることができる。なお,有効性評価においては, pH制御には期待しない。

s. 格納容器下部水温の継続監視

原子炉圧力容器破損の徴候として、原子炉水位の低下、制御棒位置の

指示値の喪失数増加,原子炉圧力容器温度(下鏡部)の 300℃到達とい ったパラメータの変化を確認する。原子炉圧力容器温度(下鏡部)が 300℃に到達した場合には,迅速な原子炉圧力容器の破損判断のために 格納容器下部水温を継続監視する。

格納容器下部水温の継続監視の開始に必要な計装設備は,原子炉圧力 容器温度等である。

t. 原子炉圧力容器破損の判断

原子炉圧力容器の破損を直接確認する計装設備である格納容器下部水 温の指示上昇又はダウンスケールといったパラメータの変化によって, 原子炉圧力容器破損を判断する。

原子炉圧力容器の破損判断に必要な計装設備は,格納容器下部水温で ある。

(添付資料 3.2.2)

u.常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却操作

原子炉圧力容器破損の判断後,中央制御室からの遠隔操作により常設 低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)に よる格納容器冷却を実施する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却操作のために必要な計装設備は,低圧代替注水 系格納容器スプレイ流量等である。

v.常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ る溶融炉心への注水操作

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作を実施後、中央制御室からの遠隔操作によ

り常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ り格納容器下部水位 2.75m までペデスタル(ドライウェル部)注水を実 施する。以降は、ペデスタル(ドライウェル部)満水付近で溶融炉心の 冠水状態を維持するとともに、サプレッション・プール水位の上昇抑制 により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の遅延を図り、 可能な限り外部への影響を軽減する観点から、2.25m から 2.75m の範囲 に水位を維持する。ただし、高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知され ない場合は、断続的に溶融炉心が落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定 した場合の影響を抑制する観点から、0.5m から 1.0m の範囲に水位を維 持する。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ る溶融炉心への注水操作に必要な計装設備は,低圧代替注水系格納容器 下部注水流量等である。

格納容器下部注水系(常設)により溶融炉心の冷却が継続して行われ ていることは,格納容器下部水位計によって確認することができる。高 さ 0.2m までの溶融炉心堆積を検知した場合は,原子炉圧力容器破損時 の影響を受けないペデスタル外側のボックス内の格納容器下部水位計 (2.25m 及び 2.75m 位置にそれぞれ複数設置)によってペデスタル(ド ライウェル部)水位を監視し,溶融炉心が冠水維持されていることを確 認できる。また,高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は, 格納容器下部水位計(0.5m 及び 1.0m 位置にそれぞれ複数設置)によっ て,溶融炉心が冠水維持されていることを確認できる。なお,格納容器 下部雰囲気温度により格納容器下部の雰囲気温度が飽和温度程度で推移 していることを確認することによっても,溶融炉心の冷却が継続して行 われていることを把握することができる。

3.2-10

w. 代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作

「m. 代替循環冷却系による格納容器除熱操作」以降,代替循環冷却 系による格納容器除熱を継続するが,原子炉圧力容器破損後に格納容器 圧力が低下傾向に転じた後は,原子炉圧力容器内の冷却及び格納容器の 除熱のため,中央制御室からの遠隔操作により代替循環冷却系の注水先 を原子炉注水と格納容器スプレイに分配し,それぞれ連続で原子炉注水 と格納容器スプレイを実施する。サプレッション・プールを水源として 原子炉注水及び格納容器スプレイを実施し,緊急用海水系により格納容 器内の熱を海に逃がすことで,格納容器外からの注水によるサプレッシ ョン・プール水位の上昇抑制を図る。

代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱に必要な計装設備 は,代替循環冷却系原子炉注水流量等である。

x.常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器圧力制御操作

代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作を実施後,サ プレッション・プール水位の上昇を抑制する観点から,「s.常設低圧 代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 格納容器冷却操作」を一旦停止し,格納容器への水の持ち込みを制限す る。ただし,格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合は,中央制 御室からの遠隔操作により常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納 容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイを実施し,格納容 器圧力が 400kPa[gage]到達により格納容器ペ却を停止する。以降,常 設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) の運転により,格納容器圧力を 400kPa[gage]から 465kPa[gage]の範囲 で制御する。これは,格納容器圧力を 400kPa[gage]から 465kPa[gage] の高い領域で維持することでスプレイ効果を高め,サプレッション・プ ール水位の上昇を抑制するための運用として設定している。

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器圧力制御操作に必要な計装設備は,低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量等である。

y. 使用済燃料プールの冷却操作

使用済燃料プールの冷却操作を実施する。

z.可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作

格納容器内酸素濃度が 4.0vol%(ドライ条件)に到達した場合,可 搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで,格納容 器内酸素濃度の上昇を抑制する。

可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給操作に必要な計装設 備は、格納容器内酸素濃度(SA)である。

a a. タンクローリによる燃料補給操作

タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素供給装置 に燃料補給を実施する。

- 3.2.2 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TQUXとし,逃がし安全弁再閉失敗を含まず高圧状態が維持され る「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧 失敗+DCH」である。 本評価事故シーケンスでは「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」 の格納容器破損防止対策の有効性評価として,原子炉圧力容器破損時の原 子炉冷却材圧力を確認する観点より,原子炉圧力容器破損までは事象を進 展させることを前提とする必要があり,原子炉への注水失敗により原子炉 圧力容器破損に至る状況を仮定する。具体的には,炉心損傷前の段階で設 計基準事故対処設備の非常用炉心冷却系である高圧炉心スプレイ系,低圧 炉心スプレイ系及び低圧注水系並びに原子炉隔離時冷却系のみならず,重 大事故等対処設備である低圧代替注水系(常設)等を含む全ての低圧注水 機能が失われることで「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した過渡時自 動減圧回路が作動せず,低圧注水機能を含む全ての注水機能が失われてい る場合の手順に従って原子炉減圧しないまま炉心が損傷し,その後,原子 炉圧力容器破損に至る状況を仮定する。

仮に炉心損傷後の原子炉注水に期待できる場合には,原子炉圧力容器が 破損するまでの時間の遅れやペデスタル(ドライウェル部)への落下量の 抑制等,事象進展の緩和に期待できると考えられるが,本評価の前提とす る事故条件は原子炉注水による事象進展の緩和の不確かさを包絡する保守 的な条件である。

さらに、本評価事故シーケンスにおいては、電源の復旧,注水機能の確 保等,必要となる事故対処設備が多く、格納容器への注水・除熱を実施す るまでの対応時間を厳しく評価する観点から、全交流動力電源喪失の重畳 を考慮する。

なお,格納容器過圧・過温破損の観点については,「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)」にて示したとおり,L OCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。こ れは,過圧の観点ではLOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原 子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳し いためであり,過温の観点では,事象初期に炉心が露出し過熱状態に至る 事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。また,本格納容器破損 モードを評価する上では,原子炉圧力容器が高圧の状態で破損に至る事故 シーケンスを選定する必要があることから,LOCAをプラント損傷状態 とする事故シーケンスは,本格納容器破損モードの評価事故シーケンスに は適さない。

本格納容器破損モードではプラント損傷状態をTQUXとし,「3.3 原 子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」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としており,異なる プラント損傷状態を選定している。

TQUVでは,安全機能の喪失に対する仮定として,減圧機能は喪失し ていないが,低圧注水機能が喪失していることから原子炉注水ができない ため,原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到 達した時点で逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動開操作によって原子炉 を減圧し,高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

TQUXでは,安全機能の喪失に対する仮定として,減圧機能が喪失し ているため,原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位 置に到達した時点で,重大事故等対処設備としての逃がし安全弁(自動減 圧機能)の手動開操作によって原子炉を減圧し,高圧溶融物放出/格納容 器雰囲気直接加熱の発生防止を図る。

以上のとおり,どちらのプラント損傷状態であっても事象発生から原子 炉減圧までの対応は同じとなり,運転員等操作時間やパラメータの変化も 同じとなる。また,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、本評価事故シーケンスへの対応及び事故 進展は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスへの対応及び事 故進展と同じものとなる。よって、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」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相 互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、同じシー ケンスで各格納容器破損モードに対する格納容器破損防止対策の有効性を 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、原子炉圧力容器における冷却材放出 (臨界流・差圧流)、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーショ ン、原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心細粒化)、原子炉圧力容器内FC I(デブリ粒子熱伝達)、構造材との熱伝達、下部プレナムでの溶融炉心 の熱伝達並びに原子炉圧力容器破損が重要現象となる。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により原子炉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に対する主要な解析条件を第3.2-2表に示す。ま

た,主要な解析条件について,本評価事故シーケンス特有の解析条件を以 下に示す。

- a. 事故条件
- (a) 起因事象

起因事象として、給水流量の全喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系, 低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水 系)が機能喪失するものとし,さらに全交流動力電源喪失の重畳を考 慮するものとする。

(c) 重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定

原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉への注 水を考慮しない^{*1}ものとする。

また,原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響 を「3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」において 考慮するものとする。

※1 常設低圧代替注水系ポンプを用いた原子炉注水以外の緩和機能となる代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び格納容器 下部注水系(常設)には期待する。また,原子炉圧力容器破損後は,原子炉圧力容器内の冷却を考慮し,代替循環冷却系による原子炉注水を行うものとする。

(d) 外部電源

外部電源は使用できないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

(e) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響

原子炉圧力を厳しく評価するため,高温ガスによる配管等のクリー プ破損や漏えい等は,考慮しないものとする。

(添付資料 3.2.4)

(f) 水素及び酸素の発生

水素の発生については、ジルコニウム-水反応及び溶融炉心・コン クリート相互作用を考慮するものとする。なお、解析コードMAAP の評価結果では水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮して いない。このため、水の放射線分解による水素及び酸素の発生量は「 3.4 水素燃焼」と同様に、解析コードMAAPで得られる崩壊熱をも とに評価する。初期条件の初期酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸 素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。

- b. 重大事故等対策に関連する機器条件
- (a) 原子炉スクラム

原子炉スクラムは,原子炉水位低(レベル3)信号によるものとする。

(b) 主蒸気隔離弁

主蒸気隔離弁は、事象発生と同時に閉止するものとする。

(c) 再循環ポンプ

再循環ポンプは、事象発生と同時に停止するものとする。

(d) 逃がし安全弁

逃がし安全弁(安全弁機能)にて原子炉冷却材圧力バウンダリの過 度の圧力上昇を抑制するものとする。また,原子炉減圧には,逃がし 安全弁(自動減圧機能)2 弁を使用するものとし,容量として,1 弁 当たり定格主蒸気流量の約6%を処理するものとする。 (e) 代替循環冷却系

代替循環冷却系の循環流量は、炉心冷却の維持に必要な流量、格納 容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、全体 で 250m³/h とし、原子炉圧力容器破損前及び原子炉圧力容器破損後 の格納容器圧力が低下傾向となるまではドライウェルへ 250m³/h で 連続スプレイを実施する。原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力が低 下傾向に転じた後は、ドライウェルへ 150m³/h、原子炉へ 100m³/h にて流量配分し、それぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施する。

(f) 緊急用海水系

代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量は、約 14MW (サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 32℃において)とする。

(g) 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)

原子炉圧力容器破損の判断後に,格納容器圧力及び雰囲気温度の上 昇を抑制可能な流量を考慮し,300m³/h にて格納容器内にスプレイ するものとする。格納容器圧力が低下傾向となれば,一旦格納容器ス プレイを停止するが,再度格納容器圧力が上昇し,格納容器圧力 465kPa[gage]に到達した場合は,130m³/h にて格納容器内にスプレ イするものとする。

(h) 格納容器下部注水系(常設)

原子炉圧力容器破損前に,常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納 容器下部注水系(常設)により 80m³/h でペデスタル(ドライウェ ル部)に注水し,水位が 1m を超えて上昇するまで水張りを実施する ものとする。

原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部) に落下した後は、溶融炉心の冠水継続が可能な流量を考慮し、80m³ /hにてペデスタル(ドライウェル部)に注水するものとする。

(i) 可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は, 窒素 198m³/h 及び酸素 2m³/h の流量で 格納容器内に注入するものとする。

(j) コリウムシールド耐熱材の種類

コンクリートの侵食を防止する観点から,ジルコニア耐熱材を設定 する。

(k) コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度
 ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき、2,100℃を設定する。

(添付資料 3.5.1)

(1) ペデスタル (ドライウェル部) 床面積

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 点で厳しくなることから, コリウムシールドを考慮した床面積を設定 する。

c. 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) 原子炉急速減圧操作は,設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系)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いる場合の運転手順に従い,原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で開始するものとする。
- (b) 代替循環冷却系による格納容器除熱操作は, 緊急用海水系及び代替
循環冷却系の準備時間等を考慮し,事象発生 90 分後から開始する ものとする。その後,原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下 傾向に転じて 30 分後に,ドライウェルと原子炉へ流量配分し,そ れぞれ連続スプレイ及び連続注水を実施することで,代替循環冷却 系による原子炉注水及び格納容器除熱を実施するものとする。

- (c)常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)に よる格納容器下部水位確保操作は、炉心損傷後に代替循環冷却系ポ ンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施した後 に開始し、ペデスタル(ドライウェル部)水位が 1.0m を超えて上 昇したことを確認した場合に停止するものとする。
- (d) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却操作は,原子炉圧力容器破損の判断及 び操作実施に必要な時間を考慮し,原子炉圧力容器破損の6分後に 開始するものとする。また,原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力 が低下傾向に転じて 30 分後に停止するものとする。その後,常設 低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設) による格納容器圧力制御操作は,格納容器圧力が 465kPa[gage]に 到達した場合に開始し,格納容器圧力が 400kPa[gage]まで低下し た場合に停止する間欠注水を行うものとする。
- (e)常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による溶融炉心への注水操作は、操作実施に必要な時間を考慮し、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作の1分後に開始するものとする。また、ペデスタル(ドライウェル部)水位が2.75mに到達した場合に停止するものとする。その後は、ペデスタル(ドライウェル部)水位が

2.25m まで低下した場合に注水を開始し、2.75m に到達した場合に
 停止する間欠注水を行うものとする。

- (f) 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給操作は、格納容器内酸素濃度が 4.0vo1%(ドライ条件)に到達した場合にサプレッション・チェンバ内へ窒素供給を開始するものとする。
- (3) 有効性評価(Cs-137 放出量評価)の条件
 - (a) 事象発生直前まで、定格出力の 100%で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高 50,000 時間とする。
 - (b) 原子炉内に内蔵されている核分裂生成物は,事象進展に応じた割 合で,格納容器内に放出されるものとする。
 - (c) 格納容器内に放出されたCs-137 については,格納容器スプレイ
 やサプレッション・プール水でのスクラビング等による除去効果
 を受けるものする。
 - (d) 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価条件 は以下のとおりとする。
 - a) 格納容器からの漏えい率は,設計漏えい率及びAECの式等に 基づき設定した漏えい率を基に格納容器圧力に応じて変動する ものとする。
 - b) 漏えい量を保守的に見積もるため、原子炉建屋ガス処理系(非常 用ガス再循環系及び非常用ガス処理系で構成)により原子炉建屋 の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。また、原子炉建屋ガス処理系 により負圧を達成した後は、大気への放出率を1回/日(設計値)

とする。

なお,原子炉建屋ガス処理系は,常設代替高圧電源装置からの交流電源の供給を受けて中央制御室からの遠隔操作により事象発生 115分後に起動し,起動後5分間で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及び除去効果は考慮しないものとする。

(添付資料 3.2.5)

(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圧力,原子炉水位(シュラウド内 外水位)及び原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第 3.2-4 図から第 3.2-6 図に,格納容器圧力,格納容器雰囲気温度,サプレッション・プー ル水位及び注水流量の推移を第 3.2-7 図から第 3.2-14 図に,ペデスタル (ドライウェル部)の水位,ペデスタル(ドライウェル部)の壁面及び床 面のコンクリート侵食量並びにドライウェル及びサプレッション・チェン バの気相濃度(ウェット条件,ドライ条件)の推移を第 3.2-15 図から第 3.2-25 図にそれぞれ示す。

a. 事象進展

事象発生後,全ての設計基準事故対処設備による原子炉注水機能(非 常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系)が機能喪失し,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こ とから,原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心が露出し, 事象発生から約 35 分後に炉心損傷が開始する。原子炉水位が燃料有効 長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点(事象発生から 約38分後)で、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁を手動で開放することで、原子炉急速減圧を実施する。

事象発生から90分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を行う。

また,代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後,常設低圧代 替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下 部水位確保操作を実施し,ペデスタル(ドライウェル部)水位を約 1.0mに調整する。

原子炉減圧後の低圧代替注水系(常設)又は代替循環冷却系による原 子炉注水は実施しないものと仮定するため,事象発生から約4.5時間後 に原子炉圧力容器破損に至る。

原子炉圧力容器が破損し,溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部) の水位約 1.0m の水中に落下する際に,溶融炉心からペデスタル(ドラ イウェル部)プール水への伝熱が起こり,水蒸気が発生することに伴う 圧力上昇が生じる。

溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部)に落下した後は,常設低圧 代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によりペデスタ ル(ドライウェル部)に 80m³/h の注水を行い,溶融炉心を冠水維持 することで,継続的に溶融炉心の冷却を実施する。

崩壊熱が格納容器内に蒸気として放出されるため,格納容器圧力は急激に上昇する。原子炉圧力容器破損前から代替循環冷却系による格納容器除熱操作により250m³/hの格納容器スプレイを実施していること,原子炉圧力容器破損を判断した時点で,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却操作により300m³/hの格納容器スプレイを実施することにより,格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は抑制される。

格納容器圧力が低下傾向となった時点で,常設低圧代替注水系ポンプ を用いた格納容器冷却を停止するとともに,代替循環冷却系の循環流量 をドライウェルへ150m³/h,原子炉へ100m³/hに分配する。その後, 格納容器圧力が465kPa[gage]に到達した時点で,常設低圧代替注水系 ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による130m³/h の格納容器スプレイを実施する。これらによって,格納容器圧力及び雰 囲気圧力及び温度の上昇は抑制され,その後,徐々に低下するとともに, ペデスタル(ドライウェル部)の溶融炉心は安定的に冷却される。

また,格納容器内酸素濃度が 4.0vo1%(ドライ条件)に到達した時 点で,可搬型窒素供給装置を用いた格納容器(サプレッション・チェン バ)内への窒素供給操作を実施することで,格納容器内酸素濃度の上昇 が抑制される。

なお、事象発生から約4.5時間後の原子炉圧力容器破損までは、逃が し安全弁(自動減圧機能)によって原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下に 維持することが必要となるが、炉心損傷後の原子炉圧力容器から逃がし 安全弁(自動減圧機能)を通ってサプレッション・チェンバへ放出され る高温流体や格納容器温度等の熱的影響を考慮しても、逃がし安全弁 (自動減圧機能)は確実に開状態を維持することが可能である。

(添付資料 3.2.6)

b. 評価項目等

格納容器圧力は,第3.2.-7 図及び第3.2-9 図に示すとおり,格納容 器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため徐々に 上昇するが,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格納容器 除熱を行うことによって,圧力上昇は抑制される。事象発生の約7.4 時 間後に最高値の約 0.47MPa[gage]となるが,以降は低下傾向となること から,格納容器バウンダリにかかる圧力は,評価項目となるパラメータ である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage])を下回る。なお,格納容 器バウンダリにかかる圧力が最大となる事象発生約 7.4 時間後において も,水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は,格納容器内の非 凝縮性ガスに占める割合の 3%未満であるため,その影響は無視し得る 程度である。

(添付資料 3.2.7)

格納容器雰囲気温度は,第3.2-8 図及び第3.2-10 図に示すとおり, 格納容器内に崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気等が放出されるため 徐々に上昇するが,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器ス プレイ冷却系(常設)による格納容器冷却及び代替循環冷却系による格 納容器除熱を行うことによって,温度上昇は抑制される。事象発生の約 7.4 時間後に最高値の約 151℃となるが,以降は低下傾向となることか ら,評価項目となるパラメータである 200℃を下回る。

原子炉圧力は,第3.2-4 図に示すとおり,原子炉圧力容器の破損直前 で約0.2MPa[gage]であり,原子炉圧力容器の破損までに2.0MPa[gage] 以下に低減される。

格納容器内の水素濃度は、第3.2-24 図及び第3.2-25 図に示すとおり、 ジルコニウムー水反応等により発生した水素が格納容器へ放出されるこ とで13Vo1%を上回るが、第3.2-20 図及び第3.2-21 図に示すとおり、 格納容器内酸素濃度が4.0%(ドライ条件)に到達した時点で可搬型窒 素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給を行うことによって、ドラ イ条件における酸素濃度の最高値は約4.0Vo1%(ドライ条件)にとど まることから、可燃限界の5Vo1%を下回る。なお、コリウムシールド によってペデスタル(ドライウェル部)の壁面及び床面のコンクリート の侵食は抑制されることから,溶融炉心・コンクリート相互作用による 可燃性ガスは発生しない。

第3.2-9 図及び第3.2-10 図に示すとおり,事象発生から約4.5 時間 後に溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部)へ落下するが,常設低圧 代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水(常設)によるペデスタル (ドライウェル部)への注水,常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替 格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却並びに代替循環冷 却系による原子炉注水及び格納容器除熱を行うことで,第3.2-7 図及び 第3.2-8 図に示すとおり,格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度は低下 傾向を示し,ペデスタル(ドライウェル部)に落下した溶融炉心及び格 納容器雰囲気は安定して除熱される。

事象発生から7日までの大気中へのCs-137放出量は,約3.2×10 -²TBq であり,評価項目である 100TBq を下回る。また,事象発生から 7日間以降,Cs-137の放出が継続した場合の放出量評価を行ったと ころ,約3.4×10⁻²TBq (事象発生 30日間)及び約3.9×10⁻²TBq (事 象発生 100日間)であり,いずれの場合も100TBq を下回る。

(添付資料 3.2.5, 3.2.8)

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)から(4)、(6)及び(7)の評価項目並びにペデスタル(ドライウ ェル部)に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態の維持について、 対策の有効性を確認した。

「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は、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において確認している。また、(8)の評価項目については、「3.5 溶

融炉心・コンクリート相互作用」において確認している。

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(非常用炉心冷却系及び原子炉 隔離冷却系)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ると考え られる操作として,原子炉急速減圧操作,緊急用海水系による海水通水操作 及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作とする。

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, 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, 原子炉水位を監視し,原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 上の位置に到達した時点で原子炉急速減圧を行うといった,徴候を捉えた対 応を図ることによって,炉心下部プレナムへの溶融炉心移行が発生する前に 速やかに 2.0MPa[gage]を十分下回る圧力まで原子炉を減圧可能であること を確認している。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本格納容器破損モード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(ジルコニウムー水反応 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。本評価事故シーケンスでは、重大事故等 対処設備を含む全ての原子炉への注水機能が喪失することで原子炉圧力 容器破損に至ることを想定しており、最初に実施すべき操作は原子炉水 位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達した時点の 原子炉減圧操作であり、また、燃料被覆管温度及び原子炉圧力容器温度 等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SAF ER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。このため,原子炉水位が 燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時間が早ま る可能性があるが,数分程度の差違であることから,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 を確認している。本評価事故シーケンスでは,リロケーション及び構造 材との熱伝達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原子炉圧力容器内FCI(溶融 炉心細粒化)及び原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)の不確 かさとして,下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により, 原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力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,原子炉圧力容器内FCI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炉心下部プレナムでの溶融炉心 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。本評価事故シーケンスでは,下部プレナムでの 溶融炉心の熱伝達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操作とし て常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却操作があるが,原子炉圧力容器破損(事象発生 から約4.5時間後)に対して早まる時間はわずかであり,また,原子炉 圧力容器温度(下鏡部)が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を 検知し,原子炉圧力容器の破損判断パラメータである格納容器下部水温 計の指示を継続監視することで,迅速に原子炉圧力容器破損の判断を可 能であることから,運転員等操作時間に与える影響は小さい。

(添付資料 3.2.9)

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(ジルコニウムー水反応 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への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,原子炉水位が燃 料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点での運転 員等操作による原子炉急速減圧によって速やかに原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に低減し,原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持しているため,運転員等操作時間に与える影響 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。

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SAF ER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。このため,原子炉水位が 燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達する時間が早ま る可能性があるが,数分程度の差異であり,原子炉急速減圧操作後に原 子炉圧力は速やかに低下することから,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 せた感度解析より炉心溶融時間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,原子炉圧力容器破損が発生する前に, 十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以 下に維持していることから,評価項目となるパラメータに与える影響は ない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FCI(溶融 炉心細粒化)及び原子炉圧力容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)の不確 かさとして、下部プレナムでの溶融炉心の挙動に関する感度解析により、 原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力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、原子炉圧力容器破損が発生する前 に、十分な時間余裕をもって手動減圧により原子炉圧力を 2.0MPa[gage]以下に維持していることから、評価項目となるパラメータ に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの溶融炉心 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)に対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4.5時間後)に対して早まる時間はわずかであるこ 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。

(添付資料 3.2.9)

- (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 33GWd/t 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,解析条件で設定している崩壊熱よりもお おむね小さくなるため,発生する蒸気量は少なくなり,原子炉水位の 低下は緩和されるが,操作手順(原子炉急速減圧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。ま た,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(緊急用海水系ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作 及び常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系

(常設)による格納容器冷却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。

初期条件の原子炉圧力,原子炉水位及び炉心流量は,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。

(添付資料 3.2.9)

(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 33GWd/t 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,解析条件で設定している崩壊熱よりもお おむね小さくなるため,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,原子炉急速減圧操作の開始が遅くなるが,原子炉圧 力容器破損も遅くなり,原子炉急速減圧操作開始後に原子炉圧力は速 やかに低下することから,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,原子炉水位及び炉心流量は,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。

(添付資料 3.2.9)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして,操作に係る不確かさを「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

操作条件の原子炉急速減圧操作は,解析上の操作時間として原子炉 水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達時(事 象発生から約 38 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,原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上 の位置に到達するまでには事象発生から約 38 分の時間余裕があり, また,原子炉急速減圧操作は原子炉水位の低下傾向を監視しながらあ らかじめ準備が可能であり,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,中央制御室で行う作業であり,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。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系に よる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 90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,代 替循環冷却系運転は事象発生 90分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は小 さい。また,本操作の操作開始時間は,緊急用海水系の準備期間を考 慮して設定したものであり,緊急用海水系の操作開始時間が早まれば, 本操作の操作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 3.2.9)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の原子炉急速減圧操作は,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。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系に よる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,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。

(添付資料 3.2.9)

(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。

操作条件の原子炉急速減圧操作については,原子炉圧力容器破損までに 完了する必要があるが,原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5時間あり,準備時間が確保できることから,時間余裕がある。

操作条件の緊急用海水系による海水通水操作及び代替循環冷却系による 格納容器除熱操作については,格納容器除熱開始までの時間は事象発生か ら 90 分あり,準備時間が確保できるため,時間余裕がある。なお,本操 作が大幅に遅れるような事態になった場合でも,原子炉圧力容器破損に至るまでの時間は事象発生から約4.5時間であり,約3時間以上の余裕があることから,時間余裕がある。

(添付資料 3.2.9)

(4) 原子炉圧力容器破損後の原子炉注水を考慮しない場合の影響評価

重大事故等対処設備による原子炉注水に対する仮定として,原子炉圧力 容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉への注水を考慮しないも のとしているが,故障により原子炉注水ができない状態であった場合,故 障要因を除去できないまま,原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水できな いことも考えられる。この影響を考慮した感度解析を実施した。その結果, 原子炉圧力容器破損後に原子炉へ注水できない場合においても,格納容器 圧力及び格納容器雰囲気温度の観点では大きな影響はないことから,評価 項目となるパラメータに対する影響は小さい。

(添付資料 3.2.10)

(5) 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。また,原子炉圧力容器破損後も原子炉へ注水で きない場合の感度解析を実施した。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。このほか,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。

3.2 - 36

3.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

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」において,重大事故等対策に必要な初動対応要員は,「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同様 20 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」で示す運転員及び災害対策要員の 39 名で対処可能である。

また,事象発生2時間以降に必要な招集要員は2名であり,発電所構外 から2時間以内に招集可能な要員の71名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

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」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 て評価を行い、以下のとおりである。

a.水 源

常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常 設)による格納容器冷却及び格納容器下部注水系(常設)による溶融炉 心への注水については,7日間の対応を考慮すると,合計約380m³の水 が必要となる。水源として,代替淡水貯槽に約4,300m³の水量を保有し ていることから,水源が枯渇することなく,7日間の対応が可能である。

(添付資料 3.2.11)

b.燃料

常設代替交流電源設備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日間の運転継続に約352.8kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから,常設代

替交流電源設備による電源供給について,7日間の継続が可能である。

可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給については,事象発 生からの運転を想定すると,7 日間の運転継続に約 18.5kL の軽油が必 要となる。可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有しているこ とから,可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給について,7 日間の継続が可能である。

(添付資料 3.2.12)

c. 電 源

常設代替交流電源設備の電源負荷については,重大事故等対策時に必要な負荷として約2,339kW必要となるが,常設代替交流電源設備の連続 運転許容負荷容量は5,520kWであり,必要負荷に対しての電源供給が可 能である。

(添付資料 3.2.13)

3.2.5 結 論

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, 運転時の異常な過渡変化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,原子炉圧力が高い 状態で原子炉圧力容器が損傷し,溶融炉心,水蒸気,水素等が急速に放出さ れ,格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器破損に至ることが特 徴である。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」 に対する格納容器破損防止対策としては,逃がし安全弁(自動減圧機能)に よる原子炉減圧手段を整備している。

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」の評価 事故シーケンス「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後

3.2-38

の手動減圧失敗+DCH」について有効性評価を行った。

上記の場合においても,逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動開操作による原子炉減圧により,原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0MPa[gage] 以下に低減することが可能である。また,安定状態を維持できる。

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,運転員及び災害対策要員にて確保可能 である。また,必要な水源,燃料及び電源については,外部支援を考慮しな いとしても,7日間以上の供給が可能である。

以上のことから,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」において,逃がし安全弁(自動減圧機能)の手動開操作による原 子炉減圧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「高圧溶融物放出/格納容 器雰囲気直接加熱」に対して有効である。

	壬順	重大事故等対処設備			
操作及び確認	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備	
原子炉スクラム及び 全交流動力電源喪失 の確認	 ・運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生して 原子炉がスクラムしたことを確認する。 ・主蒸気隔離弁が自動閉止するとともに,再循環ポンプが停止 したことを確認する。 	逃がし安全弁(安 全弁機能) 所内常設直流電源 設備 【主蒸気隔離弁】		平均出力領域計装 起動領域計装 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) M/C 2C電圧 M/C 2D電圧 緊急用M/C電圧	
原子炉への注水機能 喪失の確認	 ・原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル2)設定点に到達後,原子炉隔離時冷却系が自動起動に失敗したことを確認する。 		_	【原子炉隔離時冷却 系系統流量】	
早期の電源回復不能 の確認	 ・全交流動力電源喪失の確認後、中央制御室からの遠隔操作により外部電源の受電を試みるが、失敗したことを確認する。 ・中央制御室からの遠隔操作により非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが、失敗したことを確認する。 ・以上により、早期の電源回復不能を確認する。 				
常設代替高圧電源装 置による緊急用母線 の受電操作	 ・早期の電源回復不能の確認後,常設代替高圧電源装置から緊 急用母線を受電する。 	常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	緊急用M/C電圧	
電源確保操作対応	 ・非常用ディーゼル発電機等の回復操作を実施する。 ・外部電源の回復操作を実施する。 	_	_	_	
可搬型代替注水大型 ポンプを用いた低圧 代替注水系(可搬 型)の起動準備操作	 ・全交流動力電源喪失に伴う低圧注水機能喪失の確認後,可搬型代替注水大型ポンプ準備及びホース敷設等を実施する。 	代替淡水貯槽	可搬型代替注水 大型ポンプ ホイールローダ	代替淡水貯槽水位	

第3.2-1表 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について(1/6)

【 】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

		重大	事故等対処設備	· ·
操作及び確認	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備
高圧注水機能喪失の確 認	 ・原子炉水位が原子炉水位異常低下(レベル2)設定 点に到達したことを確認する。 ・原子炉隔離時冷却系の手動起動に失敗したことを確 認する。 		_	原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉水位(SA広帯 域,SA燃料域) 【原子炉隔離時冷却系 系統流量】 原子炉圧力 原子炉圧力(SA)
常設高圧代替注水系ポ ンプを用いた高圧代替 注水系の起動操作	 ・高圧注水機能喪失の確認後,高圧代替注水系を起動 する。 	高圧代替注水系	_	高圧代替注水系系統流量
常設代替高圧電源装置 による非常用母線の受 電操作	 ・常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電後、 常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作を実施する。 ・常設代替高圧電源装置から緊急用母線を介して非常用母線2C及び2Dを受電する。 	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク	-	M/C 2C電圧 M/C 2D電圧
原子炉建屋ガス処理系 及び中央制御室換気系 の起動操作	 ・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後, 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系を起動 する。 	中央制御室換気系(空気調和 機ファン,フィルタ系ファ ン,高性能粒子フィルタ,チ ャコールフィルタ) 非常用ガス処理系(排風機, フィルタトレイン) 非常用ガス再循環系(排風 機,フィルタトレイン)	_	
ほう酸水注入系による 原子炉圧力容器へのほ う酸水注入操作	 ・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電後、 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水 注入操作を実施する。 	ほう酸水注入系	_	ほう酸水注入ポンプ吐 出圧力

第3.2-1 表 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について(2/6)

【 】: 重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

出作みずを	土昭		重大事故等対	如設備
操作及び唯認	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備
緊急用海水系による海 水通水操作	 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設) による原子炉注水機能喪失を確認した後,非常用母線の負荷 となっている緊急用海水系及び代替循環冷却系の弁を対象 に,緊急用母線から電源が供給されるよう電源切り替え操作 を実施する。 ・緊急用海水系ポンプを起動し,緊急用海水系に海水を通水す る。 	緊急用海水系ポン プ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク		緊急用海水系流量(残留 熱除去系熱交換器)
代替循環冷却系による 格納容器除熱操作	 ・緊急用海水系に海水を通水した後、代替循環冷却系ポンプを 起動することで、格納容器除熱を実施する。 	代替循環冷却系ポ ンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	代替循環冷却系格納容器 スプレイ流量 サプレッション・チェン バ圧力 ドライウェル圧力
炉心損傷確認	 ・原子炉水位の低下による炉心の露出に伴い、炉心損傷したことを確認する。炉心損傷の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)又は(S/C)の指示値が設計基準事故相当のγ線線量率の10倍以上となった場合とする。 	所内常設直流電源 設備	_	格納容器雰囲気放射線モ ニタ(D/W) 格納容器雰囲気放射線モ ニタ(S/C)
逃がし安全弁(自動減 圧機能)2 弁による原 子炉急速減圧操作	 ・原子炉水位の低下が継続し、燃料有効長底部から燃料有効長の20%上の位置に到達した時点で、逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁を手動で開放し、原子炉を急速減圧する。 ・原子炉急速減圧後は、逃がし安全弁(自動減圧機能)の開状態を保持し、原子炉圧力を低圧状態に維持する。 	逃がし安全弁(自 動減圧機能) 所内常設直流電源 設備		原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA燃料 域) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) サプレッション・プール 水温度

第3.2-1表 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について(3/6)

【 】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

用 3.2-1 衣 尚上俗 1 物 放 山 / 格 約 谷 奋 芬 囲 気 旦 按 加 熱 に わ け る 里 人 争 故 寺 対 束 に つ い く (4/	第 3.2-1 表	高圧溶融物放出	/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について(4/6)
---	-----------	---------	------------------------------	------

品作及不可要	千順		重大事故等対	如設備
採作及い確認	一丁順	常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水系ポ ンプを用いた格納容器 下部注水系(常設)に よる格納容器下部水位 確保操作	 ・代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施後、常設低圧 代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によ るペデスタル(ドライウェル部)への注水を実施する。 	常設低圧代替注水 系ポンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	低圧代替注水系格納容器 下部注水流量 格納容器下部水位
水素濃度及び酸素濃度 監視設備の起動操作	 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部水位確保操作を実施後,水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動する。 	常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	格納容器内水素濃度(S A) 格納容器内酸素濃度(S A)
サプレッション・プー ル p H制御装置による 薬液注入操作	 ・水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作を実施後、格納容器内のpH制御のための薬液注入を行う。 	_	_	_
格納容器下部水温の継 続監視	・原子炉圧力容器温度(下鏡部)が300℃に到達した場合には, 迅速な原子炉圧力容器の破損判断のために格納容器下部水温 を継続監視する。	_	_	原子炉圧力容器温度 格納容器下部水温
原子炉圧力容器破損の 判断	 ・原子炉圧力容器の破損を直接確認する計装設備である格納容 器下部水温計の指示上昇又はダウンスケールといったパラメ ータの変化によって、原子炉圧力容器破損を判断する。 	_	_	格納容器下部水温
		/ \. ∈	モーーーーをから	

3.2-43

【】: 重大事故等対処設備(設計基準拡張) 有効性評価上考慮しない操作

提供及びな到	千順	重大事故等対処設備		
開作及び唯認	于順	常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水系ポ ンプを用いた代替格納 容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容 器冷却操作	 ・原子炉圧力容器破損の判断後,常設低圧代替注水系ポンプを 用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器 冷却を実施する。 	常設低圧代替注水 系ポンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量 サプレッション・チェン バ圧力 ドライウェル圧力
常設低圧代替注水系ポ ンプを用いた格納容器 下部注水系(常設)に よる溶融炉心への注水 操作	 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷 却系(常設)による格納容器冷却操作を実施後,常設低圧代 替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)により 格納容器下部水位2.75mまでペデスタル(ドライウェル部) 注水を実施する。以降は、2.25mから2.75mの範囲に水位を維 持する。 ・高さ0.2mまでの溶融炉心堆積が検知されない場合は、0.5mから1mの範囲に水位を維持する。 	常設低圧代替注水 系ポンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク		低圧代替注水系格納容器 下部注水流量 格納容器下部水温
代替循環冷却系による 原子炉注水及び格納容 器除熱操作	 ・原子炉圧力容器破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後は、代替循環冷却系の注水先を原子炉注水と格納容器スプレイに分配し、それぞれ連続で原子炉注水と格納容器スプレイを実施する。 	代替循環冷却系ポ ンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	代替循環冷却系原子炉注 水流量 代替循環冷却系格納容器 スプレイ流量 サプレッション・チェン バ圧力 ドライウェル圧力

第3.2-1表 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について(5/6)

【】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

	千順	重大事故等対処設備			
1架下及 04 推認	ナ順	常設設備	可搬型設備	計装設備	
常設低圧代替注水系ポ ンプを用いた代替格納 容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容 器圧力制御操作	 ・代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作を実施後、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を停止する。 ・格納容器圧力が465kPa[gage]に到達した場合は、常設低圧代替注水系ポンプを用いた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を実施し、格納容器圧力の上昇を抑制する。 	常設低圧代替注水 系ポンプ 常設代替高圧電源 装置 軽油貯蔵タンク	_	低圧代替注水系格納容器 スプレイ流量 サプレッション・チェン バ圧力 ドライウェル圧力	
使用済燃料プールの冷 却操作	・使用済燃料プールの冷却操作を実施する。	_	—	_	
可搬型窒素供給装置を 用いた格納容器内窒素 供給操作	・格納容器内酸素濃度が 4.0vol%(ドライ条件)に到達した場合,可搬型窒素供給装置を用いて格納容器内へ窒素を供給することで,格納容器内酸素濃度の上昇を抑制する。	_	可搬型窒素供 給装置	格納容器内酸素濃度(SA)	
タンクローリによる燃 料補給操作	 ・タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型窒素 供給装置に燃料補給を実施する。 	可搬型設備用軽油 タンク	タンクローリ	_	

第3.2-1 表 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱における重大事故等対策について(6/6)

【】:重大事故等対処設備(設計基準拡張)

有効性評価上考慮しない操作

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位(セパレータ スカート下端から+126㎝)	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t⁄h	定格流量を設定
初	燃料	9×9燃料(A型)	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 あることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定
期条件	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設 定となるため,崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として,1サイクルの 運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(約1ヶ月)を考慮した運転期間に対応 する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として,通常運転時の圧力を包含す る値を設定
	格納容器雰囲気温度	57°C	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積(ドライウェル)	5, 700m ³	
	格納容器体積(ウェットウェル)	空間部:4,100m ³ 液相部:3,300m ³	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量とし て,保安規定の運転上の制限における下限値を設定

第3.2-2表 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/7)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
	サプレッション・プール水位	6.983m(通常水位-4.7cm)	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位とし て,保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32°C	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温とし て,保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3. 45kPa(ドライウェルーサプレッ ション・チェンバ間差圧)	設計値を設定
	外部水源の温度	35°C	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として, 代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包 含する高めの水温を設定
初期条	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)	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定
件	コンクリートの種類	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
	ペデスタル(ドライウェル部) 水張り水位	ペデスタル(ドライウェル部) 床面から 1m	「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に伴う水蒸気爆発の発 生を仮定した場合の影響を抑制しつつ,「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設定(添付資料 3.2.3)
	原子炉圧力容器下部及びペデス タル(ドライウェル部)内構造 物の扱い	ペデスタル(ドライウェル部)に 落下する溶融物とは扱わない	発熱密度を下げないよう保守的に設定
	コンクリート以外の構造材の 扱い	鉄筋は考慮しない	鉄筋についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しな い

第3.2-2表 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/7)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却 系,低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系)の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
事故条件	重大事故等対処設備による 原子炉注水に対する仮定	原子炉圧力容器破損前の重大事故等対処設備 による原子炉注水機能の喪失	原子炉圧力容器が破損する条件として,原子炉注水を考慮しない 設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし,原子炉スクラムについては,外部電源ありの場合を包括 する条件として,機器条件に示すとおり設定
	高温ガスによる配管等の クリープ破損や漏えい等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定

第3.2-2表 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(3/7)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低(レベル3)信号	原子炉水位低下を厳しくする観点で,外部電源喪失時に伴うタービン蒸 気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについて は保守的に考慮せず,原子炉水位低(レベル3)信号にてスクラムする ものとして設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として,原 子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下(レベル2)信号による主 蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず,事象発生と同時に主蒸気 隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから,全交流動力電源喪失によ るポンプ停止を踏まえて設定

第3.2-2表 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(4/7)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
		 (原子炉圧力制御時) 安全弁機能 7.79MPa[gage]×2個, 385.2t/h/個 8.10MPa[gage]×4個, 400.5t/h/個 8.17MPa[gage]×4個, 403.9t/h/個 8.24MPa[gage]×4個, 407.2t/h/個 8.31MPa[gage]×4個, 410.6t/h/個 	設計値を設定 なお,安全弁機能は逃がし弁機能に比べて原子炉圧力が高めに維持され, 原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅 くなるため,評価項目に対して厳しい条件となる
重大事故等対策に関連する機器条件	逃がし安全弁	(原子炉減圧操作時) 逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁の開放による原子炉急速減圧 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係>	逃がし安全弁の設計値に基づく原子炉圧力と蒸気流量の関係から設定
	代替循環冷却系	総循環流量:250m ³ /h ・250m ³ /hの流量で格納容器へスプレイ ・150m ³ /hの流量で格納容器へスプレイ及び 100m ³ /hの流量で原子炉へ注水	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量及び溶融炉心の 冷却に必要な注水量を考慮して設定
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容 量:約14MW (サプレッション・プール水温度100℃,海水 温度32℃において)	代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で,過去の実績を包含する 高めの海水温度を設定

第3.2-2表 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(5/7)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイ 冷却系(常設)	原子炉圧力容器破損判断後: 300m ³ /hにて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
		格納容器圧力制御: 130m ³ /h にて格納容器へスプレイ	格納容器圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	格納容器下部注水系 (常設)	80m ³ /h にてペデスタル(ドライウェル部)へ 注水	溶融炉心の冠水継続が可能な流量として設定
	可搬型窒素供給装置	窒素 198m ³ /h 及び酸素 2m ³ /h の流量で窒素 供給	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定
	コリウムシールド耐熱 材の種類	ジルコニア耐熱材	コンクリートの侵食を防止する観点から設定 (添付資料 3.2.15, 3.2.16)
	コリウムシールド耐熱 材の侵食開始温度	2, 100°C	ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定 (添付資料 3.5.1)
	ペデスタル(ドライウ ェル部)床面積	コリウムシールドを考慮	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 厳しくなる設定

第3.2-2表 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(6/7)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効 長の20%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮して設定 (添付資料 3.2.1)
	緊急用海水系による海水通水及び 代替循環冷却系による格納容器除 熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して設定
	常設低圧代替注水系ポンプを用い た格納容器下部注水系(常設)に よる格納容器下部水位確保操作	代替循環冷却系による格納容器除熱開始か ら 24 分後	操作準備に必要な時間を考慮して設定
	常設低圧代替注水系ポンプを用い た代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却操作	原子炉圧力容器破損6分後に開始し,格納 容器圧力が低下傾向に転じてから 30分後 に停止	<mark>原子炉圧力容器破損の判断及び操作実施に必要な時間を考慮し</mark> <mark>て</mark> 設定
	常設低圧代替注水系ポンプを用い た格納容器下部注水系による溶融 炉心への注水操作	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格 納容器スプレイ冷却系(常設)による格納 容器冷却開始から1分後に開始し,ペデス タル(ドライウェル)水位2.75mに到達し た時点で停止 その後は,2.25m まで低下した時点で開始 し,2.75mに到達した時点で停止	<mark>操作実施に必要な時間を考慮して設定</mark> 炉心損傷後の原子炉圧力容器の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
	常設低圧代替注水系ポンプを用い た代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器圧力制御 操作	格納容器圧力 465kPa[gage]に到達した場 合に開始し,格納容器圧力 400kPa[gage] まで低下した時点で停止	格納容器圧力の抑制効果を踏まえて設定
	可搬型窒素供給装置を用いた格納 容器内窒素供給操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol%(ドライ 条件)に到達した場合に開始	格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3% (ドライ条件) 到 達を防止する観点で設定

第3.2-2表 主要解析条件(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(7/7)



第3.2-1 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図(1/5) (原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁による原子炉減圧段階)



第3.2-1 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図(2/5) (原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び 格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部水位確保段階)



第3.2-1 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図(3/5) (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱,代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による 格納容器冷却及び格納容器下部注水系(常設)による溶融炉心への注水段階)


第3.2-1 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図(4/5) (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱, 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器圧力制御段階)

199



第3.2-1図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図(5/5) (原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱, 可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給段階)



凡例						
	:操作 :プ?	乍・確認(運転員) ラント状態(解析)	:	解析上考慮しな 重大事故等対応	:い操作 :要員(現場)の作	· · · 業
	:判断 :操f	断 乍及び判断 	· · · · · · · · · · · ·	運転員と重大事 の共同作業	故等対応要員(現	場)
	₩1:	 外部電源喪失に伴い、 プ停止となるが、解析 炉スクラム信号が発信 プ停止については、外 	原子炉スクラ 「上は原子炉水 言するものとす - 部電源喪失時。	ム, 主蒸気隔離 位低(レベル3 る。主蒸気隔離 とする。	弁閉止及び再循環)設定点到達にて 弁閉止及び再循環	ポン 原子 ポン
	₩2:	原子炉スクラムは,中	央制御室にて	平均出力領域計劃	表等により確認する	5.
	₩3:	 全交流動力電源喪失及 への注水機能が喪失す 	δび原子炉隔離 ⁻る。	時冷却系の自動	起動失敗により原	子炉
	₩4:	・外部電源の受電及び非線の電源回復ができな	⊧常用ディーゼ い場合,早期0	ル発電機等の起 の電源回復不能。	動ができず,非常 と判断する。	用母
	Ж5∶	: 中央制御室にて,機 計,原子炉水位計,原	器ランプ表示, 〔子炉圧力計等〕	警報,ポンプ「 こて確認する。	吐出圧力計, 系統	流量
	₩6:	原子炉冷却材浄化系吸	这弁の閉止操作	乍を実施する。		
	¥7:	:常設低圧代替注水系オ 作は、以下により判断 ・LOCA発生の確認 ・高圧・低圧注水機能	ポンプを用いた iする。 stなし i喪失	低圧代替注水系	(常設)の起動準	備操
	¥8:	: 格納容器破損モード 性評価を実施する上て よる原子炉注水機能に	「高圧溶融物放 ご,原子炉圧力 こついても考慮」	出/格納容器雰 容器破損までは しないものと仮3	囲気直接加熱」の 重大事故等対処設 定する。	有効 備に
	¥9:	 原子炉水位の低下に、 る。炉心損傷の判断に /C)の指示値が設計 場合とする。格納容器 る炉心損傷発生の判断 する。 	よる炉心の露出 t,格納容器雰 ・基準事故相当() 器雰囲気放射線 ffができない場	出に伴い,炉心打 囲気放射線モニ のガンマ線線量 モニタ(D/w 合は,原子炉圧	損傷したことを確 タ (D/W) 又は 率の 10 倍以上とな) 及び (S/C) 力容器温度により	認す (S っに 斯
	※ 10∶	: 原子炉注水の手段が4 有効長の 20%高い位 断する。 「燃料有効長底部から 料域) で-2966mm を示	きくない場合, 置に到達した時 の燃料有効長の 示す。	原子炉水位が燃 点で,原子炉急 20%高い位置」	料有効長底部から 速減圧操作の実施 とは,原子炉水位	燃料 を判 (燃
	₩11	: 原子炉水位異常低下 [gage]到達により, 床 却水制限弁が自動閉止	(レベル1) 言 ミドレン制限弁 :することを確言	殳定点及びドラ ,機器ドレン制 忍する。	イウェル圧力 13. 限弁及び原子炉補	7kPa 器冷
	₩12 :	: 残留熱除去系熱交換器 起動が問題なく行われ する。	器への海水通水 ıたことをもっ	並びに代替循環 て,代替循環冷	冷却系の系統構成 却系の運転可能を	及び 判断
	₩13 :	: 炉心損傷していること 循環冷却系による格納 格納容器スプレイ流量	: 及び原子炉注 容器除熱操作 は 250m ³ /h て	水機能が喪失し を実施する。 *開始する。	ていることにより	代替
	×14 :	ペデスタル (ドライウ した追加注水により水 水位確保操作は,非常 上昇及び注水停止操作 プレッション・チェン 排水弁及び機器ドレン	 エル部)内床 (位を確保する。 (第日母線からの) (※考慮した時) (バへの排水に。 (排水弁は自動) 	ドレンサンプの 負荷切替え操作 間(約 19 分)で より水位が約 1m 閉止する。	1m 水位維持機能を , 注水開始操作, ;実施する。その後 となった後, 床ド	使用 水位 , レン
	₩15 :	: 炉心損傷を確認した場 パラメータ同様,格納	易合,水素濃度 1容器内水素濃度	及び酸素濃度監 変及び酸素濃度?	視設備を起動し, を継続して監視する	他の 5。
	≫16:	: サプレッション・プー 作は, 格納容器下部水	ール p H 制御装 (位確保後から)	置(自主対策設 実施する。	備)による薬液注	入操
	₩17 :	原子炉圧力容器温度 容器の破損徴候を確認 容器下部水温を継続監 原子炉圧力容器の破損 ・原子炉水位の指示 ・原子炉圧力容器温	 (下鏡部)が3 8し,迅速な原 2.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1.1	00℃に到達した 子炉圧力容器の メータは以下のよ 曽加」 ぷ「300℃到達」	ことにより原子炉 破損判断のために とおり。	圧力 格納
	₩18:	 原子炉圧力容器破損の ・格納容器下部水温 併せて,格納容器下部 ダウンスケール)によ 	0判断は,以下の 4の「上昇」又は 3水温 (20cm 位 5)溶融炉心の≨	の破損判断パラン は「喪失」 置)の指示変化 多量落下を判断す	メータにより行う。 ; (オーバースケー する。	ルや
	₩19:	 原子炉圧力容器が破損 た代替格納容器スプレる。 	員したことによ /イ冷却系(常	り,常設低圧代 設)による格納	替注水系ポンプを 容器冷却操作を実	用い 施す
		格納容器スプレイ流量 転じた後,スプレイを	は 300m³/h :停止する。	で開始し、格納	容器圧力が低下傾	向に
	×20 :	 :溶融炉心の多量落下に下部注水系(常設)にする。 マボスタル(ドライウ)部水位が2.75mに到う2.25~2.75mの範囲にタル(ドライウェル音) 避等の観点から、全好する。ただし、全炉心 	 二 伴い,常設み ニ よい,常に、 ニ ホル部),注水 注 水() 注 水() 注 水() 注 水() 二 市 二	圧代替注水イウ 床量はる80m ³ /h 後には80m ³ /h 後にす、実開に まに、 実に に よる相当の の る 素 相当の に よ の 長 に よ れ し る に し 、 に た た た し 、 に た 、 に た 、 に た 、 に た 、 に た 、 に に た 、 に に た に た に た に に た に た に に た に た に た に た し る 。 順 に る こ に に こ 。 に た る 。 服 に る 。 服 に る 。 服 に る こ 年 に こ 品 相 こ の に し る た こ た に た こ た に た こ た に た こ 年 に こ 晶 に る 二 に う に こ 品 相 二 の よ の に こ 晶 に る 相 二 の に る 二 相 二 の に こ 名 相 二 の の に こ る 相 二 の の の で の し る 二 相 二 の の の の の の の の で し る 二 の 日 二 の の の の の の の の の の し る つ こ わ 日 二 の の の の の し つ ろ れ 二 の の し つ し つ こ わ 二 の の つ の つ の の し つ こ つ の の し つ の つ こ の つ し つ つ つ つ つ の つ し つ の つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ の つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ つ	ンプを用いた格納 ル部)注水操作を で開始し,格納容 には約納容数回のペス の故障で注水量が格納容数 注水量が格納容器	容実 器位デク実下器施 下をス回施部
	※ 21 :	注水系(常設)の最低 する。 原子炉圧力容器の破損	&流量を下回る 員後に格納容器	場合は,最低流 圧力が低下傾向	量にて注水する運 に転じた後,代替	用と循環
		ロロホによる原子炉泊 低圧代替注水系ポンラ る格納容器冷却操作を 代替循環冷却系による イ流量は150m ³ /hと	E 小 及 い 格 納容 [*] を 用 い た 代 替 ・ 停 止 す る。 5 原 子 炉 注 水 流 す る。	₩₩™操作を実 格納容器スプレ 量は 100m ³ /h	^爬 りるとともに, イ冷却系(常設) とし,格納容器ス	币取 によ プレ
	¥22 :	格納容器圧力が 465kl 容器圧力を 400kPa [ga 順としては, 多数回の スク回避等の観点から 持するよう格納容器ス	Pa[gage]に到達 ge]から 465kPa)格納容器スプ っ,可能な限り 、プレイ流量を計	した場合に実施 [gage]の範囲に レイ弁の開閉に 上記の圧力範囲 調整する運用とっ	 し,これ以降は, 維持する。なお, よる当該弁の故障 内で格納容器圧力 する。 	格納 実手 のリ を維

※23:格納容器内酸素濃度が 4.0vo1%に到達した時点で,可搬型窒素供給装置を 用いた格納容器内窒素供給操作を開始する。なお,可搬型窒素供給装置を 用いた格納容器内窒素供給装置の起動準備操作は,格納容器内酸素濃度が 3.5vo1%に到達した時点で実施する。



第3.2-2 図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

3.2-58

20

								高圧溶融物	物放出/格納容	8器雰囲気直	接加熱							
					1									経過時間(分)			
						10	20 3	0 4	40 5	0	60 70	80	90	100	110	120	130	140 150
		実施箇所	・必要要員	数														
		【 】は他作業後 移動してきた要員		é		▶ 事象発生		# ∨ بر	約35分 炉心損傷開始	台 (燃料被	覆管温度 1,0	000K 到達)						
	責任者	発電長	発電長 1人 中央監視 運転操作指揮]	▼原子炉スクラム ▼約52分 燃料被覆管温度 1,200℃到達												
操作項目	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐	操作の内容		ラント状況判断					▼約70分 炉心溶融開	始(燃料被	皮覆管温度 2,	500K 到達)		2 時間 原子炉建屋ガ	ス処理系及び
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡	_			7	▼約38分	✔ 約 38 分						中央制御室換会	気系の起動	
	運転員 (中央制御室)	運転員 (現場)	L	重大事故等対応要員 (現場)					原子炉水位が燃料有効長底部から 燃料有効長の20%高い位置に到達									
状況判断	2人 A, B	-		_	 ●原子炉スクラムの確認 ●タービン停止の確認 ●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動失敗の確認 ●原子炉隔離時冷却系の自動起動大敗の確認 ●原子炉への往水機能喪失の確認 	10 分												
早期の電源回復不能の確認	【1人】 A	-		_	●高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	1分												
	B	-		-	●非常用ディーゼル発電機の手動起動操作(失敗)	2分												
電源確保操作対応	-	-		2人 a, b	●電源回復操作		-							適	宜実施			
常設代替高圧電源装置による 緊急用母線の受電操作	【1人】 B	-		-	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線の受電操作	4分	_											
高圧注水機能喪失の確認	【1人】 A	-		-	 ●原子炉隔離時冷却系の手動起動操作(失敗) 	2分												
常設高圧代替注水系ポンプを用い た高圧代替注水系の起動操作	【1人】 A	-		-	●常設高圧代替注水系ポンプを用いた高圧代替注水系の起動操作	4分												
夢ればて仏教決よるポップを用いた	【1人】	_		_	●原子炉注水、原子炉減圧に必要な負荷の電源切替操作	4分												
常設低圧代替注水系(常設)準備操作	D 【1人】	_		_	 原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作 常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設) 		2分 3分											
	A 【1人】				による原子炉注水 糸続構成 ●緊急用海水系及び代替循環冷却系起動に必要な負荷の電源 切替操作		4分											
緊急用海水糸による海水通水操作	А	_		_	●緊急用海水系による海水通水 系統構成及び起動			2	20分	Τ					海	水通水開始	治後,適宜状態	監視
代替循環冷却系による格納容器除	【1人】	_		_	●代替循環冷却系起動に必要な負荷の電源切替操作					6分								
熱操作	A				●代替循環冷却系による格納容器除熱操作 系統構成及び起動							35 分					格納容	器除熱開始後,適宜状
常設低圧代替注水系ポンプを用い た格納容器下部注水系(常設)に よる格納容器下部水位確保操作	【1人】 A	-		-	●非常用母線からの負荷切替え操作 ●常設低圧代替注水系ボンプを用いた格納容器下部注水系 (常認)によろべデスタル水位の調整操作								4分	20	分			水位調整後
水素濃度及び酸素濃度監視設備の 起動操作	【1人】 A	-		_	 ●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作 											8分		適宜,格納容器内
サプレッション・プールpH制御装 置による薬液注入操作	【1人】 A	-		-	●サプレッション・プールpH制御装置による薬液注入操作												15 分	
炉心損傷確認	【1人】 B	-		-	●炉心損傷確認			2分										
逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁 による原子炉急速減圧操作	【1人】 B	-		_	●逃がし安全弁(自動減圧機能)2弁による原子炉急速減圧操作			1分										
党時代悲哀圧雪湄法置にトス	【1人】 B	-		-	●非常用母線受電準備						35 分							
非常用母線の受電準備操作	_	2人 C。D		-	●非常用母線受電準備	1				70 分								
常設代替高圧電源装置による 非常用母線の受電操作	【1人】 B	-		-	 ●常設代替高圧電源装置3台追加起動 ●非常用母線受賞 								8分	5 分				
原子炉建屋ガス処理系及び中央制	【1人】			_	●原子炉建屋ガス処理系及び中央制御家地気系の記動場件									0,5	15	分		記動攝作自
御室換気系の起動操作	B				●ほう酸水注入系起動操作										10	~ 2分		
容器へのほう酸水注入操作	В	-	-	●ほう酸水注入系の注入状態監視													ほう酸水全量	

第3.2-3 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間(1/2)

160	170	180	190	200	備考
					解析上考慮しない
					解析上考慮しない
					原子炉注水は解析上考慮 しない
					原子炉注水は解析上考慮
宜状態監視					しない
隆後,適宜状!	態監視				所何工 今恩しない
器内水素濃度	医及び酸素液	農度の監視			代替交流電源設備により緊急 用母線受電後,暖気が自動的 に開始される
					解析上考慮しない
					解析上考慮しない
					解析上考慮しない
作実施後, 谨	面宜状態監視	見			解析上考慮しない
全量注入完了	まで滴す状	能監視			解析上考慮しない

高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱													
	1			1									1
					1 2			経過時間(時間) 5		25	4)) ¹	37	備考
操作項目	運転員 (中央制御室)	実施個所・必要要員数 【 】は他作業後 移動してきた要員 (現場)	(緊急時対策要員 (現場)	操作の内容	Ţ	7 約 2.7 時間 原子炉圧力容器温度(下鏡部) が 300℃到達	♥約4. 原子り	5時間 炉圧力容器破損	▼ 格納容器圧力 低下から 30 分後	(✓ 約 124 時間 格納容器内酸素i (ドライ条件) 3	農度 3. 5vo1% 利達 ✓ 約 167 時間 格納容器内酸素濃度 (ドライ条件)到近	4.0vo1%
原子炉圧力容器破損の判断	【1人】 A	-	-	●原子炉圧力容器破損の判断 ●溶融炉心の堆積量確認		破損判断バラメータ(格納容器下部水温) の継続監視	5分						
常設低圧代替注水系ポンプを用い た代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器冷却操作	【1人】 A	_	_	●常設低圧代替注水系ボンブを用いた代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による格納容器冷却操作(原子炉圧力容器破損後)			1分	適宜状態監視					
常設低圧代替注水系ポンプを用い た格納容器下部注水系(常設)に よる溶融炉心への注水操作	【1人】 A	_	_	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル(ドライウェル部)注水・水位制御操作			1分		注水開	始後,水位制御を継続			
代替循環冷却系による原子炉注水 及び格納容器除熱操作	【1人】 A	-	-	●代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作						流量調整及び原子炉注オ	、開始後,適宜状態監	視	
常設低圧代替注水系ポンプを用い た代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)による格納容器圧力制御 操作	【1人】 A	_	_	●常設低圧代替注水系ボンブを用いた代替格納容器スプレイ冷却 系(常設)による格納容器圧力制御操作					適宜実施				
使用済燃料プールの冷却操作	【1 人】 A	_	_	●常設低圧代替注水系ボンブによる代替燃料ブール注水系 (注水ライン)を使用した使用済燃料ブールへの注水操作		適宜実施							解析上考慮しない スロッシングによる水位低下 がある場合は代替燃料プール 冷却系の起動までに実施する
				●代替燃料プール冷却系起動操作					15 分				麻何上考慮しない 事象発生後約25時間までに実 施する
可搬型代替注水大型ボンブを用い た低圧代替注水系(可搬型)の起 動準備操作	-	-	10人 c~1	●可搬型代替注水大型ボンブ準備,ホース敷設等	170 分								解析上考慮しない アクセスルート復旧時間含む 炉心損傷により屋外放射線量 が高い場合は屋内に待機し、 モニタ指示を確認しながら作 業を行う
可搬型窒素供給装置による格納容器 内窒素供給操作	-	-	【4人】 e~h	●可搬型窒素供給装置起動操作							115 分	可搬型窒素供給 装置起動後, 適宜状態監視	
タンクロー目に下スሎ毛油が晶体			2人	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給								90 分	タンクローリ残量に応じて適
ノマノロ ノにみる旅社開始採用			(招集)	●可 <u>搬型窒</u> 素供給装置への給油								適宜実施	宜軽油タンクから補給
必要要員合計	2 人 A, B	2 人 C, D	12人 a~1 及び招集2人										

第3.2-3 図 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間(2/2)



第3.2-4図 原子炉圧力の推移



第3.2-5 図 原子炉水位 (シュラウド内外水位)の推移



第3.2-6図 原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移



第3.2-7図 格納容器圧力の推移



第3.2-8図 格納容器雰囲気温度の推移







第3.2-10図 格納容器雰囲気温度の推移(~8時間)



第3.2-11図 サプレッション・プール水位の推移



第3.2-12図 サプレッション・プール水位の推移 (~8時間)



第3.2-13図 注水流量の推移



第3.2-14図 注水流量の推移(~8時間)



第3.2-15 図 ペデスタル (ドライウェル部)の水位の推移



第3.2-16 図 ペデスタル (ドライウェル部)の水位の推移 (~8時間)



第3.2-17 図 ペデスタル (ドライウェル部)の 壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



第3.2-18図 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)



第3.2-19図 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)



第3.2-20図 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)



第3.2-21図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)



(~8時間)



第3.2-23 図 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) (~8 時間)





第3.2-25図 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件) (~8時間)



第3.2-26 図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の 格納容器圧力の推移



第3.2-27図 原子炉圧力容器破損後に原子炉注水しない場合の 格納容器雰囲気温度の推移

ペデスタル(ドライウェル部)内の水位管理方法について

東海第二発電所における,溶融燃料-冷却材相互作用及び溶融炉心・コンク リート相互作用の影響抑制を考慮したペデスタル(ドライウェル部)(以下「ペ デスタル」という。)内の水位管理対策の内容を以下に示す。

1. ペデスタルの構造及び設備概要

東海第二発電所のペデスタルの概要図を第1図(a)及び(b)に示す。

ペデスタル内の底面及び側面には、原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)が破損し溶融炉心(以下「デブリ」という。)が落下した際のペデス タル構造健全性確保のため、ZrO2製のコリウムシールドを設置する。ま た、コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために、コリウムシ ールド表面にSUS製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとと もに、その内側に機器ドレンサンプを設置する。

ドライウェルにて生じる床ドレン及び機器ドレン並びに機器ドレンサンプ を冷却するための冷却水は,第1図(a)及び(b)のようにペデスタル側壁の貫 通孔を通る配管により各ドレンサンプへ導かれる。これらの配管はコリウム シールドの側壁部より高い位置からペデスタル内へ接続し,コリウムシール ド内に堆積したデブリが配管へ流入しない設計とする。

床ドレンサンプ内に流入した水は、1mに立ち上げたスワンネックから流出 させ、スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ 排水する。また、排水配管を分岐させベント管へ接続することで、事故時に おいてペデスタルからサプレッション・チェンバへ排水する経路を設ける。

ペデスタルの側壁は鋼製スカートを介してRPVを支持しており, RPV 下部プレナムの中心付近には原子炉冷却材浄化系のボトムドレン配管が接続 されているとともに、ペデスタル内には制御棒駆動水圧系配管が敷設されて いる。



第1図(a)ペデスタル概要図(断面図)



2. 水位管理方法

通常運転時及び事故時におけるペデスタル内水位の管理方法を以下に示す。

(1) 通常運転時

ペデスタル床ドレンサンプの機能として,排水配管から1mの水深を超え た流入水を原子炉建屋原子炉棟の床ドレンサンプ設備へ排水し,ペデスタ ル内水位を1mに維持する。

(2) 事故発生からRPV破損まで

格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下(L1)信号により、ペデス タル内へ流入する配管(床ドレン配管,機器ドレン配管及び原子炉補機冷 却水配管)に対してペデスタル外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペデ スタルへの流入水を制限する。

制限弁閉止前の流入水等により水位が1mを超えた場合には、ベント管に 接続された床ドレン排水配管及び床ドレン排水弁を経由してサプレッショ ン・プールへ排水され、RPV破損までにペデスタル内水位は1mまで低下 する。

事故が発生し炉心が損傷した場合,格納容器下部注水配管から水位 1m を超過するまで注水を実施し,その後排水することにより,RPV破損時 に確実に水位 1m を確保する運用とする。これに要する時間は 20 分程度(注 水開始操作に要する時間(約6分),水位 10 cm 分の注水に要する時間(約 3分),注水停止操作に要する時間(約4分)及び 5 cm 分の排水に要する 時間(約5分)に余裕を加味した時間)と想定され,炉心損傷後のペデス タル注水開始からRPV破損までの約2.5時間(事象進展の速い大破断L OCA時の例)の間に余裕をもって実施可能である。

なお,床ドレンサンプの水位をRPV破損までに1mとする排水の過程に おいて,水位が1.2m以上であるときには床ドレン排水配管及び床ドレン排 水弁を経路とした排水に加えて,ベント管に接続された機器ドレンサンプ 排水配管及び排水弁を経由してサンプレッション・プールに排水すること が可能である。

ベント管に接続する床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁はRPV破損 前に閉とし, RPV破損後のペデスタル水のサプレッション・プールへの 流出を防止する。

(3) R P V 破損後

RPV破損及びデブリ落下後、ペデスタル内にて 0.2m以上のデブリ堆積 を検知後に、80m³/h でペデスタル満水相当まで水位を上昇させるととも に、その後は満水近傍にて水位を維持する(別添 1)。

また,上記(1)~(3)の水位管理を実現するための設備対策について別添2に, ペデスタル内に設置する計器類について別添3にそれぞれ示す。 ペデスタル注水開始後の水蒸気爆発発生の可能性及び

水蒸気爆発発生抑制の考え方について

1. はじめに

東海第二発電所では、水蒸気爆発(以下「SE」という。)によるペデス タル構造への影響抑制のため、RPV破損時のペデスタル水位を1mと設定し、 SE影響評価を実施している。しかし、RPVの破損を判断した場合には、 格納容器下部注水系(常設)によるペデスタル注水を実施する手順としてお り、注水開始後には1mを超える水位がペデスタル内に形成されることとなり、 SE影響評価の想定を上回る規模のSEが発生する可能性がある。

これに対して, RPV破損及びペデスタル注水開始後のペデスタル内の状況を推定し, SEの発生可能性及びこれを考慮した水位管理について検討した。以下に検討の内容を示す。

2. **RPV**破損時のデブリ落下挙動

RPVが破損するような状況においては原子炉注水機能が喪失している可 能性が高く,RPV破損時にはデブリの大部分が下部プレナムに堆積するこ とで,これらのデブリの重量及び熱的影響により制御棒駆動機構ハウジング 等のRPV貫通部溶接箇所が破損し,デブリが落下し始めると考えられる。 その後も,制御棒駆動機構ハウジングはペデスタル内において外部サポート により支持されているため逸出が生じることは考えにくく,アブレーション による破損口の拡大を伴いながら下部プレナムに堆積したデブリが継続的に ペデスタルへ落下するものと考えられる。

なお,有効性評価においては,溶融燃料-冷却材相互作用や溶融炉心・コ

ンクリート相互作用による格納容器への負荷を厳しく評価する観点から,R PVの破損形態として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定しており,R PV破損ロはアブレーションにより拡大しながら,RPVの内圧及びデブリ の堆積ヘッドにより,約300tonの溶融デブリが約30秒間でペデスタルへ全 量落下する結果となっている。

3. RPV破損後のペデスタル内の水の状態とSE発生抑制の考え方

ペデスタル内の初期水量及びペデスタル注水量と, RPVから落下するデ ブリの保有熱の関係より, ペデスタル内の水が飽和温度に到達する条件を評 価し, その結果よりSEの発生可能性について検討した。第1表及び第2表 に, 評価条件を示す。

まず, RPV破損時にペデスタル内に存在する水量(水深 1m)は であり,この水量を飽和温度まで昇温させるデブリ量は,約11tonと評価さ れる。これは、デブリ全体に対して4%未満の落下量である。また、ペデス タルを満水(水深))とする水量は約81m³であり、この水量を飽和温 度まで昇温させるデブリ量は、約31tonと評価される。このデブリ量がペデ スタル内に堆積した場合、その堆積高さは約0.15mとなる。よって、これに 余裕を考慮し、0.2mまでのデブリ堆積を検知後に満水までの注水を行うこと で、ペデスタル内を満水とした場合でも水の飽和状態は維持される。

また, RPV破損後のペデスタル注水は80m³/hにて実施するが, デブリ からペデスタル水への伝熱速度の観点からは, 熱流束を800kW/m²一定*, 伝 熱面積をデブリ拡がり面積である とすると, 180m³/h 以上の水を飽和 温度まで昇温する熱移行率となる。

※: MAAPコードを用いた有効性評価においてデブリから上面水への限 界熱流束として小さめに設定している値。

以上より, RPV破損後にはペデスタル内の水は速やかに飽和状態に至る とともに,0.2mまでのデブリ堆積を検知後にペデスタル満水相当(水位2.75m) までの注水を開始することにより,その後の注水過程でもペデスタル内の水 は飽和状態に維持されるため,SEの発生は抑制されると考えられる。

ペデスタル満水相当(水位 2.75m)まで注水を実施した後は,2.25m 及び 2.75m 高さの水位計を用いて水位 2.25m 未満を検知した場合に水位 2.75m ま でペデスタルへ注水する間欠注水を実施することで,サブクール度を小さく 保ちSEの発生を抑制しながら,デブリの冷却を継続する。

また, RPV破損後にRPV内の残存デブリ冷却のための注水を実施した 場合,注水の一部がRPVの破損口からペデスタルへ落下しペデスタル内が 常に満水状態となることが考えられるが,以下の理由によりSEの発生は抑 制されると考えられる。

- ・RPVからペデスタルへの落下水はRPV内に残存するデブリにより加熱され、また、ペデスタル内の水はペデスタルに落下したデブリにより加熱されているため、ペデスタル内の水は飽和状態を維持する
- ・RPVからペデスタルへの流入水のサブクール度が大きい場合,RPV 内の残存デブリは冷却されており、ペデスタルへ落下する可能性は低い ただし、ペデスタル注水手順は、先述のRPV破損口の拡大が生じない場 合のような、デブリが少量ずつペデスタルへ落下してくる可能性を考慮して
 も、SEの発生を抑制できるよう整備する(別紙参照)。

第1表 デブリの評価条件

項目	値	備考			
デブリ密度(kg/m ³) デブリ比熱 (J/kgK)		MAAP計算結果(RPV破損時の値) た デブル保有熱が小さくなるようにす			
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		を、ノノリ体有熱が小さくなるように、			
デブリ初期温度 (℃)					
デブリ冷却後温度(℃)	500	デブリ保有熱を小さめに評価する観点か ら,高めに設定			

第2表 ペデスタル水の評価条件

項目	値	備考		
ペデスタル水密度(kg/m ³)	1,000	柳吹はたは日		
ペデスタル水比熱(J/kgK)	4, 180			
ペデスタル水初期温度(℃)	35	外部水源温度		
ペデスタル水飽和温度(℃)	135	R P V 破損時のドライウェル圧力の包絡値(0.3MPa)における飽和温度		
ペデスタル水半径 (m)		コリウムシールド厚さを の,コリウムシールド内半径		

デブリ少量落下時のSE発生可能性を考慮したペデスタル注水管理について

原子炉注水機能が喪失しRPV破損に至るような状況においては,デブリが 継続的に落下することによりペデスタル内の水は飽和状態となりSEの発生は 抑制されると考えられることから,RPV破損の検知後には,確実なデブリ冠 水及び冷却のため,ペデスタル満水相当まで連続して注水を行うとともに,そ の後もデブリの冷却に必要な量の注水を継続することとしている。その手順は 以下のとおりである。

(a) R P V 破損前

ペデスタルへの事前注水及び排水配管からの排水により,水位は 1m に維持される。

(b) RPV破損後

RPV破損を判断した場合には、ペデスタル満水相当の水位 2.75m まで 注水を実施する。その後は、2.25m 及び 2.75m 高さの水位計を用いて水位 2.25m 未満を検知した場合に水位 2.75m までペデスタルへ注水する間欠注 水を実施し、サブクール度を小さく保ちSEの発生を抑制する。

一方, RPV破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等に,少量のデブリが ペデスタルに落下し残りの大部分がRPV内に残存する可能性や,デブリがご く少量ずつ継続して落下する可能性も考えられ,デブリ落下挙動には不確かさ が存在する。したがって,このような場合において,ペデスタル注水により水 深が深く,サブクール度の大きい水プールが形成され,その後RPV内に残存 したデブリが落下した際に万が一SEが発生する可能性についても考慮し,上 記(a)及び(b)の手順に加え,以下(c)の手順によりペデスタルへの注水を管理す ることとする。

(c) R P V 破損後 (デブリの落下量が少量の場合)

ペデスタル満水(水深, 約81ton)の水を飽和温度に到達させる デブリ量は約31ton(全体の約11%)であり,その堆積高さは約0.15mと なる。これより,ペデスタル底面から0.2m高さにデブリ検知器を設置し, RPV破損判断後においても0.2m高さまでのデブリ堆積が検知されない 場合には,0.5m及び約1m高さの水位計を用いて,水位0.5m未満を検知し た場合に水位約1mまでペデスタルへ注水する間欠注水を行うことにより, 深い水プールの形成を防止しSEの発生を抑制する。

第1図に示す重大事故等対処設備の計装設備を用いた水位管理により, 上記のとおりデブリの冠水状態は維持・監視可能であるが,デブリの冠水 状態が維持されていることを別のパラメータにより参考情報として得られ るよう,自主設備として1mより上部に気相部温度計を設置し,気相部温度 が格納容器圧力に対する飽和温度相当であることを確認する。気相部温度 計は蒸気密度が高い水面付近(ペデスタル底面から約1.1m)に設置すると ともに,気相部温度計の上部に輻射熱抑制板を設置することにより,人通 用開口部下端(ペデスタル底面から約2.8m高さ)付近に設置されているタ ーンテーブル等のペデスタル上部にデブリが付着した際の輻射熱の影響を 抑制し,飽和状態の雰囲気温度を計測可能な設計とする。



第1図 ペデスタル水位管理の概念図

ペデスタル排水設備対策について

1. はじめに

通常運転中,事故発生からRPV破損まで及びRPV破損後について, 水位管理に必要な排水設備対策の方針を各々記載する。

1) 通常運転時

ペデスタル内床ドレンサンプ

- ・ドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水、漏えい位置を特定で
 きない格納容器内の漏えい水(以下「漏えい水」という。)が流入する
 設計とする。(第1図)
- ・サンプの水位は、サンプから排水する排水配管の入口(スワンネック) 高さを床面から 1m に設定することで、常時 1m の水位を保つことが可能 な設計とする。(第1図)
- ・サンプへの流入水は,高さ1mに設置する排水配管の入口(スワンネック) から,排水配管内を通じてサプレッション・チェンバを経由し.格納容 器外の原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ全量排水される設計と する。(第1図)
- ・漏えい水は,運転中に生じるドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水の流入によってサンプ水位は常時1mに維持されているため、サンプに流入する全量が排水され、原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備に至る 過程で、床ドレン用流量計により0.23m³/hを検出することが可能な設計とする。(第1図)
- ・排水配管水平部の勾配は、通常運転中の排水性を確保する観点及びRP V破損後にスリット内でデブリが凝固するための必要な距離(スリット

全長は を短くする観点から、スリットの勾配を に制限した設計とする。(第1図) なお、RPV破損までの排水性に対しては、 スリットの勾配は影響しない。



第1図 ペデスタル床ドレンサンプの通常運転時流入水及び排水経路図

②ペデスタル内機器ドレンサンプ

- ・原子炉再循環ポンプグランド部からの排水,機器からのリーク水及び機 器点検時のドレン水が流入する設計とする。(第2図)
- ・ドレン水は、サンプ内で冷却(原子炉補機冷却水配管により)され、原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプへ全量排出される設計とする。(第2図)
- ・原子炉補機冷却水配管をサンプ内部に通し、高温のドレン水を冷却する ことができる設計とする。(第2図)
- ・サンプからの排水は、原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備に至る 過程で、機器ドレン用流量計により排水量を計測し、5.70m³/hの排水 (漏えい量)を検出することが可能な設計とする。(第2図)
- ・排水配管水平部の勾配は、通常運転中の排水性を確保する観点及びRP V破損後にスリット内でデブリが凝固するため必要な距離(スリット全 長は を短くする観点から、スリットの勾配を に制限した 設計とする。(第2図)
- ・サンプには複数のドレン水が流入するため,排水性確保の観点からベント管を設置する設計とする。



機器ドレンサンプ設備・



NO.	流入元	運転中の状態
1	原子炉再循環ポンプ(A)グランド部排水,機器からのリ ーク水 ^(*1) ,機器点検時のドレン水(50A) ^(*2)	常時排水有
2	原子炉再循環ポンプ(A)点検時のドレン(50A) ^(*2)	常時排水なし
3	原子炉再循環ポンプ(B)グランド部排水,機器からのリ ーク水 ^(*1) ,機器点検時のドレン水(50A) ^(*2)	常時排水有
4	機器点検時のドレン水(80A) ^(*2)	常時排水なし
5	原子炉再循環ポンプ(B)点検時のドレン(50A) ^(*2)	常時排水なし
6	原子炉補機冷却水配管(50A)	常時流入

*1: 弁グランド部からのリーク水 (運転中)

*2:通常閉の弁を開にし排水(定検時のみ)

第2図 ペデスタル機器ドレンサンプの運転中流入水及び排水概要図

- 2) 事故発生からRPV破損前まで
 - ① R P V 破損前までに達成すべき条件
 - ・デブリ落下までの間, ペデスタル床ドレンサンプの水位を 1m に維持する こと。
 - ②条件を達成するための設備対策
 - a. ドライウェルからの流入水の遮断
 - ・ペデスタル床ドレンサンプへの流入水を遮断するため,格納容器圧力 高信号及び原子炉水位異常低下(L1)信号により,ペデスタル流入水 の制限弁(床ドレン)を閉にする設計とする。(第3図(a)(c))
 - ・制限弁を閉にすることにより,格納容器スプレイ水等のペデスタルへ 流入する可能性のある水は,ベント管を介してサプレッション・プー ルへ排水される設計とする。(第3図(a)(c)(d))
 - b. ペデスタルへの流入水の排出
 - ・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペデスタル床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサプレッション・プールへ自然排水される設計とする。(第3図(a)(c)(d))
 - ・事故時のペデスタル床ドレンサンプへの流入水により、ペデスタル床 ドレンサンプの水位は上昇するが、RPV破損までの間に、ペデスタ ル床ドレンサンプの水位が、1mまで排水可能な設計とする。(別紙)
 - ・以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペデスタ ル床のコンクリート表面より 下の位置に設置する設計とする。 (第3図(a))

▶ 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは、サンプへの流入水の
排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが,スリット内部 でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは,スリット内に水を保有 させるためスリットより高くする必要がある。このため,床ドレン 排水配管のベント管への接続高さは,床ドレン排水配管の下端位置 がスリット高さ方向の流路(10mm)の上端の位置になるように設置 する設計とする。(第3図(a))

- ▶スリットの設置高さを低くする場合、スリット内でデブリが凝固した際に、床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで、コリウムシールド無しの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ(ペデスタル床のコンクリート表面から)下)にスリットを設置する。(第3図(a))
- ・床ドレン排水配管を接続するベント管については、真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないよう、真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。(第3図(d))
- ・ベント管に接続する床ドレン排水弁は、RPV破損前のペデスタル注 水により水位が上昇し1mを超える高さの水位計が水位を検出した後、 ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出さ れなくなった場合に、一定の時間遅れ(当該水位計高さから1m高さま での排水に必要な時間を考慮)で自動閉止する設計とする。これによ り、RPV破損後のペデスタル水のサプレッション・プールへの流出 を防止する。なお、地震によるスロッシング等により万一排水弁が意 図せず閉止した場合には、運転員操作により早期に排水弁を開放する 手順とする。

 ・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から、RPV破損後の ペデスタル水がサプレッション・プールへ流出することを防ぐため、 床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また、機器ドレン 排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置(真空破壊弁が設置さ れていないベント管に設置する)は、床ドレン排水配管と同じ設計と する。(第3図(d)(e))



【参考】最も高い位置の真空破壊弁はペデスタル床のコンクリート表面より約0.47m 下であり,床ドレン 排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置であるが,その他の真空破壊弁はペデスタル床 のコンクリート表面より約1.36m下であり,床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低 い位置に設置されている。

第3図(a)ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m維持対策概要



第3図(b)ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m維持対策概要



第3図(c)ペデスタル床ドレンサンプの水位1m維持対策概要





第3図(e)ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m維持対策概要

- 3) R P V 破損後
 - R P V 破損後に達成すべき条件
 - ペデスタル床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために、注水で きること。
 - ・ペデスタル床ドレンサンプの水位を管理できること。

②条件を達成するための設備対策

- ・RPV破損後、デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を 溶融することにより、当該配管からペデスタル内へ内包水が流入する ことを防止するため、格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下(L1) 信号により、ペデスタル流入水の制限弁(機器ドレン及び原子炉補機 冷却水)を閉にする設計とする。(第4図)
- ・RPV破損後のデブリ落下後に,格納容器下部注水系から注水を行う 設計とする。(第4図)



第4図 ペデスタル床ドレンサンプ注水概要図

事故発生からRPV破損までのペデスタル流入水の排水評価について

RPVが破損しデブリがペデスタルへ落下する際には、SEの影響を抑制す るためペデスタル内水位を1mとすることとしている。これに対して、事故発生 後にペデスタル内への水の流入があった場合でも、RPV破損までにペデスタ ル内水位が1mまで排水されることを確認した。以下にその内容を示す。

1. 評価において想定する事象

東海第二発電所のペデスタル内構造(添付資料3.2.3本文第1図参照)を もとに、事故発生からRPV破損までの間にペデスタル内へ水が流入し得る 事象を選定し、それぞれに対して排水評価の要否を検討する。

大破断LOCA

RPV破損する場合の有効性評価の評価事故シーケンスとしては,過渡 事象時に注水機能が喪失する事象(以下「過渡事象」という)を選定して いるが,過渡事象ではドライウェル内に水が流出することはなく,RPV 破損までに格納容器スプレイを実施することはない。一方で,大破断LO CA時に注水機能が喪失する事象(以下「LOCA事象」という)では, ドライウェル内への水の流出やRPV破損までの格納容器スプレイの実施 により,ペデスタル内への水の流入が生じるため,排水評価の対象とする。

(2) ボトムドレンLOCA

RPV破損を想定する評価事故シーケンスのうち、ペデスタル内におけ るボトムドレンLOCAが生じた場合、RPVからペデスタルへ多量の原 子炉冷却材が流入する。しかし、この流入水は飽和状態であるため、水深 が深い場合でもSEの発生可能性は極めて低く、万一SEが発生した場合 の発生エネルギーも小さいと考えられることから,排水評価の対象事象と する必要はないと考える。ただし,排水性能の保守性を確認する観点から 参考として排水可能性を評価する(参考1)。

(3) その他のペデスタル内への流入事象

ペデスタル内において制御棒駆動水圧系配管が破断した場合, RPV及 び制御棒駆動水圧系からペデスタル内に漏えい水が流入する。しかし,事 象確認後に制御棒駆動水ポンプを停止することで,制御棒駆動水圧系から ペデスタルへの流入は停止する。また,第1図のとおり,当該配管は1イ ンチ以下の細さであることに加えRPVからの漏えいは制御棒駆動機構の シール部を介するため,その漏えい量はごく少量であり,RPV破損に至 ることは考えにくく,排水評価の対象外とする。

また、ペデスタル内において機器ドレン配管や原子炉補器冷却水配管が 破断した場合にもペデスタル内へ冷却水が流入するが、上記と同様にこれ らの事象に起因してRPV破損に至ることは考えにくく、排水評価の対象 外とする。

以上より,排水評価において想定する事象としてLOCA事象を選定する。



第1図 制御棒駆動水圧系配管破断時のRPVからの漏えい経路

- 2. 評価条件
 - ・LOCA事象発生時,格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下(L1) 信号によりペデスタル流入水の制限弁は事象発生後すぐに閉止することか ら,格納容器スプレイ水等によるドライウェルからの流入水は制限される が,ここでは事故発生後5分間においてペデスタルへの流入が継続すると 仮定する。また、ドライウェルからの流入量を多く評価する観点から、ダ イアフラムフロア上に溜まる水の水位は、物理上最も高くなるベント管高 さとする。このとき、ドライウェルからペデスタルへの流入量は、以下の ように計算され、これをRPV破損までの必要排水量とする。

 $V = v_{in} \times A \times t = (2gh)^{1/2} \times A \times t$

V: 必要排水量 [m³], v_{in}: 流入速度 [m/s],

A:流入口面積 [約8.6×10⁻³ m²]

添付 3.2.3-27

(床ドレン配管内径 73.9mm×2本分),

t:流入継続時間 [5min=300s],g:重力加速度 [9.8m/s²],

h:流入水水頭 [約 0.36m]

(ベント管上端高さ 一流入配管高さ)

- ・設備対策より配置されるコリウムシールド等の構造物については、評価上
 その体積を除外することで必要排水量を増やし、保守的な評価とする。
- ・機器ドレン排水配管及び排水弁を経由したサプレッション・プールへの排 水が期待できるが、この排水経路からの排水は評価から除外する。
- ・排水配管はドライウェル気相部に接続され圧力差はないため、排水量を評価する上で、ドライウェル及びサプレッション・プール内圧は考慮しない。
- ・排水配管の長さ、内径、エルボや弁等に相当する長さ等考慮し、下記式によりある排水流量を想定した場合の排水流路の圧力損失を算出する。本評価では、まず任意の流量(22m³/h:ボトムドレンLOCA時の平均必要排水流量)の場合の圧力損失(1.8m)を算出し、その際に求まる圧損係数(K)を基に、以降の流量と圧力損失の関係を算出している。圧力損失はペデスタル水位と排水口の水頭差に等しいことから、排水開始する初期水位時の排水口との水頭差及び圧損係数(K)を基に初期排水流量を算出し、初期排水流量である時間ステップ幅だけ排水された場合の水位及び当該水位での排水流量を算出し、これを繰り返すことによって水位1mまでの排出時間を算出している。また、下式に示す圧損日は、エルボの数を2倍程度見込む等、保守的な値としている。

圧損損失計算式(出典:日本機械学会編,機械工学便覧)

 $\mathbf{H} = \lambda \times (\mathbf{L}/\mathbf{D}) \times (\mathbf{v}^2/2\mathbf{g}) + \Sigma \ \lambda \times (\mathbf{L}'/\mathbf{D}) \times (\mathbf{v}^2/2\mathbf{g}) = \mathbf{K} \times \mathbf{Q}^2$

H:配管圧損[m],L:配管長さ[m],D:配管内径[m],

L':エルボや弁等に相当する長さ [m], v:流速 [m/s],

添付 3.2.3-28

g:重力加速度 [m/s²], λ:管摩擦係数 [-], K: 圧損係数 [-],

Q:流量 [m³/h]

スワンネック入 スリット入口 スリット下流 単位 口~出口(*1) ~出口(*2) 配管(*3) 配管内径:D m 流量 *4 m³∕h 流速 m∕s 管摩擦係数:λ _____ 配管長 m 配管 L/D 90°ショートエルボ *5 個 (L'∕D=__) 弁 ^{∗5} (L'∕D= 個 管入口 *5 個 $(\lambda \cdot (L'/D) =$ 開放端 *5 個 $(\lambda \cdot (L'/D) =)$

第1表 圧力損失計算要素

(補足)上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により,妥当性を損なわない範囲で変更があるものとする。

- *1:スワンネック部は,90°ショートエルボ(□個),直管□□相当とし,管 入口と管出口(開放端)の係数を考慮。
- *2:スリット部は、断面積が等しい円管、90°ショートエルボ(]個)とし、 管入口と管出口(開放端)の係数を考慮。圧損は円管の____とする。
- *3:スリット下流配管は,配管長, 90°ショートエルボ() 個),弁() 個) と想定し, を考慮。
- *4:流量は とした。表1は流量を とした場合の例を記載。
- *5:CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。





3. 評価結果

評価結果は第2表及び第2図のとおりであり, RPV破損までの時間が短い大破断LOCA(事象発生からRPV破損まで約3時間)を想定しても, 水位1mまで排水可能である。



第2表 必要排水量と排水時間



第2図 ペデスタル水位 1.23m から水位 1m までの排水時間

4. 評価結果に対する裕度

· 必要排水量

必要排水量はコリウムシールド等の構造物を考慮していないことから, 必要排水量は内部構造物の体積分保守的な評価としている。

排水時間

排水時間については,排水に伴って低下する水位並びに流路の形状及 び長さ等(圧力損失)を保守的に考慮して算出している。(第2図)

· 排水流量

計算過程で使用する圧力損失は,配管長さやエルボの数等に余裕を持たせており,平均排水流量時の圧力損失は合計である。

5. 異物による影響

ペデスタル内に設ける排水の流入口は、スワンネック構造とする。スワン ネックは、逆U字形の形状をしているため、水面付近の浮遊物は排水口から 流入し難い構造上の利点がある。空気孔は、逆U字形部からの排水性を確実 にするために設ける設計とする。排水口の高さ方向の位置は、水面の浮遊物 や床面の異物を持ち込ませないために適切な位置で設定する設計とする。ま た、異物落下に対して破損等がないよう、サポート等で固定する。このスワ ンネックの構造を考慮した上で、スワンネック構造への落下物の影響、ペデ スタル内に流入する異物による排水性への影響を評価する。なお、スワンネ ック構造を流入口とする排水流路は、RPV破損前にペデスタル内の水位 1m を達成した時点で排水弁を閉止し、その後は用いないことから、排水機能の 要求期間はRPV破損前までであり、RPV破損前までに想定される落下物 及び異物を対象として評価する。

事故時に発生する落下物によりスワンネック構造が損傷しないこと、異物

がペデスタル床ドレンサンプに流入したと仮定し評価しても,異物により排 水性に悪影響が生じる可能性が低いことを第3表に示す。

落下物により,スワンネック構造が影響を受けないことを確実にするため, スワンネック構造の周囲に柵を設置する設計とする。

この柵は,異物がスワンネック及び排水配管の排水性に対して悪影響を及 ぼさないこと及び想定されない異物が排水性に悪影響を及ぼさないことをよ り確実にするため,異物混入防止機能を有した設計とする。柵は,スリット の短辺 よりも小さい開口径を有し,開口が重ならないよう2重に配置し た設計とする。仮に,スリット部で固着し堆積する可能性がある線状の異物 を想定しても,柵の2重部分で流入を防ぐ構造の設計とする。(第3図)

なお,機器ドレンサンプについても,排水経路として利用することから, 異物落下に対して破損等がないよう,十分な強度を有する設計とし,スワン ネックの異物混入防止及び損傷防止については,床ドレン排水用のスワンネ ックと同様の対策を行うことで,悪影響を防止する。

想定異物	異物による排水性への影響
核計装用及び照明	【発生源】ペデスタル内
用等のケーブル	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
(管路含む)	落下あり/流入あり
	ペデスタル上部には、ケーブルが設置されてお
	り,落下の可能性がある。
	【影響評価】
	・落下による影響
	スワンネックは鋼製でサポートに固定されてい
	るため破損・転倒する恐れはない。また、周囲に鋼
	製の柵を設置することから,スワンネックに直接接
	触することもない。機器ドレンサンプについては、
	サンプ自体を十分な強度を有する設計とするため,
	破損する恐れはない。

第3表 想定異物と影響評価

添付 3.2.3-32

	・流入による影響
	ケーブルは床に沈降することから, 排水性に影響
	はない。また、何らかの要因で被覆片が生じたとし
	ても、機器ドレンサンプと床ドレンサンプ各々のス
	ワンネックは対向して配置され、かつ前述の通り
	各々の周囲を柵(第3図参照)にて囲うため、共通
	要因による排水性への影響はない。
保温材	【発生源】ペデスタル外
	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
	落下なし/流入あり
	ペデスタル床ドレンサンプ内に保温材はない。
	重大事故時にドライウェルから格納容器スプレ
	イ水等によって床ドレンの流入経路から持ち込ま
	れる可能性がある。
	【影響評価】
	床ドレン流入経路の弁を事故後早期に閉に流入
	を制限することから、排水経路を閉塞させる等、排
	水性への影響はない。
塗料片	【発生源】ペデスタル内・外
	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
	落下あり/流入あり
	ペデスタル内・外の構造物には塗装が施されてい
	ることからスワンネックへの落下,床ドレンへ流入
	する可能性がある。
	【影響評価】
	・落下による影響
	スワンネックを損傷する程の重量はなくスワン
	ネックが破損・転倒する恐れはない。また、同様に
	機器ドレンサンプへの影響もない。
	・流入による影響
	塗料片は,底に堆積若しくは水面に浮遊すること
	が考えられるが,スワンネックの排水口を水位 1m
	の中間位置に設定するため、これらの異物がスワン
	ネックの排水口に流入するとは考え難い。また、重
	大事故時は格納容器スプレイ水等によってペデス
	タル外から床ドレンの流入経路を通じて塗料片が
	多く持ち込まれる可能性があるが,床ドレン流入経
	路の弁を事故後早期に閉にし, 流入を制限すること
	から、排水経路を閉塞させる等、排水性への影響は
	ない。

スラッジ(鉄錆)	【発生源】ペデスタル外
	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
	落下なし/流入あり
	スラッジ(鉄錆)は、床ドレン水によって床ドレ
	ンサンプ内に流入し底に堆積する可能性がある。
	【影響評価】
	スワンネックの排水口を水位 1m の中間位置に設
	定するため,底に堆積した異物が積極的に排水経路
	に流入するとは考え難い。また、重大事故時は格納
	容器スプレイ水等によってペデスタル外から床ド
	レンの流入経路を通じてスラッジが多く持ち込ま
	れる可能性があるが,床ドレン流入経路の弁を事故
	後早期に閉にし、流入を制限することから、排水経
	路を閉塞させる等,排水性への影響はない。
サポート	【発生源】ペデスタル内
	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
	落下なし/流入なし
	ペデスタル内にはサポートが設置されているが,
	+分な耐震性を有する設計とすることから, 落下し
	ない。
	【影響評価】
	排水性への影響はない。
照明	【発生源】ペデスタル内
	【スワンネックへの落下/床ドレンへの流入】
	落下あり/流入あり
	ペデスタル内には照明が設置されているため、落
	下の可能性がある。
	【影響評価】
	・落下による影響
	スワンネックは鋼製でサポートに固定されてい
	るため破損・転倒する恐れはない。また、周囲に鋼
	製の柵を設置することから,スワンネックに直接接
	触することもない。機器ドレンサンプについても、
	十分な強度を有する設計とすることから、破損する
	恐れはない。
	・流入による影響
	照明は、床に沈降することから、排水性に影響は
	ない。





第3図 排水配管に対する異物対策概要

参考1

ボトムドレンLOCAを想定した場合の排水評価

ボトムドレンLOCA時にRPVからペデスタルへ流入する水は飽和状態で あることから, RPV破損及びデブリ落下時のSEの発生可能性は極めて低く, また, 万が-SEが発生した場合の発生エネルギーも小さいと考えられる。

しかし,排水性能の保守性を確認する観点から,ペデスタル内の水位が最も 高くなる事象であるボトムドレンLOCAを想定した場合についても,参考と して排水可能性を実施する。

- 1. 評価条件
 - ・ペデスタル内におけるボトムドレンLOCA時には、ペデスタル床ドレン サンプに上部から漏えい水が流入し、著しく水位が上昇するため、水位は 人通用開口部まで達することが想定される。
 - ・排水評価は人通用開口部下端から水位 1m までの水量(必要排水量)とする。
 また,設備対策より配置されるコリウムシールド等の構造物については、
 評価上その体積を除外することで必要排水量を増やし、保守的な評価とする。
 - ・排水配管はドライウェル気相部に接続され圧力差はないため、排水量を評価する上で、ドライウェル及びサプレッション・プール内圧は考慮しない。
 - ・排水配管の長さ、内径、エルボや弁等に相当する長さ等考慮し、下記式によりある排水流量を想定した場合の排水流路の圧力損失を算出する。本評価では、まず任意の流量(22m³/h:ボトムドレンLOCA時の平均必要排水流量)の場合の圧力損失(1.8m)を算出し、その際に求まる圧損係数(K)を基に、以降の流量と圧力損失の関係を算出している。圧力損失はペ

デスタル水位と排水口の水頭差に等しいことから,排水開始する初期水位 時の排水口との水頭差及び圧損係数(K)を基に初期排水流量を算出し,初 期排水流量である時間ステップ幅だけ排水された場合の水位及び当該水位 での排水流量を算出し,これを繰り返すことによって水位1mまでの排出時 間を算出している。また,下式に示す圧損Hは,エルボの数を2倍程度見 込む等,保守的な値としている。

圧損損失計算式(出典:日本機械学会編,機械工学便覧)

 $H = \lambda \times (L/D) \times (v^2/2g) + \Sigma \lambda \times (L'/D) \times (v^2/2g) = K \times Q^2$

H:配管圧損[m],L:配管長さ[m],D:配管内径[m],

L':エルボや弁等に相当する長さ[m], v:流速[m/s],

g:重力加速度 [m/s²], λ:管摩擦係数 [-], K:圧損係数 [-], Q:流量 [m³/h]

	単位	スワンネック入 口~出口(*1)	スリット入口 ~出口(*2)	スリット下流 配管(*3)
配管内径:D	m			
流量 *4	m³∕h	22	22	22
流速	m⁄s			
管摩擦係数:λ	_			
配管長	m			
配管 L/D				
90°ショートエルボ ^{*5} (L'∕D=	個			
弁 *5 (L'/D=)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)=	個			
開放端 *5 (λ · (L'/D) =	個			

第1表 圧力損失計算要素

- (補足)上記計算要素の具体的な数値等は設計進捗により,妥当性を損なわ ない範囲で変更があるものとする。
- *1:スワンネック部は,90°ショートエルボ(1個),直管 相当とし,管 入口と管出口(開放端)の係数を考慮。
- *2:スリット部は、断面積が等しい円管,90°ショートエルボ (1個)とし, 管入口と管出口(開放端)の係数を考慮。圧損は円管の とする。
- *3:スリット下流配管は, 配管長 , 90°ショートエルボ(個), 弁 (個) と想定し, _____を考慮。
- *4:必要排水量約 59m³を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22m³/h とした。
- *5:CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。



2. 評価結果

評価結果は第2表及び第1図のとおりであり、ペデスタル内のボトムドレン配管破断時に流入した水を、RPVからペデスタルへの流入停止(事象発 生後約0.3時間)からRPV破損(事象発生後約3時間)までの約2.7時間 以内に、水位1mまで排水可能である。

	項目	評価結果	
	必要排水量	約 59m ^{3 ※}	
	排水時間	約 2.3 時間	
і № :	必要排水範囲の水量(内径	,高さの水の体積)	

第2表 必要排水量と排水時間



第1図 ペデスタル水位満水から水位 1m までの排水時間

- 3. 評価結果に対する裕度
 - ·必要排水量

必要排水量はコリウムシールド等の構造物を考慮していないことから, 必要排水量は内部構造物の体積分保守的な評価としている。

·排水時間

排水時間については,排水に伴って低下する水位並びに流路の形状及 び長さ等(圧力損失)を保守的に考慮して算出している。

· 排水流量

必要排水流量は,評価上の容量約 59m³に対して約 2.7 時間で排水する

必要があることから,全量排水する場合には平均約22m³/hの流量が必要である。これに対して,排水時の水位による圧力損失を考慮した平均 排水流量は であり,必要排水量を上回っている。

なお,このとき計算過程で使用する圧力損失は,配管長さやエルボの 数等に余裕を持たせており,平均排水流量 時の圧力損失は合計 である。

4. 機器ドレン排水配管及び排水弁の経路を併用した評価

機器ドレンサンプには排水性を確保するために必要な空気ベント用のス ワンネックを有し,床ドレンサンプの排水入口水位1mよりも0.2m高い位 置に設置する設計としている。床ドレンサンプの水位が1.2mよりも高い水 位までは,床ドレンの排水経路に加え機器ドレンの排水経路が期待できる ことから,実際の排水時間に対して更に裕度を有している。以下に機器ド レン排水経路を併用した評価を示す。

機器ドレン排水経路の圧力損失

機器ドレンの排水経路は床ドレンの排水経路と比較してほぼ同じ長さの 経路であるが,機器ドレンサンプ内を経由する経路となることが相違して いる。しかし,排水評価に当たっては,機器ドレンサンプの圧力損失は機 器ドレン排水配管に対してその流路面積が十分大きいため考慮せず,機器 ドレンサンプ出入口部の形状による圧力損失のみ考慮し,他は床ドレン排 水経路の圧力損失と同等として評価を行う。(第3表)

第3表 圧力損失計算要素

	単位	スワンネック入 ロ〜出口(*1) 機器ドレンサン プ入口〜出口 (*1)	スリット入口 ~出口(*2)	スリット下流 配管(*3)
配管内径:D	m			
流量 *4	m³∕h	22	22	22
流速	m⁄s			
管摩擦係数:λ				
配管長	m			
配管 L/D				
90°ショートエルボ *5 (L'∕D=	個			
弁 *5 (L'∕D =)	個			
管入口 *5 (λ・(L'/D)=	個			Ĩ
開放端 *5 (λ · (L'/D) =	個			
(補足)上記計算要素	素の具体的	的な数値等は設計	├ 進捗により,	妥当性を損なれ

ない範囲で変更があるものとする。

- *1:スワンネック部は、90°ショートエルボ(□個)、直管──相当とし、管 入口と管出口(開放端)の係数を考慮。 機器ドレンサンプ入口と出口について係数を考慮。
- *2:スリット部は、断面積が等しい円管、90°ショートエルボ (☐ 個)とし、 管入口と管出口(開放端)の係数を考慮。圧損は円管の とする。
- *3:スリット下流配管は, 配管長 , 90°ショートエルボ(個), 弁(個) と想定し, _____を考慮。
- *4:必要排水量約 59m³を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22m³/h とした。
- *5:CRANE 社「FLOW OF FLUIDS THROUGH VALVES, FITTINGS, AND PIPE Technical Paper No. 410, 1988」

上表を基に、圧力損失を計算した結果を以下に示す。

H1=



・床ドレン排水経路と機器ドレン排水経路を併用した排水評価結果

評価結果は第4表及び第2図のとおりであり、ペデスタル内のボトムドレン配管破断時に流入した水を、RPVからペデスタルへの流入停止(事象発 生後約0.3時間)からRPV破損(事象発生後約3時間)までの約2.7時間 以内に、水位1mまで排水可能である。



第4表 必要排水量と排水時間

第2図 ペデスタル水位満水から水位1mまでの排水時間

添付 3.2.3-42

ペデスタル床ドレンサンプ改造に伴う,位置を特定できない漏えい水の検知性 について

改造前のペデスタル床ドレンサンプは、ペデスタル床下に設置されており、 水深 の深さ及び水面の表面積が のサンプである。改造後は、ペデス タル床ドレンサンプの水深は 1m, かつ、表面積は であり、漏えい水に よるペデスタル床ドレンサンプの水位は上昇しにくい構造となる。しかし、通 常運転中はドライウェル冷却装置のクーラー部より凝縮水が発生するため、常 時ペデスタル床ドレンサンプには少量の流入水があり、水位は満水の 1m を常時 維持することから、ペデスタルへの流入水は速やかに全量計測することが可能 である。



第1図 床ドレンサンプ概要図(改造前)

ペデスタル内に設置する計器について

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置 を第1表及び第1図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

- (1) R P V 破損前までの水位管理
 - ①格納容器下部水位計(1m 超)

ペデスタル底面から 1m 超の水位を検知できるよう,測定誤差を考慮した高 さに水位計を設置し,炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施 する。注水停止後は,排水配管等によりRPV破損までに 1m 水位まで排水さ れる。

約180°間隔で計2個(予備1個含む)設置し,1個以上がこの高さ以上の 水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお,高さ1m超水位計高さまで排水されたことを検知した後,水位1mまで排水される時間遅れを考慮して,排水弁は自動閉止することとする。

(2) R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知(第2表)

②格納容器下部水温計(0m)

ペデスタル底部に温度計を設置し,指示値の上昇又は喪失によりRPV破 損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで,ペデスタルにデブ リが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンス ケールとなる特性を利用し, RPVからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下,堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個 含む)設置し,RPV破損の早期判断の観点から,2個以上が上昇傾向(デ ブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡 又は導通)となった場合に, R P V 破損を判断する。

③格納容器下部水温計(0.2m)

ペデスタル底面から 0.2m の高さに測温抵抗体式温度計を設置し, 0.2m 以 上のデブリ堆積有無を検知し,ペデスタル満水までの注水可否を判断する。 また,指示値の上昇又は喪失により, R P V破損検知に用いる。

デブリの落下,堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個(予備1個 含む)設置し,十分な量のデブリ堆積検知の観点から,3個以上がオーバー スケール(デブリの接触による温度上昇)又はダウンスケール(温度計の溶 融による短絡又は導通)した場合にペデスタル満水までの注水を判断する。 また,RPV破損の早期判断の観点から,2個以上が上昇傾向(デブリの落 下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に,RPV破損を判断する。

(3) R P V 破損後の水位管理(デブリ堆積高さ≧0.2mの場合)

④格納容器下部水位計(2.25m, 2.75m)

ペデスタル底面から2.25m 及び2.75m の高さに水位計を設置し,デブリの 多量落下時(堆積高さ0.2m以上)においてペデスタル水位を2.25m~2.75m の範囲に維持するため,各高さにおける水位の有無を検知しペデスタル注水 開始及び停止を判断する。

ペデスタル側壁の貫通孔を通じたペデスタル外側のボックス内に,2.25m 及び2.75mの各高さに2個の水位計(予備1個含む)を設置し,1個以上が 2.25m未満を検知した場合にペデスタル注水開始,2.75m到達を検知した場合 にペデスタル注水停止を判断する。 (4) R P V 破損後の水位管理(デブリ堆積高さ< 0.2m の場合)

⑤格納容器下部水位計(0.5m)

ペデスタル底面から 0.5m の高さに水位計を設置し,デブリの少量落下時 (堆積高さ 0.2m 未満)においてペデスタル水位を 0.5m~1m の範囲に維持す るため,水位 0.5m 未満を検知しペデスタル注水開始を判断する。

約180°間隔で計2個(予備1個含む)設置し,1個以上が水位0.5m未満 を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位計(1m 未満)

ペデスタル底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を 設置し,デブリの少量落下時(堆積高さ 0.2m 未満)においてペデスタル水位 を 0.5m~1m の範囲に維持するため,水位 1m 到達を検知しペデスタル注水停 止を判断する。

約180°間隔で計2個(予備1個含む)設置し,1個以上が水位1m到達を 検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主設備としてペデスタル底面から 1.1m の高さに温度計を設置し,デブリ の少量落下時にペデスタル水位を 0.5m~1m の範囲に管理している間におい て,デブリが冠水されていることを確認する。

約180°間隔で計2個設置し,1個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

各計器の検出部の仕様等を第3表に,測定原理を第2図及び第3図にそれぞ れ示す。また,各計器の構造図及び設置概略図を第4図に示す。ペデスタル内 に設置する各計器の検出部及びケーブル(MIケーブル)は耐熱性の高い無機物 で構成し,ペデスタル外に取り出したケーブル(MIケーブル)をペネトレーシ

添付 3.2.3-46

ョンボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらは重大事故等時の環境下において耐性を有する設計とする。

	設置高さ*1	設置数	計器種別
格納容器下部	Om	Om タ 古 キ に E 伊	
水温計	0.2m	谷向さにう個	温度計
格納容器下部 水位計	0.5m		電極式 水位計
	1m-測定誤差		
	1m+測定誤差	各高さに2個	
	2.25m		
	2.75m		

第1表 ペデスタル内計器の概要

※1:ペデスタル底面(コリウムシールド上表面)からの高さ

第2表 RPV破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの推荐世能	格納容器下部水温計		本山体亡
ノノリの堆積状態	0m 位置	0.2m 位置	十月四月
	上昇	上昇	RPV破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇	RPV破損, デブリ少量落下
	上昇/喪失	上昇/喪失	RPV破損, デブリ多量落下



添付 3.2.3-49

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃~500℃	±(0.3+0.005 t) t:測定温度	温度:短期230℃, 長期200℃ 圧力:620kPa[gage] 放射線:- ^{*2}
電極式 水位計	ー (レベルスイッチ)	± 10 mm	温度:短期230℃, 長期200℃ 圧力:620kPa[gage] 放射線:- ^{*2}

第3表 検出部の仕様等

※2:検出部は無機物で構成しており、放射線による影響はない



第2図 電極式水位計の動作原理





金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し, 抵抗素子の抵抗値をもとに温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇 しオーバースケールとなる。

また,以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ 短絡又は導通すると,抵抗値が低下し温度指示値 がダウンスケールとなる。

・シース管の溶融,水及びデブリの浸入

・水との反応による絶縁材の膨張,剥離

・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融,蒸発

測温抵抗体構成材料の融点

	材質	融点
シーック	インコネル	1,370℃~
シース官	(NCF600)	1,425℃
導線	N i	1,455°C
抵抗素子	Ρt	1,768℃
絶縁材	MgO [*]	約 2,800℃

※デブリ中のZr等により還元されると、融点約650℃、 沸点約1,100℃のMgとなり、溶融又は蒸発する。

第3図 測温抵抗体式温度計の動作原理



格納容器下部水位計(電極式)構造図

格納容器下部水位計の設置概略図



格納容器下部水温計(測温抵抗体式)構造図



格納容器下部水温計の設置概略図

第4図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図

格納容器下部水温計の測定原理とデブリ検知性について

ペデスタル内に設置する格納容器下部水温計によるデブリ検知性ついて,熱 電対式とした場合と測温抵抗体式とした場合で比較し検討を行った。

熱電対の構造図、仕様、構成材料の融点を以下に示す。



熱電対仕様

N	TST 티	仕様		
NO. 項日		Tタイプ	Kタイプ	
1	計測範囲	-40∼350°C	-40∼1200°C	
2	誤差	±1.0°C (-40~133°C) 0.75% (133~350°C)	±2.5℃ (-40~333℃) 0.75% (333~1200℃)	

熱電対構成材料の融点

No.	材質	融点	タイプ
1	NCF600	1370~1425°C	_
2	銅	1085°C	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225∼1330°C	Tタイプ
4	アルメル	1315~1390°C	Kタイプ
5	クロメル	1420°C	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	_

(1) 耐環境性

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器は耐熱性の高い無機物により構成さ れており、いずれも重大事故等時の格納容器雰囲気下において、十分な耐 性を有する。

(2) デブリと水温計の接触により発生する現象

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する 現象を①~②に示す。 ① デブリが検出器外郭(シース)に接触、シースは溶融し、絶縁材が露

出する。



絶縁低下するが熱起電力を 発生。

絶縁低下し,指示値はダウ ンスケールする。

② デブリが検出素子に接触し、熔融する。




以上より,検出器とデブリが接触すると,測温抵抗体式の場合はダウン スケール,熱電対式の場合は指示値の急変及び発生する熱起電力による不 確実な指示値を示すこととなる。

(3) 測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

測定回路は熱電対式の場合は電圧値を,測温抵抗体式は抵抗値を測定す ることにより温度測定を行っている。可搬型計測器は電圧測定及び抵抗値 測定が可能であり,測定回路故障時には可搬型計測器を水温計ケーブル端 に接続することで熱電対式,測温抵抗体式のいずれの場合においても温度 測定が可能である。

(4) まとめ

熱電対式,測温抵抗体式のいずれの検出器とした場合も,耐環境性を有 し,デブリと接触した場合には特徴的な指示傾向を示し,測定回路が故障 した際には可搬型計測器による測定が可能である。ただし,熱電対式の場 合には,指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断す ることとなるが,デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力され ることから,仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は,デブリとの 接触の判断に迷う可能性がある。一方で,測温抵抗体式の場合にはオーバ ースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり,デブリとの接触 の判断に迷う可能性はない。したがって,採用にあたっては上記の観点か ら測温抵抗体式が望ましいと考える。

別紙 2

ペデスタル内計器の設置方法について

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について,設置概念を第1図 に示す。

第1図のとおり,計器はペデスタル側壁のコンクリートに埋め込むアンカボ ルト,型鋼,トレイにより固定することとしている。

ここで、計器の下部にデブリが堆積した場合、コリウムシールド表面のライ ナを介してアンカボルト、型鋼、トレイ及び計器に熱が移行することが考えら れる。しかし、ライナとアンカボルトの間はZrO2耐熱材と同成分のモルタ ルで埋めるため熱が選択的に移行することはないこと、デブリを冠水維持する ことでデブリ上部の計器は水没していることを考慮すると、デブリからの熱移 行により計器の健全性が損なわれることはないと考えられる。



第1図 ペデスタル内計器の設置概念図

コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による

侵食量評価について

東海第二発電所の特徴を考慮した,格納容器破損モード「溶融炉心・コンク リート相互作用」(以下「MCCI」という。)への重大事故等対処設備であ るコリウムシールドを考慮したコンクリート侵食量評価の取扱いについて示す。

1. コリウムシールドを考慮した場合の重要現象

「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」(以下「解析コード審査資料」という。)では,適用される格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて,具体的な事故シーケンス並びにその事象推移,運転操作及び評価指標を踏まえ,コンクリート製のペデスタルを対象として,格納容器(炉心損傷後)において以下の物理現象を考慮している。

- ・格納容器下部での溶融炉心の拡がり
- ・原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)
- ・原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)
- ・溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱
- 溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

•原子炉格納容器内FP举動

東海第二発電所においてコリウムシールドを考慮した場合においても,原 子炉圧力容器破損後に溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部)に落下し, ペデスタル(ドライウェル部)のプール水による除熱とペデスタル(ドライ ウェル部)床面及び壁面への熱伝達の関係によってペデスタル(ドライウェ ル部)の侵食量を評価する観点ではコンクリート製ペデスタルと同様の事象 推移となることから、コリウムシールドを考慮することによって新たに抽出 される物理現象はなく、物理現象の抽出の観点でもコンクリート製ペデスタ ルと同じものとなる。表1にコリウムシールドを考慮した場合のMCCI重 要現象を示す。

- 2. 評価モデル
- (1) コリウムシールドを考慮したコンクリート侵食量評価モデル

MAAPコードにおけるコンクリート侵食量評価モデルを第1図に示す。 MAAPコードによる侵食量評価では,解析コード審査資料に示されるMC CI評価モデルのうち,コンクリートの物性値として設定されている以下の パラメータについて,ZrO₂の物性値を設定し,コリウムシールドを模擬 している。

- ·侵食開始温度
- ・密度
- ・比熱
- · 熱伝導率
- · 溶融潜熱

侵食開始温度については、化学反応等による侵食開始温度低下を考慮した 保守的な設定としている(別添 1)。また、落下した溶融炉心とコリウムシ ールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから、コリウムシール ドの侵食は発生しない。その他のパラメータについては、ZrO₂の物性値 を入力値として与えている。なお、解析上はコリウムシールドの厚さを考慮 し、コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデルとして評価 を実施しているが、コンクリートーコリウムシールド間の伝熱において接触 熱抵抗は考慮していない。

以上のとおり, MAAPにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

溶融炉心-コリウムシールド間の伝熱モデルは,以下の溶融炉心-コンク リート間の伝熱モデルと同様のモデルを用いている。溶融プールからクラス ト,クラストから構造材への伝熱は,側壁及び床の材質に依存しないモデル となっているため,コリウムシールドにも適用可能である。

床方向の熱流束
$$q_d = h_d \left(T_f - T_{F,m}\right) + q_v \cdot X_{cd}$$

 $h_d = h_{d0} (1 - f_s)^n$

壁方向の熱流束 $q_s = h_s (T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}$

$$h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$$

ここで,

- *q_d*, *q_s*: 床方向及び側面方向の熱流束 [W/m²]
- h_d , h_s : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m^2-K]

 h_{d0} , h_{s0} : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m²-K]

 f_s : 固化割合 [-]

- n: 固化効果項の指数 [-]
- *T_f*: 溶融プールの温度 [K]
- *T_{F,m}*: デブリ融点 [K]
- q_v : 体積発熱率 [W/m³]
- *X_{cd}*, *X_{cs}*: 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]

3. MCCI評価における不確かさの整理

コリウムシールドを考慮した場合のMCCI過程毎に不確かさ要因を整理 する。MCCIは以下の過程で段階的に推移するが,コリウムシールドを設 置した場合もこの過程に変わりはない。

- ・原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程
- ・溶融物の落下・堆積過程
- ・MCCI進行と注水によるデブリ冷却過程

第2図にMCCIにおける不確かさの流れ図を示す。また,第2表にMC CI評価の不確かさに関する評価結果を示す。コリウムシールドを考慮した 不確かさの影響を確認するため,次の感度解析を実施する。

(1) コリウムシールド物性値の温度依存性を考慮した感度解析

MAAPにおけるコリウムシールドを考慮したコンクリート侵食量評価 モデルでは、一定のの温度条件における物性値を設定する入力モデルとな っているが、コリウムシールドの熱伝達に関する物性値(熱伝導率、比熱) には温度依存性があることから、コリウムシールド裏面のコンクリート侵 食への影響を確認する観点で、物性値の温度依存性を考慮できる解析コー ドを用いて感度解析を行う。

(2) 溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析

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踏まえ,MAAPコードによりコンクリート侵食量 について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束対象に感度解析を行う。 4. 感度解析

- (1) コリウムシールド物性値の温度依存性を考慮した感度解析
 - a. 解析モデル及び解析条件

コリウムシールドの温度依存性を考慮可能なコードである汎用有限解析 コードABAQUSを用いて、コリウムシールド裏面のコンクリートへの 影響を確認する。コリウムシールドの温度依存性については、既往の共同 研究に基づく値を設定する。また、RPVが破損し溶融炉心がペデスタル へ落下する事故シーケンスのMAAP解析結果を包絡する保守的な温度条 件を適用する。(添付資料 3.5.3 別添 1 参照)

b. 解析結果

第3図にペデスタル側壁の温度を示す。解析結果が最も厳しいペデスタ ル側壁部の温度は約 であり、コンクリートの侵食開始温度である 1230℃に対して十分な余裕がある。このため、コリウムシールドの物性値 の温度依存性の不確かさの影響は小さい。

- (2) 溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析
- a. 解析条件

解析条件を第3表に示す。溶融炉心から水プールへの熱流束ついては, 上面熱流束の不確かさを考慮した 800kW/m²(一定)とする。また,評価 対象シーケンスは,事象進展が早く,崩壊熱が大きくなり,侵食に対して 厳しくする観点で「大破断LOCA時に損傷炉心冷却に失敗し,原子炉圧 力容器が破損するシーケンス」を対象とする。 b. 解析結果

評価結果を第4表に示す。ペデスタルのプール水中に落下した溶融炉心と コリウムシールドの接触面温度は 2,100℃未満であり、コリウムシールドを 設置することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート の侵食が生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

第1表 コリウムシールドを設置した場合のMCCI重要現象

分類	MAAPコードで 考慮される物理現象	MCCI重要現象 (評価指標:コンクリート侵食)		コリウムシールドを考慮した場合の影響	
		コリウム シールドなし [※]	コリウム シールド考慮		
	格納容器下部床面での 溶融炉心の拡がり	○ (H)	0	容融炉心の体積状態が, 落下後の溶融炉心の体積高さ, 水プールへの伝熱面積に影響を与えること は、コリウムシールドを設置した場合おいても同様である。	
	内部構造物の溶融,破損	(L)	_	溶融炉心の落下時の溶融炉心との接触によって溶融,破損する構造物は限定的であり,内部構造物の溶融,破損の影響が小さいことは,コリウムシールルドを設置した場合においても同様である。	
格納	原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心細粒化)	○ (H)	0	格納容器下部における溶融炉心から水への熱伝達及び溶融炉心の形態が格納容器下部における溶融 炉心の冷却性に影響を与える可能性があることは、コリウムシールドを設置した場合においても同 様である。	
	原子炉圧力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)	(H)	0		
容器(仮	格納容器直接接触	(I)		格納容器バウンダリが溶融炉心と直接接触することがない構造であることは、コリウムシールドを 設置した場合においても同様である。	
↓ 心損傷	溶融炉心と格納容器下部プール 水の伝熱	○ (H)	0	格納容器下部に落下した溶融炉心が床面に堆積し,格納容器下部のコンクリートを加熱すること コンクリートの執公報が起こり 水素気トニ酸化炭素が発生する 発生した水素気 二酸化炭素	
後) 	溶融炉心とコンクリートの伝熱	○ (H)	0	コンクリートの熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素 溶融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、 ンクリートが侵食開始温度に到達すると侵食が生じる。この挙動はコリウムシールドを設置した	
	コンクリート分解 及び非凝縮性ガス発生	○ (H)	0	ゴロジェアスラルのコンクリートにおいても回様でのる。なお、コリウムシールトが加熱されたガス等は発生しないが、侵食開始温度に到達すると侵食が生じることとなる。	
	溶融炉心の再臨界	(I)		格納容器下部に放出される溶融炉心が、炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の 中性子吸材も取り込んでおり、再臨界は発生しないと考えられることは、コリウムシールドを設置 した場合においても同様である。	
	格納容器內FP挙動	○ (L)	0	格納容器内のFP挙動がコンクリート侵食量への影響が小さいことは、コリウムシールドを設置し た場合においても同様である。	

※括弧内は物理現象のランクを示す。

H:評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象

L:評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象

I:評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象

MCCI現象への 不確かさ要 影響因子 不確かさ要		有効性評価の取扱い	解析コード安全審査資料における 感度解析の要否	コリウムシールドを考慮した 東海第二発電所における取扱い
下部ヘッド破損モード	破損部位 破損口侵食拡大	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の 制御棒駆動機構ハウジングの瞬時破損 を想定し,破損口径の拡大を考慮	下部ヘッド貫通部の中で最も大口径の 貫通部の破損を想定し,破損口径の拡 大も考慮しているため,感度解析不要	同左
溶融炉心落下量	原子炉圧力容器内 溶融進展	全炉心相当を想定	全炉心相当の最も厳しい落下量を想定 しているため、感度解析不要	同左
	プール水深	ペデスタルの注水開始条件及び注水流 量について,手順書規定に準じた操作 を想定	解析モデルパラメータではないため, 感度解析不要	同左
溶融炉心の粒子化	エントレインメント 係数	実験解析を元に、粒子化割合を少ない 側に評価する値を使用	エントレインメント係数に不確かさが あるため, MAAPコードの不確かさ 範囲内(FARO実験解析に基づく)で 感度解析を実施	同左 (感度解析結果を踏まえコリウムシールド侵食への影響を確認)
	溶融炉心ジェット径	破損口径に対応した径を考慮	最も大きい径を想定して,粒子化割合 を小さくし,水に落下した際のデブリ クエンチ量を小さくして厳しい側の扱 いをしているため,感度解析不要	同左
溶融炉心の拡がり	水による拡がり抑制	拡がりの知見から,全面に拡がること を想定し,均一堆積モデルを使用	溶融炉心の拡がりを抑制した場合を想 定し,水張深さ等の個別プラントの状 況を踏まえた感度解析等の取扱いを行 うことが必要	拡がりが抑制されない均一体積形状の場合,溶融炉心落下時点に おける溶融炉心とコリウムシールド接触面温度はコリウムシール ドの侵食開始温度を下回っており,また,注水により溶融炉心は 継続的に冷却されることから,侵食への影響はなく,感度解析不 要
デブリから水への熱伝達	デブリ上面の性状	粒子状ベッドの熱流束として,現実的 な範囲内で保守側の想定をして,大気 圧状態で 800kW/m ² として圧力依存性を 考慮	粒径やポロシティの不確かさを考慮し て,下限の熱流束に対して感度解析を 実施	同左
コリウムシールドを 介した熱伝達	コリウムシールド 物性値の温度依存性	コリウムシールド侵食開始温度におけ る物性値を考慮	_	コリウムシールドの物性値には温度依存性があることから,コリ ウムシールド裏面のコンクリート侵食への影響を考慮し,温度依 存性を考慮できる評価モデルにより感度解析を実施
コンクリート種類 (玄武岩系コンクリートの侵食) の異方性	壁方向と床方向の 熱分配	溶融プールが完全な液相の場合の対流 熱伝達係数として,床方向クラストへ は 壁方向クラストへは を使用	床方向と壁方向の侵食の異方性の影響 を見るため、CCI-3 実験で確認された熟 分配比率を想定した感度解析を実施	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プール水への熱流束についての 感度解析を実施

項目	ベースケース	感度ケース	
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却 に失敗し,原子炉圧力容器が 破損するシーケンス	大破断LOCA時に損傷炉 心冷却に失敗し,原子炉圧力 容器が破損するシーケンス	
溶融炉心から水プール への限界熱流束	800kW/m ² (圧力依存性あり)	800k₩/m² (一定 ^{※1})	
ペデスタル初期水位	1m		
ペデスタル注水	R P V 破損 7 分後から 80m ³ /h		
コリウムシールド厚さ			
コリウムシールド侵食 開始温度	2, 100℃ ^{×2}		
RPV破損時の 溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく		

第3表 侵食量評価条件

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO2耐熱材の100mo1%Zrによる侵食試験結果に基づき設定(別添1)

第4表 侵食量評価結果

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量 (側面)	Ocm	Ocm
コリウムシールド侵食量 (床面)	0cm	0cm



第1図 MAAPコードにおけるコンクリート侵食量評価モデル



第2図 コリウムシールドを考慮した場合のMCCIにおける不確かさに関する流れ図

284



第3図 ペデスタル側壁の温度変化

ZrO₂耐熱材の侵食開始温度の設定について

Z r O₂耐熱材の侵食量評価においては,耐熱材の侵食開始温度として 2,100℃を設定している。その設定の考え方を以下に示す。

Z r O₂単体での融点は約 2,700℃であるが,溶融炉心に含まれる Z r 等の金属との化学反応により, Z r O₂耐熱材の侵食開始温度は 2,700℃より低下する。

これに対して,化学反応による耐熱材の侵食影響を確認するため,ZrO₂ 試験片の各種溶融金属への浸透試験が実施されており,溶融金属中のZrの割 合が大きいほど耐熱材の侵食量が大きくなる傾向が確認されている。

第1図*に、極めて耐熱材の侵食が大きくなる100mo1%Zrの条件で実施された侵食試験後のZrO₂耐熱材試験片の断面写真を示す。試験結果より、2,150℃以上の条件では数分で耐熱材試験片が大きく侵食されているのに対し、2,100℃では30分保持した場合でもほとんど侵食されていない。

なお、本試験は 100mo1% Z r という極めて厳しい条件で実施されているが、 実機における溶融炉心では、UO₂、SUS及び金属-水反応で生成された Z r O₂等が含まれるため、100mo1% Z r という条件は考え難く、Z r O₂耐熱材 は試験条件より侵食されにくくなると考えられる。

以上より、 $Z r O_2$ 耐熱材の侵食量評価においては、極めて厳しい試験条件 でも侵食量がわずかであった 2,100℃を侵食開始温度として設定した。 第1図 試験後の断面写真

※本図は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中 国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株) 東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。 既往実験の知見を考慮したコリウムシールドの侵食量評価について

MAAPコードによる侵食量評価では,溶融炉心中のZrによるZrO₂ 耐熱材の還元反応を考慮し,耐熱材侵食試験結果に基づき侵食開始温度を保 守的に 2,100℃と設定した上で,溶融炉心によるコリウムシールドの侵食が 生じないことを確認している。しかし,溶融炉心中には少量ながらその他の 金属酸化物も含まれており,これらに起因してZrO₂耐熱材の侵食が生じ る不確かさも考えられるため,関連する既往実験の知見を参照し,コリウム シールドの有効性について検討する。

1. СІТ実験について

模擬溶融炉心による $Z r O_2$ 耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施された $C I T 実験^{[1][2]}$ がある。

CIT実験では、第1図に示すような試験装置によって、模擬溶融炉心と ZrO₂耐熱材を最長 10時間程度接触させ、模擬溶融炉心の表面温度(Zr O₂耐熱材との界面温度)と侵食深さの推移が測定された。そのうち、CIT-9 及び CIT-11 では実機の条件に近い組成のZrO₂耐熱材が用いられている。

CIT-9 における入力エネルギー及び模擬溶融炉心表面温度とZrO₂耐熱 材の侵食深さの推移を第2図及び第3図に示す。耐熱材の最終的な侵食深さ は22.5mm,最大の侵食速度は0.18mm/minと報告されている。実験において, 模擬溶融炉心は誘導加熱により2,080℃から2,474℃まで段階的に昇温され たが,出力を一定に維持し模擬溶融炉心の昇温を停止すると,耐熱材の侵食 は一定の深さまで進んだ後に停止する挙動が確認されている。

また, CIT-11 における模擬溶融炉心表面温度とZrO2耐熱材の侵食深さの推移を第4図に示す。最終的な侵食深さは39.5mm,最大の侵食速度は0.28mm

/minと報告されており,CIT-9と同様に出力を一定に維持すると侵食が停止 する挙動が確認されている。



Figure 7.4 Test device and details of the interaction zone. 1 – thermocouples; 2 – water collector of the crucible; 3 – inductor; 4 – corium melt; 5 – ceramic shield; 6 – ceramic shaft of pyrometer; 7 – steel water-cooled lid of the fumace; 8 – crucible sections and cooling system; 9 – quartz shell; 10 – bottom ceramic specimen. H – distance between the ceramic shield and corium melt surface.

第1図 CIT実験装置



第2図 CIT-9 における入力エネルギー

添付 3.5.2-2



第3図 CIT-9における模擬溶融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移



第4図 CIT-11 における模擬溶融炉心表面温度と耐熱材侵食深さの推移

2. 実験条件と実機条件の比較

CIT-9 及び CIT-11 実験にて用いられた $Z r O_2$ 耐熱材の組成を第1表に示 す。主成分である $Z r O_2$ の純度は 94.7wt%であり、東海第二発電所におい てコリウムシールドとして用いる $Z r O_2$ 耐熱材と同等であることから、耐 熱材の特性は実験条件と実機条件で大きな差はないと考えられる。

次に、CIT-9及びCIT-11実験における模擬溶融炉心の組成を第2表に示す。 実験で用いられた模擬溶融炉心は、酸化鉄(FeOやFe₃O₄)の割合が大 きく、CIT実験においては、これらの酸化鉄とZrO₂の共晶反応により、 ZrO2耐熱材が溶融,侵食されたものと考えられる。

一方,実機での溶融炉心中に含まれる酸化鉄の割合は3%程度^{*1}と想定さ れ,溶融炉心に混入し得るペデスタル内構造物4m³を全量酸化鉄^{*2}として加 えた場合でも酸化鉄割合は約13%となることから,CIT実験の条件は,と もに実機条件に比べて共晶反応による耐熱材侵食が生じやすい条件と考えら れる。

※1:原子炉圧力容器破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合

(MAAP計算結果より)

※2:ペデスタル内構造物は主にSUS材であり、鉄以外の物質も含ま

れるが,ここでは保守的に全量を酸化鉄として計算

成分	割合 wt%
S i O 2	1.4
C a O	0.2
M g O	2.5
Fe ₂ O ₃	0.2
A 1 2 O 3	0.8
T i O ₂	0.2
ZrO ₂	94.7

第1表 CIT-9 及び CIT-11 実験における ZrO₂ 耐熱材組成

第2表 CIT-9及びCIT-11実験における模擬溶融炉心組成

	CIT-9	CIT-11
組成 wt%	49.1 UO ₂ 20.4 ZrO ₂ 30.5 FeO	19.0 ZrO ₂ 81.0 Fe ₃ O ₄ (共晶組成)

3. 実機における Z r O₂ 耐熱材と金属酸化物との共晶反応による侵食

CIT-9及びCIT-11実験は、ともに実機の酸化鉄の割合を大きく上回っているが、ここでは実機の酸化鉄の割合により近い CIT-9実験に基づきZrO₂耐熱材の共晶反応による侵食量について考察する。

実機のMAAP解析結果によれば、溶融炉心とコリウムシールドの接触面 の最高温度は約2,000℃となっている。CIT-9実験では、これを上回る2,080℃ において約4mmの侵食が見られているが、その侵食量は時間とともに増加す る傾向にはない結果となっている。ただし、この挙動は実験容器が外部から 冷却されていたことに起因することが示唆されており、外部冷却がない場合 には侵食が継続的に生じる可能性がある。

仮に実機において共晶反応による侵食が継続的に生じる可能性を考慮し, RPV破損時点から溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度が 1,800℃^{*3} を下回るまでの約3時間,CIT-9実験で確認された最大侵食速度である 0.18mm /min で侵食が進んだと仮定した場合でも,侵食量は約 33mm となる。

※3:酸化鉄との共晶反応による侵食がより生じやすい条件と考えられ

る CIT-11 実験にて、 $Z r O_2$ 耐熱材の侵食が開始している温度

(第4図より)

したがって,万一溶融炉心中の酸化鉄が局所的に存在し耐熱材が侵食され たとしても,侵食量はコリウムシールド厚さ を十分下回る。また,第5 図に示すおとり,コリウムシールドが侵食しない場合のペデスタルコンクリ ート温度は300□未満であり,コンクリートの侵食開始温度である約1,230□ よりも十分に低いことから,コリウムシールドが約33mm 侵食した場合におい ても,ペデスタルのコンクリートは侵食されないものと考えられる。



第5図 ペデスタルコンクリート温度(コリウムシールドが侵食しない場合)

4. まとめ

溶融炉心には、少量ながらUO₂、ZrO₂及びZr以外の金属酸化物も含 まれるが、ZrO₂耐熱材が金属酸化物との共晶反応により侵食される可能 性を考慮しても、その侵食量は限定的であると考えられる。

よって、コリウムシールドの設置は溶融炉心・コンクリート相互作用によ るペデスタル側壁及び床面への影響を抑制する対策として有効であると考え られる。

参考文献

- [1] D. Lopukh et al., "New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material", ICONE-8179, (2000).
- [2] J. M. Seiler, K. Froment, "Material Effects On Multiphase Phenomena In

Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors", Multiphase Science and technology, Vol.12, No.2, pp.117-257, (2000).

原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価等について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137」の放出量評価 及び「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137」の放出 量評価結果(添付資料 3.1.3.3 参照)を合計した結果について示す。

なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系(非常用ガス処理系及び非常用ガ ス再循環系で構成)が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいし た放射性物質は、即座に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出 量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持されて おり、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建 屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するた め、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。

- ・格納容器が健全な場合,格納容器内の放射性物質は,格納容器圧力に応じて 原子炉建屋へ漏えいする。漏えいした放射性物質の一部は,原子炉建屋内で の重力沈降等に伴い,原子炉建屋内に沈着すると考えられる。
- ・原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、原子炉建屋内外における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多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。
- 1. 評価条件

放出量評価条件を第1表に示す。(大気中への放出過程及び概略図は, 添付 資料 3.1.3.3 の第1 図及び第2 図参照)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧 炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用しな い場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	_
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間(416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395日)を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル: 0.229 2 サイクル: 0.229 3 サイクル: 0.229 4 サイクル: 0.229 5 サイクル: 0.084	取替炉心の燃料装荷 割合に基づき設定
炉心内蔵量 (C s -137)	約4.36×10 ¹⁷ Bq	「単位熱出力当たり の炉心内蔵量(Bq/ MW)」×「3,293MW(定 格熱出力)」 (単位熱出力当たり の炉心内蔵量(Bq/ MW)は,BWR共通 条件として,東海第 こと同じ装荷燃料 (9×9燃料(A 型)),運転時間 (10,000時間)で算 出したABWRのサ イクル末期の値を使 用)
放出開始時間	格納容器漏えい:事象発生直後 格納容器ベント:事象発生から約 20 時間後*	MAAP解析結果
格納容器内への 放出割合 (Cs-137)	0. 37	MAAP解析結果
格納容器内での 除去効果	MAAP解析に基づく(沈着,サプレッショ ン・プールでのスクラビング及びドライウェ ルスプレイ)	MAAPのFP挙動 モデル (添付資料 3.1.3.5参照)
格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プ ール水 p H制御設備 は,重大事故等対処 設備と位置付けてい ないため,保守的に 設定

第1表 放出量評価条件 (1/2)

第1表 放出量評価条件(2/2)

項目	評価条件	選定理由
格納容器から原 子炉建屋への漏 えい率	1Pd以下:0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過:2Pdで1.3%/日	MAAP解析にて格 納容器の開口面積を 設定し格納容器圧力 に応じ漏えい率が変 化するものとし,格 納容器の設計漏えい 率(0.9Pdで0.5%/ 日)及びAECの式 等に基づき設定(添 付資料3.1.2.5参照)
格納容器から原 子炉建屋への漏 えい割合	C s I 類 :約6.15×10 ⁻⁵ C s O H 類 :約3.05×10 ⁻⁵	MAAP解析結果
原子炉建屋から 大気への漏えい 率(非常用ガス 処理系及び非常 用ガス再循環系 の起動前)	無限大/日(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射 性物質は,即座に大気へ漏えいするものとし て評価)	保守的に設定
原子炉建屋から 大気への放出率 (非常用ガス処 理系及び非常用 ガス再循環系の 起動後)	1回/日(排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系 のファン容量)
非常用ガス処理 系及び非常用ガ ス再循環系の起 動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115 分)+負圧達成時間 (5分)(起動に伴い 原子炉建屋内は負圧 になるが,保守的に 負圧達成時間として 5分を想定)
非常用ガス処理 系及び非常用ガ ス再循環系のフ ィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定
ブローアウトパ ネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急減な 圧力上昇等によるブ ローアウトパネルの 開放がないため

※格納容器から原子炉建屋への漏えいを考慮しない「格納容器圧力逃がし装置を用いて大 気中へ放出されるCs-137の放出量評価」と比べて、原子炉建屋へ漏えいする分格納 容器圧力の上昇が抑制され、結果として格納容器ベント開始タイミングが遅くなる。(格 納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137の放出量評価における格 納容器ベント開始タイミング:約19時間後) 2. 評価結果(原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137)

原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量は,約14.3TBq(事象発生 7日間)である。なお,添付資料3.1.2.4に示す「雰囲気圧力・温度による 静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において代替循環冷却系を使用する場 合のCs-137の漏えい量(約7.5TBq)より2倍程度大きい結果となってい るが,これは格納容器ベント実施(約19時間)までの格納容器圧力(格納容 器から原子炉建屋への漏えい率に寄与)の違いによる影響が大きい(下記参 照)。

・代替循環冷却系を使用する場合
代替循環冷却系による除熱操作により圧力抑制されるため、0.31
MPa[gage](約1Pd)以下で推移(第3.1.2-10図参照)
・代替循環冷却系を使用しない場合
0.465MPa[gage]到達後(約3.9時間),格納容器ベント実施(約19時間)
まで格納容器圧力を 0.4MPa~0.465MPa[gage]の範囲で維持(第3.1.3-10
図参照)

また,事象発生7日間以降の影響を確認するために評価した,事象発生30 日間,100日間における原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量は, 約14.4TBq(事象発生30日間)及び約14.4TBq(事象発生100日間)である。

なお,事象発生7日以降の長期解析においては,放射性物質の放出抑制の ため事象発生30日後に格納容器ベント第一弁閉止し,その後,可燃性ガス濃 度の上昇抑制のために格納容器内に供給する窒素により,格納容器圧力が 310kPa[gage]に到達するため事象発生約35日後に格納容器パージ(格納容器 ベント第一弁開)を実施し,事象発生100日まで格納容器ベント継続してい るが,格納容器の除熱機能,格納容器への窒素供給機能及び格納容器内の可 燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には,格納容器ベントを停止す

添付 3.1.3.4-4

3. Cs-137の放出量

「格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs-137」及び 「原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137」の放出量評価結果を第2 表に示す。

原子炉建屋から大気中へのCs-137の漏えい量(約14.3TBq)にサプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量(約1.2×10⁻⁴TBq)を加えた場合の放出量は約15Bqであり,評価項目である100TBqを下回っている。なお、ドライウェルのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量(約3.7TBq)を加えた場合でも約18TBqであり、100TBqを下回っている。

また,事象発生7日間以降の影響について,原子炉建屋から大気中へのC s-137の漏えい量に,サプレッション・チェンバのラインを経由した場合 の格納容器圧力逃がし装置から大気への放出量を加えた場合の放出量は,事 象発生 30日間,100日間ともに約15TBqであり,いずれの場合においても 100TBqを下回っている。

	事象発生7日間	事象発生 30 日間	事象発生 100 日間
建屋漏えい	約 14.3TBq	約 14.4TBq	約 14.4TBq
ベント放出 ^{**1}	約 1.2×10 ⁻⁴ TBq ^{※2} (約 3.7TBq ^{※3})	約 1.2×10 ⁻⁴ TBq ^{※2}	約 1.4×10 ⁻⁴ TBq ^{※2}
合計	約 15 TBq ^{※2} (約 18TBq ^{※3})	約 15TBq ^{*2}	約 15TBq ^{※2}

第2表 大気中へのCs-137の放出量

※1 ベント放出量においては、保守的に格納容器からの漏えいをしない場合のMAAP 解析により算出している。

※2 サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の評価結果

※3 ドライウェルのラインを経由した場合の評価結果