資料１－１－２

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

3.1.2　代替循環冷却系を使用する場合

3.1.3　代替循環冷却系を使用しない場合

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（ＴＢＤ，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（ＴＢＰ））

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）

添付資料3.1.2.1　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
添付資料3.1.2.4　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3.1.3.1　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Ｃｓ－137の放出量評価
添付資料3.1.3.4　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3.1.3.10 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合））
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
添付資料3.2.5　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3.2.6　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3.2.9　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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

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ＦＣＩ）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

添付資料3.5.1　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
添付資料3.5.2　溶融炉心による熱影響評価について
添付資料3.5.3　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3.5.4　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（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て
添付資料4.1.2　水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について
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ＴＢ，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

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Ｌ０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Ｌ０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，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。

l．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，ジルコニウムー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ｐＨ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ＬＯＣＡ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，ジルコニウムー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 230m^3／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，130m^3／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 250m^3／h とし，ドライウェルへ 150m^3／h，原子炉へ 100m^3／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 198m^3／h 及び酸素 2m^3／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（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ＬＯ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 4.0vol％（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，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－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ＳＡＦＥＲの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードＭＡＡＰの評価結果の方が保守的であり，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

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ＳＡＦＥＲの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードＭＡＡＰの評価結果の方が保守的であり，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。

（添付資料 3.1.2.11）

(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，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ 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，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ 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。

（添付資料 3.1.2.11）

(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 400m^{3}の水が必要とな

る。水源として，代替淡水貯槽に約 4,300m^{3}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－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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
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。	－	－	－

【　】：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）（2／5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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	・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Ｌ０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た必要注水時間の原子炉注水を実施する。	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	－	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

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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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）

【　】：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）（4／5）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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，ＳＡ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ｐＨ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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
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	－

【　】：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
初期条件	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
	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
	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℃	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

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
初期条件	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℃	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℃	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

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）

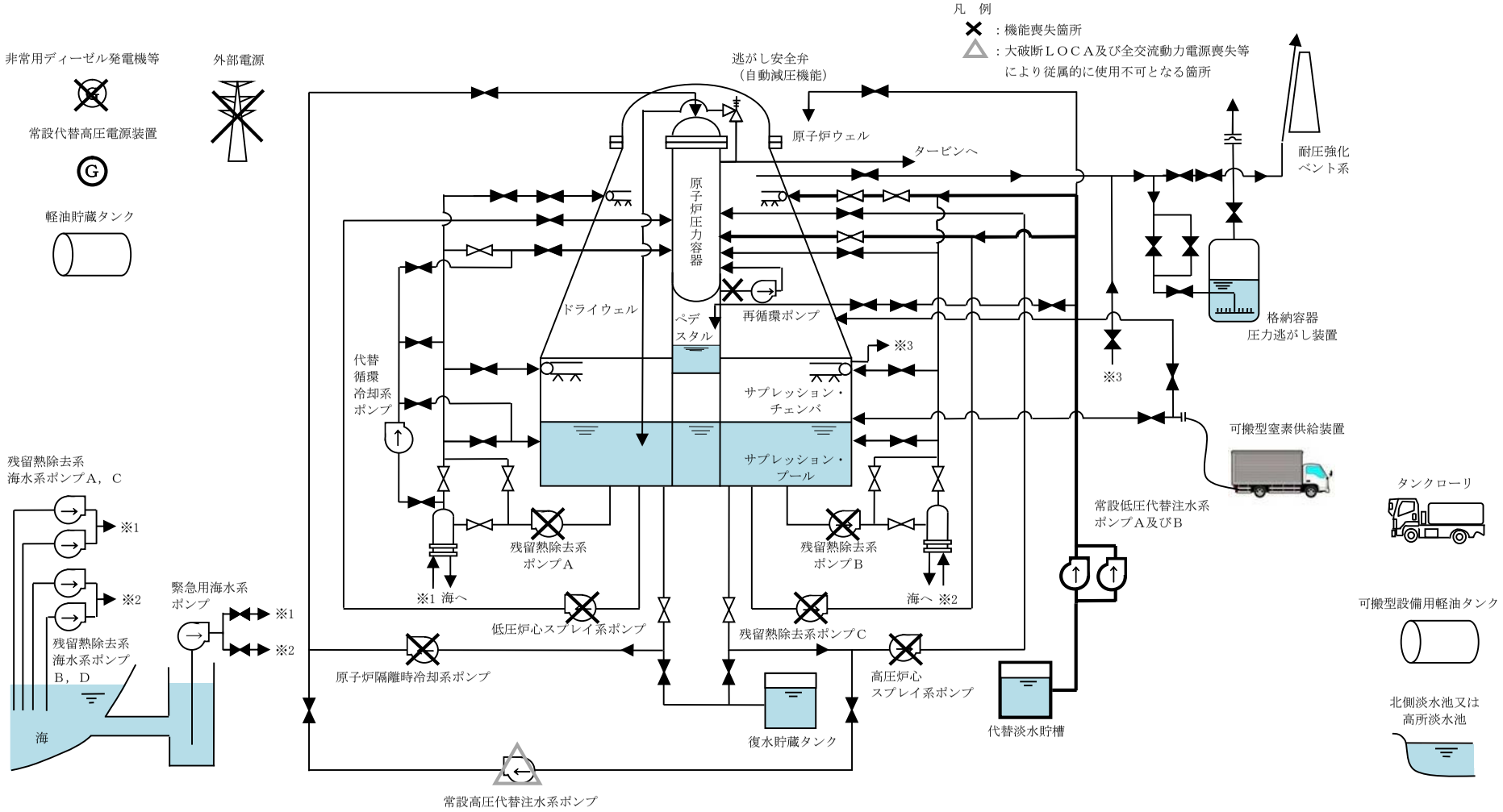
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断ＬＯＣＡ 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として，原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 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	ジルコニウムー水反応を考慮	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）（4／5）

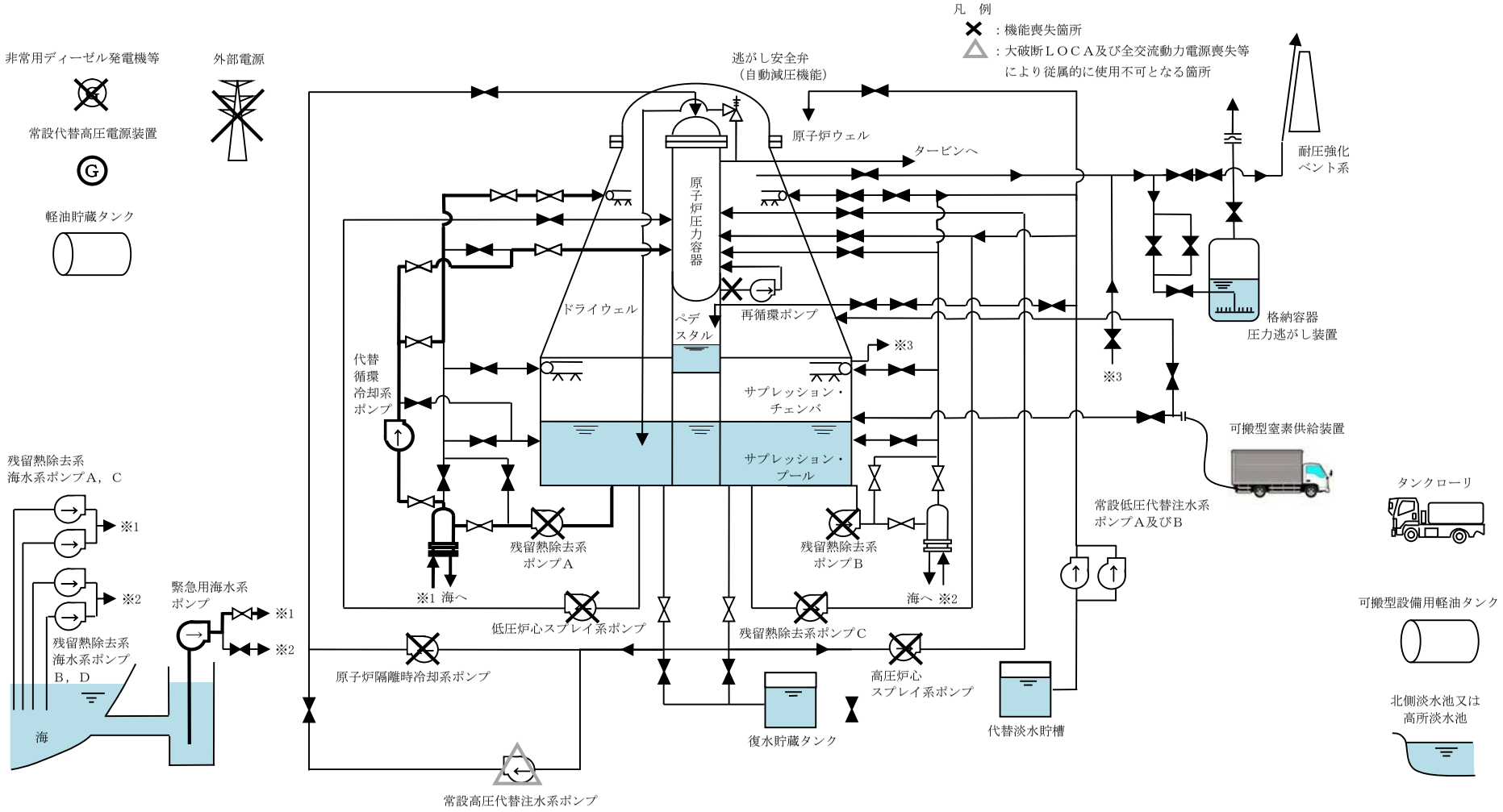
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として，外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル３）信号にてスクラムするものとして設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル２）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず，事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	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
	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
	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
	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。
	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

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）

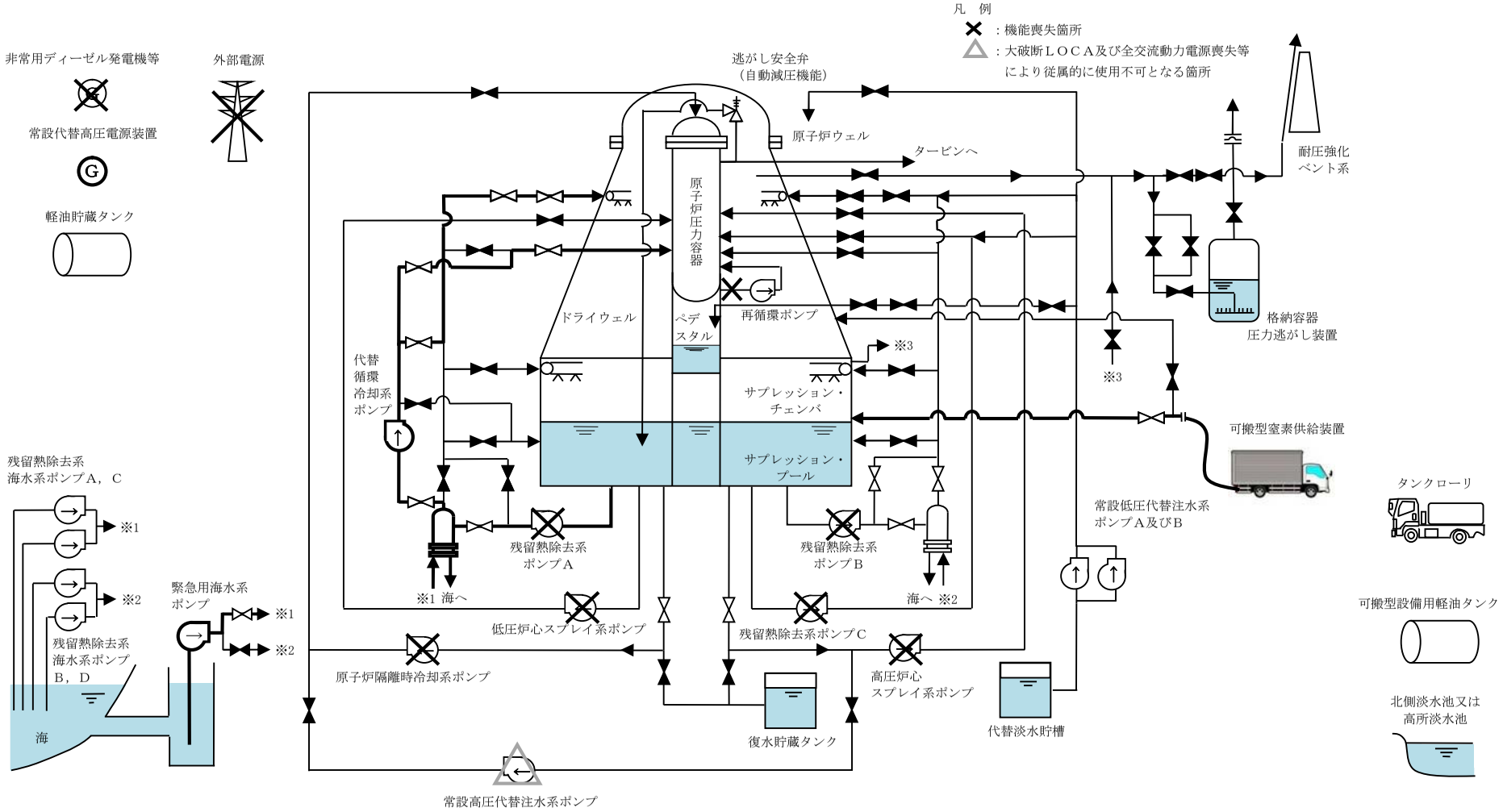
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定
	可搬型窒素供給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



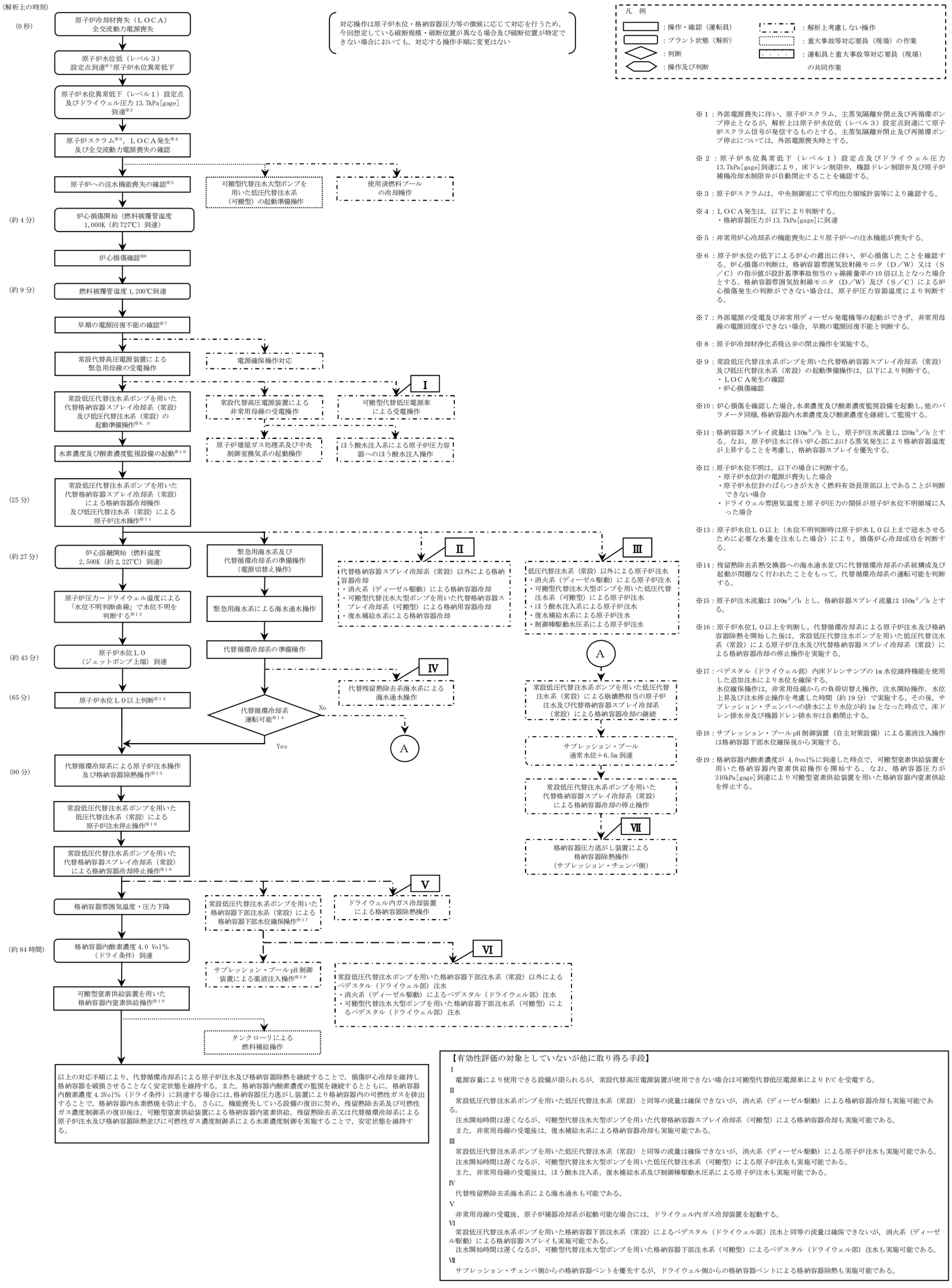
第 3.1.2-1 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の
重大事故等対策の概略系統図（代替循環冷却系を使用する場合）（1／3）
（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却段階）



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）



※1：外部電源喪失に伴い，原子炉スクラム，主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプ停止となるが，解析上は原子炉水位低（レベル３）設定点到達にて原子炉スクラム信号が発信するものとする。主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプ停止については，外部電源喪失時とする。

※2：原子炉水位異常低下（レベル１）設定点及びドライウェル圧力13.7kPa[gage]到達により，床ドレン制限弁，機器ドレン制限弁及び原子炉補機冷却水制限弁が自動閉止することを確認する。

※3：原子炉スクラムは，中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。

※4：ＬＯＣＡ発生は，以下により判断する。
・格納容器圧力が13.7kPa[gage]に到達

※5：非常用炉心冷却系の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。

※6：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。格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）及び（Ｓ／Ｃ）による炉心損傷発生の判断ができない場合は，原子炉圧力容器温度により判断する。

※7：外部電源の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。

※8：原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作を実施する。

※9：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）の起動準備操作は，以下により判断する。
・ＬＯＣＡ発生の確認
・炉心損傷確認

※10：炉心損傷を確認した場合，水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し，他のパラメータ同様，格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続して監視する。

※11：格納容器スプレイ流量は130m³／hとし，原子炉注水流量は230m³／hとする。なお，原子炉注水に伴い炉心部における蒸気発生により格納容器温度が上昇することを考慮し，格納容器スプレイを優先する。

※12：原子炉水位不明は，以下の場合に判断する。
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合

※13：原子炉水位ＬＯ以上（水位不明判断時は原子炉水ＬＯ以上まで冠水させるために必要な水量を注水した場合）により，損傷炉心冷却成功を判断する。

※14：残留熱除去系熱交換器への海水通水並びに代替循環冷却系の系統構成及び起動が問題なく行われたことをもって，代替循環冷却系の運転可能を判断する。

※15：原子炉注水流量は100m³／hとし，格納容器スプレイ流量は150m³／hとする。

※16：原子炉水位ＬＯ以上を判断し，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した後は，常設低圧代替注水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の停止操作を実施する。

※17：ペデスタル（ドライウェル部）内床ドレンサンプの1m水位維持機能を使用した追加注水により水位を確保する。
水位確保操作は，非常用母線からの負荷切替え操作，注水開始操作，水位上昇及び注水停止操作を考慮した時間（約19分）で実施する。その後，サプレッション・チェンバへの排水により水位が約1mとなった時点で，床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁は自動閉止する。

※18：サプレッション・プールpH制御装置（自主対策設備）による薬液注入操作は格納容器下部水位確保後から実施する。

※19：格納容器内酸素濃度が4.0vol%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，格納容器圧力が310kPa[gage]到達により可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内窒素供給を停止する。

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）

操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後に移動してきた要員				操作の内容	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150	備考
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮		▽原子炉スクラム ▽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 ▽ プラント状況判断 ▽ 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 ▽ 約27分 炉心溶融開始（燃料温度2,500K到達） ▽ 2時間 原子炉建屋ガス処理系及び 中央制御室換気系の起動	
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐			
	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			
	運転員 （中央制御室）	運転員 （現場）		重大事故等対応要員 （現場）			
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 ●原子炉への注水機能喪失の確認 ●ＬＯＣＡ発生の確認 ●原子炉水位異常低下（レベル１）設定点到達の確認 ●炉心損傷確認	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	
	【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	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系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備操作	【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	4 分	
					●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作	2 分	
	【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）による原子炉注水　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	－		－	●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	6 分　原子炉注水及び格納容器冷却開始後，適宜状態監視	
緊急用海水系による海水通水操作	【1 人】 A	－		－	●緊急用海水系に必要な負荷の電源切替操作	4 分	
					●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，適宜状態監視	
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	【1 人】 A	－		－	●代替循環冷却系起動に必要な負荷の電源切替操作	6 分	
					●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	35 分　格納容器除熱開始後，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操作	4 分	解析上考慮しない
					●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）によるペデスタル水位の調整操作	15 分　水位調整後，適宜状態監視	
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，格納容器内酸素及び水素濃度の監視	解析上考慮しない
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常用母線の受電準備操作	【1 人】 B	－		－	●非常用母線の受電準備	35 分	解析上考慮しない
	－	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	8 分	解析上考慮しない
					●非常用母線の受電	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 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	2 分	解析上考慮しない
					●ほう酸水注入系の注入状態監視	ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視	

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（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）

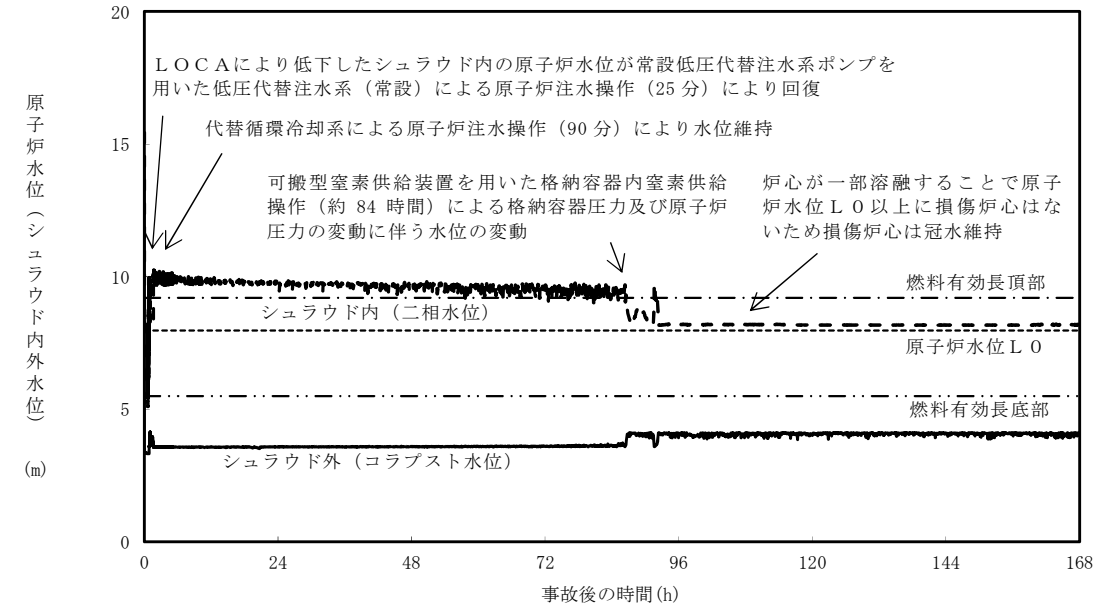
操作項目	実施個所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員 運転員（中央制御室）	運転員（現場）	重大事故等対応要員（現場）	操作の内容	経過時間（時間） 12 24 36 48 60 72 84 96 108 120 132 144 156 168 170	備考
使用済燃料プールの冷却操作	【1 人】 B	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	適宜実施	解析上考慮しない スロッシングによる水位低下がある場合は代替燃料プール冷却系の起動までに実施する
				●代替燃料プール冷却系起動操作	15 分	解析上考慮しない 25時間までに実施する
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）による原子炉注水準備	－	－	10人 c～l	●可搬型代替注水大型ポンプ準備，ホース敷設等	170 分	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 可搬型窒素供給装置起動後，適宜状態監視	
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	90 分	タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
				●可搬型窒素供給装置への給油	適宜実施	
必要要員合計	2 人 A，B	2 人 C，D	12人　a～l 及び招集2人			

▽約62時間
格納容器酸素濃度3.5vol%（ドライ条件）到達

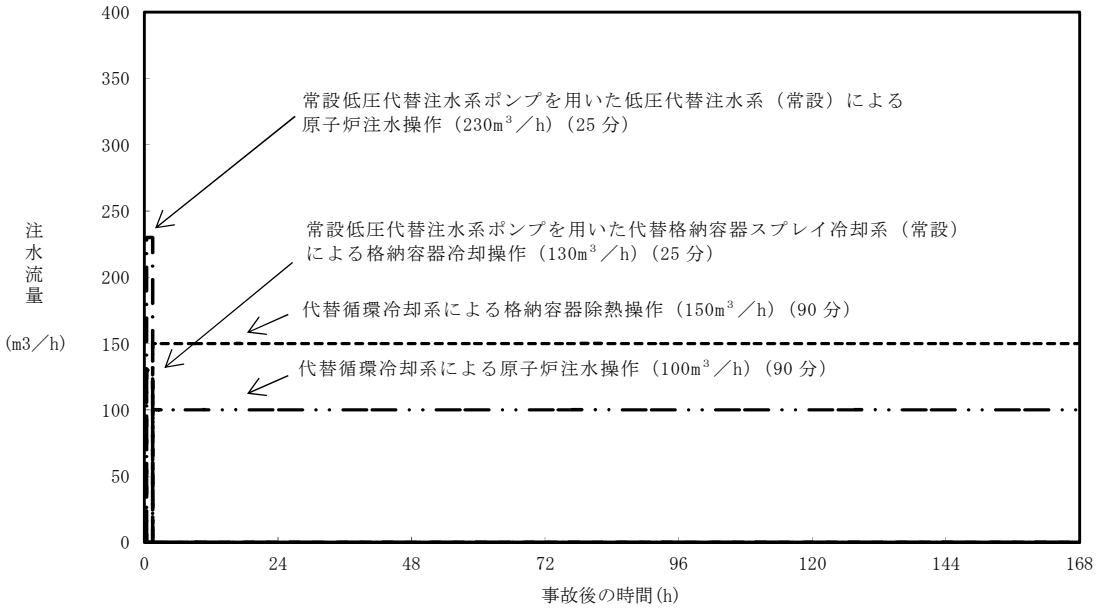
▽約84時間
格納容器酸素濃度4.0vol%（ドライ条件）到達

▽約163時間
格納容器圧力
310kPa[gage]到達

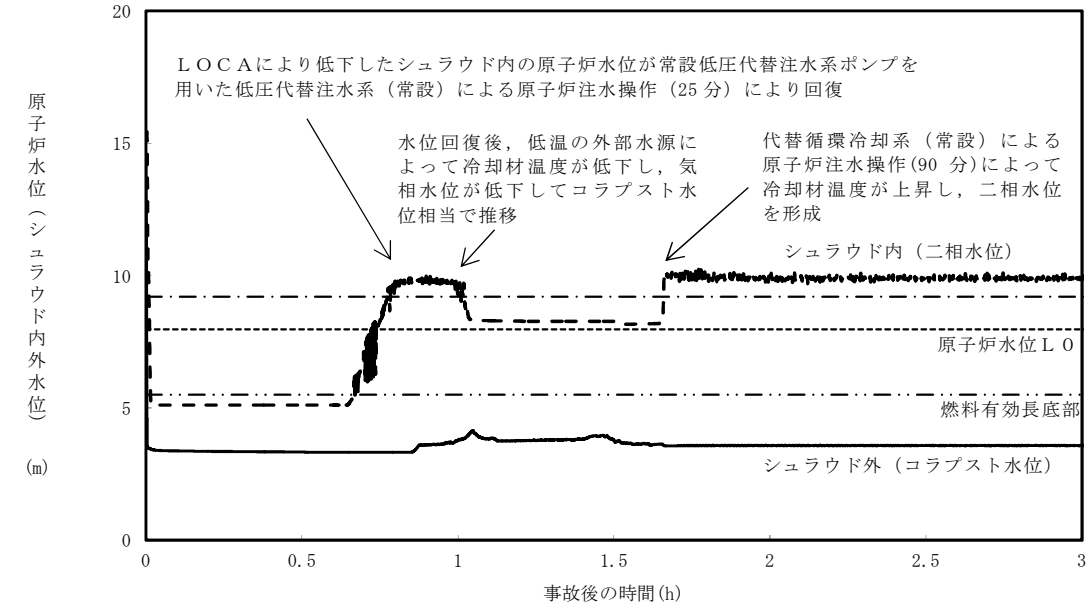
第 3.1.2-3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用する場合）（2／2）



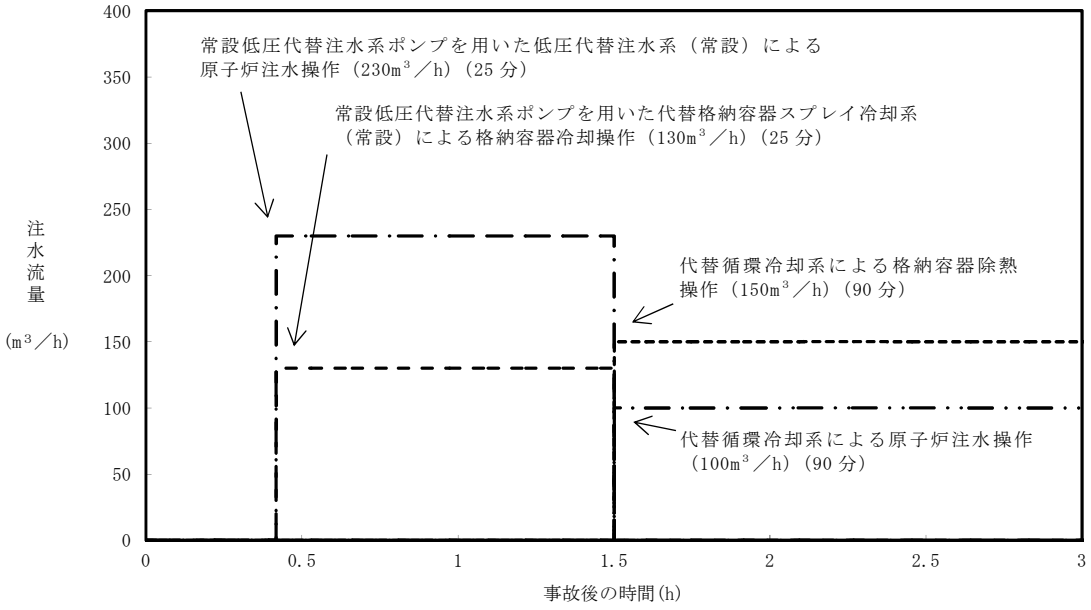
第 3.1.2-4 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



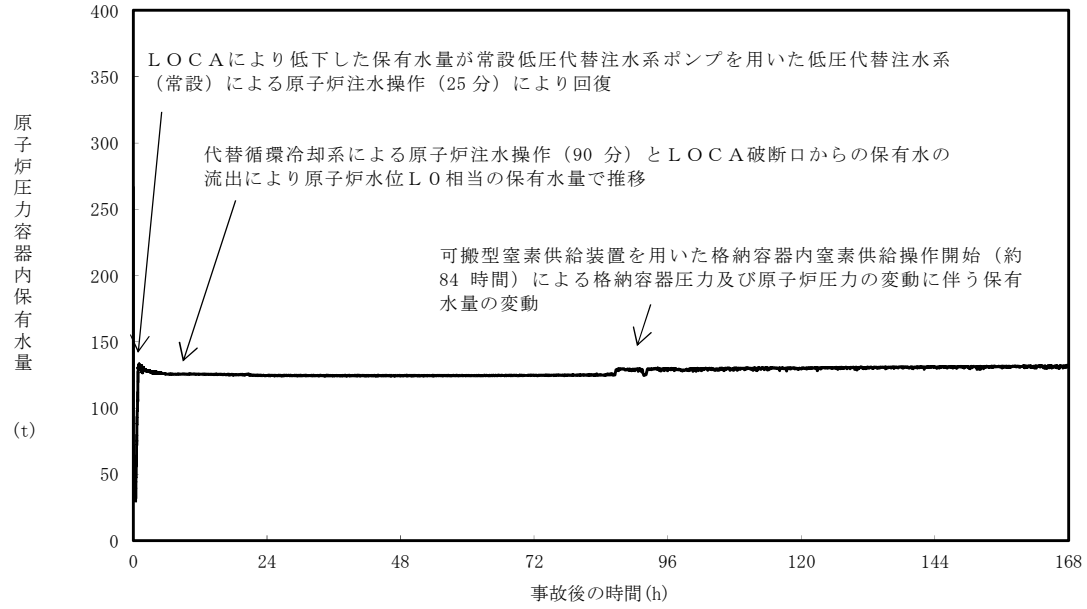
第 3.1.2-5 図　注水流量の推移



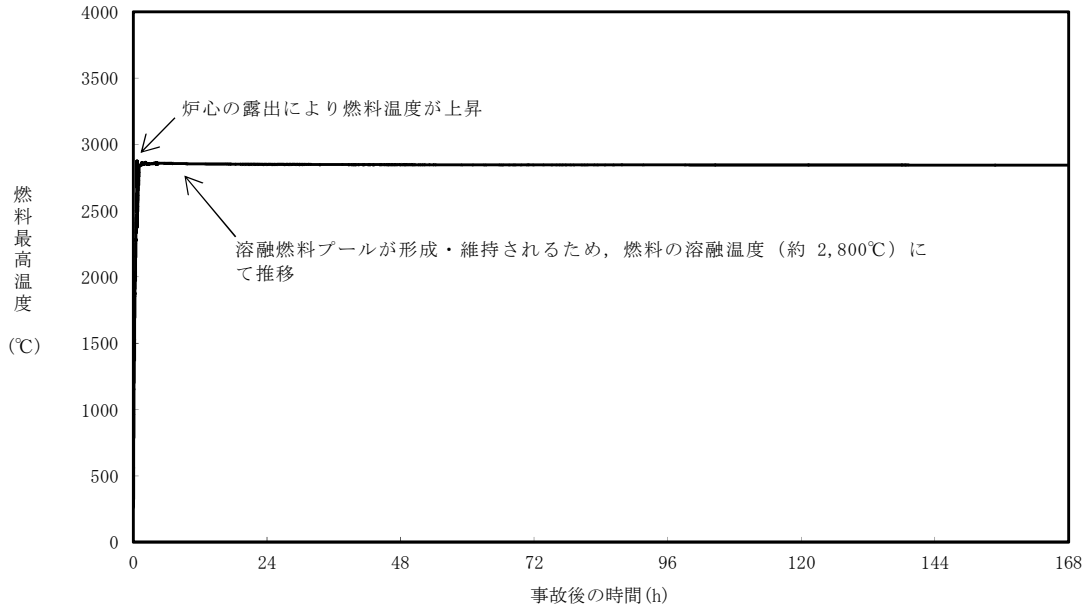
第 3.1.2-6 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移（短期挙動）



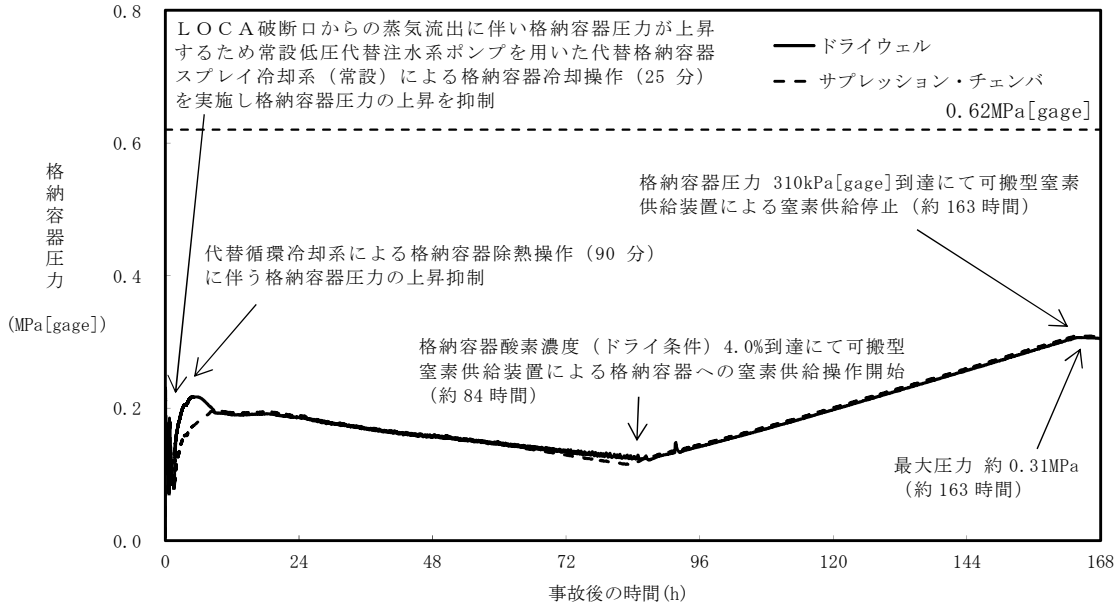
第 3.1.2-7 図　注水流量の推移（短期挙動）



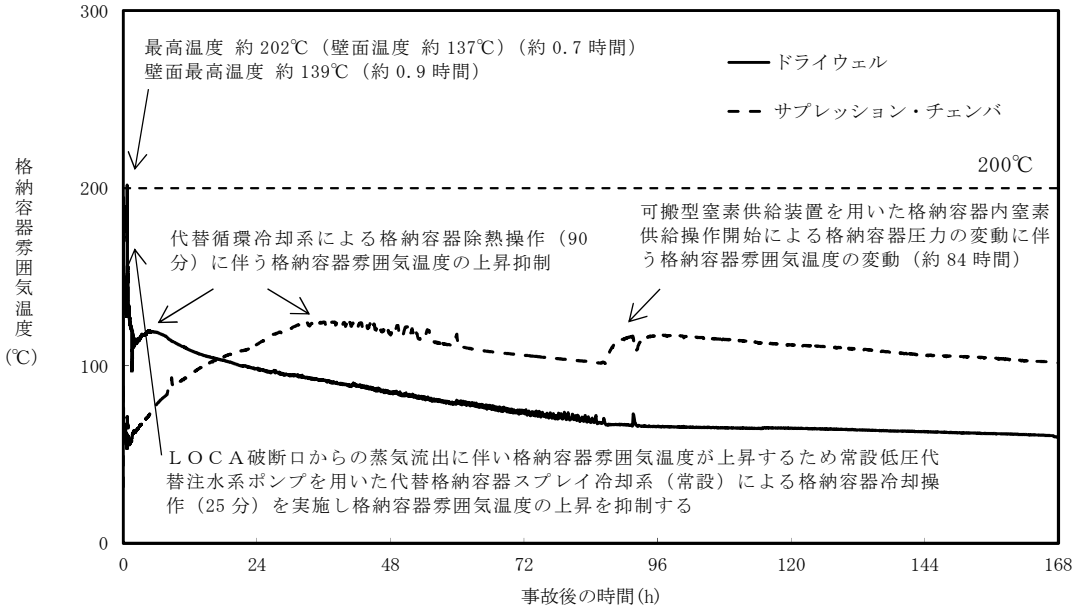
第 3.1.2-8 図　原子炉圧力容器内の保有水量の推移



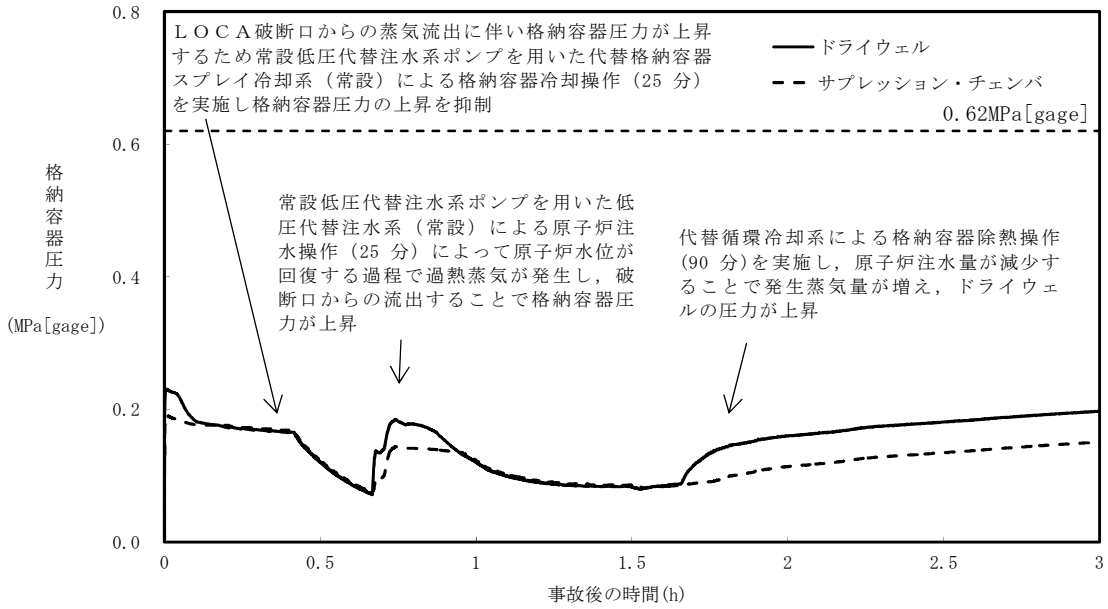
第 3.1.2-9 図　燃料最高温度の推移



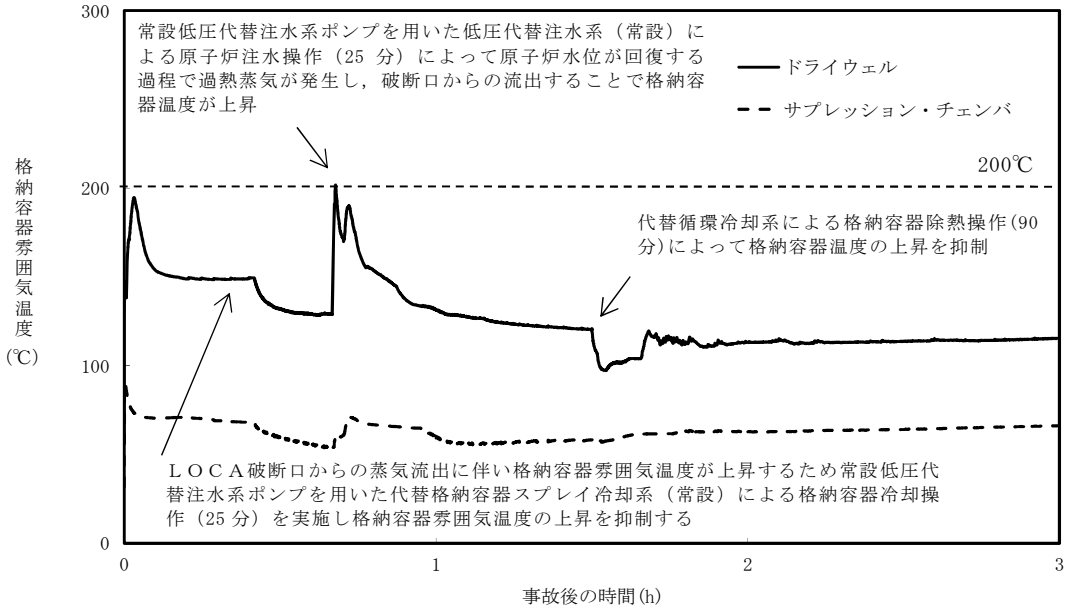
第 3.1.2-10 図　格納容器圧力の推移



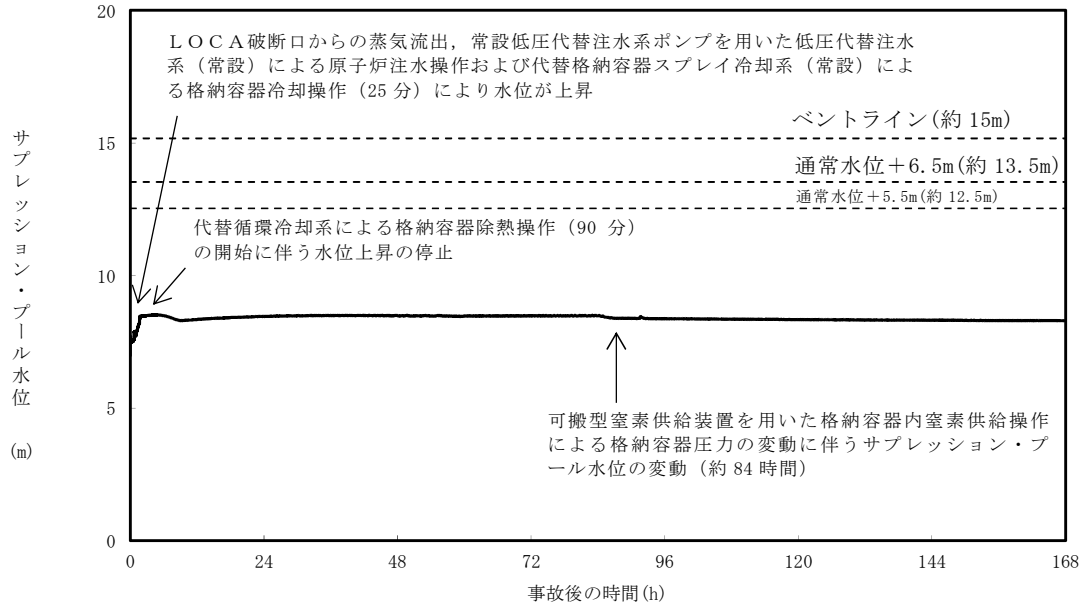
第 3.1.2-11 図　格納容器雰囲気温度の推移



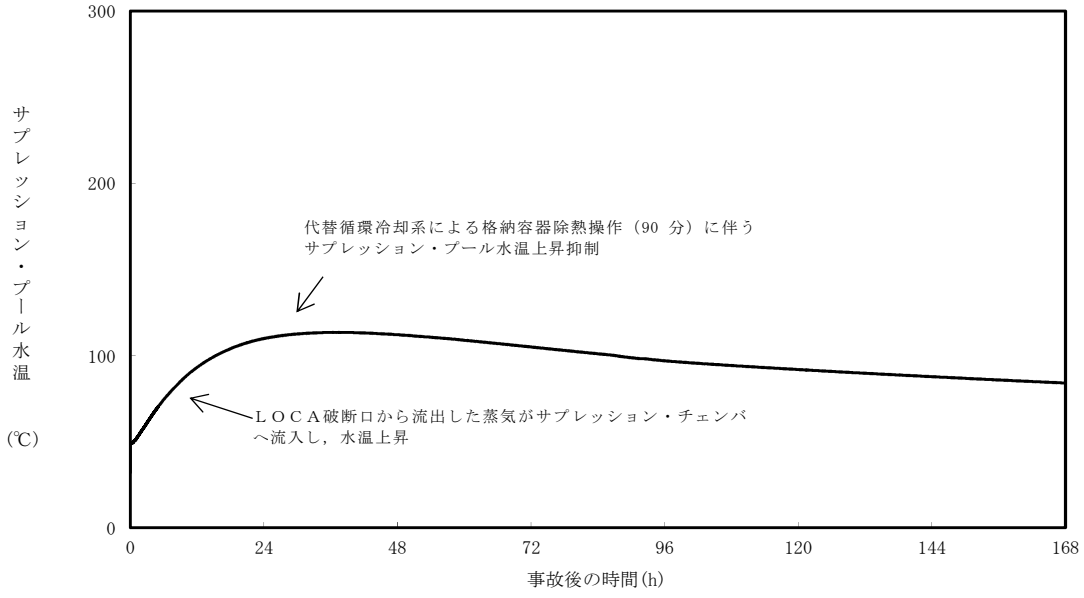
第 3.1.2-12 図　格納容器圧力の推移（短期挙動）



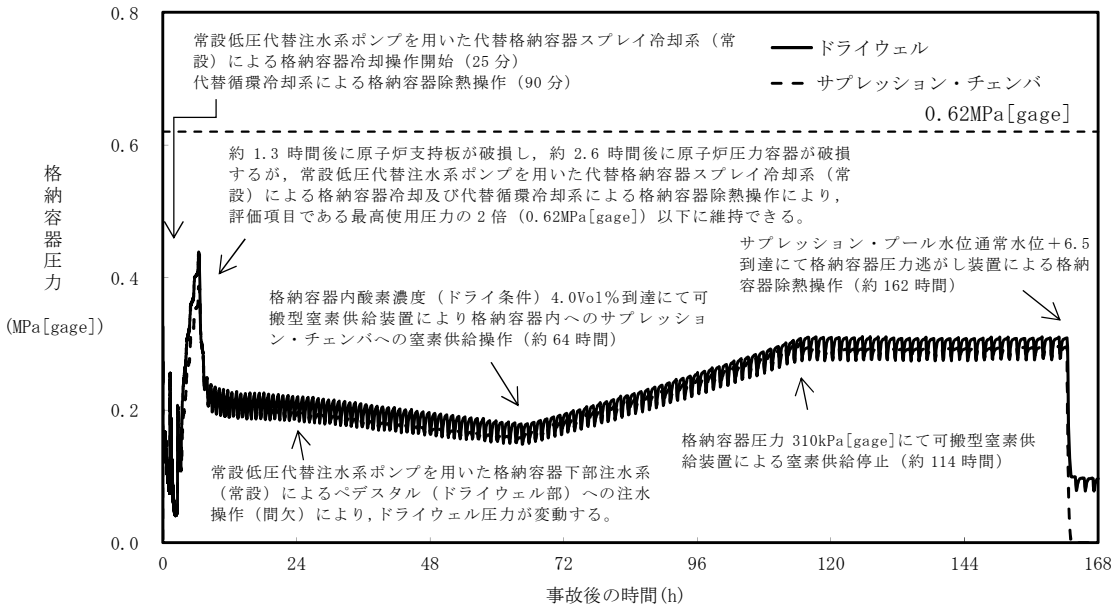
第 3.1.2-13 図　格納容器雰囲気温度の推移（短期挙動）



第 3.1.2-14 図　サプレッション・プール水位の推移

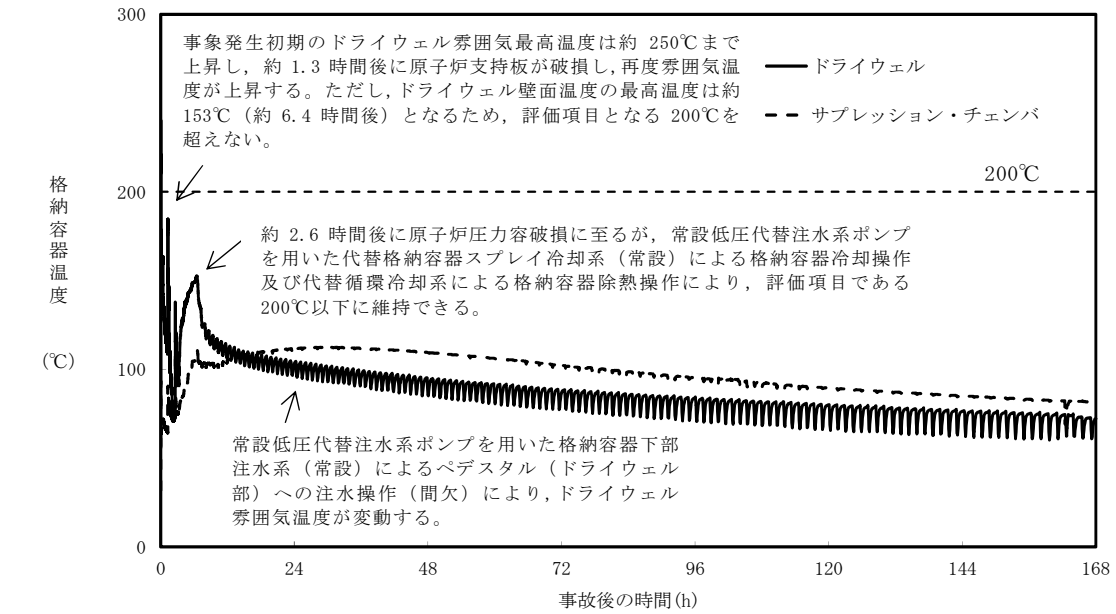


第 3.1.2-15 図　サプレッション・プール水温の推移



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	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウェル		
格納容器下部注水系（常設）	ペデスタル（ドライウェル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サプレッション・プール
	ドライウェル		
	サプレッション・プール		

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。

①ＬＯＣＡ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。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（ドライウェルスプレイ）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。

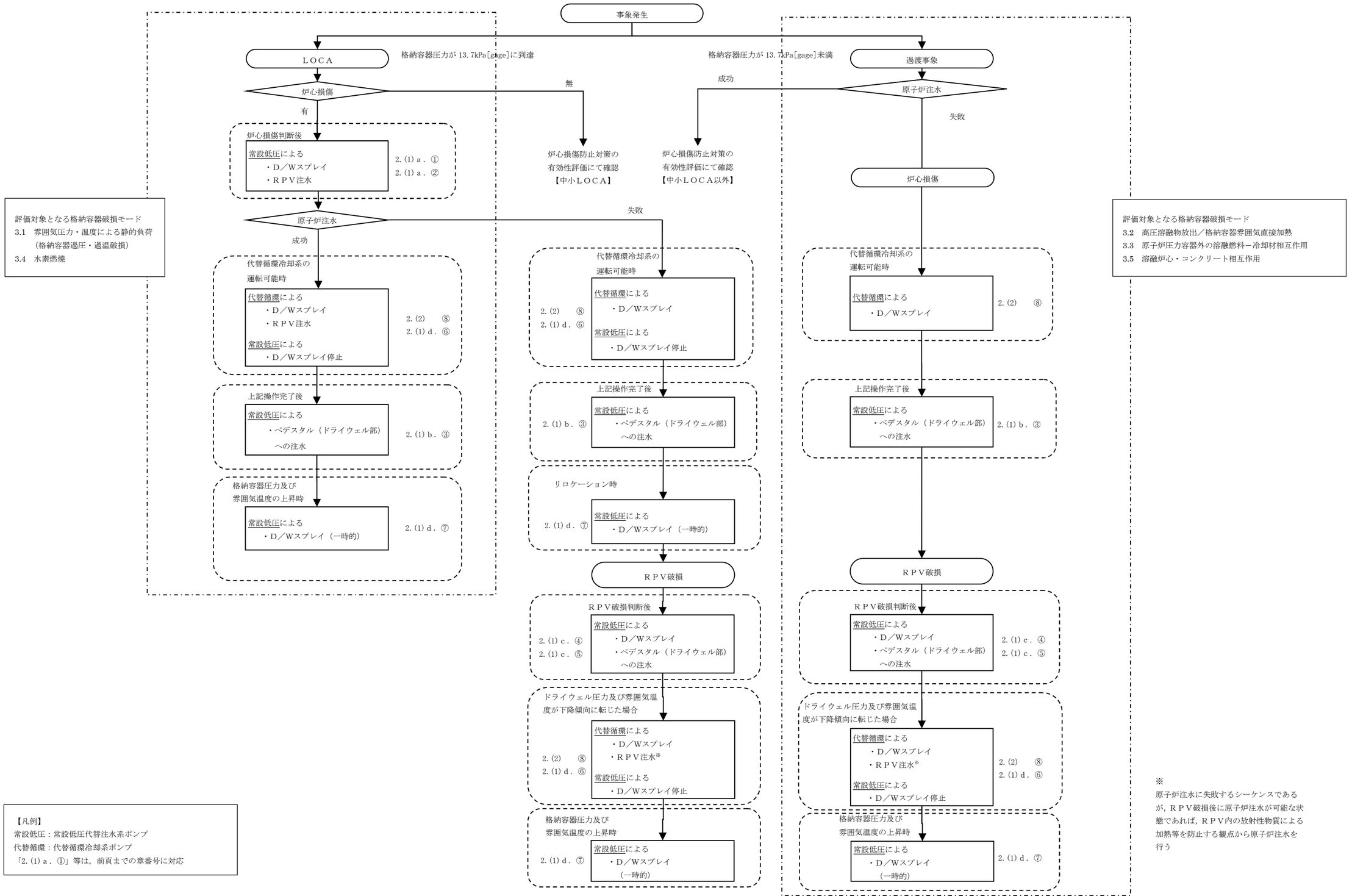
⑦ただし，代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

(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 3.1.2.1-6

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。

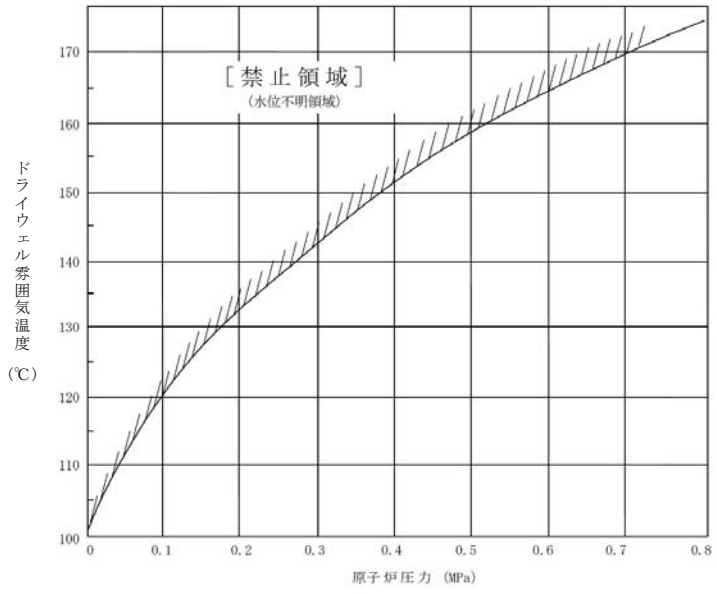
2. 水位不明判断条件

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

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Ｌ０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230m^3／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，格納容器冷却停止及び格納容器ベントの時間が早まる。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，格納容器ベント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。

第１表　水位不明時に必要注水時間（ＬＯＣＡ）

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

常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について

1. 常設低圧代替注水系ポンプの機能

常設低圧代替注水系ポンプは以下の 5 つの機能に期待している。

- 原子炉水位を維持し炉心損傷の防止及び炉心損傷の進展を防止するための低圧代替注水機能
- 格納容器の過圧・過温破損防止のための代替格納容器スプレイ機能
- 格納容器内での溶融炉心の冷却のためのペデスタル（ドライウェル部）注水機能
- 格納容器のトップヘッドフランジ部からの漏えいを防止するための格納容器頂部注水機能
- 使用済燃料プール水位を維持し燃料損傷を防止するための使用済燃料プール注水機能

2. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保について

(1) 単一の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，各注水先の最大流量を包絡する注水量を確保できる設計としている。

常設低圧代替注水系ポンプにより注水する際の系統構成は，中央制御室からの遠隔操作により行い，現場操作は不要である。また，各注水先へ注水する際の操作の相違点は，開操作する弁の違いのみであり，各弁の操作も中央制御室からの遠隔操作が可能であることから，困難な操作はない。

このように，常設低圧代替注水系ポンプの単一の機能の確保については問題ないと考えられる。

(2)　複数の機能に期待する場合

常設低圧代替注水系ポンプは，複数個所への同時注水を想定したものとなっており，想定する同時注水の組合せで必要流量が確保できる設計としている。また，想定する同時注水の組合せで，重大事故等による影響の緩和が可能であることを有効性評価にて示している。

①　原子炉注水と格納容器スプレイ

大破断ＬＯＣＡが発生し，非常用炉心冷却系からの注水に失敗した場合，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水と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同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水 230m^3／h，格納容器スプレイ 130m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却並びに格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制できることを有効性評価で確認するとともに，この流量が確保できる設計としている。なお，上記以外の同時注水については，原子炉へは崩壊熱相当での注水となるため，上記注水流量を超えることはない。

②　原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）注水

大破断ＬＯＣＡが発生し非常用炉心冷却系からの注水に失敗し，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成功した場合，格納容器スプレイを停止し，原子炉注水とペデスタル（ドライウェル部）の水張りを実施する。この場合の最大流量の組合せは，原子炉注水として崩壊熱相当の流量，ペデスタル（ドライウェル部）の水張りとして 80m^3／h であるが，この条件で炉心の冷却及びペデスタル（ドライウェル部）の必要水位を確保できることを有効性評価にて確認するとともに，この流量が確保できる設計としている。

③　格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）注水

原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器が破損する場合，格納容器スプレイとペデスタル（ドライウェル部）への注水を同時に実施する。この場合の最大流量の組合せは，格納容器スプレイ 300m^3／h，ペデスタル（ドライウェル部）注水 80m^3／h であるが，この条件で格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部床面）に落下した溶融炉心の冷却等ができることを有効性評価で確認するとともに，この流量を確保できる設計としている。

④その他注水先の組合せ

その他の組合せとして，格納容器頂部又は使用済燃料プールへの注水が重畳することも考えられる。これら注水先へは，間欠的に注水を行い一定量の水位を維持するため，①，②及び③の最大流量の注水等と異なるタイミング又は系統の余力で注水等を行うため，対応が可能である。

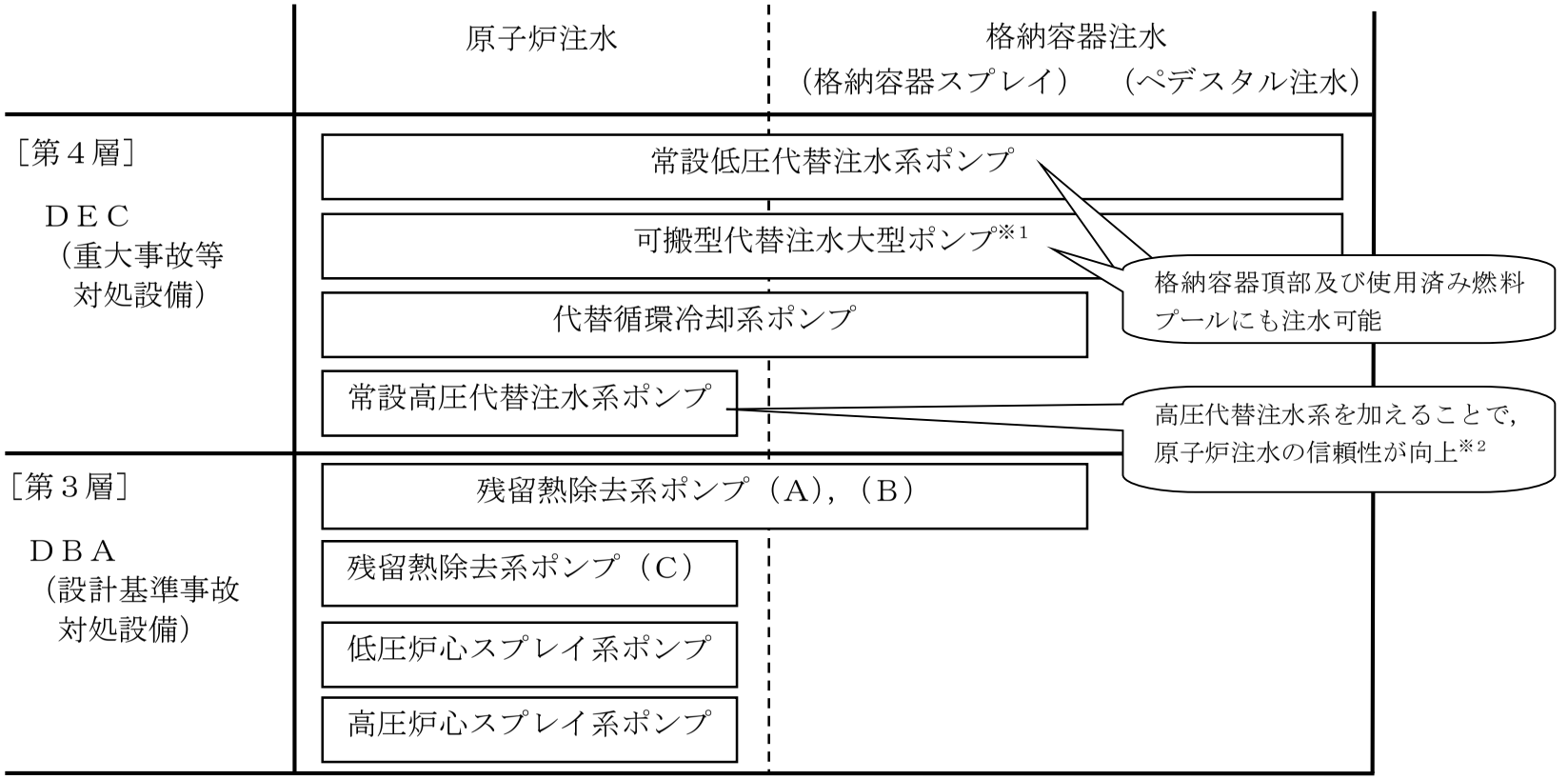
また，複数の注水先に注水するための操作については，各注水先へ注水するための操作に必要な時間を考慮した有効性評価により，炉心冷却や溶融炉心の冷却等ができることを確認している。

以上より，常設低圧代替注水系ポンプの複数の機能の確保についても問題ないと考えられる。

3.　常設低圧代替注水系ポンプの機能の冗長性について

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）による原子炉注水については，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び代替循環冷却系を用いた手段に加え，アクセスルートの確保を確認した後であれば低圧代替注水系（可搬型）によって機能を補うことも可能である。また，格納容器冷

却については，代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），ペデスタル(ドライウェル部)注水については格納容器下部注水系(可搬型)，格納容器頂部注水については格納容器頂部注水系（可搬型)，使用済燃料プール注水については可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）によって機能を補うことも可能である。このように，常設低圧代替注水系ポンプの各機能については冗長性を持たせることで機能強化を図っている。機能強化のイメージを第１図に示す。



※1：可搬型設備でありアクセスルート復旧までは期待できないが，信頼性を向上させている。

※2：ＴＱＵＶ，ＴＷ（ＬＵＨＳ，ＲＨＲ機能喪失）等の原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失（ＬＯＣＡ等）を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能

第１図　第３層及び第４層にて期待する注水設備

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

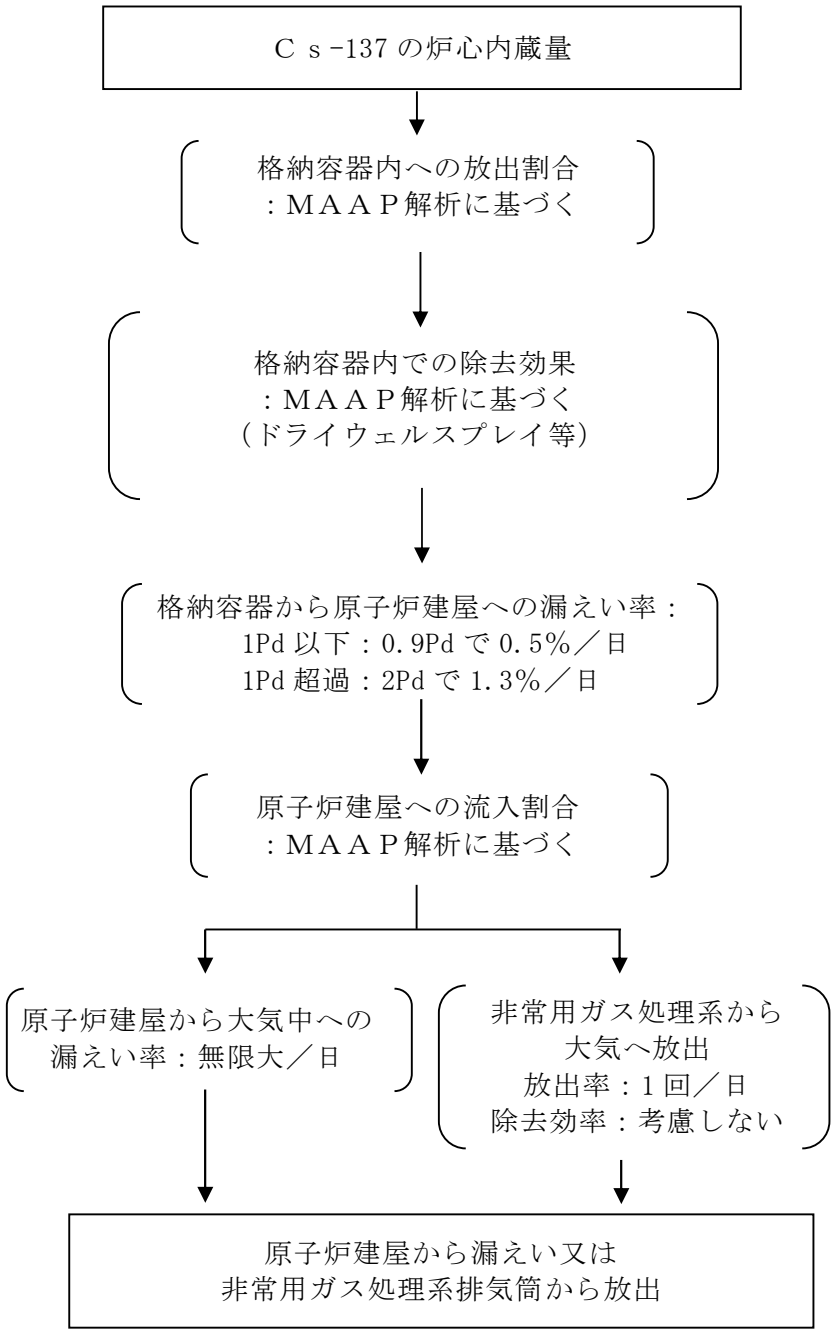
放出量評価条件を第 1 表，大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第1表　放出量評価条件（1／2）

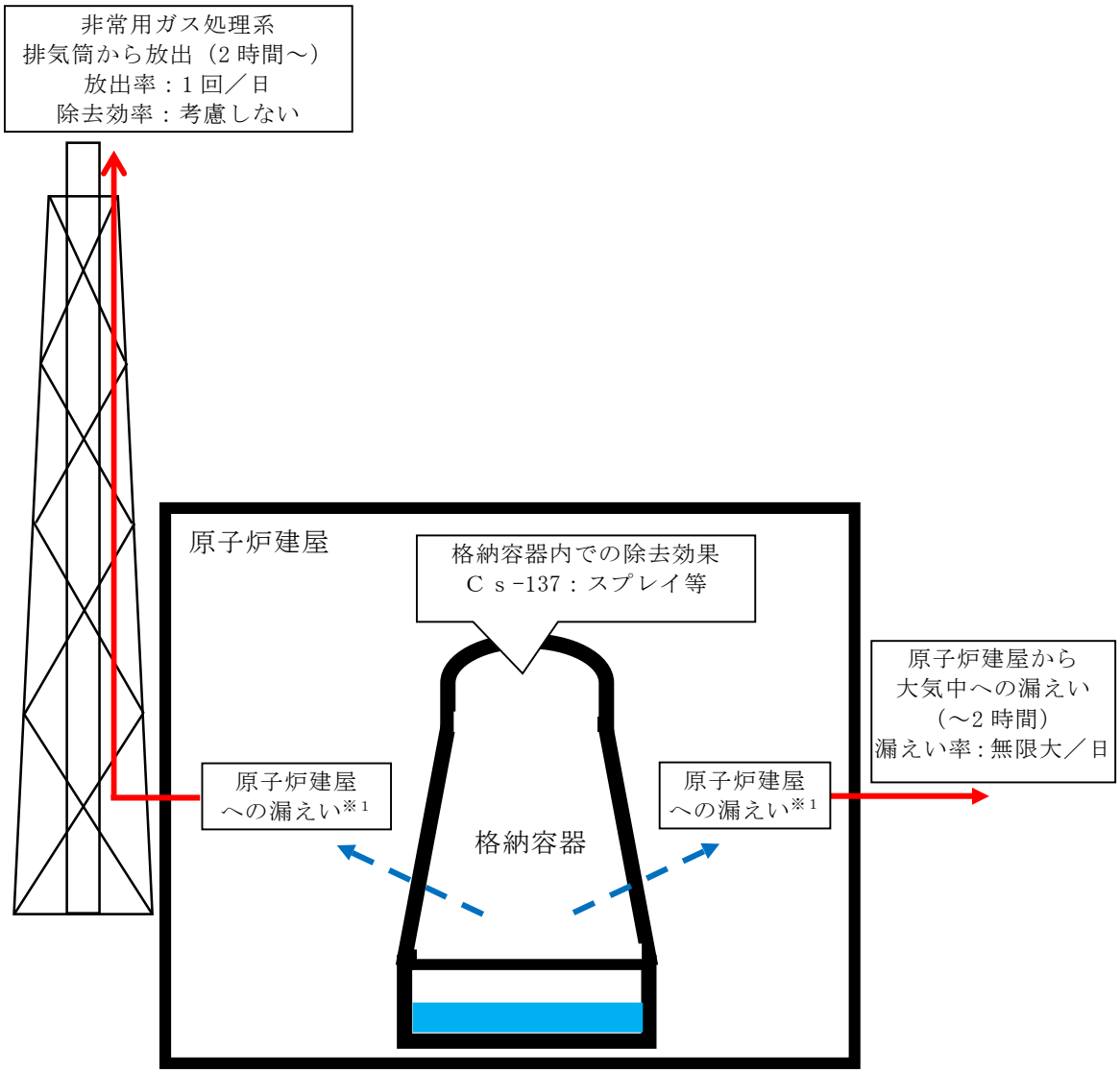
項　目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用する場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	―
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間（416日）	1サイクル13ヶ月（395日）を考慮して設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 （Ｃｓ-137）	約4.36×10^{17}Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量（Bq／MW）」×「3,293MW（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ｐＨ 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水ｐＨ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（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	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



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	

※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Ｃｓ-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）

格納容器漏えい率の設定について

格納容器から原子炉建屋への漏えい率は，ＭＡＡＰ内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は，以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力（310kPa[gage]（1Pd））以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の２種類を設定する。

1．格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合，設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%／日）を基に算出した等価漏えい面積（約 $3\times10^{-6}m^2$）を設定し，ＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2．格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合，2Pd で漏えい率 1.3%／日となる等価漏えい面積（約 $7\times10^{-6}m^2$）を設定し，1.と同様にＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3%／日は，以下のＡＥＣの評価式，ＧＥの評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は，設計基準事故の原子炉冷却材喪失事象において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式※1である。格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）までは，事故後 7 日間に渡り，格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから，これらの理論式を用いて格納容器内圧力（2Pd）及び温度（200℃）における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○ＡＥＣの評価式

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

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【1.28％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
Pt	：	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721kPa[abs]】
Pd	：	設計圧力（0.9Pd）	【380kPa[abs]】
Pa	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】
Rt	：	事故時の気体定数※２	【523.7J／Kg･K】
Rd	：	空気の気体定数	【287J／Kg･K】
Tt	：	事故時の格納容器内温度（200℃）	【473.15K】
Td	：	設計格納容器内温度(20℃)	【293.15K】

○ＧＥの評価式（General Electric 社の漏えいモデル式）

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{Pa}{Pt}\right)^2}{1 - \left(\frac{Pa}{Pd}\right)^2}}$$

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【0.51％／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5％／日】
Pt	：	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721kPa[abs]】
Pd	：	設計圧力（0.9Pd）	【380kPa[abs]】
Pa	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】

○定常流の式

$$L = L_0\sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	：	事故時の格納容器漏えい率（2Pd）	【0.93%／日】
L_0	：	設計漏えい率（0.9Pd）	【0.5%／日】
ρ_t	：	事故時の格納容器内気体の平均密度※3	【2.9kg／m^3】
ρ_d	：	設計温度･圧力における格納容器内気体の平均密度※4	【4.5kg／m^3】
P_t	：	事故時の格納容器内圧力（2Pd）	【721kPa[abs]】
P_d	：	設計圧力（0.9Pd）	【380kPa[abs]】
P_a	：	格納容器外の圧力（大気圧）	【101.325kPa[abs]】

※1　「沸騰水型原子力発電所　事故時の被ばく評価手法について（平成16年1月）」（株式会社　日立製作所）

※2　事故時の気体定数R_tは，以下の式により算出した。

R_t[J／kg･K]＝モル気体定数8.314[J／K・mol]／平均分子量M[kg／mol]

ＡＥＣの評価式より，事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また，上記計算式より，事故時の気体定数は，平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の格納容器内は水素，窒素及び水蒸気で構成されるため，分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり，結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり，水素，窒素及び水蒸気のガス組成を34%：33%：33%とし，水素の割合（34%）は，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）」）における水素発生量（約700kg（内訳：ジルコニウム－水反応 約324kg，アルミニウム／亜鉛の反応 約246kg，水の放射線

分解 約 115kg)）を包含した値であることから，保守的な設定であると考える。

※3　事故時の格納容器内気体の平均密度ρ_tは，以下の式により算出した。

ρ_t[kg／m^3]＝平均分子量M[kg／mol]×物質量n[mol]／格納容器体積V[m^3]

定常流の式より，事故時の格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また，上記計算式より，事故時の格納容器内気体の平均密度は，平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2と同じであり，保守的な設定であると考える。

※4　設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度ρ_dは，以下の式により算出した。

ρ_d[kg／m^3]＝乾燥空気密度（20℃）1.205[kg／m^3]×(P_d[Pa]／P_a[Pa])

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

1. はじめに

有効性評価の「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，事象発生約 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約 9 分後に 1,200℃に到達し，また，事象発生約 27 分後に燃料温度は 2,500K（約 2,227℃）に到達する。事象発生約 25 分後から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）による原子炉注水により，原子炉水位は上昇し，原子炉水位Ｌ０相当に維持される。上記により，炉心は下部プレナム部に移行することなく，原子炉圧力容器内に保持される。ここでは，本事象における炉心の損傷状態，損傷炉心の位置及びシュラウドへの熱影響について評価結果を示す。

2. 評価結果

(1) 炉心の損傷状態

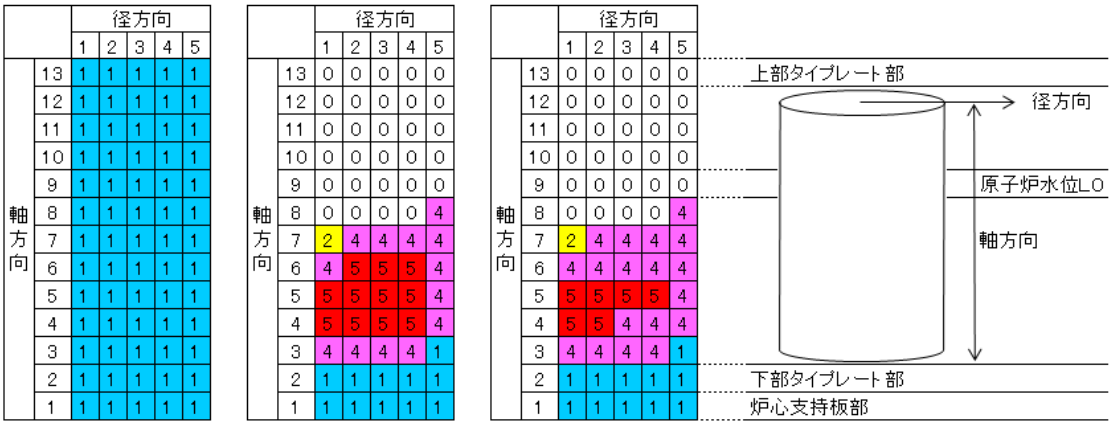
第 1 図に事象発生 25 分後，事象発生約 3.5 時間後（最大状態）及び事象発生 7 日後（終状態）の炉心損傷状態を示す。終状態以降には炉心損傷は拡大しない。

(2) 損傷炉心の位置

第 2 図に炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化の推移を示す。第 2 図に示すとおり，炉心は炉心位置に保持される。

(3) シュラウドへの熱影響

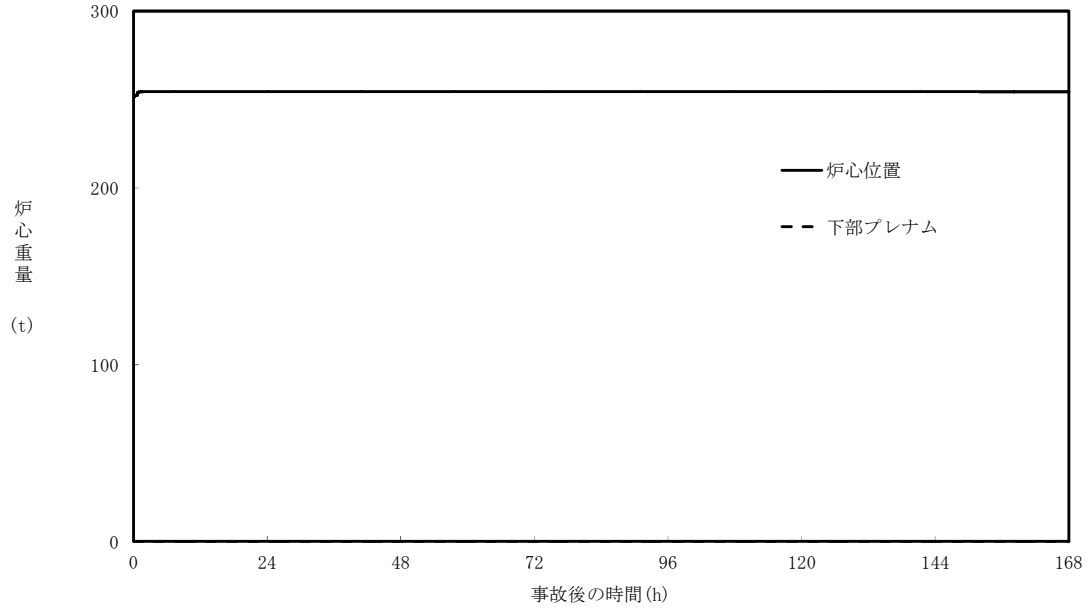
終状態においても，溶融プールは炉心の外周部に至っておらず，シュラウドへの熱影響はない。



事象発生 25 分後　　事象発生 3.5 時間後（最大状態）　　終状態

損傷状態のモデル
０：空洞
１：燃料が自立した状態
２：燃料が崩壊した状態
３：流路が減少した状態
４：流路が閉塞した状態
５：溶融プール状態

第 1 図　炉心の損傷状態



第 2 図　炉心位置及び下部プレナムにおける炉心重量の時間変化

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））

1. はじめに

シビアアクシデント解析コードＭＡＡＰでは，水の放射線分解を考慮するモデルとなっていないことから，水の放射線分解による水素及び酸素の発生については，解析コードＭＡＡＰに基づく溶融炉心及び核分裂生成物の崩壊熱から放射線吸収割合及びＧ値を考慮して算出している（添付資料 3.4.1 参照）。

ここでは，解析コードＭＡＡＰでは考慮していない水の放射線分解により発生する水素及び酸素が，格納容器圧力に与える影響を評価する。

2. 評価結果

解析コードＭＡＡＰにより評価した結果，格納容器圧力が最大値の約 310kPa[gage]を示す事象発生約 163 時間後の格納容器内の非凝縮ガス(水素，酸素及び窒素）の物質量は約 1.3×10^{6}mol である。

また，添付資料 3.4.1 に従い算出される水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は，事象発生約 163 時間後時点で約 3.5×10^{4}mol 以下である。

以上から，解析コードＭＡＡＰで評価した非凝縮ガス（水素，酸素及び窒素）の物質量に対する，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の比は 3%未満であることから，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は 10kPa[abs]未満であり，無視しうる程度と考えられる。

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））

1. はじめに

有効性評価の「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，格納容器雰囲気温度は，一時的に 200℃を超える評価となっている。ここでは，一時的に 200℃を超えた場合の格納容器の健全性に与える影響について考察する。

2. 格納容器の健全性に与える影響について

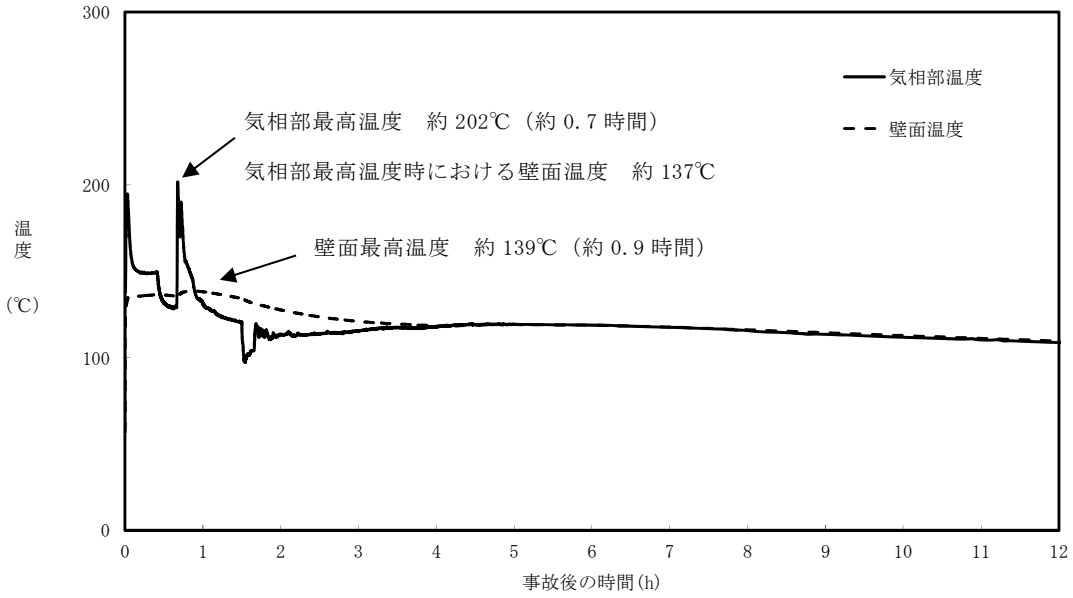
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における格納容器の雰囲気温度と壁面温度の推移を第 1 図に示す。

事象発生後，破断口から流出する蒸気により，格納容器雰囲気温度が上昇し，格納容器スプレイの実施により，温度上昇は抑制されるものの，一時的に評価項目である 200℃以上に到達する評価となる。

格納容器温度によって健全性への影響を受ける部位としては，フランジ部等に用いられているシール材であると考えられる。シール材は格納容器壁面温度に近い雰囲気に曝されるため，第 1 図に示す通り，雰囲気温度が一時的に 200℃を超えたとしてもシール材温度が 200℃に到達することはない。シール材については，「付録 2　原子炉格納容器の限界温度・圧力」において，格納容器内を 200℃，2Pd に模擬したシール材性能試験にて 7 日間の格納容器の閉じ込め機能を評価しているため問題ない。

3.　まとめ

格納容器雰囲気温度は 200℃を若干超えるものの,壁面温度は 200℃以上には到達しない。このため，格納容器の健全性に問題はない。



第 1 図　格納容器雰囲気温度と壁面温度の推移

安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）

「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）」時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：
事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持可能であり，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：
損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により，格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ，また，除熱のための設備がその後の機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

<u>原子炉安定停止状態の確立について</u>

低圧代替注水系（常設）における注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

<u>格納容器安定状態の確立について</u>

炉心冷却を継続し，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開始することで，格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり，格納容器雰囲気温度は 150℃を下回り，格納容器安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の格納破損防止対策により安定状態を確立できる。

代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

① 格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行
② 格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント（窒素封入）並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧
③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水等の確保
④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

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

1. はじめに

格納容器内では配管の保温材等にアルミニウムを使用しており，サプレッション・プールｐＨ制御装置により注入される水酸化ナトリウムが格納容器内に存在するアルミニウムに被水すると化学反応により水素が発生する。

また，格納容器内のグレーチングには亜鉛メッキが施されており，亜鉛も同様に水酸化ナトリウムと反応して水素が発生する。

以上の化学反応が，格納容器内の水素発生量及び格納容器圧力上昇に与える影響を評価する。なお，実際に水酸化ナトリウムと反応する金属は，格納容器スプレイの飛散範囲と考えられるが，保守的に格納容器内全ての亜鉛とアルミニウムが反応し，水素が発生するとして評価を行う。

$$Al + NaOH + H_2O \rightarrow NaAlO_2 + 3/2H_2 \qquad 式(a)$$

$$Zn + NaOH + H_2O \rightarrow NaHZnO_2 + H_2 \qquad 式(b)$$

2. 影響評価

(1) 格納容器内アルミニウム量及び亜鉛量

格納容器内でアルミニウムを使用している構造物は配管保温材等であり，重量は約 1,027kg である。

一方，格納容器内で亜鉛を使用している構造物はグレーチングの亜鉛メッキ等であり，重量は約 4,244kg である。

(2) アルミニウム及び亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応による水素発生量

ａ．アルミニウムと水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量

式(a)より,アルミニウム 1mol に対して水素発生量は 1.5mol であり,アルミニウムの原子量が 27，水素の原子量が 2 であるため，アルミニウム 9kg に対して水素 1kg 発生する。

b．亜鉛と水酸化ナトリウムの化学反応によって発生する水素量

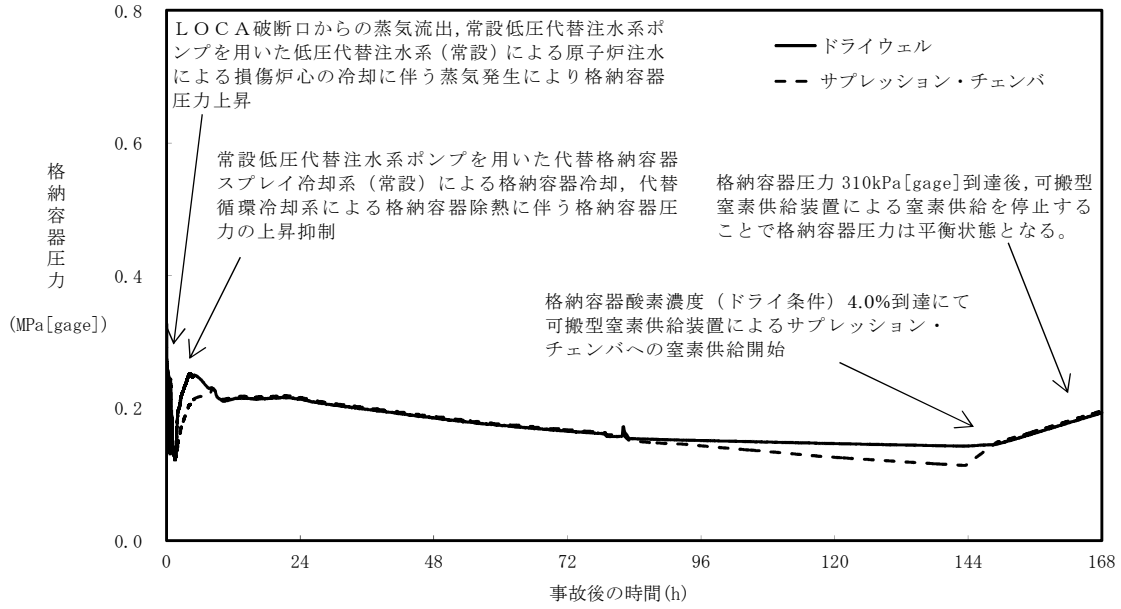
式(b)より，亜鉛 1mol に対して水素発生量は 1mol であり，亜鉛の原子量が 65.4，水素の原子量が 2 であるため，亜鉛 32.7kg に対して水素 1kg 発生する。

以上より，格納容器内全てのアルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応した場合，アルミニウムとの反応により約 115kg，亜鉛との反応により約 131kg の合計約 246kg の水素が発生する。

3. 発生する水素の圧力上昇による影響

発生する水素による格納容器圧力上昇の影響を確認するため,「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温）(代替循環冷却系を使用する場合)」シーケンスにおいて，事象初期から 246kg の水素が格納容器内に存在するものと保守的に仮定し，格納容器圧力を評価した。

第 1 図に示すとおり，格納容器スプレイによって圧力抑制することが可能である。また，90 分後に代替循環冷却系の起動によって，格納容器圧力は降下し,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])に到達することはない。このように，事象初期における格納容器圧力の挙動はアルミニウム及び亜鉛の化学反応により発生する水素を考慮しない場合と大きな違いはない。これは，格納容器圧力が水蒸気の影響を大きく受けているためであると考えられる。このことから，アルミニウム及び亜鉛が水酸化ナトリウムと反応し発生する水素による格納容器圧力への有意な影響はない。



第１図　格納容器圧力の推移

4.　水素燃焼への影響について

水素及び酸素の可燃限界は，水素濃度 4vol％以上かつ酸素濃度 5vol％以上である。ＢＷＲの格納容器内は窒素により不活性化されており，本反応では酸素の発生はないことから，本反応単独での水素の燃焼は発生しないものと考える。

5.　まとめ

格納容器内に存在するアルミニウム及び亜鉛が全て反応することを想定すると，約 246kg の水素が発生する可能性がある。しかし，ＢＷＲの事故時における格納容器圧力は，崩壊熱により発生する蒸気の影響が大きいため，アルミニウム及び亜鉛の反応により発生する水素は，格納容器圧力に対して有意な影響はないと考えられる。

また，水素燃焼の観点においても，ＢＷＲのドライウェル内は窒素により

不活性化されており，本反応では酸素の発生はないことから有意な影響はないと考えられる。

なお，文献[1]においても，金属腐食反応による水素発生はジルコニウム－水反応等による水素ガス発生に比べ反応速度が遅く，水素発生量も小さいことが述べられており，本反応による水素発生量が有意な影響を与えることはないと考えられる。

[1] 日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M82-039, 1982 年 5 月

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））

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生，炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における，燃料被覆管，制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について，測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し，仮想的な厳しい振り幅ではあるが，ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は，ほぼ変化しない。	炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間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。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，格納容器圧力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。
	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	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して，MAAP コードと SAFER コードの比較を行い，以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から，水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり，その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり，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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり，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。
	気液分離（水位変化）・対向流				
原子炉圧力容器	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析では，格納容器圧力及び温度について，温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに，格納容器圧力を１割程度高めに評価する傾向が確認されたが，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種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また，非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。 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 実験解析では，格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	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。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。	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。
	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	安全系モデル（格納容器スプレイ） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	サプレッション・プール冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	・TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	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。	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。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により，FP 放出の開始時間をよく再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激な FP 放出を示す結果となった。ただし，この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	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。	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。
格納容器（炉心損傷後）	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	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た。	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，炉心損傷後の原子炉格納容器内 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える影響はない。	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。

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

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	約3,279MW～約3,293MW（実績値）	定格原子炉熱出力として設定 原子炉熱出力のゆらぎを考慮した最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	約6.91～約6.94MPa[gage]（実績値）	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，大破断 LOCA に伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から約＋122cm～約＋132cm）（実績値）	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48,300t／h（定格流量（100%））	定格流量の約86%～約104%（実績値）	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが，事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが，事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃　料	９×９燃料（Ａ型）	装荷炉心ごと	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定	最確条件とした場合には，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，９×９燃料のＡ型又は Ｂ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd／t	燃焼度 33GWd／t 以下（実績値）	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，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	最確条件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。	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が，格納容器圧力及び温度の上昇は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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の判断基準に対する余裕は大きくなる。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約2.2～約4.7 kPa[gage]（実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため，格納容器圧力が低めに推移する。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。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため，格納容器圧力が低めに推移することから，格納容器ベントに至るまでの時間は長くなるが，その影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約25℃～約58℃（実績値）	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，格納容器雰囲気温度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により飽和温度となり，初期温度が事象進展に与える影響は小さい。本評価事故シーケンスでは，格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，格納容器雰囲気温度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により飽和温度となり，初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	5,700m^3（設計値）	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／4)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	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	空間部： 約 4,092m^3～ 約 4,058m^3 液相部： 約 3,308m^3～ 約 3,342m^3 （実績値）	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	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによる格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが，ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約 42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水位	6.983m （通常運転水位－4.7cm）	約 7.000m～ 約 7.070m （実績値）	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	最確条件とした場合には，サプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが，ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約 42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによる格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水温	32℃	約 15℃～約 32℃ （実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりも低くなるため，格納容器の熱容量は大きくなり，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起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりも低くなるため，格納容器の熱容量は大きくなり，格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが，その影響は小さいことから，評価項目となるパラメータのパラメータに与える影響は小さい。
	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）	3.45kPa （ドライウェルーサプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなるが，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び雰囲気温度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。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなり，炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが，この顕熱分の影響は小さく，燃料被覆管温度の上昇に与える影響は小さい。また，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び雰囲気温度上昇の抑制効果は大きくなり，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなるが，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約 9,300m^3	9,300m^{3}以上 （淡水貯水池＋代替淡水貯槽）	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上 （軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク）	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3／4)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 原子炉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，口径が最大である原子炉再循環系の吸込配管における両端破断を設定	Excessive 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。 （添付資料 3.1.2.12）	Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，原子炉格納容器へ放出されるエネルギは大破断 LOCA の場合と同程度であり，格納容器圧力及び温度はそれぞれ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]）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。 （添付資料 3.1.2.12）
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧・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している	仮に，外部電源がある場合でも，常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため，注水開始時間は外部電源がない場合と同等となる。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。	仮に，外部電源がある場合でも，常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため，注水開始時間は外部電源がない場合と同等となることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(4／4)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	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）にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，原子炉冷却材の放出が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。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。	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，原子炉冷却材の放出が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，その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。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下（レベル２）信号	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閉止するものとして設定	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。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。	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが，その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。
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止(事象発生と同時)	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	低圧代替注水系（常設）	230m^3／h（一定）	230m^3／h以上（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	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が，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小さい。	実際の注水流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可能性があるが，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。
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	130m^3／h（一定）	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	100m^3／h（一定）	ペデスタル（ドライウェル部）への水張り水は，格納容器の熱容量を確保するため，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を保守的に評価する観点から，解析上はペデスタル（ドライウェル部）注水を考慮していない	ペデスタル（ドライウェル部）への水張りを実施した場合，水張り水の熱容量により格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなる。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。	ペデスタル（ドライウェル部）への水張りを実施した場合，水張り水の熱容量により格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなることから，評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。
	代替循環冷却系	循環流量は全体で250m^3／hとし，原子炉へ100m^3／h，格納容器スプレイへ150m^3／hにて流量分配	循環流量は全体で約250m^3／hとし，原子炉へ約100m^3／h，格納容器スプレイへ約150m^3／hにて流量分配	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	実際の注水量は解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性），原子炉水位の回復は早くなり，格納容器の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。	実際の注水量は解析より多い場合（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。
	緊急用海水系	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）	約14MW以上（サプレッション・プール水温度100℃，海水温度32℃以下において）	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	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。	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ことから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

第 3 表　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（1／2）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	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 （以下「低圧代替注水系（常設）等起動操作」という。）	事象発生 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	【認知】 中央制御室にて，外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合，早期の電源回復不能と判断し，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操作及び低圧代替注水系（常設）等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として 10 分間を想定しているため，認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作（失敗），常設代替高圧電源装置の起動操作，緊急用母線の受電操作，低圧代替注水系（常設）等起動操作を行う運転員の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため，操作所要時間は最長で 15 分間となる ●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作（失敗）に係る時間として 2 分を想定 ●常設代替高圧電源装置の起動操作及び緊急用母線の受電操作として 4 分を想定 ●低圧代替注水系（常設）等起動操作として 9 分を想定 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	低圧代替注水系（常設）等起動操作は，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。 代替循環冷却系起動後，格納容器圧力が 400kPa[gage]まで低下した場合，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停止する。当該操作開始時間は，解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響も小さい。また，中央制御室で行う操作であり，他の操作との重複もないことから，他の操作に与える影響はない。	低圧代替注水系（常設）等起動操作は，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，評価項目となるパラメータに与える影響はない。解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されているため，原子炉水位の回復は早くなる可能性があり，ジルコニウム－水反応により発熱量が増加する等の影響があるが，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な差異はなく，格納容器の健全性に影響はない。	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操作が開始できれば，評価項目を満足する結果となり，時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。 解析上においては，低圧代替注水系（常設）等起動操作まで 25 分としているところ，訓練実績では約 25 分。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
	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	事象発生 90 分後	操作所要時間を踏まえて設定	【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断し，これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 中央制御室における操作は，ポンプ起動，系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に 20 分，代替循環冷却系の起動に 35 分を想定しており，操作時間に余裕を確保している。 【他の並列操作有無】 並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	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，余裕時間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。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。	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，格納容器圧力及び雰囲気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。	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場合でも，格納容器圧力が 0.62MPa[gage]に到達するまでの時間は事象発生から約 14 時間であり，12 時間以上の余裕があることから，時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。訓練では緊急用海水系起動に約 16 分。代替循環冷却系起動に約 27 分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

第 3 表　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（2／2）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	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 4.0%（ドライ条件）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	格納容器内への窒素供給までの時間は，事象発生から約 84 時間あり十分な時間余裕がある。	－	－	－	格納容器内への窒素供給は，所要時間 115 分のところ，訓練実績等により約 111 分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料補給操作	事象発生から 84 時間以降，適宜	可搬型窒素供給装置への給油は，解析条件ではないが，解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業。 各機器の使用開始時間を踏まえて設定。	可搬型窒素供給装置への給油開始までの時間は，事象発生から約 84 時間あり十分な時間余裕がある。	－	－	－	可搬型窒素供給装置への燃料補給は，所要時間 90 分のところ，訓練実績等により約 82 分に実施可能なことを確認した

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

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

Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ ＬＯＣＡは，一次冷却材圧力バウンダリとなる複数の配管が同時に破断する場合を想定するが，破断箇所により事象進展は大きく変わる。炉心や格納容器への影響の観点から，破断箇所は大きく以下の２通りに分類できる。

・注水系配管破断の有無（注水可否）

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

・燃料有効長頂部位置以下の配管破断の有無

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

上記を踏まえ，事故の想定にあたり破断配管の選定を第１表のとおり整理した。

第１表　配管破断の選定

		燃料有効長頂部位置以下の配管破断	
		無	有
注水配管破断	無	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失しないためＥｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ発生後の原子炉への注水が行われると，大破断ＬＯＣＡと同等程度の事象進展になると考えられる。	炉心の冠水を維持するためのバウンダリは喪失するが，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ発生後の原子炉への注水を考慮すると，冠水するまでに要する時間は左記に比べて長くなるものの，大破断ＬＯＣＡと同等程度の事象進展になると考えられる。
	有	原子炉水位の低下は早まるが,「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋ＤＣＨ」と同等程度の事象進展になると考えられる。	原子炉水位の低下は早まり，原子炉注水による炉心冷却もできず，かつ，炉心の冠水を維持するためのバウンダリが喪失するため，事象進展は極端に早くなる。

第１表より，破断箇所は包絡的な条件である注水系配管及び燃料有効長頂部位置以下の配管が同時に破断した場合を想定した評価を実施することとする。なお，破断箇所が異なることで事象進展は変わると考えられるものの，原子炉圧力容器から格納容器内へ放出されるエネルギは同程度であり，長期的な挙動は大破断ＬＯＣＡと同等と考えられるため,「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで，格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは,「Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ　ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」について，格納容器破損防止対策が有効に機能することを確認するため，保守的に以下の配管が同時に破断することを想定した解析を実施する。

＜主な破断想定箇所＞

注水配管 燃料有効長頂部位置以上の配管	蒸気配管 給水配管 低圧注水系配管 低圧炉心スプレイ系配管 高圧炉心スプレイ系配管
燃料有効長頂部位置以下の配管	再循環配管 底部ドレン配管

Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ ＬＯＣＡ発生後，原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し，事象発生後早期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。また，事象発生から約 17 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）による原子炉注水を開始するが，注水配管が破断しているため原子炉圧力容器へは注水されず，原子炉水位は回復することなく原子炉圧力容器破損に至る。

事象発生から 25 分後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開始し，90 分後から代替循環冷却系による格納容器除熱に切り替えることで，原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制する。原子炉圧力容器破損後は，代替循環冷却系による格納容器除熱に加えて，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及び格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水を実施することで，格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制するとともに，ペデスタル（ドライウェル部）へ落下した溶融炉心の冷却を維持する。

格納容器圧力，格納容器雰囲気温度等の推移を第 1 図から第 7 図に示す。

第 1 図のとおり，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]）を超えない。また，第 2

図のとおり，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 153℃となり，評価項目となる 200℃を超えない。

原子炉水位の低下が早いことから事象進展が早くなり，約 1.3 時間後に炉心支持板が破損し，その後，約 2.6 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

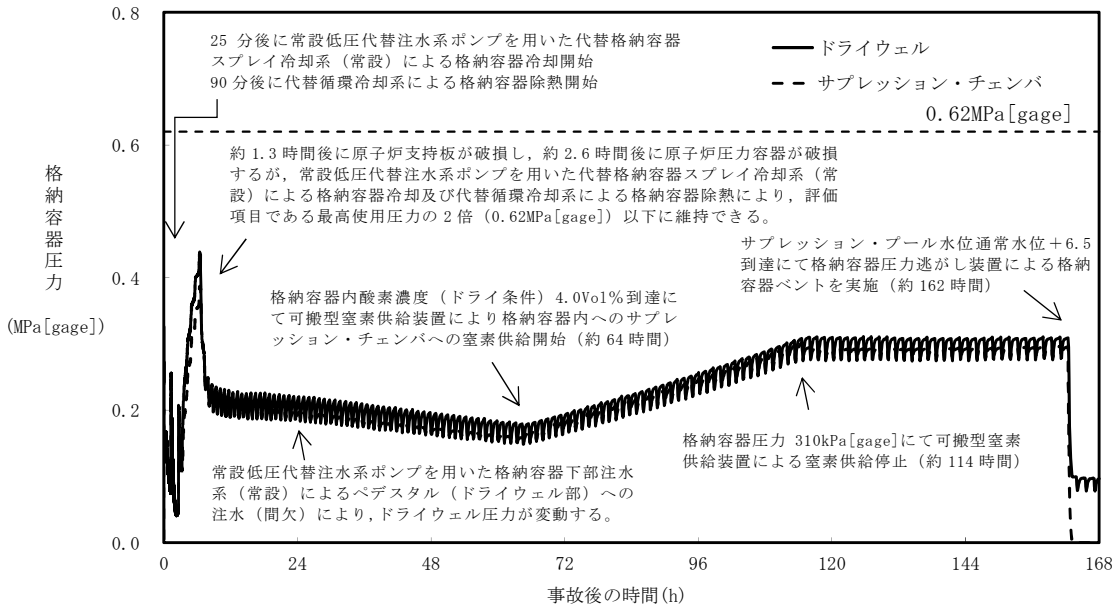
原子炉圧力容器の底部ドレン配管からの流入によりペデスタル（ドライウェル部）が満水となった場合でも，床ドレン及び機器ドレン排水経路による水位 1m までの排水に必要な時間は約 1.3 時間であり，原子炉圧力容器が破損する約 2.6 時間後までにペデスタル（ドライウェル部）の水位は 1m まで排水可能である。

第 3 図及び第 4 図のとおり，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心は，初期水張り水及び溶融炉心落下後のペデスタル（ドライウェル部）への注水によりペデスタル（ドライウェル部）水位を 2.25m から 2.75m の間に維持することで冷却され，コリウムシールドの侵食は発生せず，ペデスタル（ドライウェル部）壁面及び床面におけるコンクリートの侵食は発生しない。

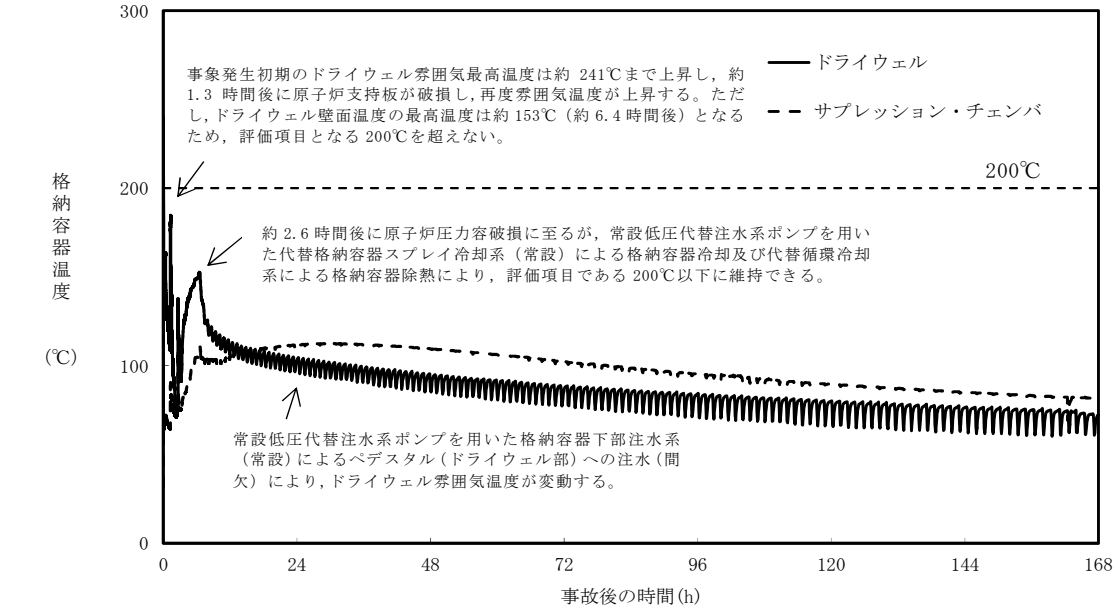
格納容器内水素濃度及び酸素濃度については，第 5 図及び第 6 図のとおり，ジルコニウムー水反応によって水素濃度は 13vol％を大きく上回るが，可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントにより，酸素濃度は可燃限界濃度である 5vol％を下回るため，格納容器内での水素燃焼は発生しない。

サプレッション・プール水位は，第 7 図のとおり，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）によるペデスタル注水により徐々に上昇するが，事象発生約 162 時間後に通常水位＋6.5m に到達し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施した以降は，一時的に水位上昇がみられるものの，ベント配管位置よりも低く推移するため，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の継続は可能となる。

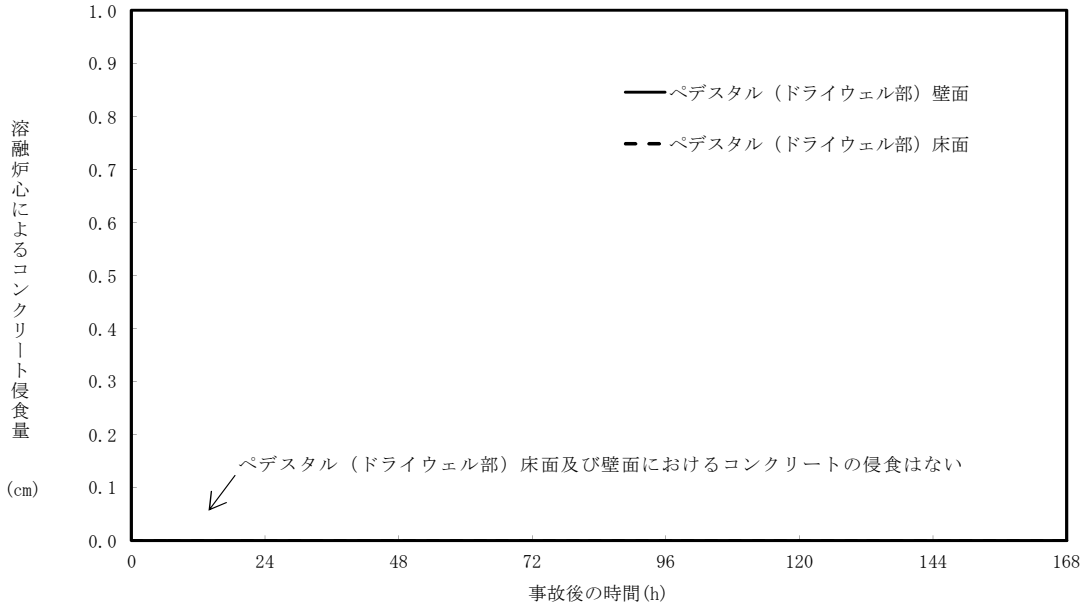
以上より,Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ ＬＯＣＡ発生時にも格納容器の健全性は確保できる。



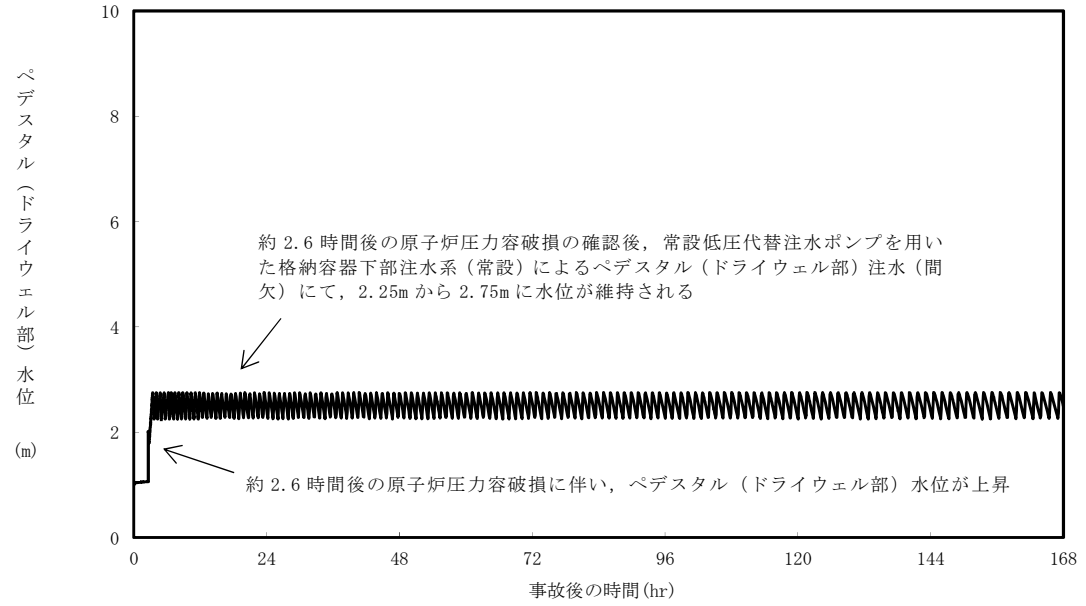
第 1 図　格納容器圧力の推移



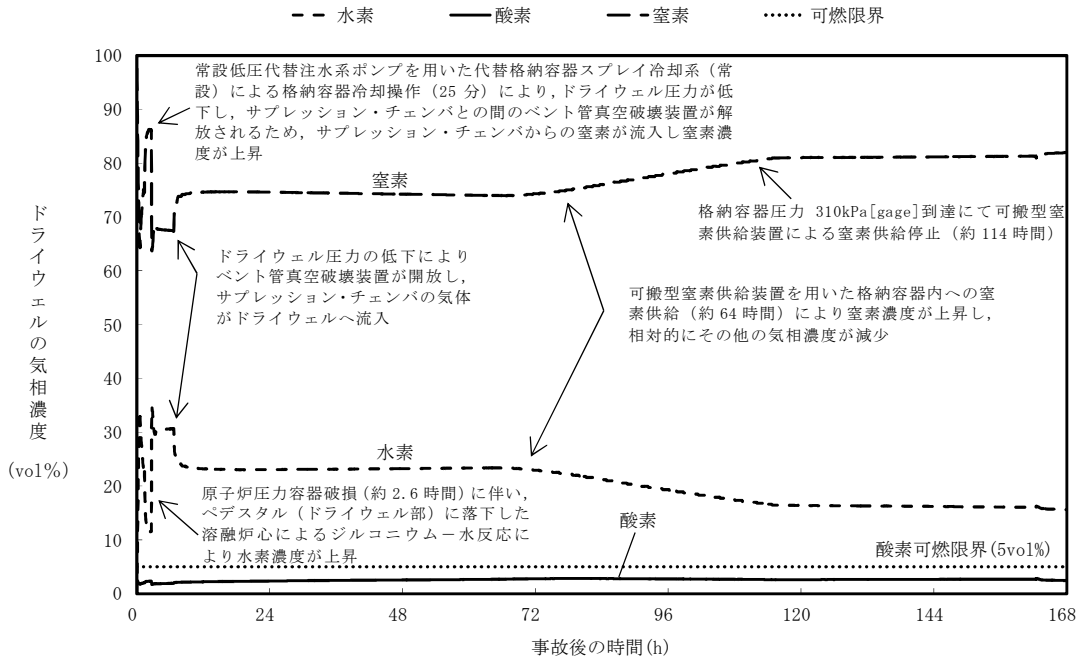
第 2 図　格納容器雰囲気温度の推移



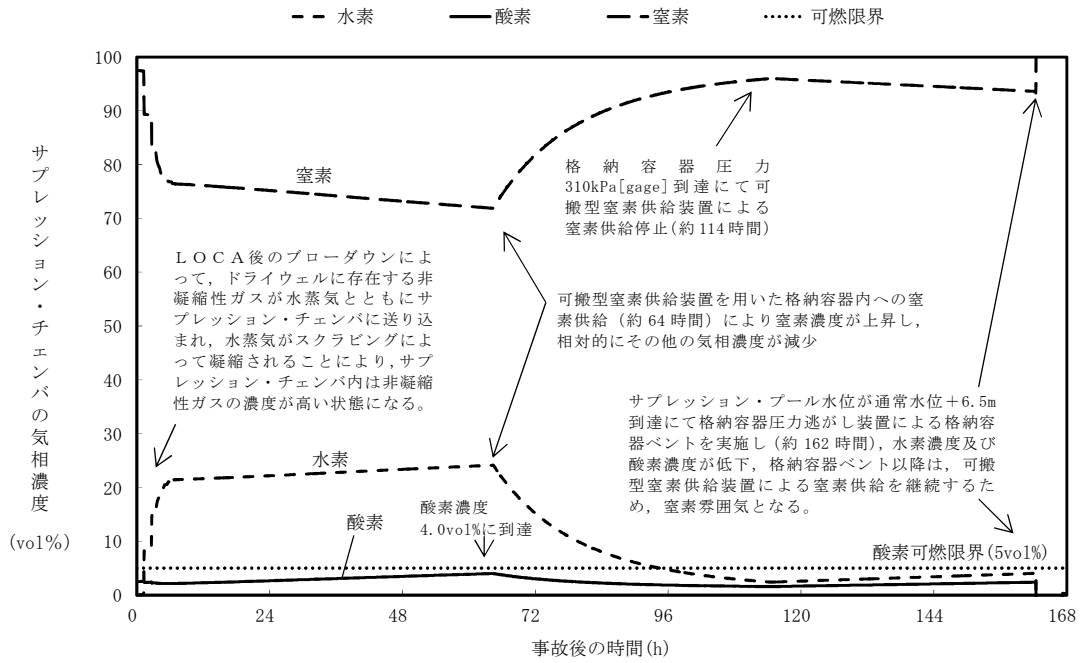
第3図　ペデスタル（ドライウェル部）床面及び壁面
のコンクリート侵食量の推移



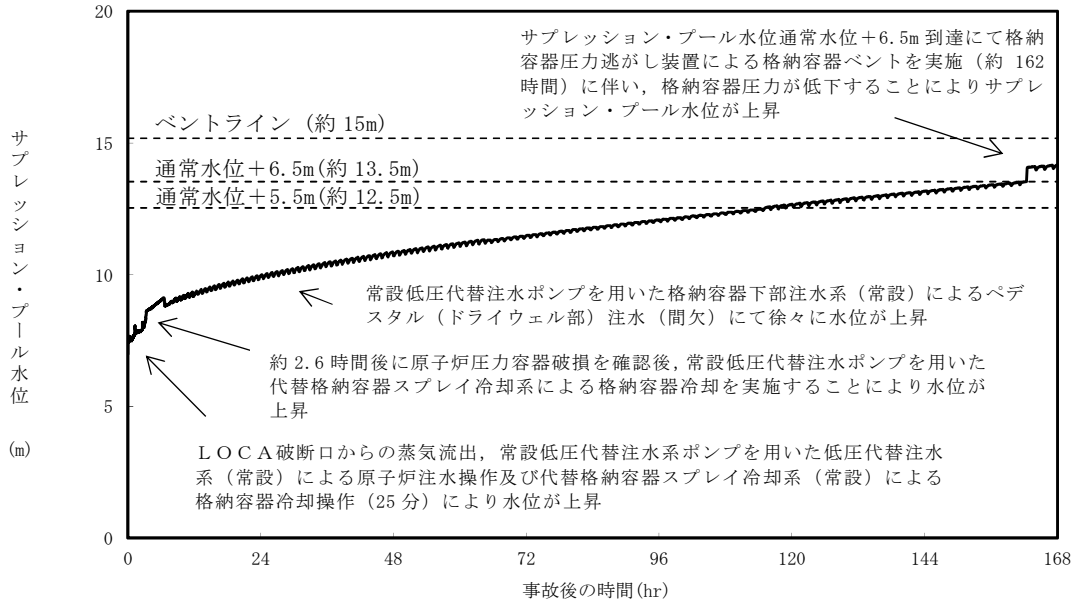
第4図　ペデスタル水位の推移



第 5 図　ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)



第 6 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)



第 7 図　サプレッション・プール水位の推移

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））

1. 水源に関する評価

① 淡水源（有効水量）

・代替淡水貯槽：約 4,300m^3

2. 水使用パターン

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

事象発生 25 分後，定格流量で代替淡水貯槽を水源とした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実施する。

代替循環冷却系による原子炉注水が開始される事象発生約 90 分後，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）による原子炉注水を停止する。

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）による格納容器スプレイ

事象発生 25 分後から炉心水位回復まで，代替淡水貯槽を水源とし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（常設）による格納容器スプレイを実施する。

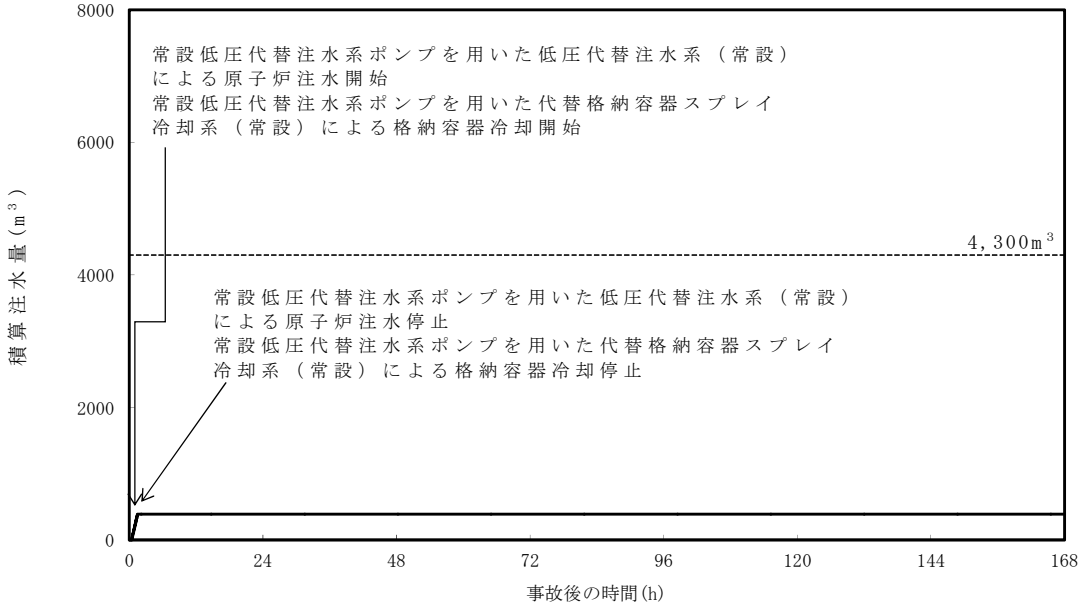
代替循環冷却系による格納容器スプレイが開始される事象発生約 90 分後に，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を停止する。

3.　時間評価

原子炉注水等によって，代替淡水貯槽の水量は減少する。

事象発生90分後までに代替循環冷却系による原子炉注水等を実施し，その後，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水等を停止するため，代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 400m^3 である。



第1図　外部水源による積算注水量

（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.　水源評価結果

時間評価の結果から，7日間の対応において合計約 400m^3 必要となるが，代替淡水貯槽に合計約 4,300m^3 の水を保有することから必要

水量を確保している。このため，安定して冷却を継続することが可能である。

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）
（代替循環冷却を使用する場合））

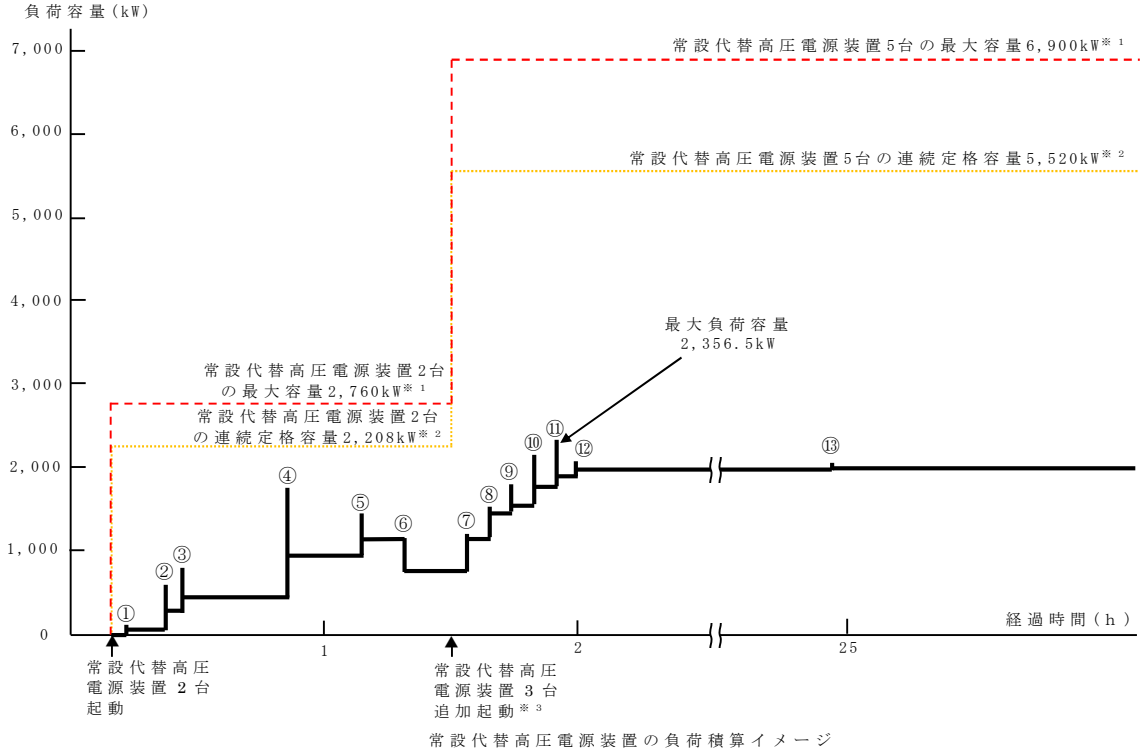
事象:保守的に全ての設備が,事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置　5 台起動 （燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定） 420.0L/h(燃料消費率)×168h（運転時間）×5 台（運転台数） ＝約 352.8kL	7 日間の軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり，7 日間対応可能
可搬型窒素供給装置　1 台起動 （格納容器への窒素供給） 110.0L/h(燃料消費率)×168h（運転時間）×1 台（運転台数） ＝約 18.5kL	7 日間の軽油消費量 約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり，7 日間対応可能

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））

主要負荷リスト　　【電源設備：常設代替高圧電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量（kW）	負荷起動時の最大負荷容量（kW）	定常時の連続運転負荷容量（kW）
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	 24.0 35.6	124.3	59.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	544.0	249.6
③	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	734.0	439.6
④	緊急用海水ポンプ その他	510.0 10.0	1,775.8	959.6
⑤	代替循環冷却系ポンプ	190.0	1,444.0	1,149.6
⑥	停止負荷 常設低圧代替注水系ポンプ2台	－380	—	769.6
⑦	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器盤２Ａ ・非常用照明 ・120V ＡＣ 計装用電源２Ａ ・その他負荷	 47.1 89.0 28.6 224.5	1,205.9	1,158.8
⑧	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器盤２Ｂ ・非常用照明 ・120V ＡＣ 計装用電源２Ｂ ・その他負荷	 35.9 71.2 102.1 103.9	1,495.8	1,471.9
⑨	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷	55.0 7.5 78.7 －54.3	1,776.4	1,558.8
⑩	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1 7.5 165.1	2,138.7	1,776.5
⑪	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 153.0	2,356.5	1,937.0
⑫	ほう酸水注入ポンプ	133.7	2,070.7	1,974.0
⑬	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0	2,053.5	1,996.0



常設代替高圧電源装置の負荷積算イメージ

※１：常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量（1,380kW×運転台数＝最大容量）
※２：常設代替高圧電源装置定格出力運転時の 80%の容量（1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量）
※３：非常用母線の負荷への給電に伴い，負荷容量が増加するため，常設代替高圧電源装置を３台追加起動する

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

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

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

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。

l．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ｐＨ制御装置による薬液注入操作

サプレッション・プールｐＨ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ｐＨ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。

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ＬＯＣＡ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，ジルコニウムー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 230m^3／h（一定）を用いるものとし，原子炉水位Ｌ０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，130m^3／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Ｌ０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Ｌ０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Ｌ０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^{-4}TBq（30 日間）及び 1.4×10^{-4}TBq（100 日間）であり，原子炉建屋から大気中へのＣｓ－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，運転員等操作時間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

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－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ＳＡＦＥＲの評価結果との比較により，水位低下幅は解析コードＭＡＡＰの評価結果の方が保守的であり，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（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。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，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ 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，Ｅｘｃｅｓｓｉｖｅ 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Ｌ０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。

（添付資料3.1.3.7，3.1.3.8）

(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 5,490m^3の水が必要と

なる。水源として，代替淡水貯槽に約 4,300m^3，北側淡水池に約 2,500m^{3}及び高所淡水池に約 2,500m^{3}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能である。

（添付資料 3.1.3.11）

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）

操作及び確認	手順	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，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。	－	－	－

【　】：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 3.1.3-1 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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
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	・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。 ・緊急用母線の受電を確認後，原子炉冷却材浄化系吸込み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レベル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た必要注水時間の原子炉注水を実施する。	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	－	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

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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	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	－	－
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）

【　】：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 3.1.3-1 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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
サプレッション・プールｐＨ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）

：有効性評価上考慮しない操作

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
初期条件	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
	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
	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℃	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
初期条件	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℃	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℃	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

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）

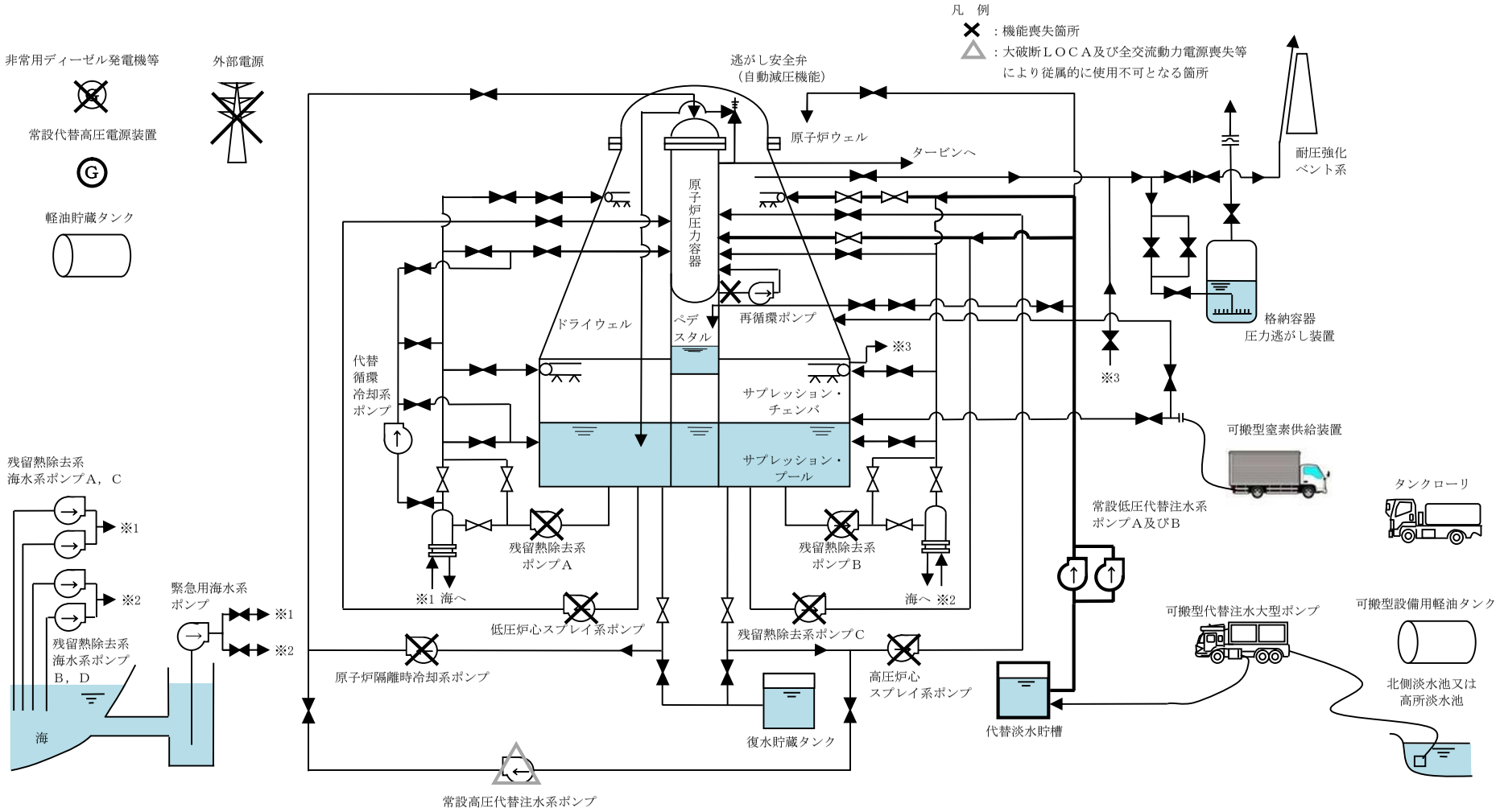
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断ＬＯＣＡ 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として，原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち，口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 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）（4／5）

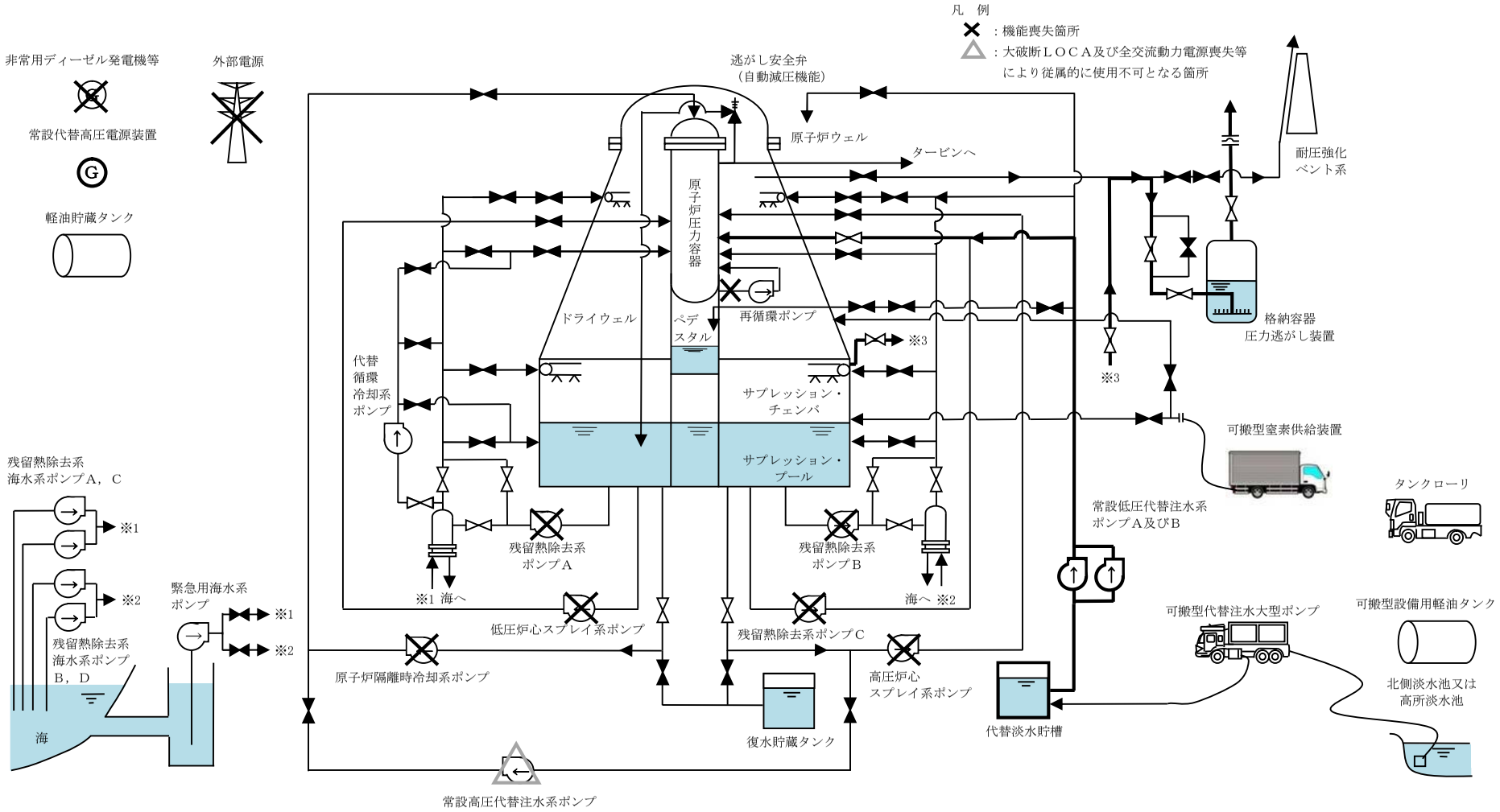
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	原子炉水位低下を厳しくする観点で，外部電源喪失に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず，原子炉水位低（レベル３）信号による原子炉スクラムを設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として，原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル２）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず，事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	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

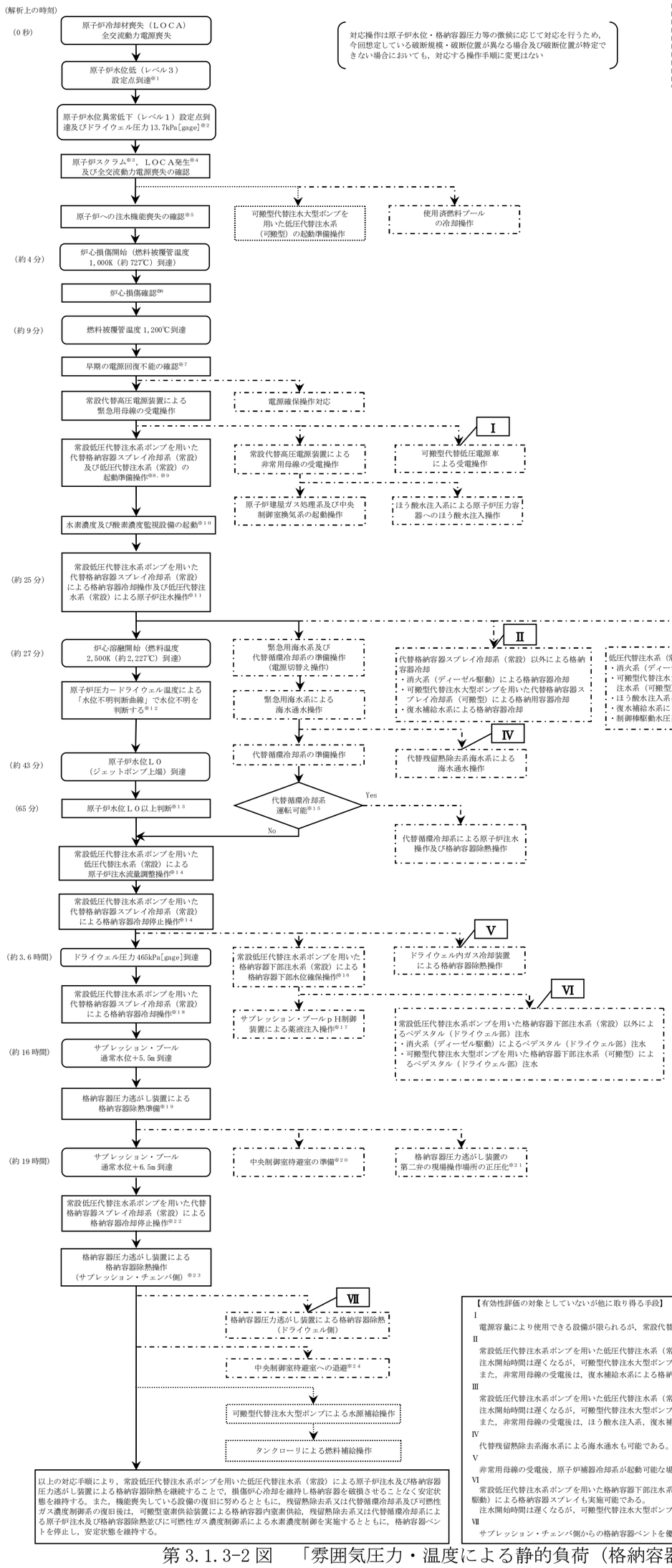
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa[gage]到達時	運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定
	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）



※1：外部電源喪失に伴い，原子炉スクラム，主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプ停止となるが，解析上は原子炉水位低（レベル３）設定点到達にて原子炉スクラム信号が発信するものとする。主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプ停止については，外部電源喪失時とする。

※2：原子炉水位異常低下（レベル１）設定点及びドライウェル圧力13.7kPa[gage]到達により，床ドレン制限弁，機器ドレン制限弁及び原子炉補機冷却水制限弁が自動閉止することを確認する。

※3：原子炉スクラムは，中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。

※4：ＬＯＣＡ発生は，以下により判断する。
・格納容器圧力が13.7kPa[gage]に到達

※5：非常用炉心冷却系の機能喪失により原子炉への注水機能が喪失する。

※6：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。格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）及び（Ｓ／Ｃ）による炉心損傷発生の判断ができない場合は，原子炉圧力容器温度により判断する。

※7：外部電源の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。

※8：原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作を実施する。

※9：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）の起動準備操作は，以下により判断する。
・ＬＯＣＡ発生の確認
・炉心損傷確認

※10：炉心損傷を確認した場合，水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し，他のパラメータ同様，格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続して監視する。

※11：格納容器スプレイ流量は130m^3／ｈとし，原子炉注水流量は230m^3／ｈとする。なお，原子炉注水に伴い炉心部における蒸気発生により格納容器温度が上昇することを考慮し，格納容器スプレイを優先する。

※12：原子炉水位不明は，以下の場合に判断する。
・原子炉水位計の電源が喪失した場合
・原子炉水位計のばらつきが大きく燃料有効長頂部以上であることが判断できない場合
・ドライウェル雰囲気温度と原子炉圧力の関係が原子炉水位不明領域に入った場合

※13：原子炉水位ＬＯ以上（水位不明判断時は原子炉水ＬＯ以上まで冠水させるために必要な水量を注水した場合）により，損傷炉心冷却成功を判断する。

※14：原子炉水位ＬＯ以上の判断後，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，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。

※15：残留熱除去系熱交換器への海水通水並びに代替循環冷却系の系統構成及び起動が問題なく行われたことをもって，代替循環冷却系の運転可能を判断する。

※16：ペデスタル（ドライウェル部）内床ドレンサンプの1m 水位維持機能を使用した追加注水により水位を確保する。
水位確保操作は，非常用母線からの負荷切替え操作，注水開始操作，水位上昇及び注水停止操作を考慮した時間（約19分）で実施する。その後，サプレッション・チェンバへの排水により水位が約1mとなった時点で，床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁は自動閉止する。

※17：サプレッション・プールｐＨ制御装置（自主対策設備）による薬液注入操作は格納容器下部水位確保後から実施する。

※18：格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合に実施し，これ以降は，格納容器圧力を 400kPa[gage]から 465kPa[gage]の範囲に維持する。なお，実手順としては，多数回の格納容器スプレイ弁の開閉による当該弁の故障のリスク回避等の観点から，可能な限り上記の圧力範囲内で格納容器圧力を維持するよう格納容器スプレイ流量を調整する運用とする。

※19：サプレッション・プール水位が通常水位＋5.5m に到達した場合は，格納容器ベント準備のため，中央制御室にて機器ランプ表示により系統構成を確認するとともに，格納容器圧力逃がし装置の第一弁を全開とする。第一弁の開操作は，「サプレッション・チェンバ側」を優先して実施し，中央制御室からの遠隔操作及び現場での手動操作に失敗した場合は，「ドライウェル側」の開操作を実施する。

※20：中央制御室待避室の準備操作は，以下を実施する。
・中央制御室待避室内の正圧化準備操作
・可搬照明の設置
・データ表示装置（待避室）の起動操作
・衛星電話の設置
なお，中央制御室退避室内の正圧化は，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.4m に到達することにより開始する。

※21 格納容器圧力逃がし装置の第二弁の現場操作場所への移動完了後，正圧化を実施する。

※22：サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達することにより判断する。

※23：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操作を実施後，本操作を実施する。

※24：格納容器ベント操作実施後，発電長，運転員Ａ及び運転員Ｂは，中央制御室待避室へ退避する。その後，中央制御室待避室外の雰囲気線量率が低下したことを確認し，中央制御室待避室から退室する。

以上の対応手順により，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）による原子炉注水及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を継続することで，損傷炉心冷却を維持し格納容器を破損させることなく安定状態を維持する。また，機能喪失している設備の復旧に努めるとともに，残留熱除去系又は代替循環冷却系及び可燃性ガス濃度制御系の復旧後は，可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給，残留熱除去系又は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燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御を実施するとともに，格納容器ベントを停止し，安定状態を維持する。

【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】

Ⅰ
電源容量により使用できる設備が限られるが，常設代替高圧電源装置が使用できない場合は可搬型代替低圧電源車により P/C を受電する。

Ⅱ
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）による格納容器冷却も実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが，可搬型代替注水大型ポ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
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ポンプ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。

Ⅵ
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）による格納容器スプレイも実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが，可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）注水も実施可能である。

Ⅶ
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3.1.3-2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しない場合）

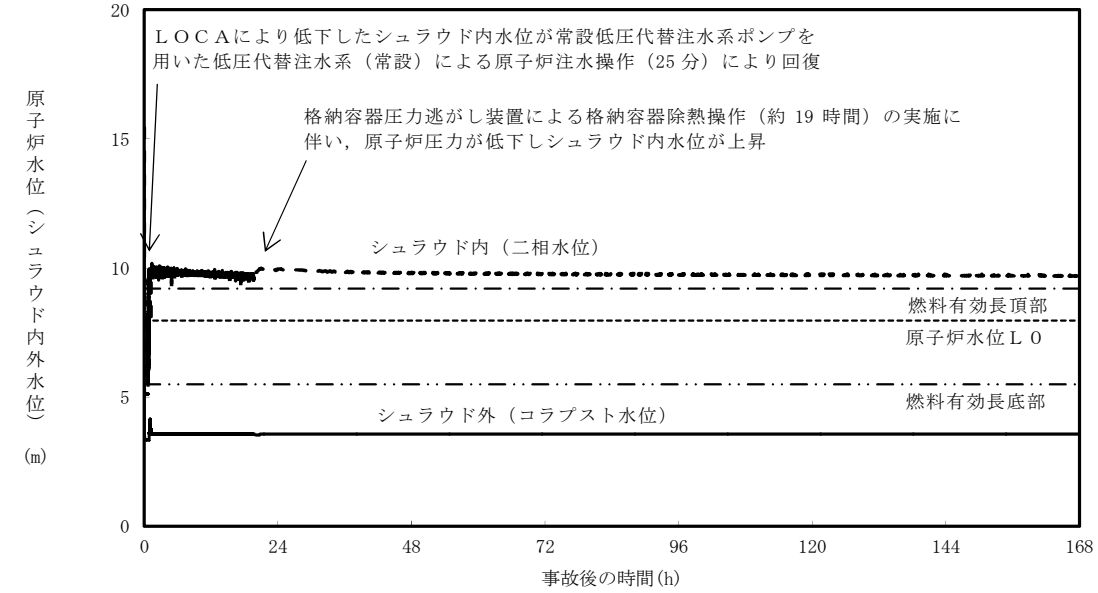
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）

操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後に移動してきた要員				操作の内容	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150	備考
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮			
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐			
	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			
	運転員 （中央制御室）	運転員 （現場）		重大事故等対応要員 （現場）			
						▽事象発生 ▽原子炉スクラム ▽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 ▽プラント状況判断 ▽25 分 格納容器冷却及び原子炉注水開始 ▽約 27 分 炉心溶融開始（燃料温度 2,500K 到達） ▽65 分 原子炉水位レベル 0 以上判断 ▽2 時間 原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動	
状況判断	2 人 A, B	－	－	●原子炉スクラム確認 ●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 ●原子炉水位異常低下（レベル１）設定点到達の確認 ●炉心損傷確認	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		
	【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	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系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備操作	【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		
	【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）による原子炉注水　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	－	－	●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 ●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	6 分	原子炉注水及び格納容器冷却開始後，適宜状態監視 6 分 流量調整後（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の調整操作	4 分 15 分	水位調整後，適宜状態監視	解析上考慮しない
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，格納容器内酸素及水素濃度の監視	解析上考慮しない
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常用母線の受電準備操作	【1 人】 B	－	－	●非常用母線の受電準備	35 分		解析上考慮しない
	－	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		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監視	2 分	ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視	解析上考慮しない

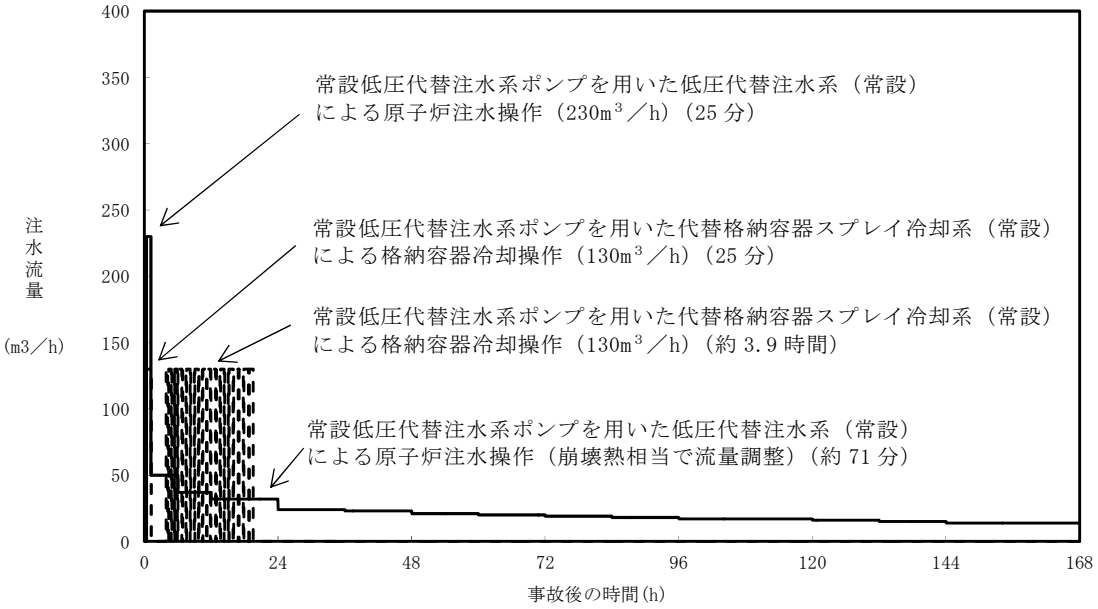
第 3.1.3-3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用しない場合）（1／2）

操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後に移動してきた要員 責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮	操作の内容	経過時間（時間） 4 8 12 16 20 24 28 40 44 46 50	備考
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐			
	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			
	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	▽約 3.9 時間　格納容器圧力 465kPa[gage]到達 ▽約 16 時間　サプレッション・プール水位 通常水位＋5.5m 到達 ▽約 19 時間　サプレッション・プール水位 通常水位＋6.5m 到達 ▽約 42.5 時間　代替淡水貯槽残量 1000m³到達 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	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱準備	【1人】 A	－		－	●格納容器ベント準備（系統構成）	5 分	
	－	【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	解析上考慮しない
	1人 副発電長	【3人】 C, D, E			●緊急時対策所への退避	35 分	第一弁操作完了後緊急時対策所に退避する
	－	－		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	
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）	【1人】 B	－		－	●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	
					●格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作	2 分	
					●ベント状態監視	格納容器ベント実施後，適宜状態監視	
	－	－		【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	10 分	サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.4mに到達時に待避室の加圧操作を行う。
					●現場手動による格納容器ベント操作	30 分	
					●格納容器フィルタベント系第二弁の現場操作場所への退避	180 分	
					●緊急時対策所への帰還	45 分	
	【1人】 B	－		－	●中央制御室待避室内の正圧化操作	5 分	サプレッション・プール水位指示値が通常水位＋6.4mに到達時に待避室の加圧操作を行う。
	1人＋【2人】 発電長, A, B	－		－	●中央制御室待避室内への退避	300 分	
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 B	－		－	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	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	解析上考慮しない 25時間までに実施する
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）による原子炉注水準備	－	－		10人 c～l	●可搬型代替注水大型ポンプ準備，ホース敷設等	170 分	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
可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給操作	－	－		【8人】 e～l	●可搬型代替注水大型ポンプ準備，ホース敷設等	220 分	
	－	－		【2人】 c, d	●ポンプ起動及び水源補給操作	適宜実施	水源枯渇までは十分余裕がある。
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ーへの補給	90 分	
					●可搬型代替注水大型ポンプへの給油	適宜実施	タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
	2人 A, B	3人 C, D, E		12人 a～l 及び招集5人			

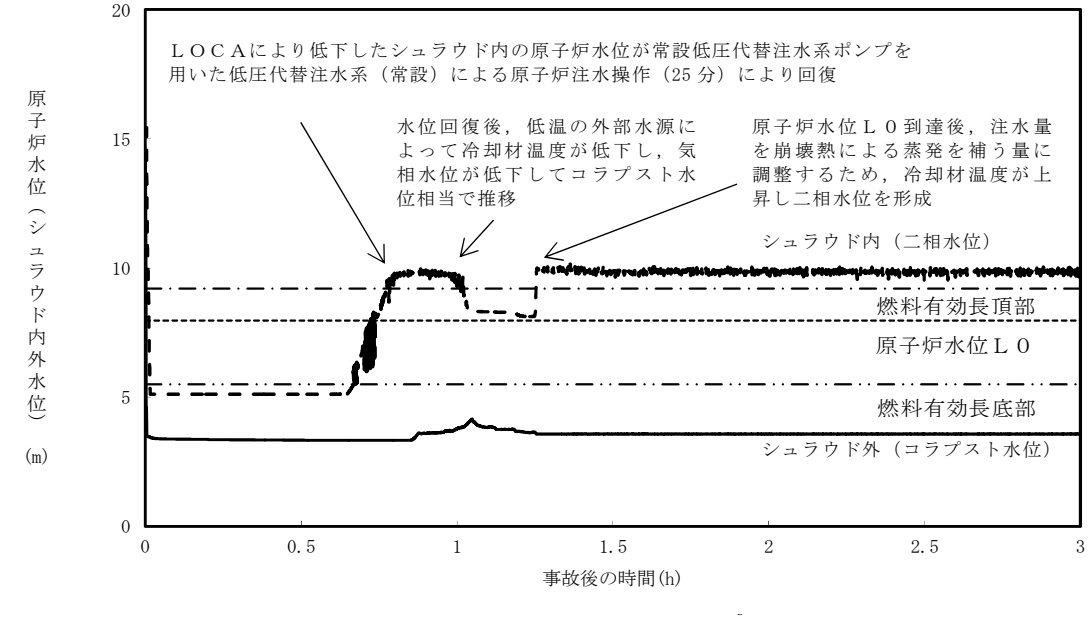
第 3.1.3-3 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の作業と所要時間（代替循環冷却系を使用しない場合）（2／2）



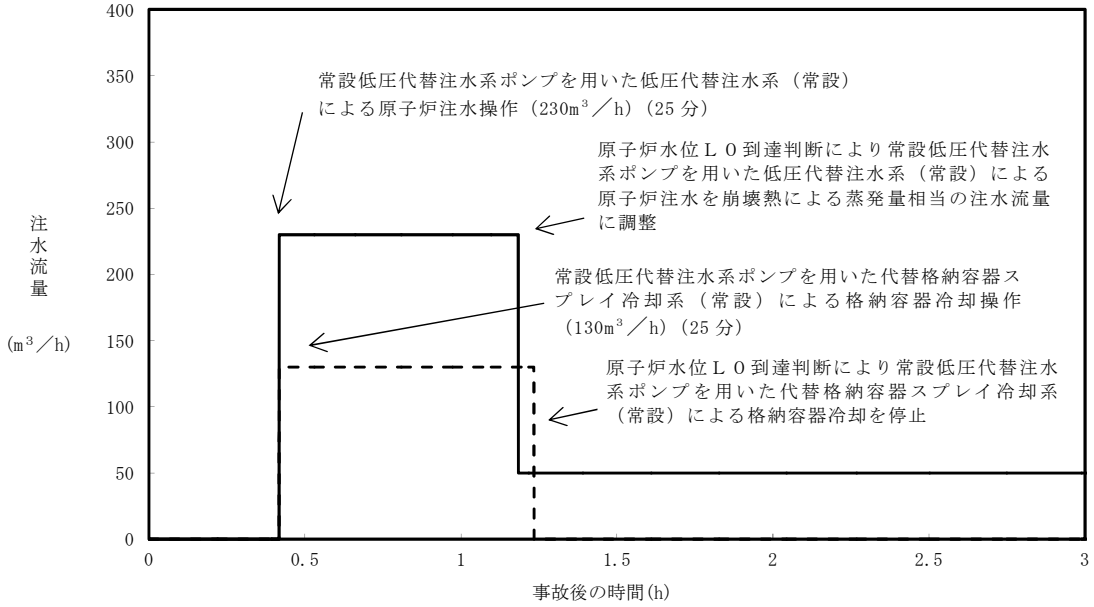
第 3.1.3-4 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



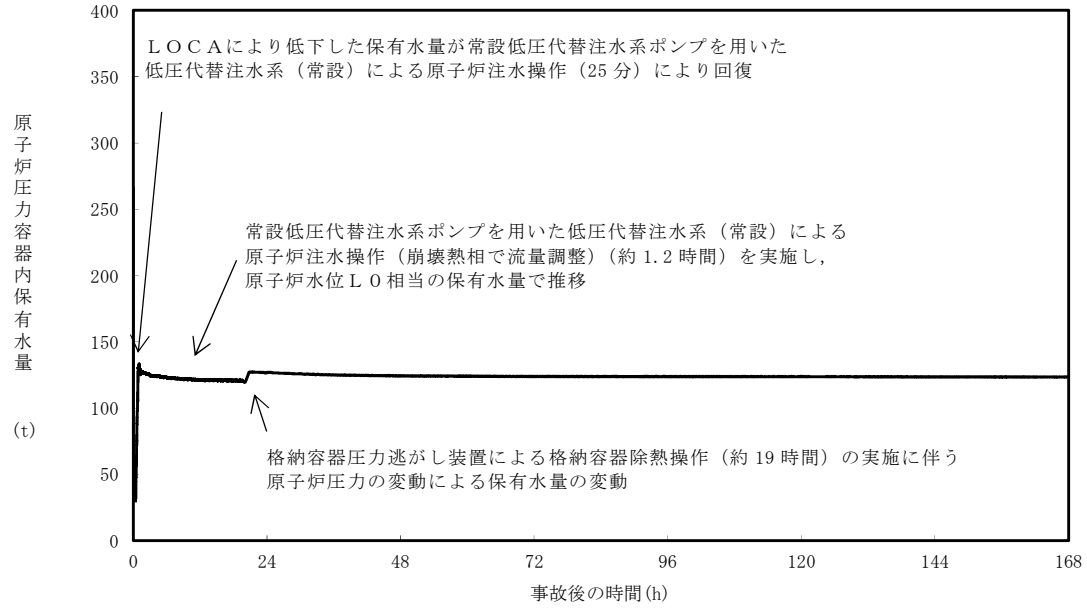
第 3.1.3-5 図　注水流量の推移



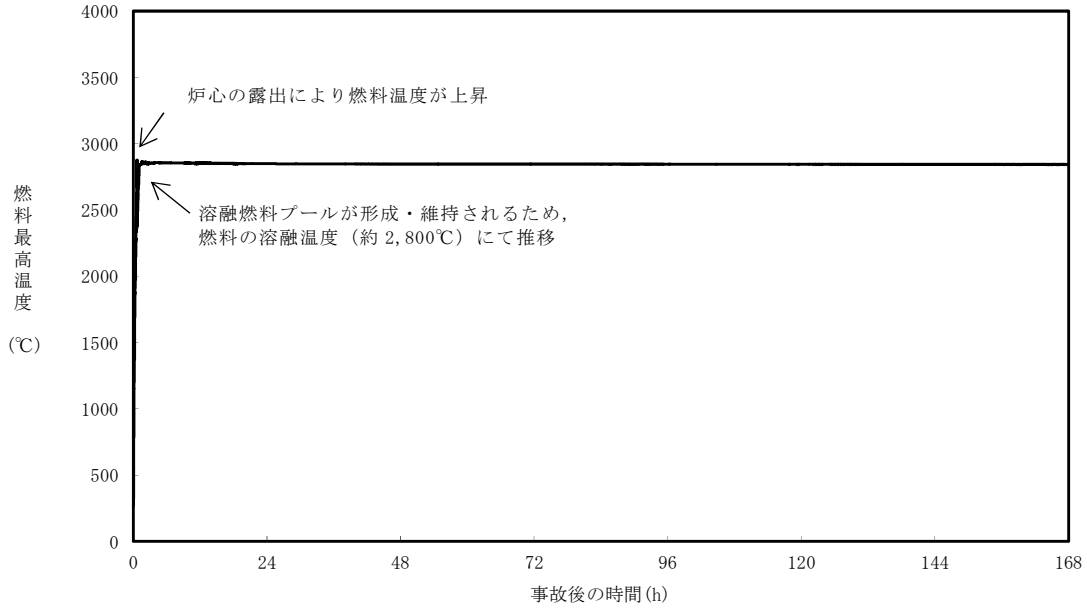
第 3.1.3-6 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移（短期挙動）



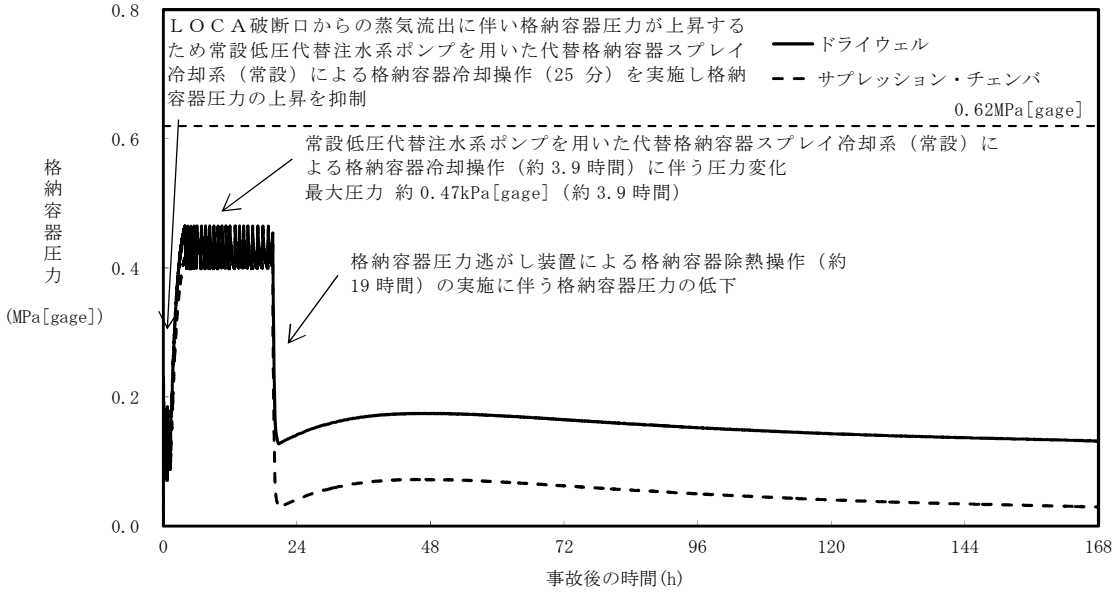
第 3.1.3-7 図　注水流量の推移（短期挙動）



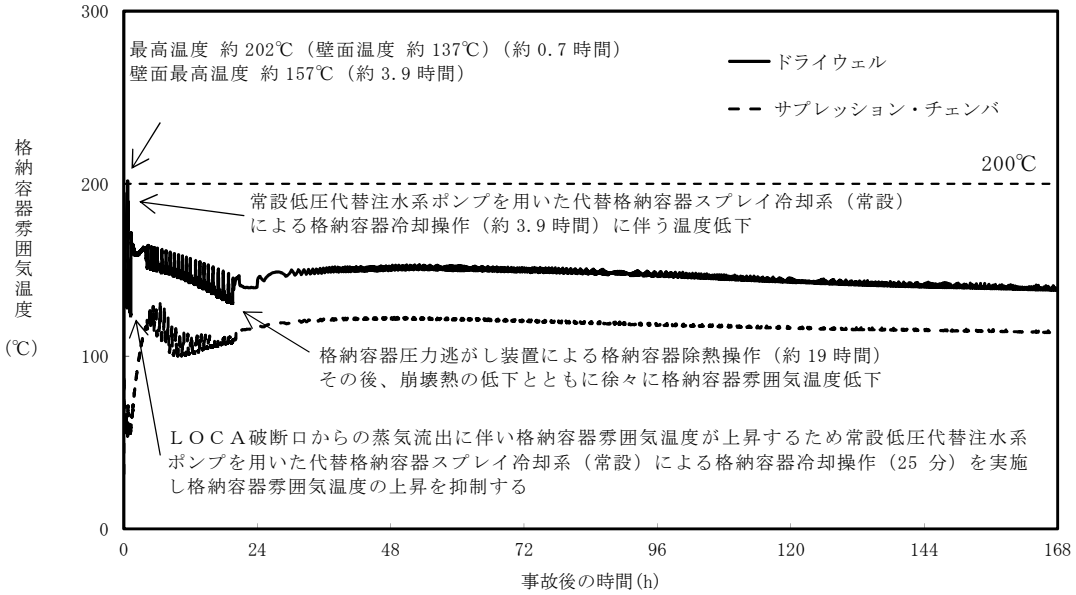
第 3.1.3-8 図　原子炉圧力容器内の保有水量の推移



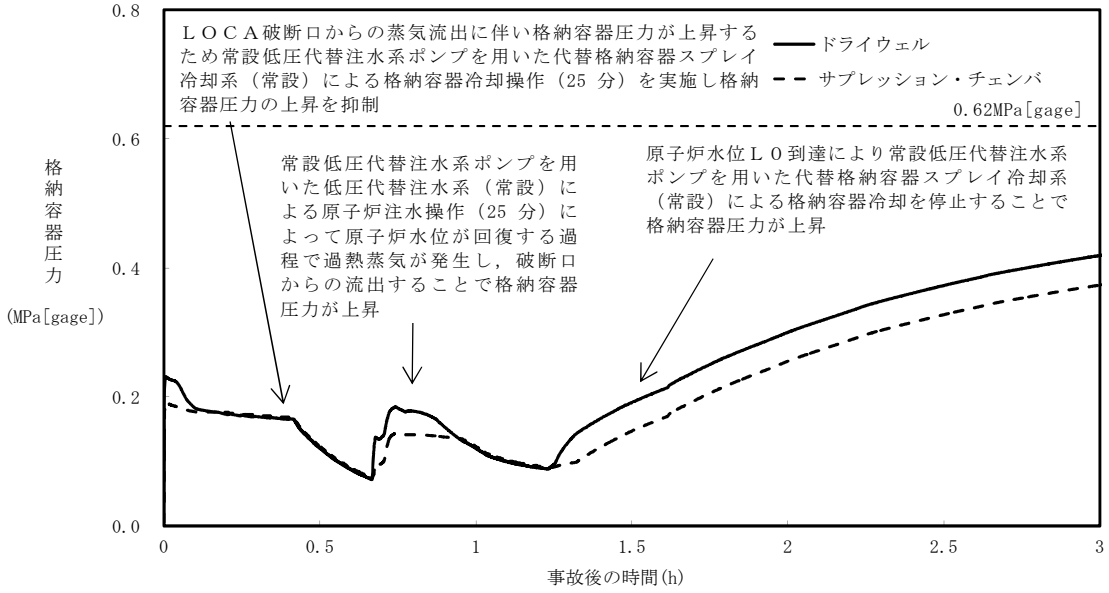
第 3.1.3-9 図　燃料最高温度の推移



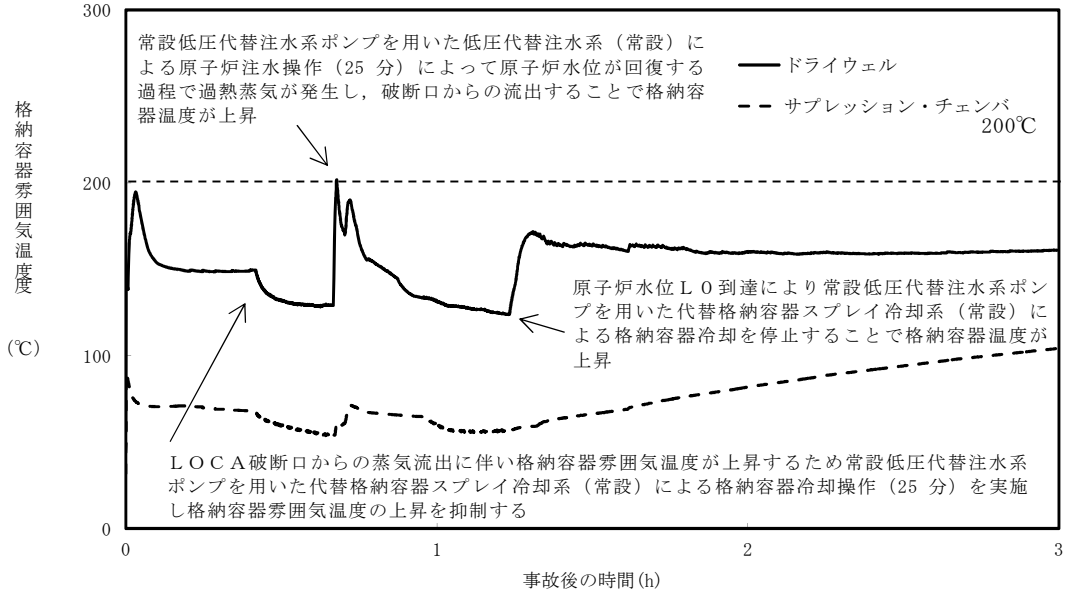
第 3.1.3-10 図　格納容器圧力の推移



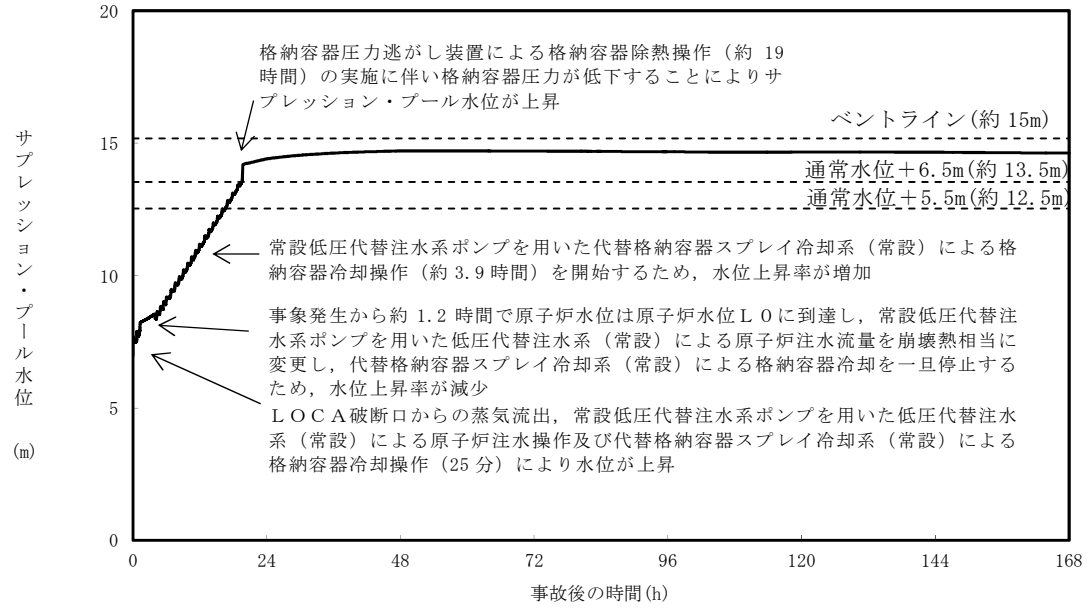
第 3.1.3-11 図　格納容器雰囲気温度の推移



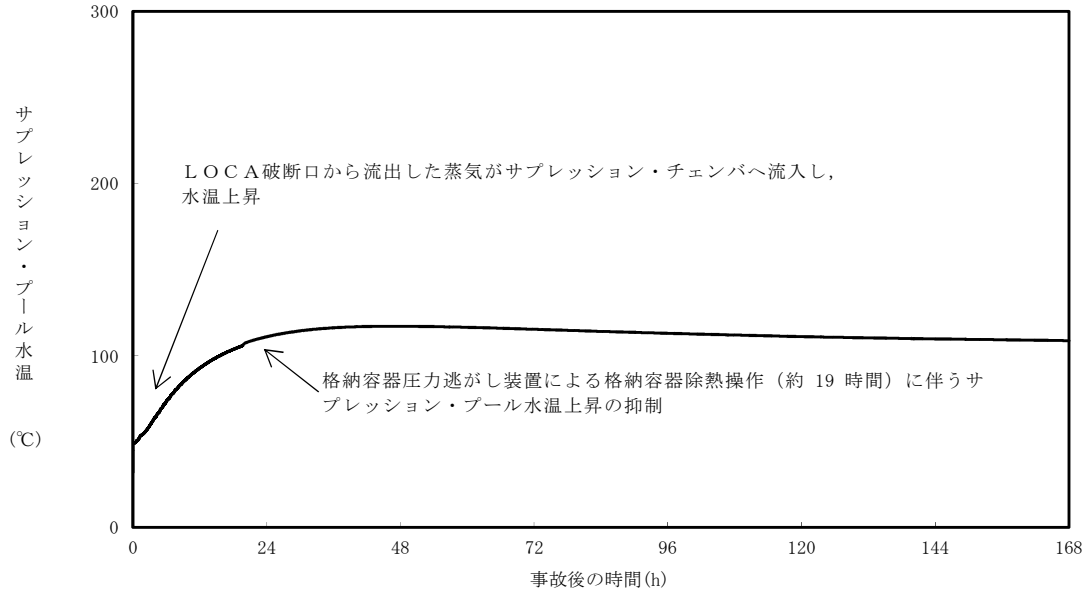
第 3.1.3-12 図　格納容器圧力の推移（短期挙動）



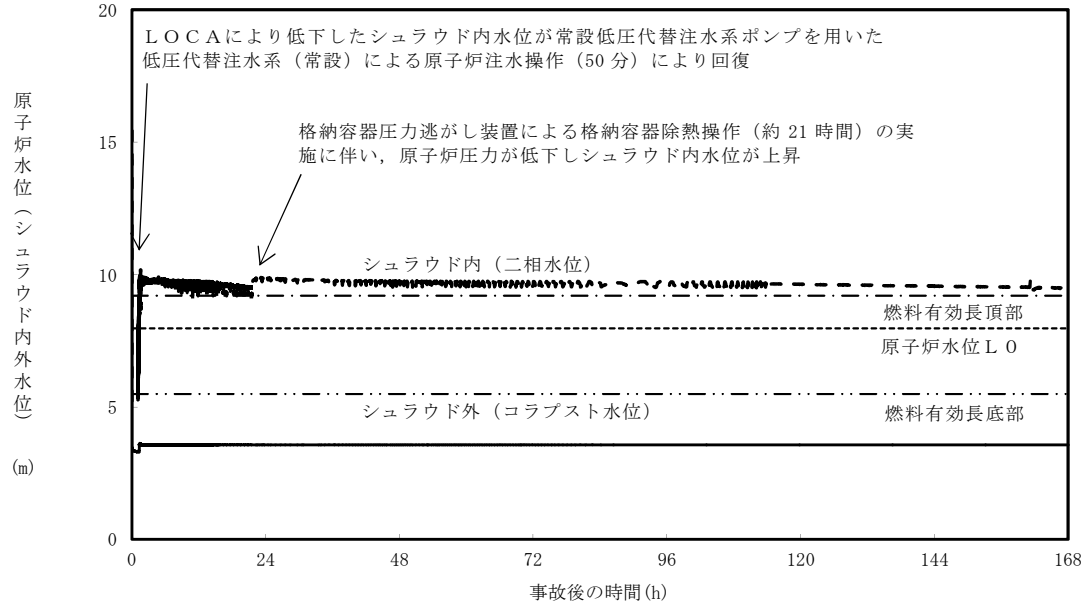
第 3.1.3-13 図　格納容器雰囲気温度の推移（短期挙動）



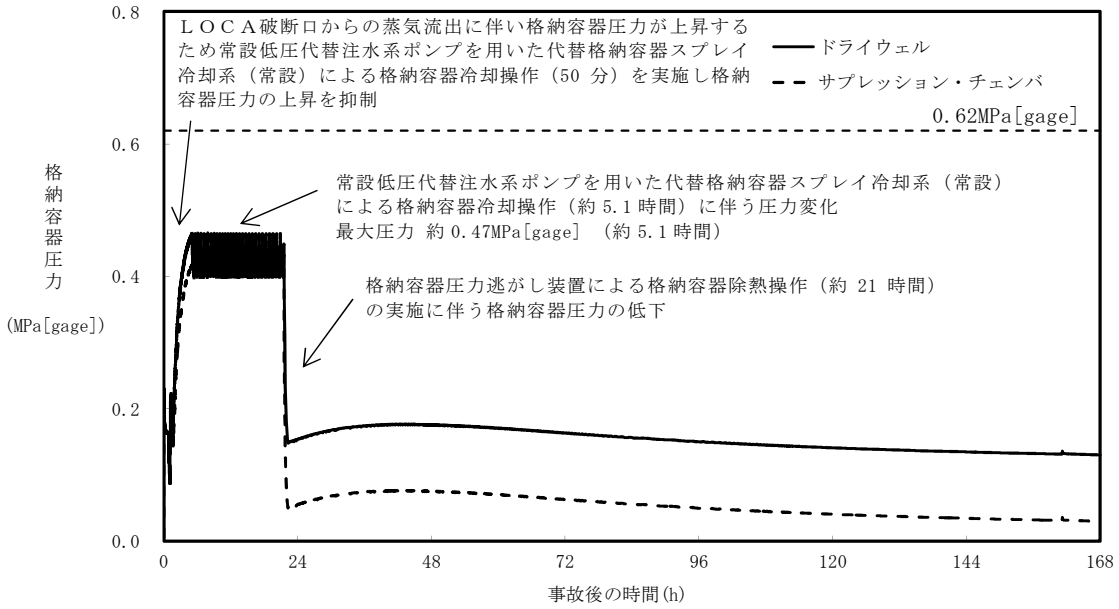
第 3.1.3-14 図　サプレッション・プール水位の推移



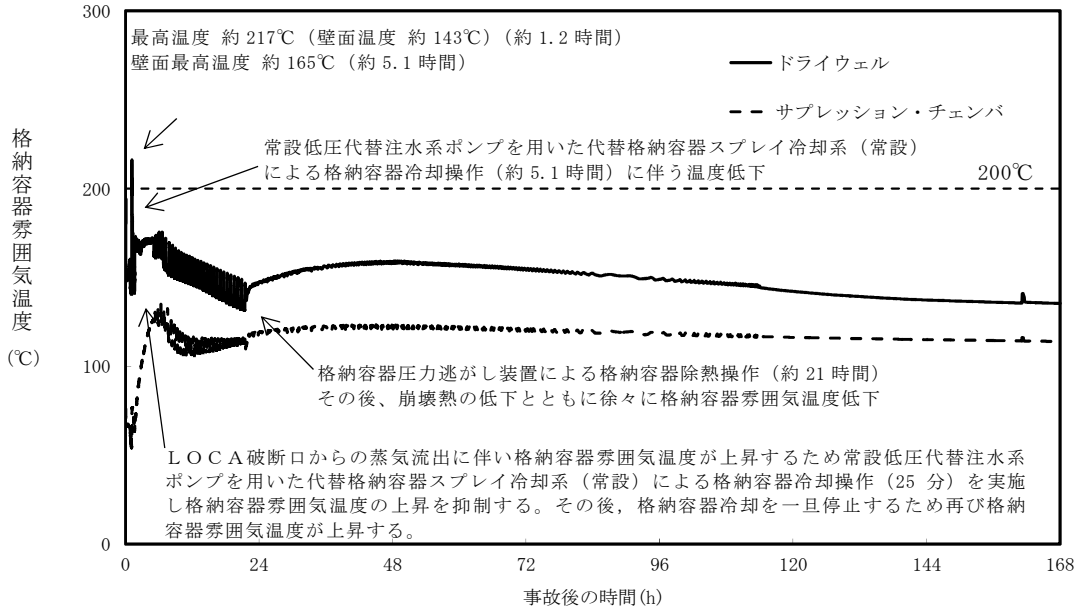
第 3.1.3-15 図　サプレッション・プール水温の推移



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

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

1. 炉心損傷の判断基準

1.1 炉心損傷の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては，注水機能喪失により原子炉水位が燃料有効長頂部（以下「ＴＡＦ」という。）以上に維持できない場合において，原子炉水位が低下し，炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

炉心損傷の判断基準は非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）において，原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がＴＡＦ未満となった場合，格納容器雰囲気放射線モニタを用いてドライウェル及びサプレッション・チェンバ内のγ線線量率の状況を確認し，第1図に示す設計基準事故における原子炉冷却材喪失※1時の追加放出量（以下「追加放出量」という。）に相当する指示値の10倍以上となった場合を，炉心損傷の判断としている。炉心損傷により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物（ＦＰ）が，逃がし安全弁等を介して格納容器内に流入する事象進展を踏ふまえて，格納容器内のγ線線量率の値の上昇を，運転操作における炉心損傷の判断及び炉心損傷の進展割合の推定に用いる。

※１　設計基準事故の中で格納容器内の核分裂生成物の存在量が最大となる事象

また，格納容器内雰囲気放射線モニタが使用不能の場合は，原子炉圧力容器表面温度（下鏡部）300℃以上を炉心損傷判断基準として手順に追加する方針である。原子炉圧力容器内表面温度（下鏡部）は，炉心が冠水している場合には，逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大8.31MPa[gage]）における飽和温度約298℃を超えることなく，300℃以上にはならない。一方，炉心が冠水していない場合には過熱蒸気雰囲気となり，温度は飽和温度を超えて

上昇するため，300℃以上になると考えられる。上記より，炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお，炉心損傷判断は格納容器内雰囲気放射線モニタが使用可能な場合には，当該計装設備にて判断を行う。

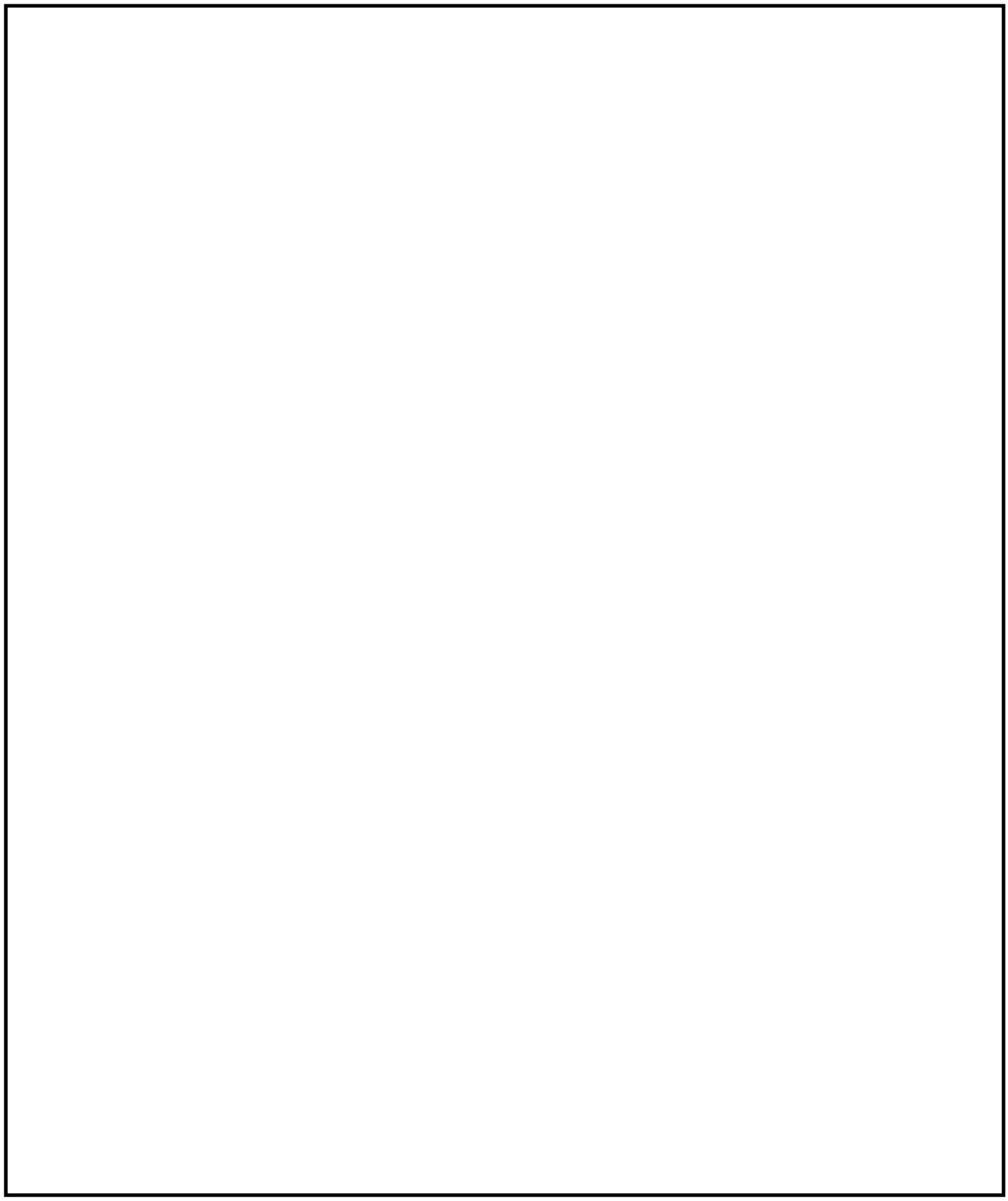
1.2　炉心損傷の判断基準の根拠について

追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが燃料から放出される状態は，多くの燃料が損傷していることを示唆していると考えられ，炉心損傷と判断することは，以下の理由から妥当と考えている。

①　東海第二発電所では，設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では，燃料棒の破裂は発生していない。そのため，多くの燃料に破損が生じている状態は，設計基準事故を大きく超える状態と判断されること。

②　炉心冷却が不十分な事象において，格納容器雰囲気モニタのγ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には，その後，ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また，これは，大量のＦＰが格納容器内に放出されたことを意味しており，これ以降，格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第 1 図）。

③　追加放出量の 10 倍のＦＰが放出された時点では，有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下，酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが，上記②のとおり，炉心冷却が不十分な事象において，追加放出量の 10 倍に相当するＦＰが放出された以降の事象進展は非常に早く，有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。



第１図　炉心損傷判定図及びＴＱＵＶにおける格納容器雰囲気のγ線線量率

1.3　格納容器雰囲気放射線モニタについて

格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率の測定レンジは，10^{-2}～10^{5}Sv／h であり，この測定レンジにおいて「設計基準事故における燃料からの追加放出による放射線量率」,「炉心損傷の判断目安(追加放出量相当の 10 倍)」並びに「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」の評価事故シーケンスにおける最大放射線量率を測定可能である（第 1 表参照)。

格納容器雰囲気放射線モニタは連続計測しており，計器の指示値は換算不要で第 1 図の炉心損傷の判断目安と対比可能であるため，指示値が上昇すればすぐに炉心損傷を判断可能と考える。格納容器雰囲気放射線モニタの検出器は，ドライウェル内の対角位置に 2 カ所，サプレッション・チェンバ内の雰囲気の対角位置に 2 カ所の合計 4 カ所に設置している。炉心損傷後のＦＰの原子炉圧力容器内から格納容器への移行は，大破断ＬＯＣＡ等の直接ドライウェル側に放出される場合と，原子炉圧力容器が健全で逃がし安全弁を介してサプレッション・チェンバ側に放出される場合があるが，いずれの場合においても，格納容器雰囲気放射線モニタにて炉心損傷に伴うγ線線量率の上昇を測定可能である。

また，炉心の損傷割合と燃料被覆管から放出される希ガス等の放出割合は比例すると仮定し，手順では原子炉停止後の経過時間とγ線線量率により炉心損傷の進展割合を推定することとしている。

第１表　事故時の放射線量と炉心損傷判断の関係

項　目	放射線量	計器	炉心損傷の判断
設計基準事故の追加放出	10^{-1}～10^{1}Sv／h 未満 （原子炉停止後の経過時間が，0.1 時間後から 100 時間後の値）	格納容器雰囲気放射線モニタ※	無
炉心損傷の判断目安 （設計基準事故の追加放出量相当 10 倍）	10^{1}～10^{2}Sv／h 程度 （原子炉停止後の経過時間が，0.1 時間後から 100 時間後の値）	格納容器雰囲気放射線モニタ※	有
【参考】 審査ガイドによる制限	敷地境界での実効線量を評価し，周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと （発生事故当たり概ね 5mSv 以下）	－	－
【参考】 格納容器雰囲気放射線モニタ使用不可時の炉心損傷判断の基準	300℃以上	原子炉圧力容器温度（下鏡部）	有
「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」の評価事故シーケンスにおける最大放射線量率 （早期に炉心損傷した方が核分裂生成物の減衰が少なく放射線量率は高くなる傾向にあり，重大事故の中でも早期に炉心損傷する例）	10^{4}Sv／h 程度 （事故時の最大値）	格納容器雰囲気放射線モニタ※	有

※格納容器雰囲気放射線モニタ計測レンジ（計器の仕様）：10^{-2}～10^{5}Sv／h

2.　炉心損傷判断前後における運転操作の差異

2.1　原子炉圧力容器への注水について

ＢＷＲの場合，炉心損傷判断後においても，炉心損傷前と同様に原子炉注水を実施するマネジメントを実施する。原子炉注水により，炉心損傷前であれば，冷却による炉心損傷の発生防止が図られ，また，炉心損傷後であれば，冷却による炉心損傷の進展の抑制及び原子炉圧力容器の破損防止が図られる。

2.2　格納容器ベント及び格納容器スプレイについて

格納容器ベント及び格納容器スプレイについては，炉心損傷を判断基準に運転操作を変更する（第 2 表）。

格納容器ベントについて，炉心損傷前の実施判断基準である 1Pd（格納容器最高使用圧力 310kPa[gage]）到達に対し，炉心損傷後はサプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m 到達により格納容器スプレイを停止した時点に変更となり，格納容器ベントのタイミングは 2Pd（最高使用圧力の 2 倍（620kPa[gage]））到達前となる。炉心損傷前は環境へ放出される核分裂生成物の放出量が低く，格納容器の健全性を確保することを目的に設計上の最高使用圧力（1Pd）を実施基準としているが，炉心損傷後は，燃料に何らかの破損が生じ，設計基準事故の追加放出量相当を超えるＦＰが格納容器内に移行している可能性が高く，より長く格納容器内でＦＰを保持した方が減衰により環境へ放出する放射能量を低減できることから， 2Pd 到達前を実施基準としている。

また，格納容器ベントの判断基準が変わることで，格納容器スプレイの判断基準も変更となる。原子炉スクラム後における，炉心損傷の前後の格納容器ベント及び格納容器スプレイの実施基準の差異を第 2 表に示す。

第2表　炉心損傷判断前後における格納容器スプレイ及び格納容器ベントの実施基準の差異

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	（圧力基準） 格納容器の健全性を維持し，格納容器からの放射性物質の漏えいを可能な限り抑えるために格納容器の最高使用圧力（310kPa[gage]）以下で制御することを目的に，格納容器圧力が設計圧力（279kPa[gage]）に到達した時点で開始する。	（圧力基準） 炉心損傷後の格納容器スプレイは，格納容器の最高使用圧力の2倍（620kPa[gage]）未満に制御することを目的に，格納容器圧力が465kPa[gage]（1.5Pd）に到達した時点で開始する。
	（温度基準） 格納容器最高使用温度は，ドライウェル171℃，サプレッション・チェンバ104℃であり，雰囲気温度がこれらの温度に到達する前に，格納容器スプレイを行う。	（温度基準） 評価項目である200℃に至らないように，ドライウェル又はサプレッション・チェンバの雰囲気温度が171℃以上になった場合に，格納容器スプレイを行う。
格納容器ベント	格納容器圧力が上昇し，格納容器最高使用圧力の310kPa[gage]に到達する場合には，格納容器の健全性を維持するために，サプレッション・チェンバからのベントを優先として格納容器圧力逃がし装置等により格納容器ベントを行う。	サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m到達により格納容器スプレイを停止した時点で，格納容器の過圧による破損を防止することを目的に，サプレッション・チェンバからのベントを優先として格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを行う。

3. ＭＡＡＰ解析における炉心損傷判定値と運転操作における炉心損傷判定基準について

有効性評価のＭＡＡＰ解析においては，炉心損傷の解析上の判定基準を，有効性評価の評価項目(「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえた要件）の燃料被覆管最高温度 1,200℃（約 1,473K）よりも低い，1,000K（約 727℃）と設定している。

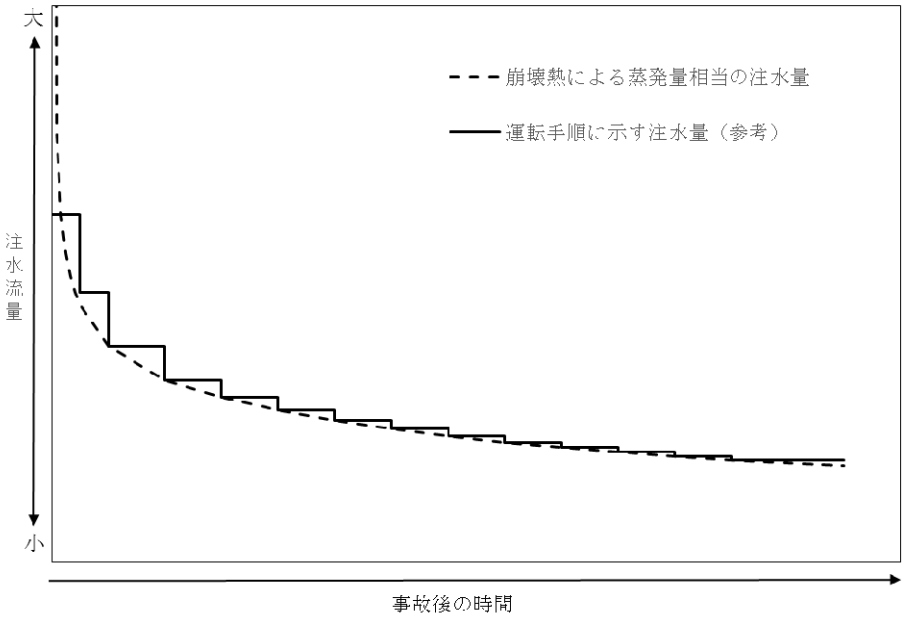
この 1,000K は，PHEBUS-FPT0 実験で，燃料被覆管温度が約 1,000K に達したときにＦＰの放出が開始されたことを踏まえて設定されたものであり，ＭＡＡＰ解析上の判定基準である。

一方，実際の運転操作においては，炉心損傷の状況を直接的に監視可能な計装設備は原子炉内に設置されておらず，このため，燃料の損傷により放出される希ガス等のγ線線量率の上昇を格納容器雰囲気放射線モニタによって監視し，運転操作における炉心損傷の判断に用いている。上記より，ＭＡＡＰ解析上の炉心損傷の判定基準である 1,000K(約 727℃)は，その後の運転操作に影響を与えるものではない。

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　崩壊熱による蒸発量相当の注水量（手順書の例）

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

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）におけるＣｓ-137 の放出量評価に当たっては，「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」の放出量をそれぞれ評価し，評価結果を合計することで算出している。本資料では，「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」の放出量評価について示す（「原子炉建屋から大気中へ漏えいするＣｓ－137」の放出量評価は，添付資料 3.1.3.4 参照）。なお，「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」の放出量評価では，格納容器から原子炉建屋への漏えいがないものとして評価した方が，漏えいがある場合と比べて，格納容器から格納容器圧力逃がし装置への移行量が増加（大気中への放出量も増加）するため，保守的に漏えいはないものとして評価した。

1. 評価条件

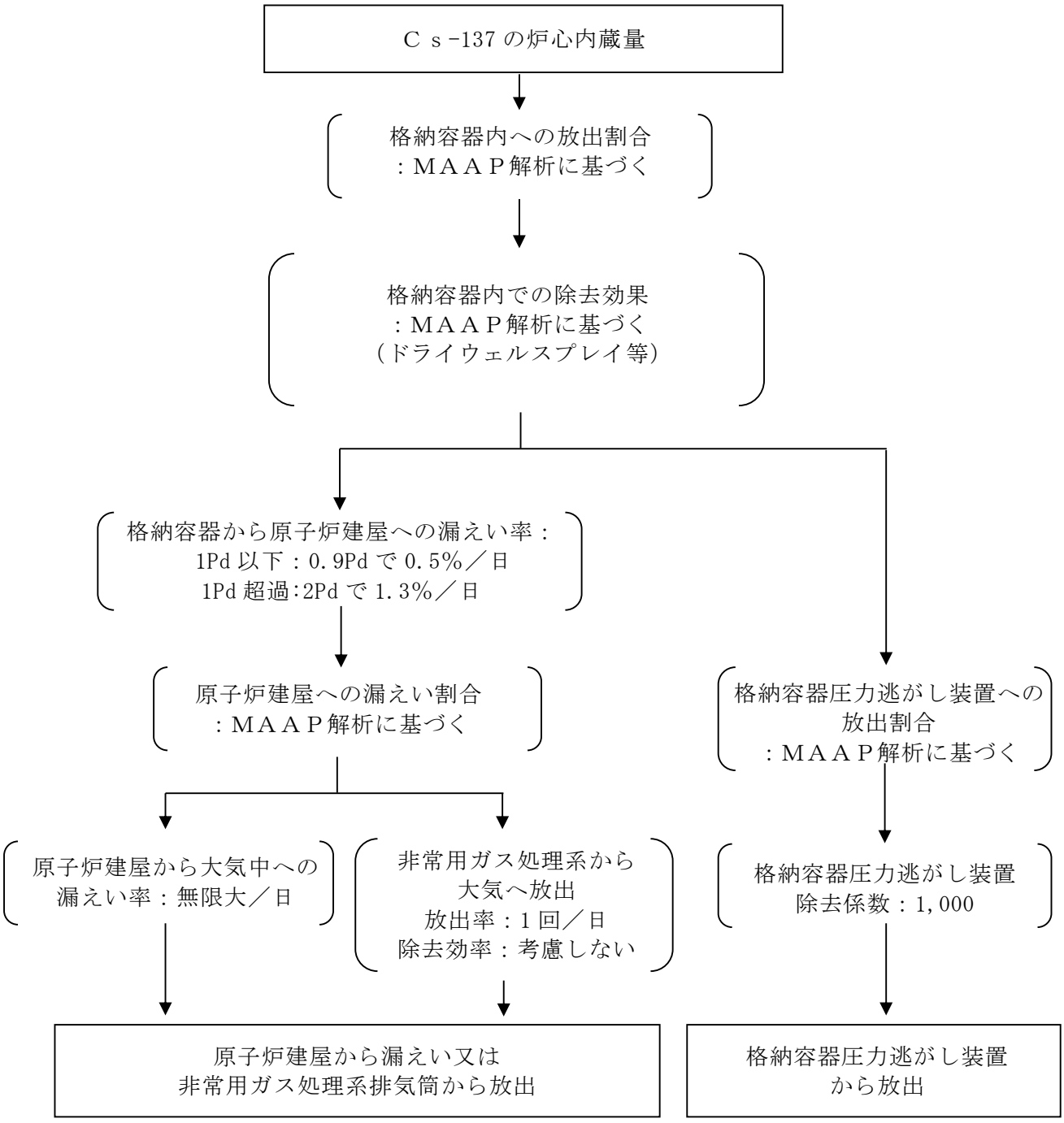
放出量評価条件（格納容器圧力逃がし装置から放出）を第 1 表，大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第 1 表　放出量評価条件（1／2）

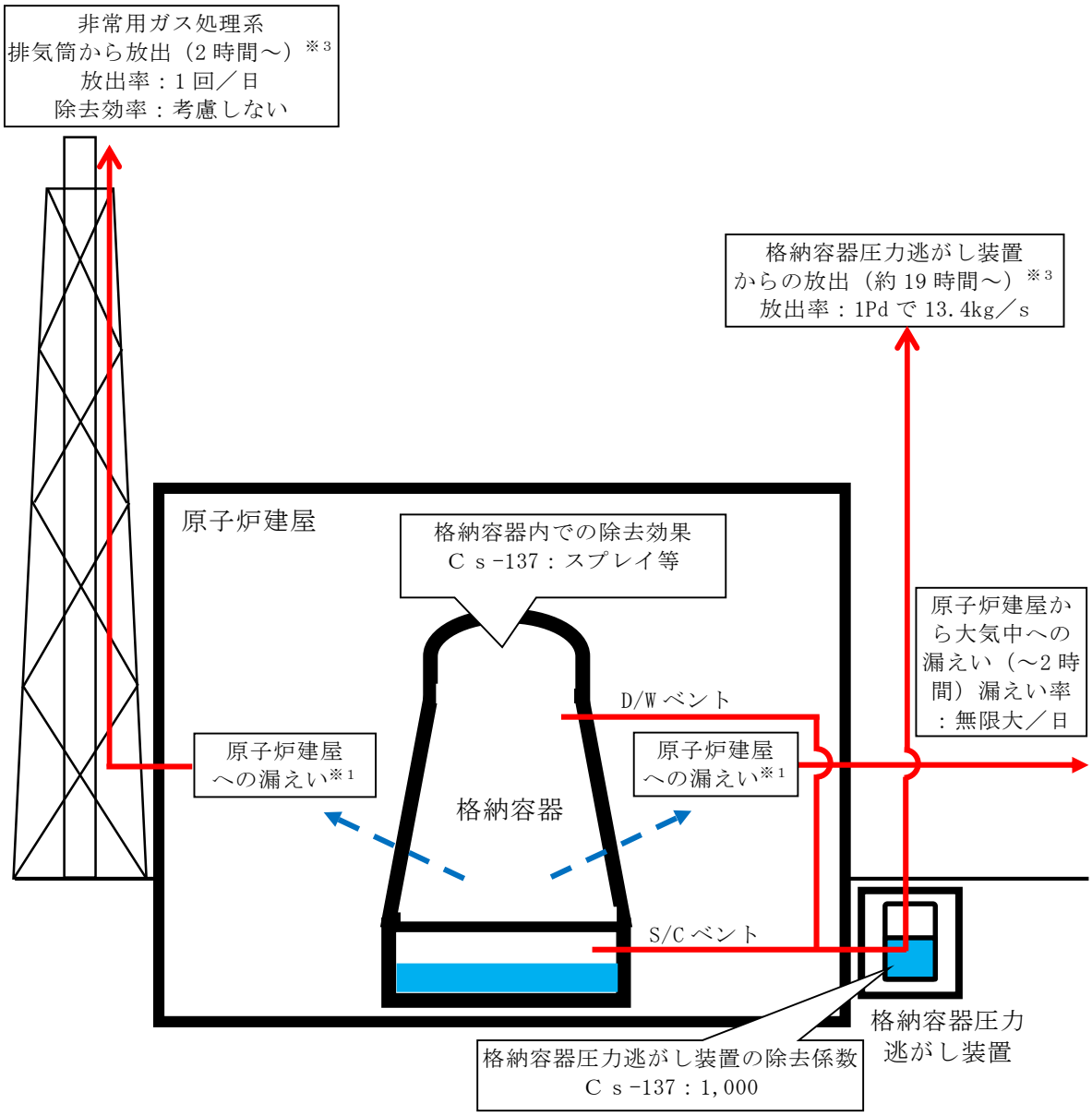
項　目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（代替循環冷却系を使用しない場合）（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	―
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間（416 日）	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して設定

第１表　放出量評価条件（2／2）

項　目	評価条件	選定理由
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）（Bq_{Cs137}）	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 格納容器ベント：事象発生から約19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
格納容器内ｐＨ制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水ｐＨ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
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	考慮しない	格納容器圧力逃がし装置への移行量を多く評価するため保守的に設定
格納容器圧力逃がし装置への放出割合（F_{Cs}）	【Ｓ／Ｃベント】 ＣｓＩ類　：4.33×10^{-7} ＣｓＯＨ類：2.42×10^{-7} 【Ｄ／Ｗベント】 ＣｓＩ類　：1.13×10^{-4} ＣｓＯＨ類：9.05×10^{-3}	ＭＡＡＰ解析結果
格納容器圧力逃がし装置の除去係数（DF）	1,000	設計値に基づき設定



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
（原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価時のみ）
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※3　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	
格納容器圧力逃がし装置からの放出	

※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2h以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

※3　事象発生後19時間以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第2図　大気放出過程概略図（イメージ）

2.　放出量評価

(1)　評価方法

格納容器圧力逃がし装置を介して放出される大気中へのＣｓ-137 の放出量は，第 1 表の放出量評価条件及び以下の式により算出する。

［Ｃｓ－137 の放出量］=F_{Cs}・Bq_{Cs137}・(1／DF)・・・(1)

F_{Cs}：格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出されるＣｓ-137 の放出割合

Bq_{Cs137}：Ｃｓ-137 の炉心内蔵量[4.35×10^{17}Bq]

DF：格納容器圧力逃がし装置の除去係数[1,000]

F_{Cs}について，ＭＡＡＰ解析では，ＣｓはＣｓＩ又はＣｓＯＨとして存在しているため，以下の式によりF_{Cs}を算出する。

$F_{Cs}=(M_{CsI}+M_{CsOH})／M_{Cs}$・・・・・・・・(2)

$M_{CsI}= M_I・W_{Cs}／W_I・F_{CsI}$ ・・・・・・・(3)

$M_{CsOH}=(M_{Cs}－M_I・W_{Cs}／W_I)・F_{CsOH}$ ・・・・(4)

(2)，(3)及び(4)式により，

$F_{Cs}=F_{CsOH}+M_I／M_{Cs}・W_{Cs}／W_I・(F_{CsI}－F_{CsOH})$・・・・(5)

F_{CsI}：格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出されるＣｓＩの放出割合[S／C ベント：4.33×10^{-7}，D／W ベント：1.13×10^{-4}]

F_{CsOH}：格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出されるＣｓＯＨの放出割合[S／C ベント：2.42×10^{-7}，D／W ベント：9.05×10^{-3}]

M_{CsI}：格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出されるＣｓＩに含まれるＣｓ量[kg]

M_{CsOH}:格納容器から格納容器圧力逃がし装置へ放出されるＣｓＯＨに含まれるＣｓ量[kg]

M_{Cs}：Ｃｓの初期重量[321.2kg]

M_I：Ｉの初期重量[24.4kg]

W_I：Ｉの分子量[131g/mol]

W_{Cs}：Ｃｓの分子量[133g/mol]

(2)　評価結果

サプレッション・チェンバから格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出されるＣｓ-137の放出量は，(1)式及び(5)式により，以下のとおりとなる。

$F_{Cs}=F_{CsOH}+M_I/M_{Cs}\cdot W_{Cs}/W_I\cdot(F_{CsI}-F_{CsOH})$

$=2.42\times10^{-7}+(24.4/321.2)\cdot(133/131)\cdot(4.33\times10^{-7}-2.42\times10^{-7})$

$=2.57\times10^{-7}$

[Ｃｓ-137の放出量]$=F_{Cs}\cdot Bq_{Cs137}\cdot(1/DF)$

$=2.57\times10^{-7}\cdot4.36\times10^{17}\cdot(1/1,000)$

$=1.2\times10^{8}$[Bq]

$=1.2\times10^{-4}$[TBq]

また，ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介して大気中に放出されるＣｓ-137の放出量は，(1)式及び(5)式により，以下のとおりとなる。

$F_{Cs}=F_{CsOH}+M_I/M_{Cs}\cdot W_{Cs}/W_I\cdot(F_{CsI}-F_{CsOH})$

$=9.05\times10^{-3}+(24.4/321.2)\cdot(133/131)\cdot(1.13\times10^{-4}-9.05\times10^{-3})$

$=8.36\times10^{-3}$

[Ｃｓ-137 の放出量]$=F_{Cs}\cdot Bq_{Cs137}\cdot(1/DF)$

$=8.36\times10^{-3}\cdot4.36\times10^{17}\cdot(1/1,000)$

$=3.7\times10^{12}$[Bq]

=3.7[TBq]

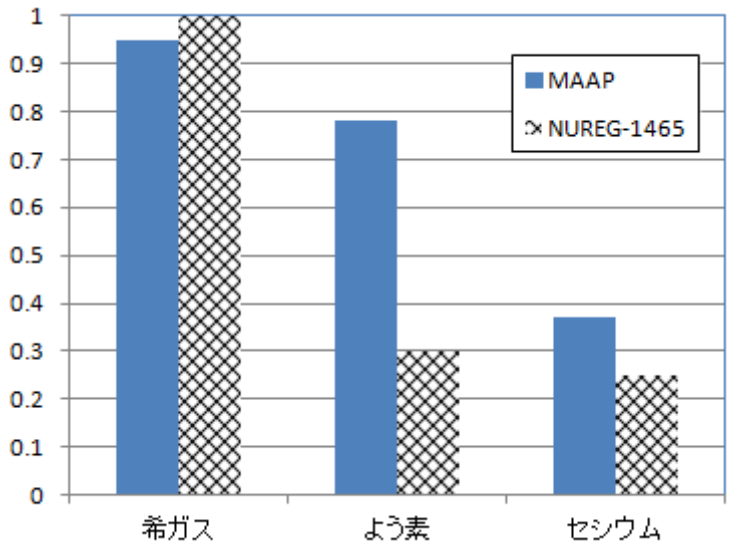
事象発生 7 日間以降の影響を確認するために評価した,事象発生 30 日間及び 100 日間における格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるＣｓ－137 の放出量は，約 1.2×10^{-4}TBq（事象発生 30 日間）及び約 1.4×10^{-4}TBq（事象発生 100 日間）である。

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る運用とする。

また，大気へのＣｓ-137 の放出量の評価において，格納容器内へのＣｓ-137 の放出割合としてＭＡＡＰ解析結果を用いている。第 3 図のとおり，米国の代表的なソースタームであるＮＵＲＥＧ-1465※で示された値（ＢＷＲプラント,「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和）とＭＡＡ

Ｐ解析結果を比較すると，よう素及びセシウムの放出割合については，ＭＡＡＰ解析の方が大きい結果となる。希ガスについては，ＮＵＲＥＧ-1465の方が大きいが，これは東海第二の想定シナリオでは原子炉注水により炉心を再冠水させることで，炉心の終状態においても炉心内に自立した状態の燃料が一部存在するためである（添付資料 3.1.2.6 参照）。

※ＴＭＩ事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ，被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し，ＢＷＲ及びＰＷＲそれぞれに対して放出割合を設定する等，より現実的なソースタームの設定を目的としている。



第 3 図　格納容器内への放出割合の比較

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)

第１表　放出量評価条件（1／2）

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 （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 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ｐＨ 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水ｐＨ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（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	ＣｓＩ類　：約6.15×10^{-5} ＣｓＯＨ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。

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る運用とする。

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^{-4}TBq）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Ｃｓ－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。

第 2 表　大気中へのＣｓ－137 の放出量

	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

※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

格納容器内での除去効果について

ＭＡＡＰにおけるＣｓ－137 に対する格納容器内の除去効果として，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を考慮している。また，沈着については，重力沈降，拡散泳動，熱泳動，慣性衝突，核分裂生成物（ＦＰ）ガス凝縮/再蒸発で構成される。(「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」の「第５部　ＭＡＡＰ」（抜粋）参照)

「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」の「第５部　ＭＡＡＰ」（抜粋）

(2) FP の状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外の FP は雰囲気の温度に依存して凝固し，エアロゾルへ変化する。気相及び液相中の FP の輸送においては，熱水力計算から求まる体積流量から FP 輸送量を計算する。FP がガス状とエアロゾル状の場合は，気体の流れに乗って，原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着した FP の場合は，区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また，炉心あるいは溶融炉心中の FP の場合は，溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FP の輸送モデルは上述の仮定に基づいており，炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては，次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出された FP は，原子炉圧力容器破損前には LOCA 破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また，原子炉圧力容器破損後には原子炉圧

5-63

力容器破損口もしくは格納容器下部に落下した溶融炉心から FP が原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出された FP はスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出された FP は，気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体，エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内の FP 輸送モデル概要を図 3.3-15 に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては，重力沈降，拡散泳動，熱泳動，慣性衝突，FP ガス凝縮，FP ガス再蒸発を模擬している。なお，沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は，Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて，浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお，Smoluchowski 方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり，この相関式を使用した MAAP のモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は，水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は，Epstein のモデルを用い，沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は，原子炉格納容器内でのみ考慮され，流れの中にある構造物に，流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し，沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

FP ガスの凝縮は，FP ガスの構造物表面への凝縮であり，雰囲気中の気体状 FP 圧力が FP 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

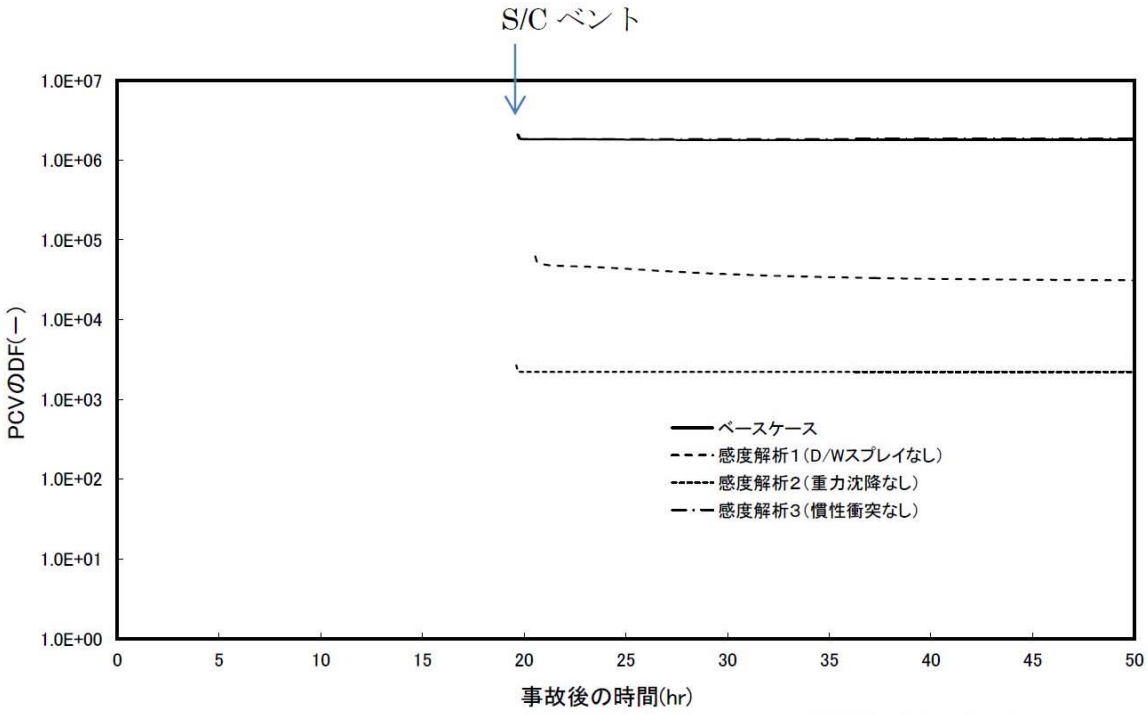
FP ガスの再蒸発は，凝縮と逆であり，気体状 FP の圧力が FP の飽和蒸気圧を下回ると，蒸発が起こると仮定している。

エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては，スクラビングによる除染係数(DF)を設定し，エアロゾル除去効果が計算される。DF の値は，クエンチャ，垂直ベント，水平ベントの 3 つの種類のスクラビング機器に対し，詳細コード SUPRA[9]を用いて，圧力，プール水深，キャリアガス中の水蒸気質量割合，プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており，これらのデータから求める。

また，格納容器スプレイによる FP 除去も模擬しており，スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率，スプレイの液滴径，流量及び落下高さから計算する。

また，除去効果に対する感度解析結果を第１図に示す。なお，感度解析では，以下の式により格納容器内の除去効果を算出している。

格納容器内ＤＦ＝格納容器内へのＣｓＩ放出割合／ベントラインから大気へのＣｓＩ放出割合



第１図　エアロゾルに対する格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第 1 図より，全除去効果を考慮したベースケースにおけるＤＦ（10^6オーダー）との比較から，重力沈降のＤＦは 10^3程度，ドライウェルスプレイのＤＦは 10～10^2程度であることがわかる。これより，重力沈降及びドライウェルスプレイ両方によるＤＦは 10^4～10^5程度となるため，Ｃｓ－137 に対する格納容器内の除去効果は，重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

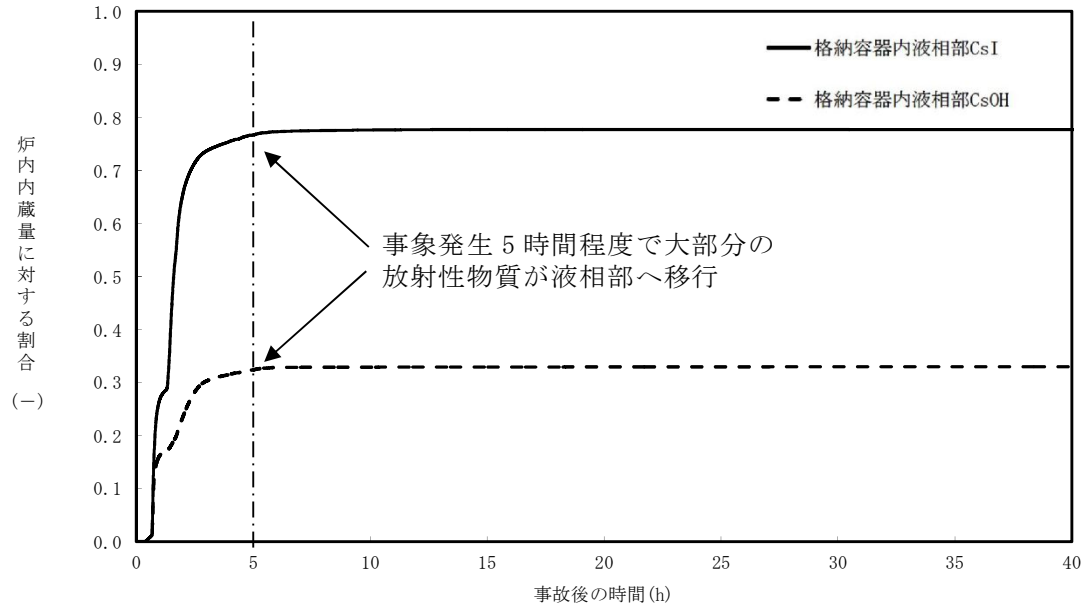
また，サプレッション・プールでのスクラビングによるＣｓ－137 の除去効果はＭＡＡＰコード内（ＳＵＰＲＡ評価式）で考慮しており，サプレッション・プール水が沸騰している場合，水蒸気凝縮に伴う除去効率が小さくなるため，サプレッション・プール水の沸騰による除去効果への影響を確認した。

1.　Ｃｓ－137 の移行挙動

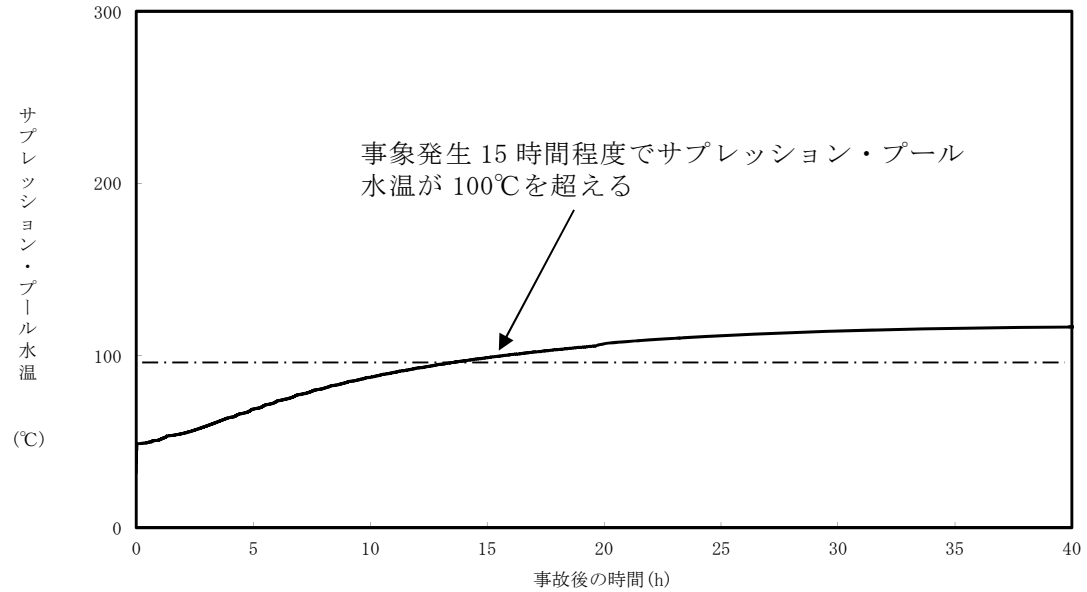
事故発生後，原子炉圧力容器内のＣｓ－137 は大破断ＬＯＣＡにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し，その後重力沈降等により，大部分が格納容器内液相部へ移行する。ＭＡＡＰ解析により得られた格納容器内液相部中のＣｓＩ及びＣｓＯＨの存在割合の時間推移を第 2 図に，サプレッション・プール水温の時間推移を第 3 図に示す。

第 2 図より，格納容器内気相部に存在するＣｓＩ及びＣｓＯＨの大部分は，事象発生 5 時間程度で液相部へ移行する。また，第 3 図より，事象発生 15 時間程度までサプレッション・プール水温は 100℃を超えておらず，沸騰は起きていない。なお，格納容器ベント実施までは格納容器圧力が高いため，サプレッション・プール水温が 100℃を超えても沸騰していない。

上記より，サプレッション・プール水が沸騰する前に，放射性物質の大部分は液相部へ移行しており，本評価においてサプレッション・プール水の沸騰に伴うスクラビングによる除去効果の減少の影響はほとんどないと考える。



第2図　格納容器内液相部中の存在割合



第3図　サプレッション・プール水温

2.　沸騰時のスクラビング効果

沸騰時のスクラビング効果について，電力共同研究にて実験が行われており，未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。

(1)　試験の概要

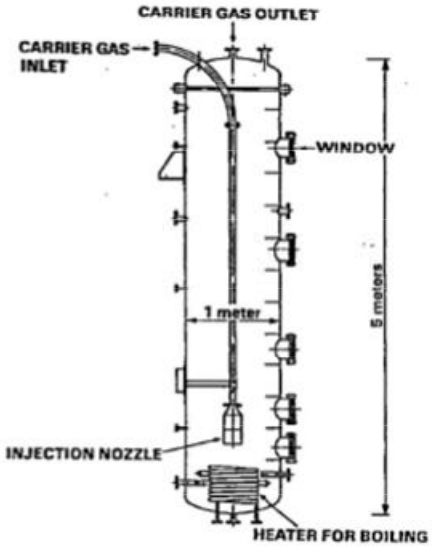
試験装置は直径約 1m，高さ 5m の第 4 図に示す円筒状容器であり，第 1 表に示す試験条件のもと,スクラバ水のスクラビング効果を測定している。

(2)　試験結果

スクラバ水が未飽和である場合と，沸騰している場合の試験結果を第 5 図に示す。第 5 図では未飽和時の実験データを白丸，沸騰時の実験データを黒丸で示しており，スクラバ水の水深を実機と同程度（約 3m）とした場合では，スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから，実機においても，沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全くなくなる（ＤＦ＝1 となる）ことにはならず，沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。

第１表　試験条件

Parameter			Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter	(cm)	15	1～15
	scrubbing depth	(meters)	2.7	0～3.8
Hydraulic property	pool water temperature	(℃)	80	20～110
	carrier gas temperature	(℃)	150	20～300
	steam fraction	(vol.%)	50	0～80
	carrier gas flow rate	(L/min)	500	300～2000
Aerosol property	particle diameter	(μm)	0.21～1.1	0.1～1.9
	material		LATEX	LATEX,CsI



第４図　試験装置の概要

第５図　エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」

（ＰＨＡＳＥ２）最終報告書　平成５年３月

安定状態について（代替循環冷却系を使用しない場合）

「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）」時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：
事象発生後，重大事故等対処設備を用いた損傷炉心冷却により，損傷炉心の冠水が維持可能であり，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。
格納容器安定状態：
損傷炉心を冠水させた後に，重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により，格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ，また，除熱のための設備がその後の機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定停止状態の確立について】
原子炉安定状態の確立について
低圧代替注水系（常設）における注水継続により損傷炉心が冠水し，損傷炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

格納容器安定状態の確立について
炉心冷却を継続し，格納容器圧力 0.62MPa[gage]到達までに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，格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり，格納容器雰囲気温度は 150℃を下回り，格納容器安定状態が確立される。
また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】
上記の格納破損防止対策により安定状態を確立できる。
代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。
①格納容器除熱機能として代替循環冷却系又は残留熱除去系の復旧による冷却へ移行
②格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧及び格納容器内への窒素封入
③上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水等の確保
④長期的に維持される格納容器の状態（圧力・温度）に対し，適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保
（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

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)）

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生，炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における，燃料被覆管，制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について，測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し，仮想的な厳しい振り幅ではあるが，ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに，炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は，ほぼ変化しない	炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間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。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，格納容器圧力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。
	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	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して，MAAP コードと SAFER コードの比較を行い，以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から，水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり，その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり，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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であり，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。
	気液分離（水位変化）・対向流				
原子炉圧力容器	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では，格納容器圧力及び温度について，温度成層化を含めて傾向を良く再現できることを確認した。 格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに，格納容器圧力を１割程度高めに評価する傾向が確認されたが，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種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また，非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。 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 実験解析では，格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	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，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，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。	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。
	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	安全系モデル(格納容器スプレイ) 安全系モデル(代替注水設備)	入力値に含まれる。 スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	格納容器ベント	格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。 MAAP コードでは格納容器ベントについては，設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え，格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル(リロケーション)	・TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ・リロケーションの進展が早まることを想定し，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	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。	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。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により，FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激な FP 放出を示す結果となった。ただし，この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	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。	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。
格納容器(炉心損傷後)	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	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た。	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，炉心損傷後の原子炉格納容器内 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える影響はない。	核分裂生成物（FP）挙動モデルは ABCOVE 実験解析により原子炉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。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大気中への 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，評価項目に対して余裕がある。

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

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	約3,279MW～約3,293MW（実績値）	定格原子炉熱出力として設定原子炉熱出力のゆらぎを考慮した最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	約6.91～約6.94MPa[gage]（実績値）	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，大破断LOCAに伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，大破断LOCAに伴い原子炉は急速に減圧されるため事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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（セパレータスカート下端から約＋122cm～約＋132cm）（実績値）	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約40mmであり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約3mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約40mmであり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48,300t／h（定格流量（100%））	定格流量の約86%～約104%（実績値）	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが，事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが，事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃　料	９×９燃料（Ａ型）	装荷炉心ごと	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定	最確条件とした場合は，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979燃焼度33GWd／t	燃焼度33GWd／t以下（実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，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操作及び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が遅くなるが，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及び格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱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。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため，発生する蒸気量は少なくなり，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（常設）及び格納容器圧力逃がし装置により抑制されることから，評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約2.2～約4.7kPa[gage]（実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため，格納容器圧力が低めに推移することから，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操作及び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が遅くなるが，その影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため，格納容器圧力が低めに推移することから，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作に至るまでの時間は長くなるが，その影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約25℃～約58℃（実績値）	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，格納容器雰囲気温度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により飽和温度となり，初期温度が事象進展に与える影響は小さく，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，格納容器雰囲気温度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により飽和温度となり，初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	5,700m^3（設計値）	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／4)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	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	空間部： 約4,092m^3～ 約4,058m^3 液相部： 約3,308m^3～ 約3,342m^3 （実績値）	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	最確条件とした場合には，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが，ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎによる水量変化(0.087m)は約42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，格納容器体積(サプレッション・チェンバ)の液相部の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが，ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水位	6.983m （通常運転水位－4.7cm）	約7.000m～ 約7.070m （実績値）	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	最確条件とした場合には，サプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが，ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，サプレッション・プール水位の運転範囲において解析条件より高めの水位となるが，ゆらぎの幅は非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が6.983mの時の水量は3,300m^{3}であるのに対し，ゆらぎによる水量変化（0.087m）は約42m^{3}であり，その割合は初期保有水量の約1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水温	32℃	約15℃～約32℃ （実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりも若干低くなるため，格納容器の熱容量は若干大きくなり，格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなること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及び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が遅くなるが，その影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりも若干低くなるため，格納容器の熱容量は若干大きくなり，格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることで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が遅くなるが，その影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約2.2～約4.7 kPa[gage] （実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため，格納容器圧力が低めに推移することから，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操作及び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が遅くなるが，その影響は小さいことから運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している圧力よりも小さくなるため，格納容器圧力が低めに推移することから，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作に至るまでの時間は長くなるが，その影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約25℃～約58℃ （実績値）	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，格納容器雰囲気温度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により飽和温度となり，初期温度が事象進展に与える影響は小さく，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，格納容器雰囲気温度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により飽和温度となり，初期温度が事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa （ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	3.45kPa （ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなるが，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び温度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，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実施後に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。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している水温よりもおおむね低くなり，炉心の再冠水までの挙動に影響する可能性はあるが，この顕熱分の影響は小さく，燃料被覆管温度の上昇に与える影響は小さい。また，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に対する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による圧力及び温度上昇の抑制効果は大きくなり，格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇は遅くなるが，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約9,300m^3	9,300m^{3}以上 （淡水貯水池＋代替淡水貯槽）	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており，水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－
	燃料の容量	約1,010kL	1,010kL以上 （軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク）	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日後までに必要な容量を備えており，燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3／4)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 原子炉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，口径が最大である原子炉再循環系の吸込配管における両端破断を設定	Excessive 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。 （添付資料 3.1.2.12）	Excessive LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の流出量が増加することにより炉心損傷開始等が早くなるが，原子炉格納容器へ放出されるエネルギは大破断 LOCA の場合と同程度であり，格納容器圧力及び温度はそれぞれ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]）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。 （添付資料 3.1.2.12）
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能喪失 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している	仮に，外部電源がある場合でも，常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため，注水開始時間は外部電源がない場合と同等となる。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。	仮に，外部電源がある場合でも，常設低圧代替注水系ポンプの起動のために緊急用母線を受電する必要があるため，注水開始時間は外部電源がない場合と同等となることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	水素ガスの発生	ジルコニウム－水反応を考慮	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ガス発生については，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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(4／4)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	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）にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，原子炉冷却材の放出が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操作及び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が遅くなるが，その影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，原子炉冷却材の放出が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り，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作に至るまでの時間は長くなるが，その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。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下（レベル２）信号	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閉止するものとして設定	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが，その影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが．その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。
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止（事象発生と同時）	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	低圧代替注水系（常設）	230m^3／h（一定） その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	230m^3／h以上（一定） その後は崩壊熱による蒸発を補う注水量に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定	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。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが，注水後の流量調整操作であることから，運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水流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。
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	130m^3／h（一定）	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	100m^3／h（一定）	ペデスタル（ドライウェル部）への水張り水は，格納容器の熱容量を確保するため，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を保守的に評価する観点から，解析上はペデスタル（ドライウェル部）注水を実施しない。	ペデスタル（ドライウェル部）への水張りを実施した場合，水張り水の熱容量により格納容器圧力の上昇は緩和されるため，格納容器圧力を起点とする運転員等操作の開始は遅くなる。	ペデスタル（ドライウェル部）への水張りを実施した場合，水張り水の熱容量により格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇は緩和される。このため，評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。
	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）	排気特性：13.4kg／s以上（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小流量特性を設定	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（格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱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。	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対して与える影響はない。

第3表　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（1／4）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	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 （以下「低圧代替注水系（常設）等起動操作」という。）	事象発生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	【認知】 中央制御室にて，外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の電源回復ができない場合，早期の電源回復不能と判断し，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操作及び低圧代替注水系（常設）等の起動操作を開始する手順としている。この認知に係る時間として10分間を想定しているため，認知遅れにより操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 非常用ディーゼル発電機等の手動復旧操作（失敗），常設代替高圧電源装置の起動操作，緊急用母線の受電操作，低圧代替注水系（常設）等起動操作を行う運転員の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は一連の操作として行うため，操作所要時間は合計15分間となる ●非常用ディーゼル発電機等の手動起動操作（失敗）に係る時間として2分を想定 ●常設代替交流電源設備の起動操作及び緊急用母線の受電操作として4分を想定 ●低圧代替注水系（常設）等起動操作として9分を想定 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	低圧代替注水系（常設）等起動操作は，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。	低圧代替注水系（常設）等起動操作は，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，評価項目となるパラメータに与える影響はない。解析条件は操作所要時間に余裕を含めて設定されているため，原子炉水位の回復は早くなる可能性があり，ジルコニウムー水反応により発熱量が増加する等の影響があるが，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇に有意な差異はなく，格納容器の健全性に影響はない。	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。（添付資料3.1.3.8）	中央制御室における操作のため，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。 解析上においては，低圧代替注水系（常設）等起動操作まで25分としているところ，訓練実績では約25分。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

第3表　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（2／4）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	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	格納容器圧力465kPa[gage]到達時	運転手順書等を踏まえて設定	【認知】 事故時には重要監視パラメータである格納容器圧力を継続監視しており，また，格納容器圧力が465kPa[gage]に到達する時間は事象発生から約3.9時間後であり，それまでに格納容器圧力の上昇を十分に認知できる時間があるため，認知遅れにより操作時間に与える影響はなし 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし 【移動】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし 【操作所要時間】 注水流量調整の操作は，流量調整弁の操作であり，操作装置による操作のため簡易であり，格納容器の緩やかな圧力上昇に対して操作開始時間は十分に短い 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	実態の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。 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。	実態の操作開始時間は解析上の想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。	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]）に至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。（添付資料3.1.3.8）	中央制御室における操作のため，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。 訓練では，格納容器圧力465kPa[gage]到達時に，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）を実施，スプレイ操作は約4分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

第3表　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（3／4）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	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	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（620kPa[gage]）到達防止を踏まえて設定	【認知】 事故時には重要監視パラメータであるサプレッション・プール水位を継続監視しており，また，炉心損傷後の格納容器ベントの操作実施基準に到達するのは，事象発生の約19時間後であり，それまでにサプレッション・プール水位の上昇を十分に認知できる時間があるため，認知遅れにより操作時間に与える影響はなし 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし なお，中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。他の現場操作を行う発電所災害対策本部要員とは独立して，格納容器ベント操作を行う発電所災害対策本部要員を配置していることから，操作開始時間に与える影響はなし 【移動】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし なお，中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。発電所災害対策本部要員は，サプレッション・プール水位が通常水位から5.5m高い位置に到達する事象発生から約16時間後に災害対策本部から操作現場へ移動する。移動に係る所要時間は約1時間以内であり，ベント操作開始時間の事象発生から約19時間後までに余裕時間があることから，操作開始時間に与える影響はなし 【操作所要時間】 制御盤の操作スイッチによる操作のため簡易であり，サプレッション・プール水位の緩やかな上昇に対して操作開始時間は十分に短い なお，中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。発電所災害対策本部要員の現場操作は，フレキシブルシャフトを用いた1弁の手動操作であり，30分を想定している。本操作は，中央制御室による格納容器ベントが実施不可と判断した場合に開始し，格納容器圧力が620kPa[gage]に到達する予定時刻の40分以上前から実施する。よって，操作開始時間与える影響はなし 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし なお，中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。他の現場操作を行う発電所災害対策本部要員とは独立して，格納容器ベント操作を行う発電所災害対策本部要員を配置していることから，操作開始時間に与える影響はなし 【操作の確実さ】 中央制御室における操作は，制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。 なお，中央制御室における操作が失敗した場合を想定して現場操作を行うための要員を配置する。現場操作は，作業の成立性や要員の安全のため3人1組で実施することとしており，誤操作は起こりにくく，誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い	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・プール水位上昇の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余裕時間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。	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。	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。	中央制御室での操作は，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練を取得。中央制御室におけるベント操作は，タッチパネルによる1弁の操作に約2分の操作時間を要した。また，ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は現場操作にて対応するが，現場モックアップ等による実績では，約25分で操作を実施できた。 想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

第3表　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（4／4）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	可搬型代替注水大型ポンプを用いた水源補給操作	事象発生から42.5時間後	代替淡水貯槽への補給は，解析条件ではないが，解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業。 代替淡水貯槽の枯渇が発生しないよう設定。	代替淡水貯槽は，水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため，代替淡水貯槽への水源補給までの時間は，十分な時間余裕がある。	－	－	－	代替淡水貯槽への補給は所要時間220分のところ，訓練実績等により約194分に実施可能なことを確認した。
	タンクローリによる燃料補給操作	事象発生から44時間以降，適宜	可搬型代替注水大型ポンプへの給油は，解析条件ではないが，解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業。 各機器の使用開始時間を踏まえて設定。	代替淡水貯槽は，水源補給を実施しない場合においても約92時間枯渇しないため，可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給までの時間は，十分な時間余裕がある。	－	－	－	代替淡水貯槽への補給は所要時間90分のところ，訓練実績等により約82分に実施可能なことを確認した。

注水操作が遅れる場合の影響について

1. はじめに

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」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）では，大破断ＬＯＣＡ時に非常用炉心冷却系の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，事象発生約 9 分後に燃料被覆管の最高温度は 1,200℃に到達する。有効性評価では，事象発生から 25 分経過した時点で，常設代替高圧電源装置からの給電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及び低圧代替注水系（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，水位は回復し，炉心は冠水する評価結果となっている。

本事象進展について，運転員による格納容器冷却操作及び原子炉注水操作が有効性評価よりも遅れた場合の評価項目への影響について評価した。

2. 評価項目への影響

操作遅れを想定し，注水開始時間を有効性評価における設定よりも 25 分遅延（事象発生 50 分後に原子炉注水開始）した場合について，原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性に係る感度解析を行った。

(1) 原子炉圧力容器の健全性への影響

原子炉圧力容器の健全性の観点から，炉心内でのデブリの移行（リロケーション）※の発生有無を評価した。第 1 表に感度解析の評価結果を示す。また，操作 25 分遅れケースの炉心損傷状態を第 1 図に示す。

操作 25 分遅れの場合においても，損傷した燃料は炉心位置に保持され，リロケーションは発生しないことから，原子炉圧力容器の健全性は確保される。

※ここでのリロケーションとは，炉心損傷後，溶融炉心が炉心下部プレナムへ移行した状態を指す。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性への影響

格納容器破損防止対策の有効性の観点から，格納容器スプレイ開始時間及び評価項目となる格納容器圧力・温度の到達時間を評価した。第 2 表に感度解析の評価結果を示す。また，操作 25 分遅れケースにおいても，スプレイ開始後は格納容器圧力及び雰囲気温度は制御され，評価項目となる格納容器圧力・温度に到達することはない。また，サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達する時間は約 20.1 時間後であり，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇傾向への影響はほとんどない。

3. まとめ

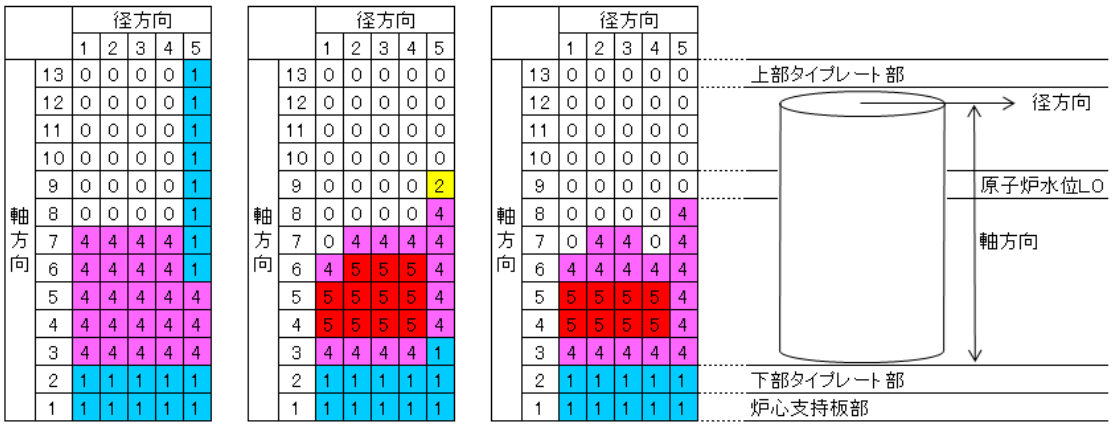
操作 25 分遅れケースにおいても，有効性評価のケースと同様に原子炉圧力容器の健全性及び格納容器破損防止対策の有効性は維持される。したがって，原子炉注水操作は，有効性の確認された 25 分程度の遅れの余裕がある。

第 1 表　原子炉圧力容器の健全性に関する感度解析結果

ケース	損傷炉心の位置
有効性評価 （事象発生 25 分後に注水）	炉心位置に保持 （リロケーション発生せず）
操作 25 分遅れ （事象発生 50 分後に注水）	炉心位置に保持 （リロケーション発生せず）

第 2 表　格納容器破損防止対策の有効性に関する感度解析結果

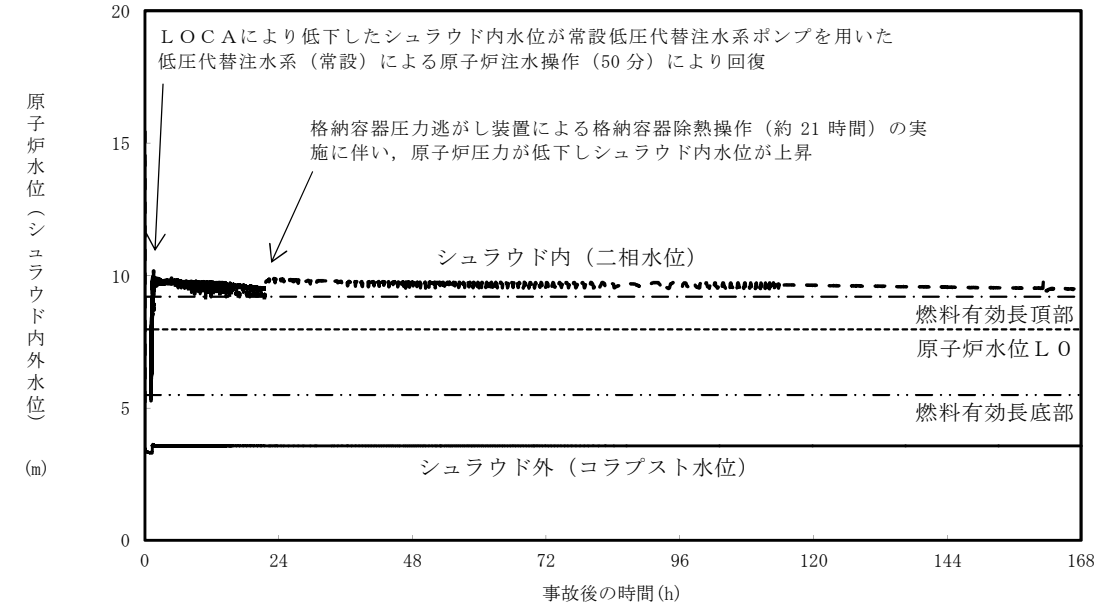
ケース	代替格納容器 スプレイ開始時間	通常水位＋6.5m 到達時間 （ベント開始時間）
有効性評価	約 3.9 時間	約 19 時間
操作 25 分遅れ	約 5.1 時間	約 21 時間



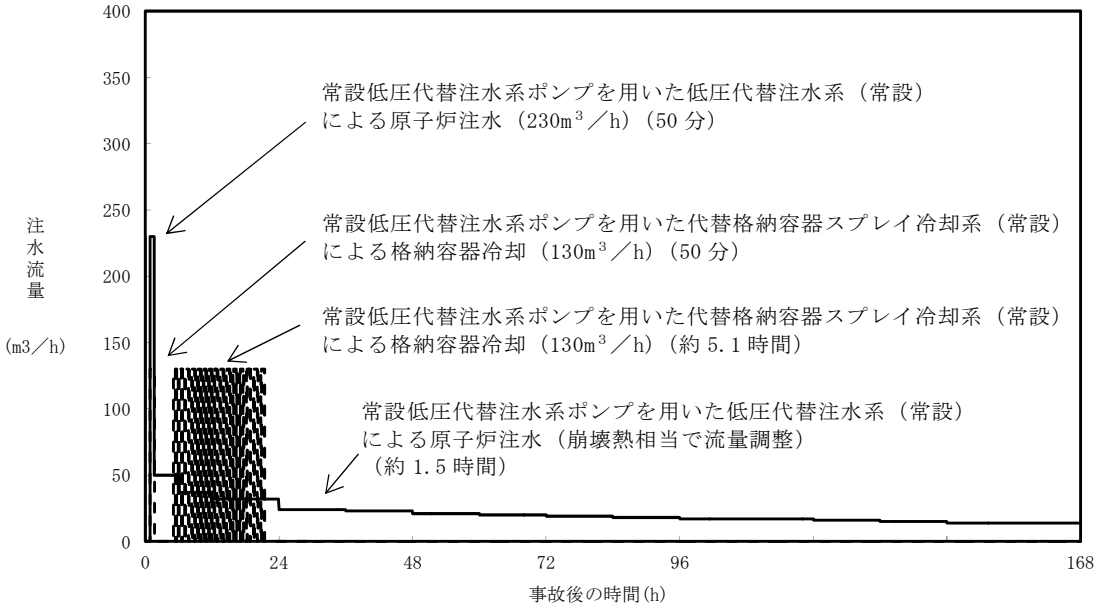
事象発生 50 分後　　事象発生 2.8 時間後（最大状態）　　終状態

損傷状態のモデル
０：空洞
１：燃料が自立した状態
２：燃料が崩壊した状態
３：流路が減少した状態
４：流路が閉塞した状態
５：溶融プール状態

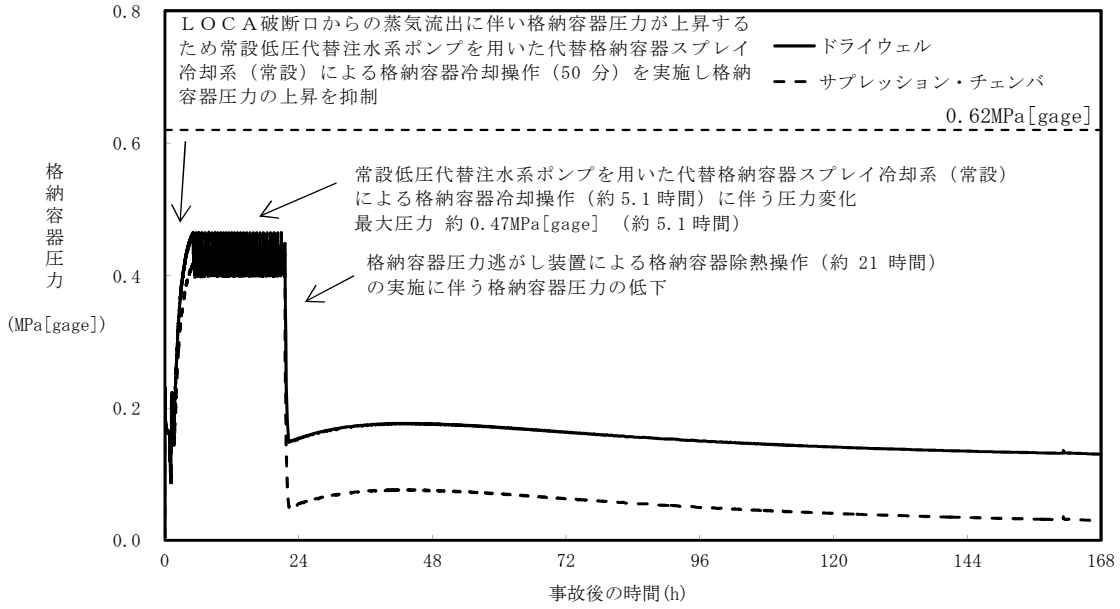
第 1 図　炉心の損傷状態



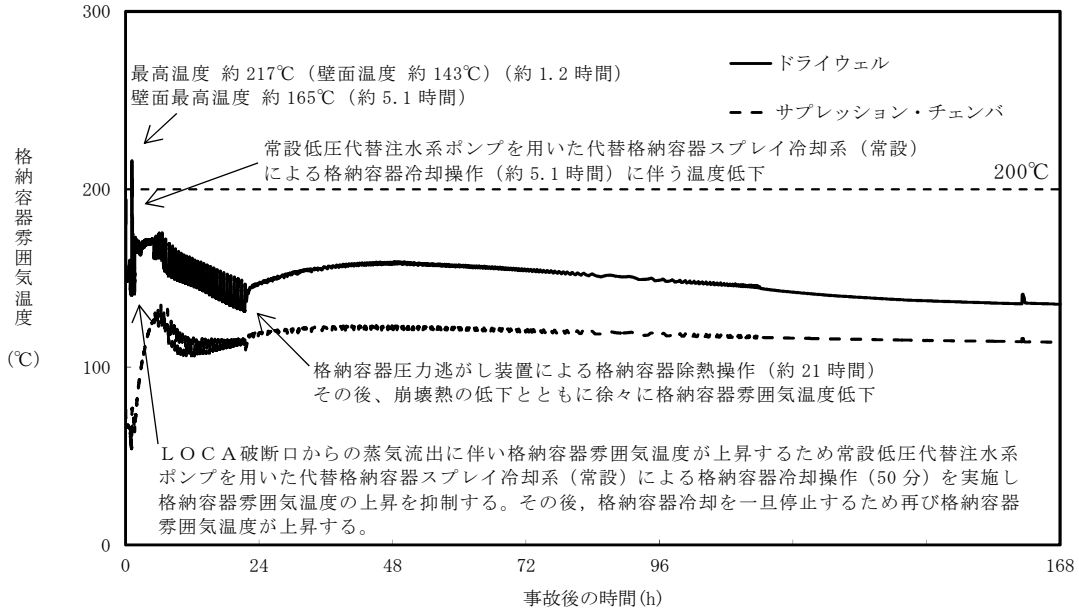
第 2 図　操作 25 分遅れのケースにおける原子炉水位の推移



第 3 図　操作 25 分遅れにおける注水流量の推移



第 4 図　操作 25 分遅れにおける格納容器圧力の推移



第 5 図　操作 25 分遅れにおける格納容器雰囲気温度の推移

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））

1. 水源に関する評価

① 淡水源（有効水量）

・代替淡水貯槽：約 4,300m^3

・北側淡水池　：約 2,500m^3

・高所淡水池　：約 2,500m^3

2. 水使用パターン

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

事象発生 25 分後，定格流量で代替淡水貯槽を水源とした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実施する。

炉心水位回復後は，崩壊熱除去に相当する流量で注水する。

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

事象発生 25 分後から炉心水位回復まで，代替淡水貯槽を水源とし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（常設）による格納容器冷却を実施する。

格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達する事象発生約 3.9 時間後，代替淡水貯槽を水源とし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（常設）による格納容器冷却を実施す

る。その後，格納容器圧力 465kPa[gage]到達でスプレイ開始，400kPa[gage]で停止の操作を継続する。

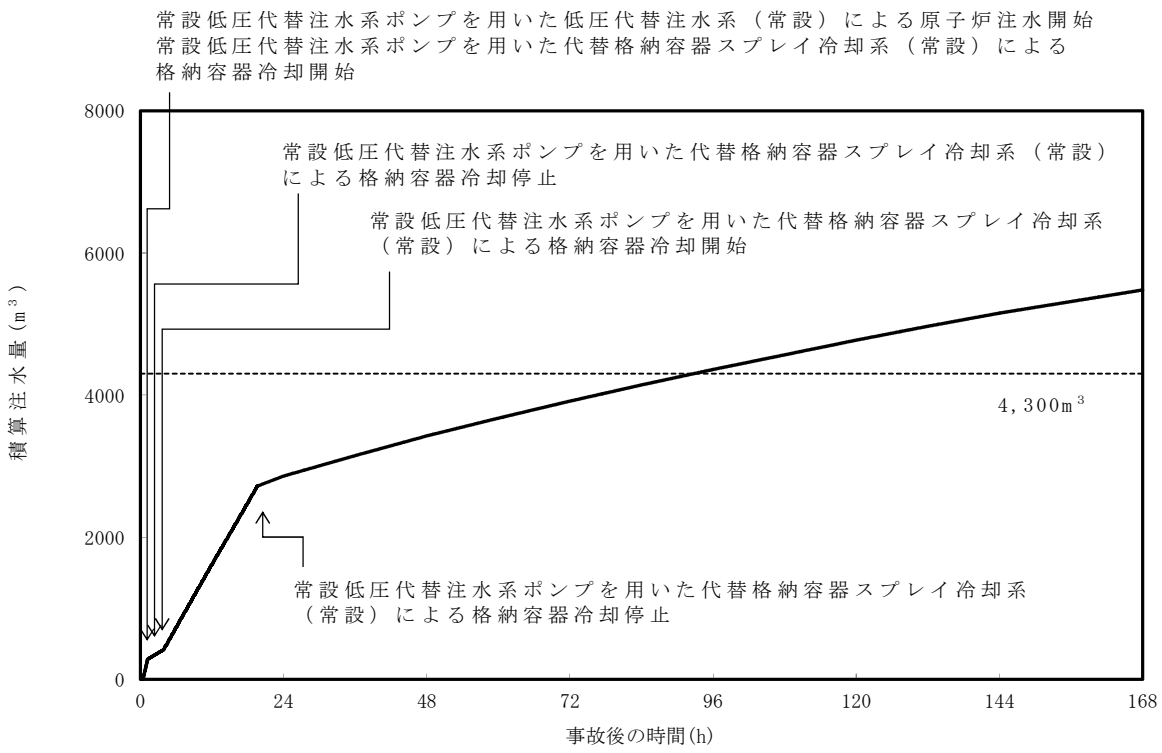
サプレッション・プール水位が通常水位＋6.5m に到達後，格納容器スプレイを停止する。

③　北側淡水池又は高所淡水池から代替淡水貯槽への補給

事象発生約 42.5 時間（代替淡水貯槽の残量 1,000m^{3}到達時点）以降から可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給準備を開始し，準備完了後に北側淡水池又は高所淡水池の水を代替淡水貯槽へ水位が上昇する流量で補給する。

3.　時間評価

事象発生直後の原子炉注水等によって，代替淡水貯槽の水量は減少する。事象発生約 42.5 時間（代替淡水貯槽の残量 1,000m^{3}到達時点）以降の代替淡水貯槽の減少は，崩壊熱による蒸散量に相当する量であるため，可搬型代替注水大型ポンプによる水源補給準備が完了後，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崩壊熱による蒸散量以上の流量で補給することにより，代替淡水貯槽は枯渇することなく，安定した冷却を継続することが可能である。



第１図　外部水源による積算注水量

（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.　水源評価結果

時間評価の結果から代替淡水貯槽が枯渇することはない。また，7日間の対応を考慮すると，合計約 5,490m^{3}必要となる。代替淡水貯槽，北側淡水池及び高所淡水池に合計約 9,300m^{3}の水を保有することから必要水量を確保している。このため，安定して冷却を継続することが可能である。

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

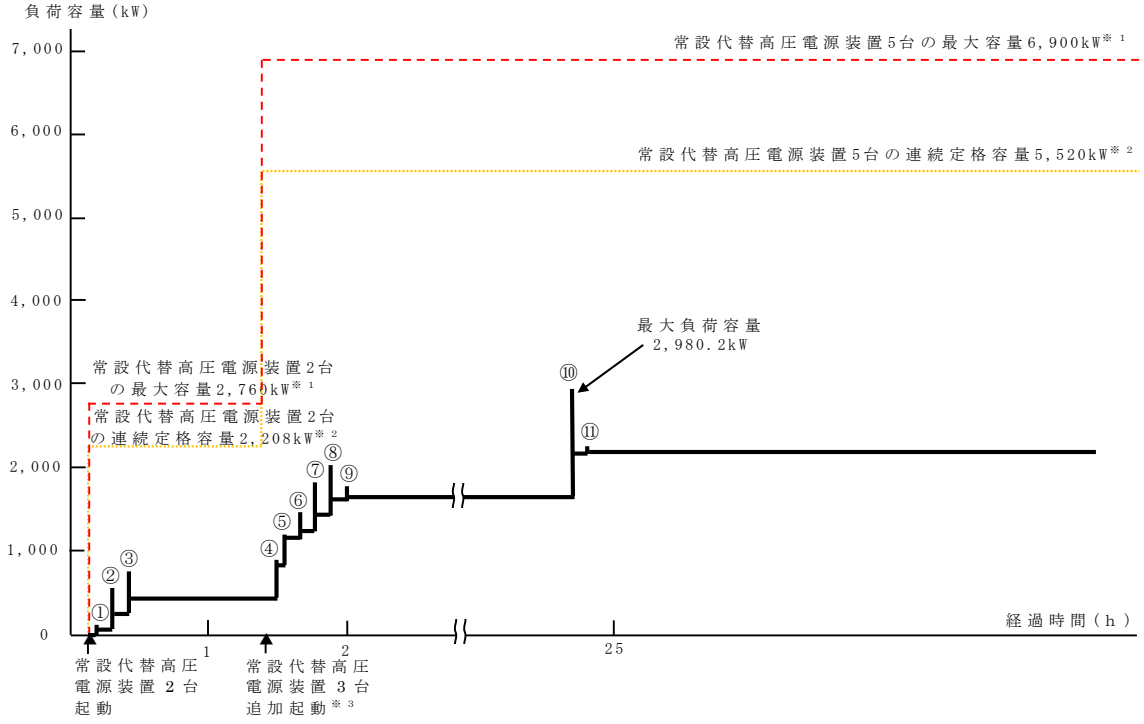
事象:保守的に全ての設備が,事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置　5 台起動 （燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定） 420.0L/h(燃料消費率)×168h（運転時間）×5 台（運転台数） ＝約 352.8kL	7 日間の軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり，7 日間対応可能
可搬型代替注水大型ポンプ　1 台起動 （代替淡水貯槽給水） 218L/h(燃料消費率)×168h（運転時間）×1 台（運転台数） ＝約 36.6kL	7 日間の軽油消費量 約 36.6kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり，7 日間対応可能

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））

主要負荷リスト　　【電源設備：常設代替高圧電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量（kW）	負荷起動時の最大負荷容量（kW）	定常時の連続運転負荷容量（kW）
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	 24.0 35.6	124.3	59.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	544.0	249.6
③	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	734.0	439.6
④	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器盤２Ａ ・非常用照明 ・120V ＡＣ 計装用電源２Ａ ・その他負荷	 47.1 89.0 28.6 224.5	875.9	828.8
⑤	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器盤２Ｂ ・非常用照明 ・120V ＡＣ 計装用電源２Ｂ ・その他負荷	 35.9 71.2 102.1 103.9	1,165.8	1,141.9
⑥	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷	55.0 7.5 78.7 －54.3	1,446.4	1,228.8
⑦	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1 7.5 165.1	1,808.7	1,446.5
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 153.0	2,026.5	1,607.0
⑨	ほう酸水注入ポンプ	133.7	1,740.7	1,644.0
⑩	緊急用海水ポンプ その他	510.0 10.0	2,980.2	2,164.0
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0	2,243.5	2,186.0



常設代替高圧電源装置の負荷積算イメージ

※１：常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量（1,380kW×運転台数＝最大容量）
※２：常設代替高圧電源装置定格出力運転時の80%の容量（1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量）
※３：非常用母線の負荷への給電に伴い，負荷容量が増加するため，常設代替高圧電源装置を３台追加起動する

非凝縮性ガスの影響について

1. はじめに

格納容器過圧・過温破損を防止するための対策の確認においては，ＭＡＡＰコードを使用して「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）を評価事故シーケンスとして選定している。ＭＡＡＰコードの水素発生量に関する妥当性については，ＴＭＩ及びＰＨＥＢＵＳ試験により確認しており，当該解析にＭＡＡＰコードを用いることは妥当である[1]。

一方，ＭＥＬＣＯＲコードでは流路閉鎖が発生しにくいモデルとなっており，その場合には炉心内を通過する冷却材流量が増えるため，ジルコニウム－水反応による水素が発生しやすい傾向となる。

ＭＥＬＣＯＲコードとＭＡＡＰコードにおける流路閉塞モデルの差異の影響を確認するため，以下のとおり感度解析を実施した。

2. 解析条件

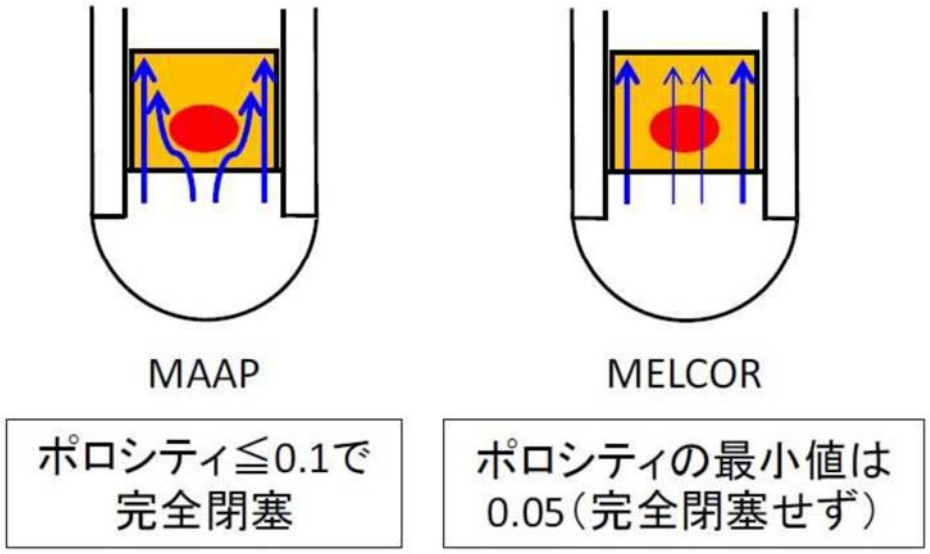
ＭＡＡＰコードとＭＥＬＣＯＲコードにおける流路閉塞モデルの差異を第１図に示す。炉心内でデブリの移行（リロケーション）が発生し，それが冷却材流路に堆積して閉塞を起こした場合，ＭＡＡＰ解析では流路閉塞を起こしたノードの空隙率（ポロシティ）が 0.1 以下になるとそのノードは完全に閉塞したものとみなされ，それ以降は流体が閉塞部分を通過することができなくなる。一方，ＭＥＬＣＯＲの場合，流路閉塞を起こしたノードの空隙率の最小値は 0.05 に設定されており，完全閉塞は発生しない。したがって，流路閉塞した場合，炉心で発生する非凝縮性ガスはＭＡＡＰの方が少なくなる傾向にある。

水素発生量に対する感度を確認するため，ＭＡＡＰにおいて流路の完全閉塞が発生しない条件として，流体が閉鎖部分を通過できなくなるノードの空隙率（ポロシティ）を 0.0 以下と設定し感度解析を行う。なお，ポロシティの設定以外の条件についてはベースケースと同様とした。

3. 解析結果

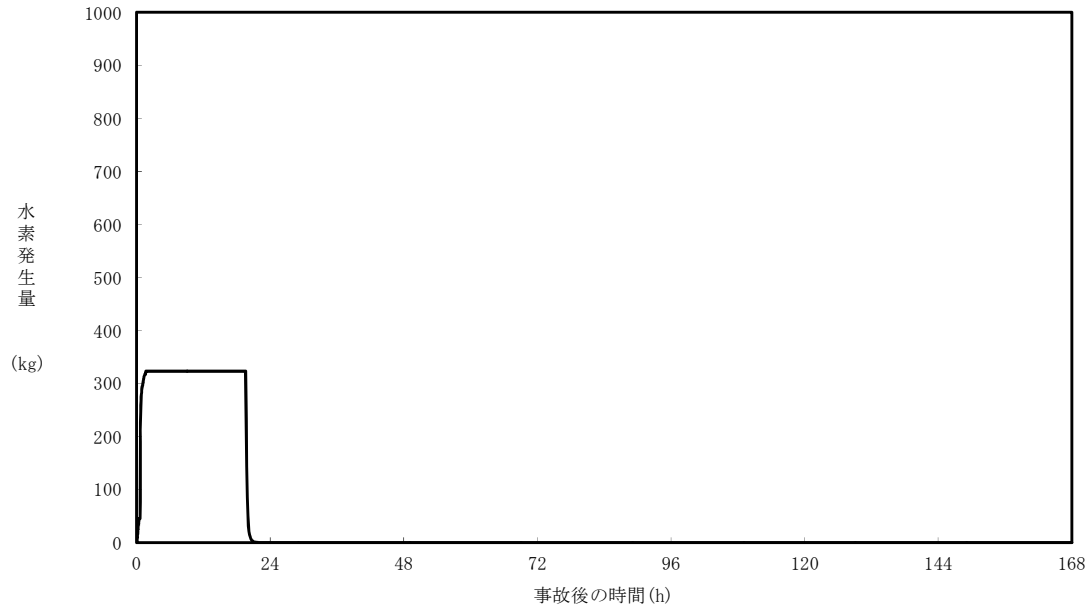
第 2 図から第 6 図に解析結果を示す。第 2 図より，ベースケースでの水素発生量が約 324kg に対して感度解析では約 288kg となり，水素発生量は約 11%減少している。これは，感度解析ではより炉心部への蒸気流入量は多くなる一方で，溶融炉心の冷却効果により，水－ジルコニウム反応が抑えられたためと考えられる。なお，第 3 図に示すとおり格納容器圧力の制御は可能であり，保守的な条件として非凝縮性ガスが変化するような場合においても，当該操作に大きな影響はない。

[1]重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第 5 部　ＭＡＡＰ）

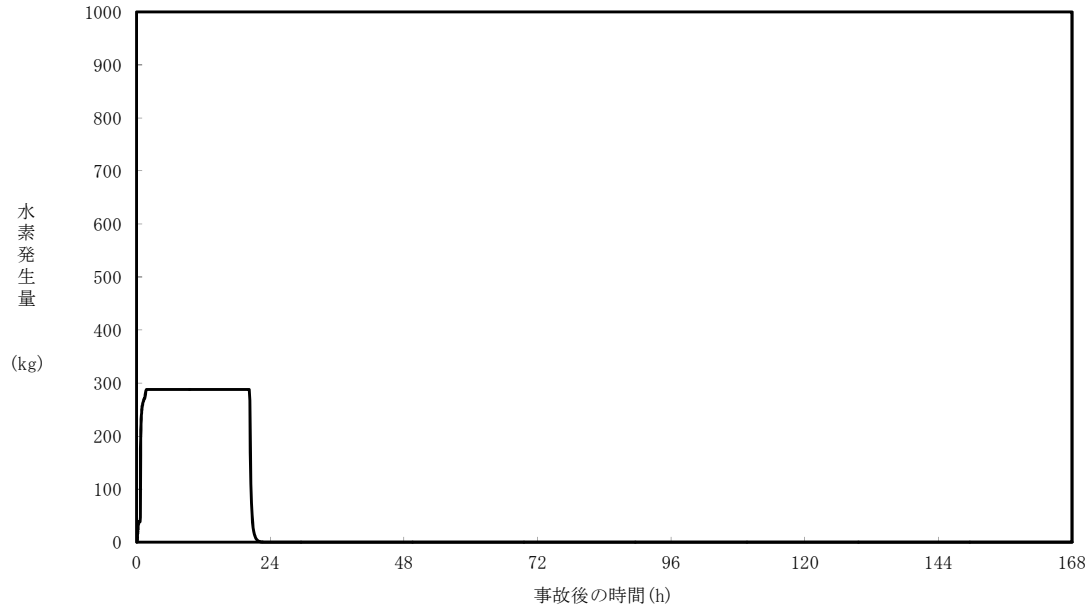


第１図　炉心内流路閉鎖モデルの概念図

（「ＭＡＡＰ5.01 及びＭＥＬＣＯＲ2.1 を用いた軽水炉プラントの苛酷事故解析」，電力中央研究所，平成 26 年 6 月　抜粋）

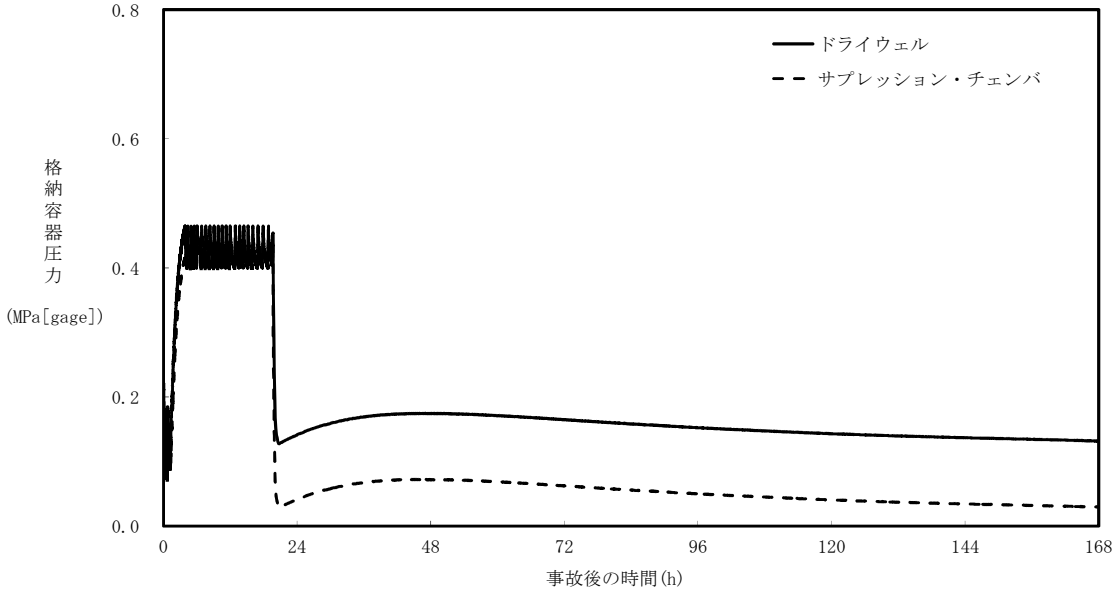


大破断ＬＯＣＡ解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

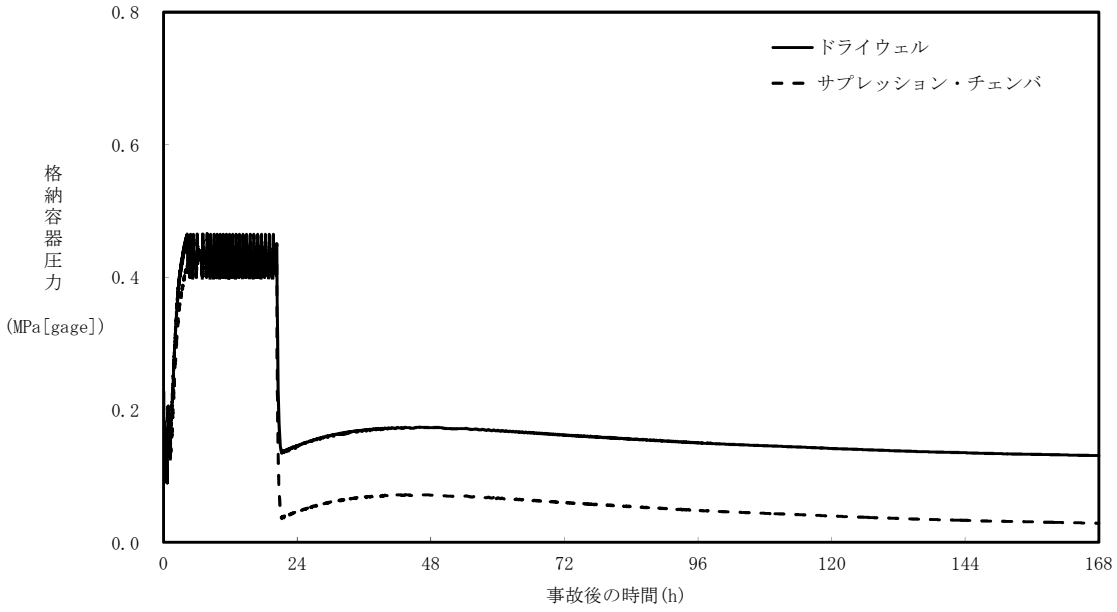


大破断ＬＯＣＡ解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 2 図　水素発生量の比較

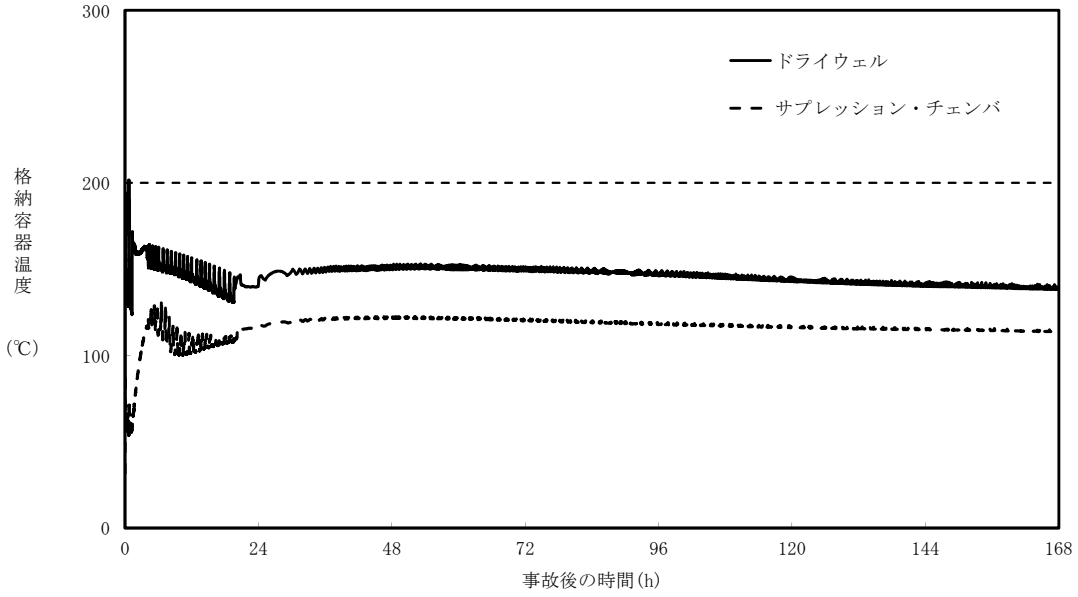


大破断ＬＯＣＡ解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

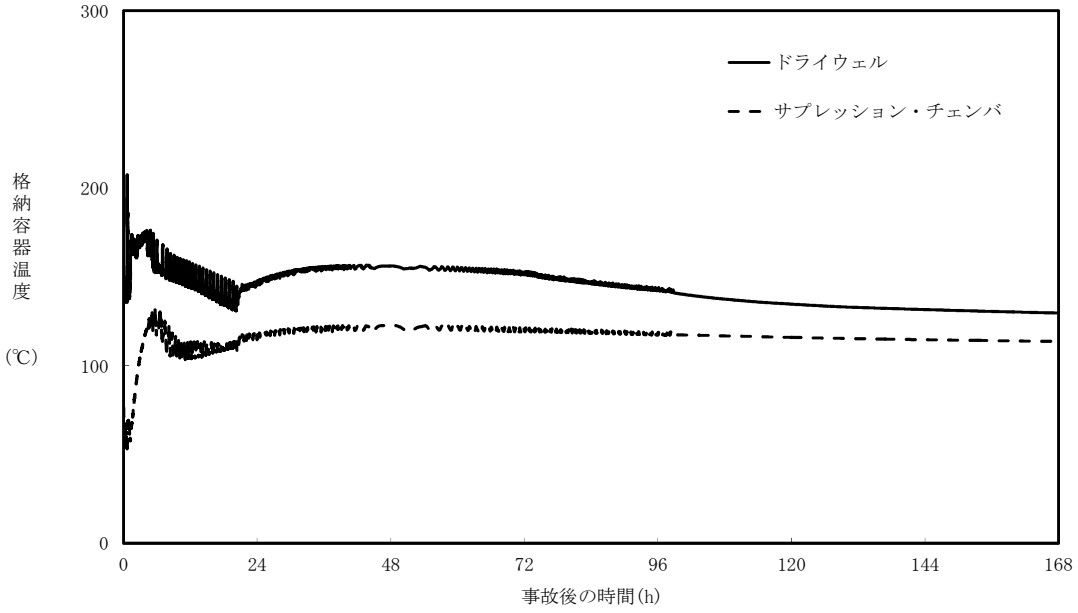


大破断ＬＯＣＡ解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 3 図　格納容器圧力の比較

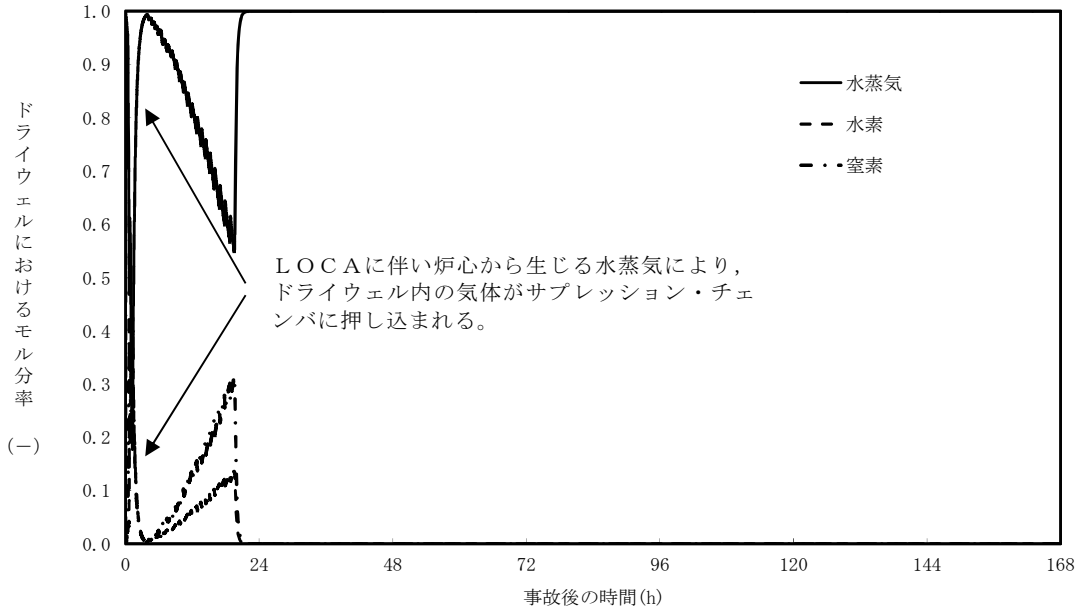


大破断ＬＯＣＡ解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

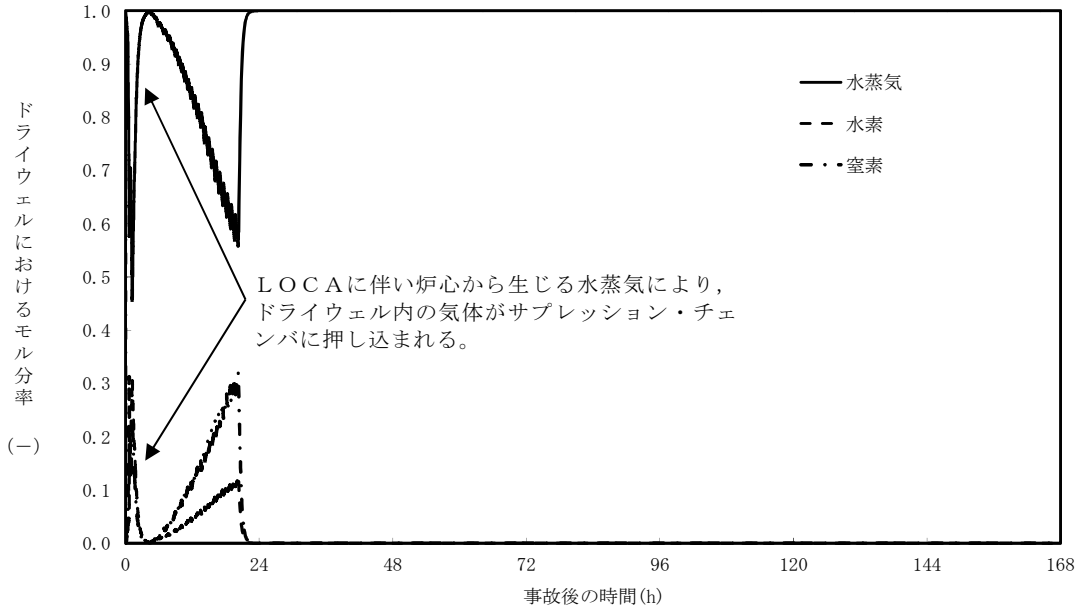


大破断ＬＯＣＡ解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

第 4 図　格納容器雰囲気温度の比較

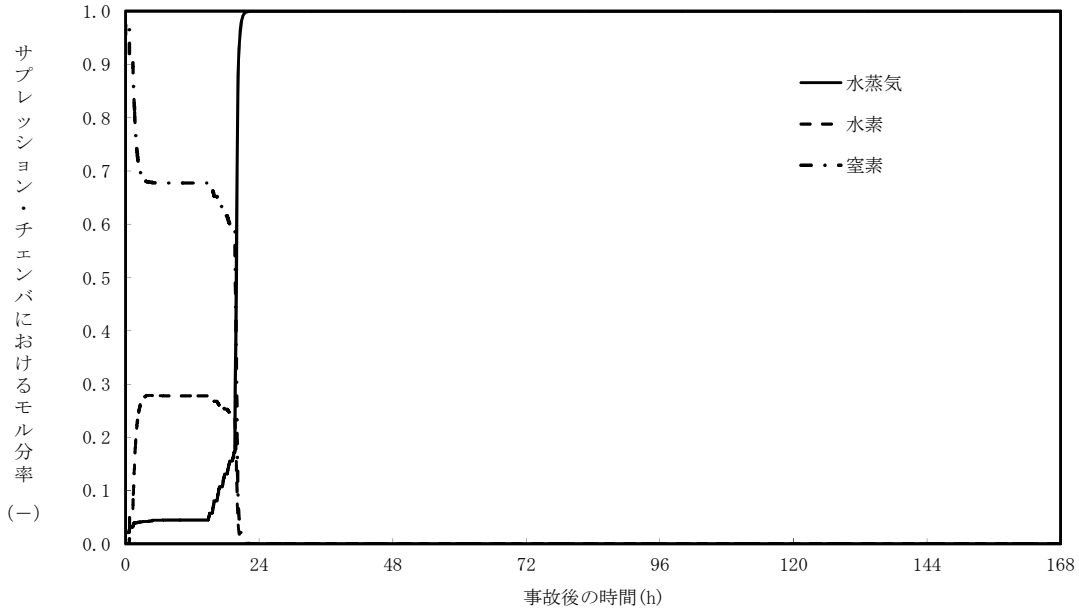


大破断ＬＯＣＡ解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

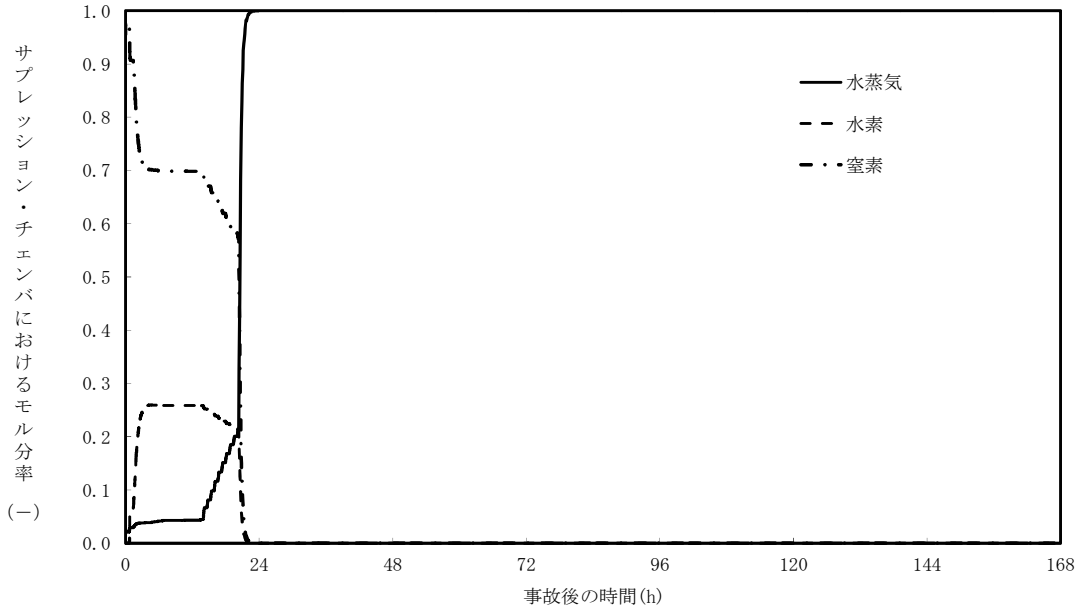


大破断ＬＯＣＡ解析（感度解析：空隙率 0.0 以下で完全閉塞）

第 5 図　ドライウェル気相濃度の比較



大破断ＬＯＣＡ解析（ベースケース：空隙率 0.1 以下で完全閉塞）

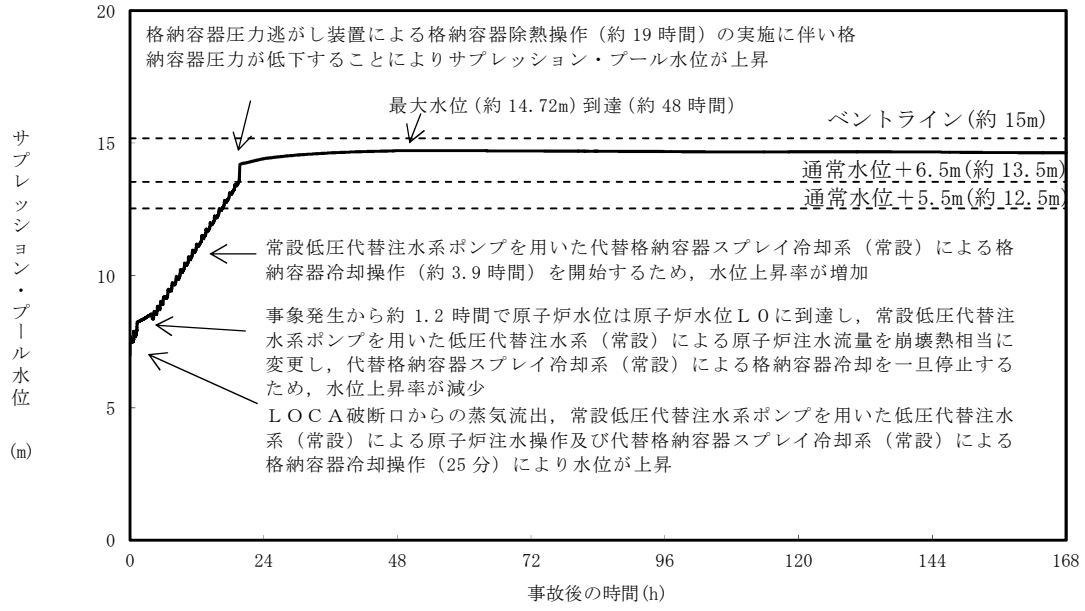


大破断ＬＯＣＡ解析（感度解析：空隙率 0.0 で完全閉塞）

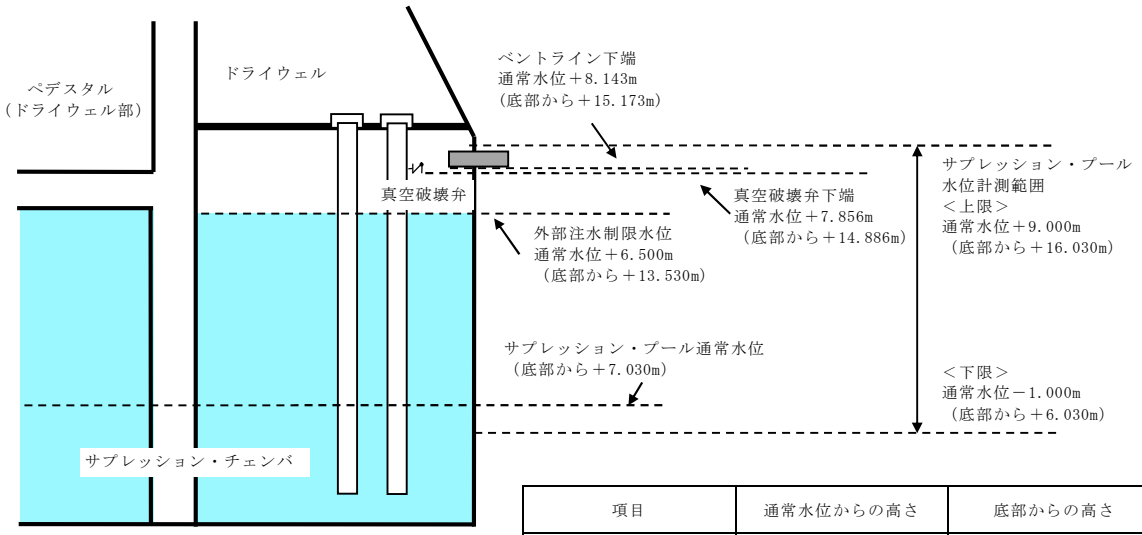
第 6 図　サプレッション・チェンバ気相濃度の比

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

サプレッション・プール水位上昇によって真空破壊弁が水没した場合，サプレッション・チェンバとドライウェルが隔離されることにより，サプレッション・チェンバの圧力が上昇するおそれがある。しかし，有効性評価シナリオにおいて，最もサプレッション・プール水位が上昇する「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）」においても，第 1 図に示すとおり，サプレッション・プール水位は最大で約 14.72m であり，真空破壊弁の下端高さ約 14.88m に到達しないため，真空破壊弁が水没することはない（第 2 図）。



第 1 図　サプレッション・チェンバプール水位の推移



項目	通常水位からの高さ	底部からの高さ
水位計計測範囲（上限）	9.000m	16.030m
ベントライン（下端）	8.143m	15.173m
真空破壊弁（下端）	7.856m	14.886m
外部注水制限	6.500m	13.530m
通常水位	0.000m	7.030m
水位計計測範囲（下端）	－1.000m	6.030m

第２図　サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図

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

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。

l．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，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，ジルコニウムー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ｐＨ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，水位 2.25m から 2.75m の範囲に維持する。高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は，水位 0.5m から 1.0m の範囲に維持する。

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。

（添付資料 3.2.3）

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，「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，格納容器圧力の上昇を抑制する。

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。

ａａ．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，ＬＯＣＡ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－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えるものとする。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 弁あ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 250m^3／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 250m^3／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 150m^3／h，原子炉へ 100m^3／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，300m^3／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，130m^3／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 80m^3／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，80m^3／h でペデスタル（ドライウェル部）に注水し，水位が 2.75m に到達した時点で注水を停止し，水位が 2.25m 以下となった時点で注水を開始するものとする。

(i)　可搬型窒素供給装置

可搬型窒素供給装置は，窒素 198m^3／h 及び酸素 2m^3／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）

(l)　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て，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を判断し

た場合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]に到達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，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後に開始するものとし，ペデスタル（ドライウェル部）水位が 2.25m 到達にて注水を開始し，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 4.0vol％（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 80m^3／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 250m^3／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 300m^3／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 150m^3／h，原子炉へ 100m^3／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 130m^3／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 4.0vol％（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 時間後にの最高値の約 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 13Vol%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 4.0Vol%（ドライ条件）にとどまることから，可燃限界の 5Vol%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^{-2}TBq 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^{-2}TBq（事象発生 30 日間）及び約 3.9×10^{-2}TBq（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ＳＡＦＥＲの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードＭＡＡＰの評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，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－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ＳＡＦＥＲの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードＭＡＡＰの評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，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。

3.2.4 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は，7 日間の対応を考慮すると，合計約 380m^{3}の水が必要となる。水源として，代替淡水貯槽に約 4,300m^3，北側淡水池に約 2,500m^{3}及び高所淡水池に約 2,500m^{3}を保有している。これにより，必要な水源は確保可能である。なお，北側淡水池又は高所淡水池からの補給を考慮しない場合でも代替淡水貯槽の水源により 7 日間の注水継続が可能である。

（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。

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。

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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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

【　】：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 3.2-1 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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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

【　】：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 3.2-1 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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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

【　】：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 3.2-1 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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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（ＳＡ） 格納容器内酸素濃度（ＳＡ）
サプレッション・プールｐＨ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

【　】：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 3.2-1 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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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，水位 2.25m から 2.75m の範囲に維持する。 ・高さ 0.2m までの溶融炉心堆積が検知されない場合は，水位 0.5m から 1m の範囲に維持する。	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

【　】：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 3.2-1 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）

操作及び確認	手順	重大事故等対処設備		
		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	－

【　】：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 3.2-2 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
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
初期条件	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
	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
	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℃	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 3.2-2 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
初期条件	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℃	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℃	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
	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
	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小さく抑えつつ，「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して設定（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

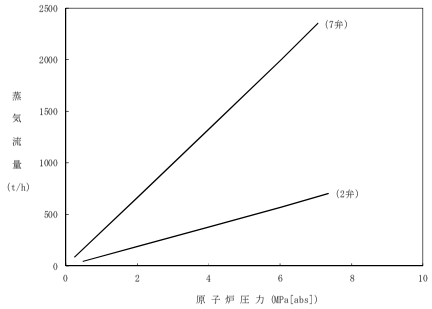
第 3.2-2 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（3／7）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	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
	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）（4／7）

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）（5／7）

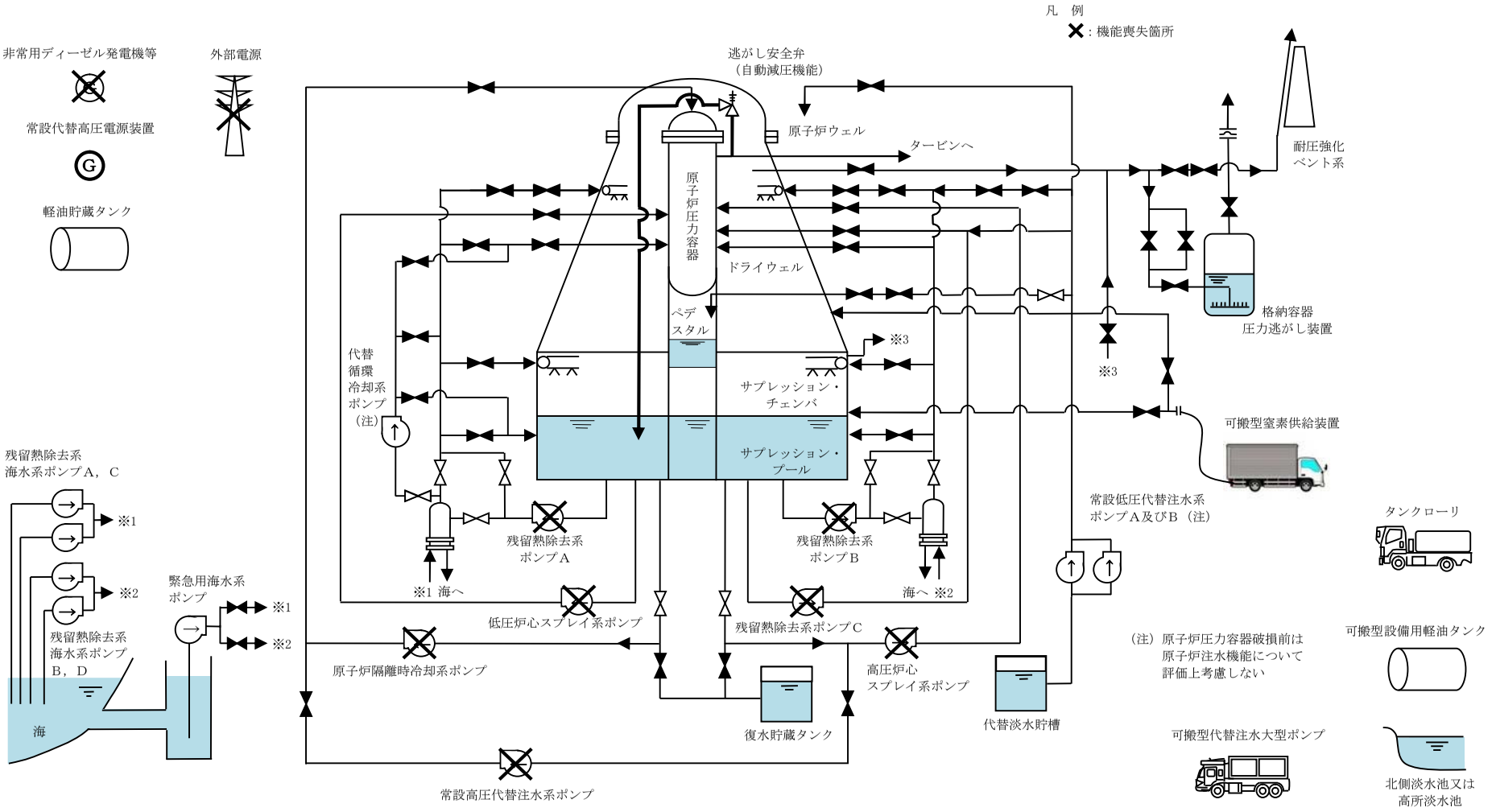
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	逃がし安全弁	（原子炉圧力制御時） 安全弁機能 7.79MPa[gage]×2 個，385.2t／h／個 8.10MPa[gage]×4 個，400.5t／h／個 8.17MPa[gage]×4 個，403.9t／h／個 8.24MPa[gage]×4 個，407.2t／h／個 8.31MPa[gage]×4 個，410.6t／h／個	設計値を設定 なお，安全弁機能は逃がし弁機能に比べて原子炉圧力が高めに維持され，原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなるため，評価項目に対して厳しい条件となる
		（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）(6／7)

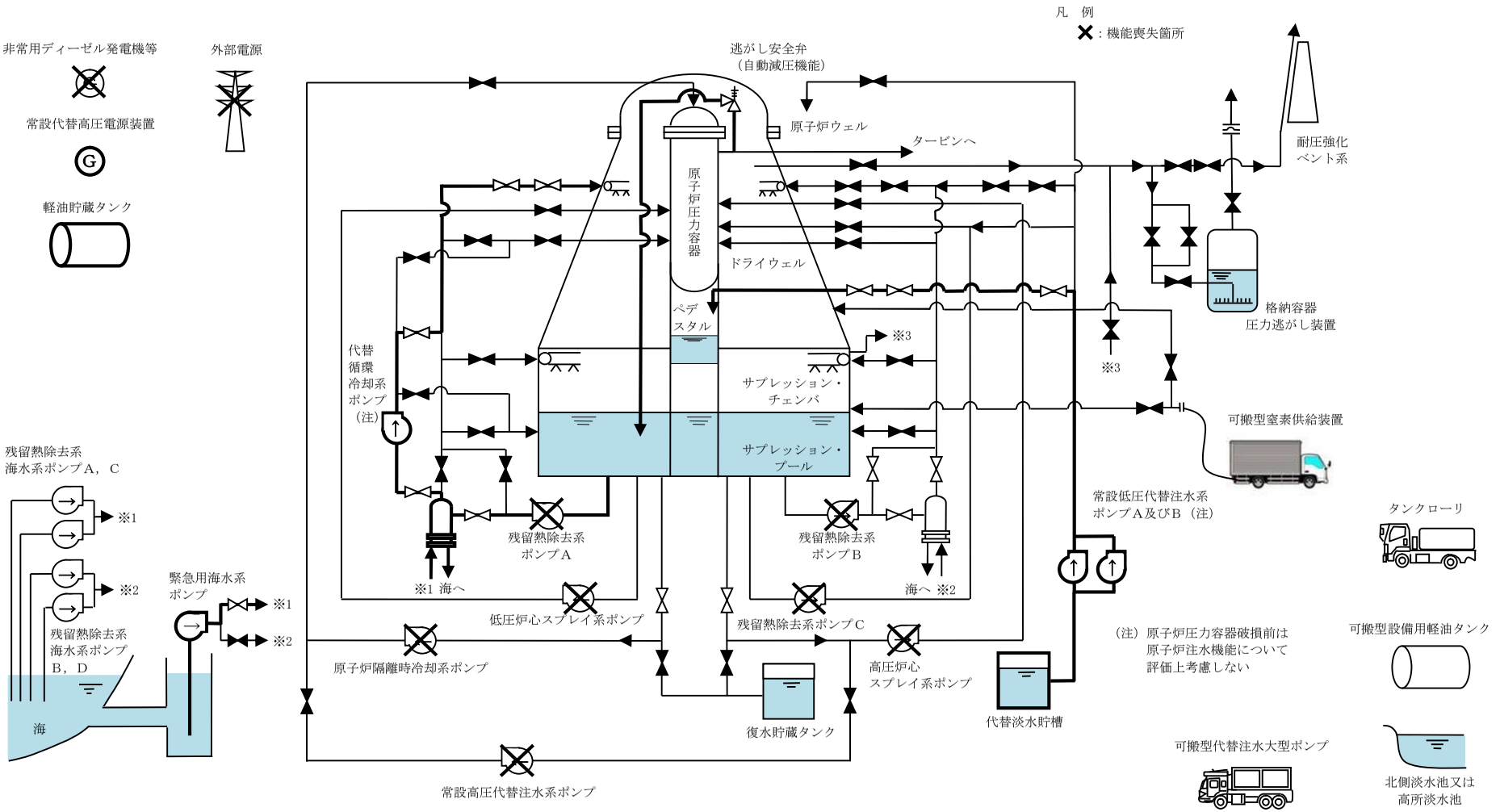
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	原子炉圧力容器破損判断後： 300m^3／h にて格納容器へスプレイ	格納容器圧力及び雰囲気温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
		格納容器圧力制御： 130m^3／h にて格納容器へスプレイ	格納容器圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	格納容器下部注水系（常設）	80m^3／h にてペデスタル（ドライウェル部）へ注水	溶融炉心の冠水継続が可能な流量として設定
	可搬型窒素供給装置	窒素 198m^3／h 及び酸素 2m^3／h の流量で窒素供給	格納容器内の酸素濃度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℃	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）（7／7）

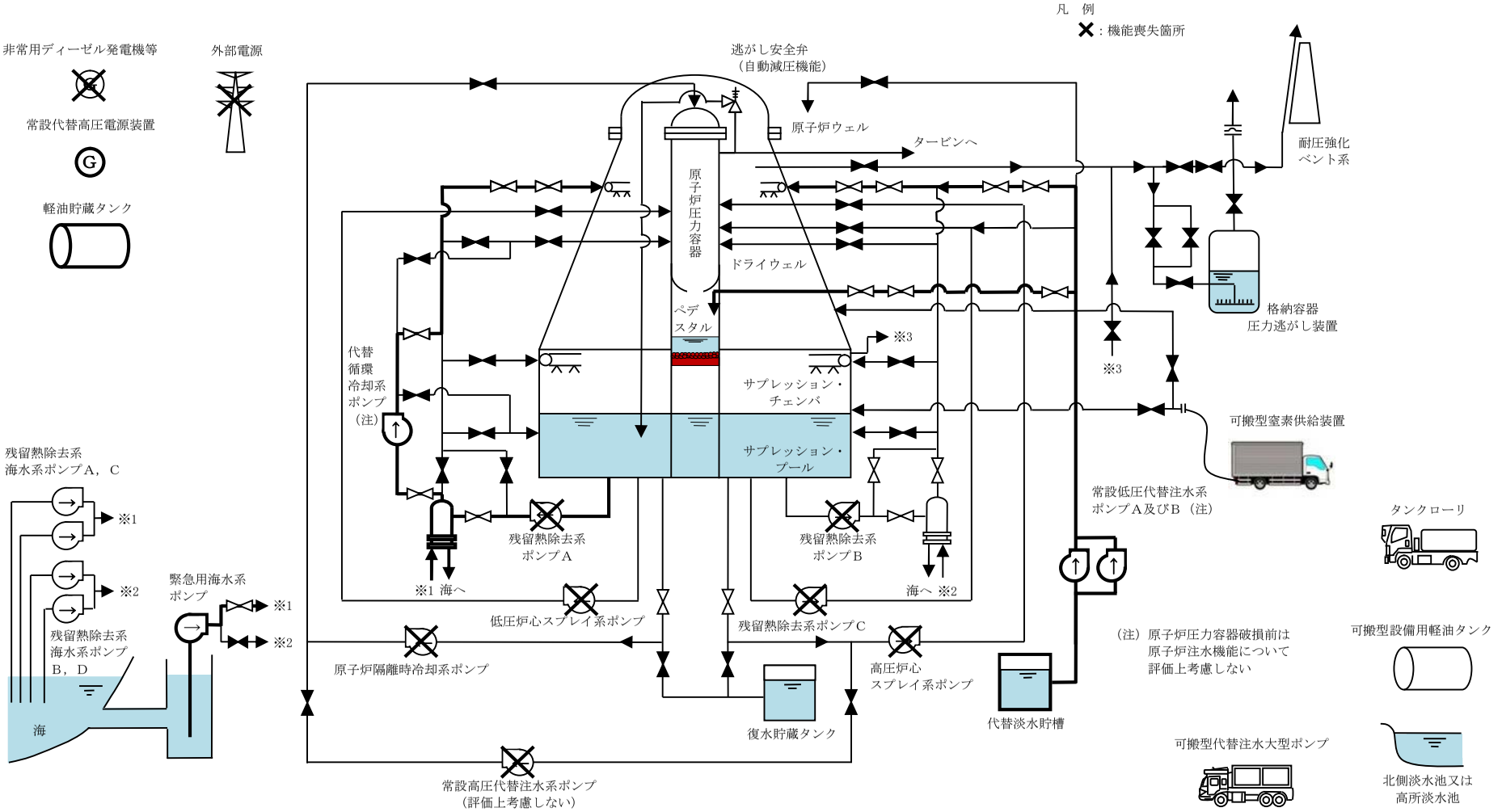
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%高い位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮して設定 （添付資料 3.2.1）
	緊急用海水系による海水通水及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後	緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間等を考慮して設定
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作	代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系による格納容器除熱操作開始から 19 分後	操作準備に必要な時間を考慮して設定
	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	格納容器圧力及び温度の抑制効果を踏まえて設定
	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によるペデスタル（ドライウェル部）注水操作	原子炉圧力容器破損 7 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	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]以下となった時点で停止	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



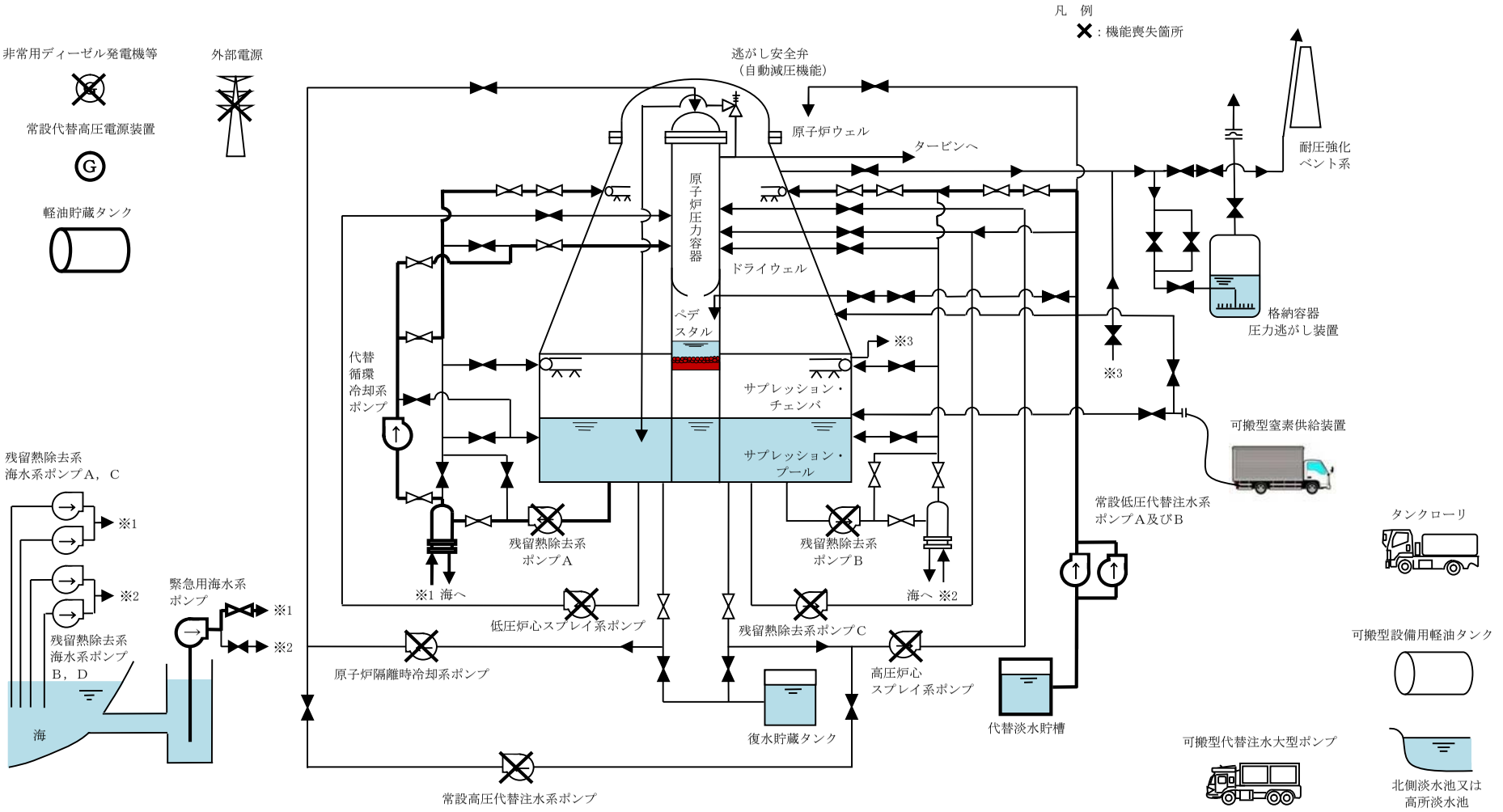
第 3.2-1 図　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図（1／5）
（原子炉圧力容器破損前の逃がし安全弁による原子炉減圧段階）



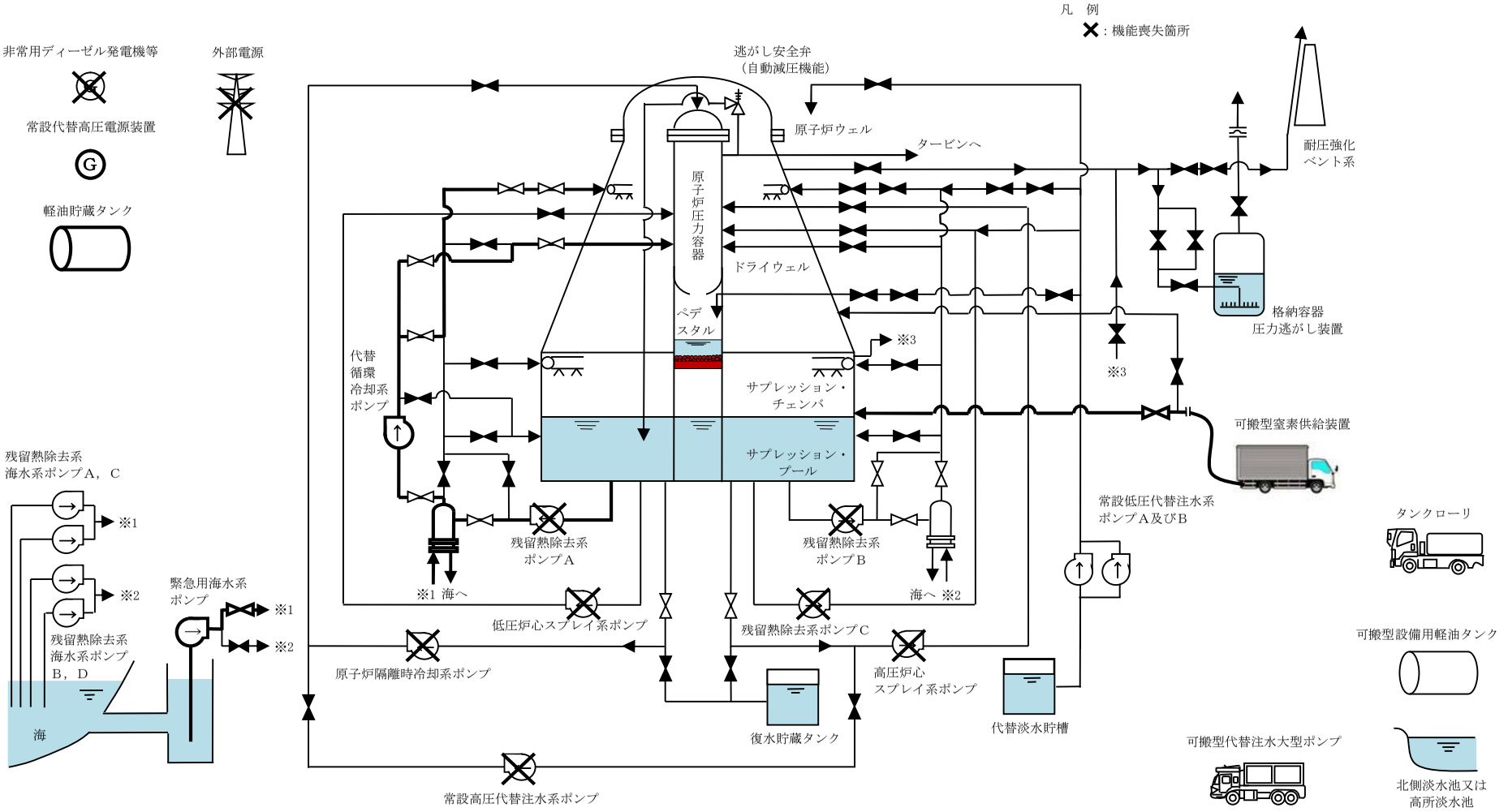
第 3.2-1 図　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図（2／5）
（原子炉圧力容器破損前の代替循環冷却系による格納容器除熱及び
格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保段階）



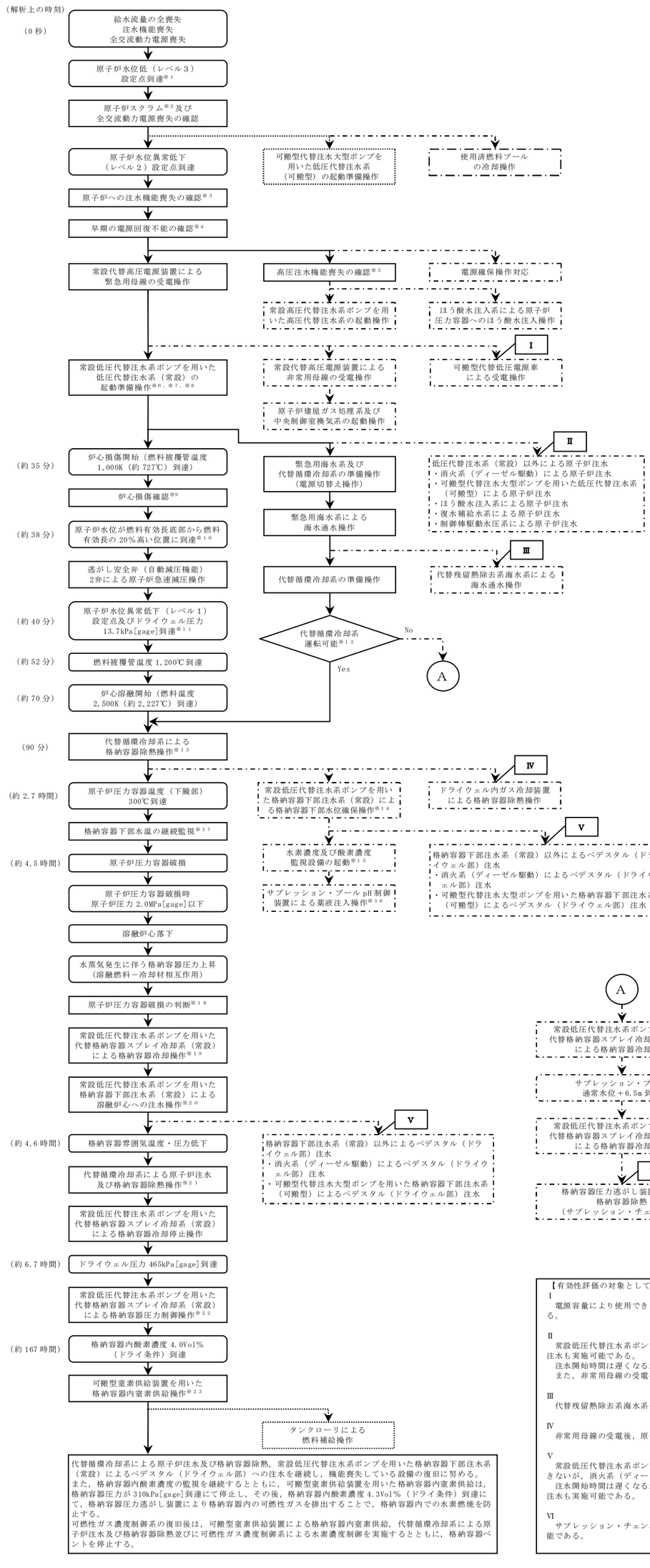
第 3.2-1 図　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の重大事故等対処設備の概略系統図（3／5）
（原子炉圧力容器破損後の代替循環冷却系による格納容器除熱，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による
格納容器冷却及び格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水段階）



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)



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・確認（運転員）
：プラント状態（解析）
：判断
：操作及び判断
：解析上考慮しない操作
：重大事故等対応要員（現場）の作業
：運転員と重大事故等対応要員（現場）の共同作業

※１：外部電源喪失に伴い，原子炉スクラム，主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプ停止となるが，解析上は原子炉水位低（レベル３）設定点到達にて原子炉スクラム信号が発信するものとする。主蒸気隔離弁閉止及び再循環ポンプ停止については，外部電源喪失時とする。

※２：原子炉スクラムは，中央制御室にて平均出力領域計装等により確認する。

※３：全交流動力電源喪失及び原子炉隔離時冷却系の自動起動失敗により原子炉への注水機能が喪失する。

※４：外部電源の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。

※５：中央制御室にて，機器ランプ表示，警報，ポンプ吐出圧力計，系統流量計，原子炉水位計，原子炉圧力計等にて確認する。

※６：原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉止操作を実施する。

※７：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）の起動準備操作は，以下により判断する。
・ＬＯＣＡ発生の確認なし
・高圧・低圧注水機能喪失

※８：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」の有効性評価を実施する上で，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注水機能についても考慮しないものと仮定する。

※９：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ガンマ線線量率の 10 倍以上となった場合とする。格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）及び（Ｓ／Ｃ）による炉心損傷発生の判断ができない場合は，原子炉圧力容器温度により判断する。

※10：原子炉注水の手段が全くない場合，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で，原子炉急速減圧操作の実施を判断する。
「燃料有効長底部から燃料有効長の 20％高い位置」とは，原子炉水位（燃料域）で－2966mm を示す。

※11：原子炉水位異常低下（レベル１）設定点及びドライウェル圧力 13.7kPa[gage]到達により，床ドレン制限弁，機器ドレン制限弁及び原子炉補器冷却水制限弁が自動閉止することを確認する。

※12：残留熱除去系熱交換器への海水通水並びに代替循環冷却系の系統構成及び起動が問題なく行われたことをもって，代替循環冷却系の運転可能を判断する。

※13：炉心損傷していること及び原子炉注水機能が喪失していることにより代替循環冷却系による格納容器除熱操作を実施する。
格納容器スプレイ流量は 250m^3／h で開始する。

※14：ペデスタル（ドライウェル部）内床ドレンサンプの 1m 水位維持機能を使用した追加注水により水位を確保する。
水位確保操作は，非常用母線からの負荷切替え操作，注水開始操作，水位上昇及び注水停止操作を考慮した時間（約 19 分）で実施する。その後，サプレッション・チェンバへの排水により水位が約 1m となった後，床ドレン排水弁及び機器ドレン排水弁は自動閉止する。

※15：炉心損傷を確認した場合，水素濃度及び酸素濃度監視設備を起動し，他のパラメータ同様，格納容器内水素濃度及び酸素濃度を継続して監視する。

※16：サプレッション・プール ｐＨ制御装置（自主対策設備）による薬液注入操作は，格納容器下部水位確保後から実施する。

※17：原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃に到達したことにより原子炉圧力容器の破損徴候を確認し，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。
原子炉圧力容器の破損徴候判断パラメータは以下のとおり。
・原子炉水位の「低下（喪失）」
・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）が「300℃到達」

※18：原子炉圧力容器破損の判断は，以下の破損判断パラメータにより行う。
・格納容器下部水温の「上昇」又は「喪失」
併せて，格納容器下部水温（20cm 位置）の指示変化（オーバースケールやダウンスケール）により溶融炉心の多量落下を判断する。

※19：原子炉圧力容器が破損したことにより，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操作を実施する。
格納容器スプレイ流量は 300m^3／h で開始し，格納容器圧力が低下傾向に転じた後，スプレイを停止する。

※20：溶融炉心の多量落下に伴い，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）注水操作を実施する。
ペデスタル（ドライウェル部）注水流量は 80m^3／h で開始し，格納容器下部水位が 2.75m に到達後，注水を停止する。その後は格納容器下部水位を 2.25～2.75m の範囲に制御する。なお，実手順としては，多数回のペデスタル（ドライウェル部）への注水弁の開閉による当該弁の故障のリスク回避等の観点から，全炉心の崩壊熱による蒸発量相当の注水量で注水を実施する。ただし，全炉心の崩壊熱による蒸発量相当の注水量が格納容器下部注水系（常設）の最低流量を下回る場合は，最低流量にて注水する運用とする。

※21：原子炉圧力容器の破損後に格納容器圧力が低下傾向に転じた後，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操作を停止する。
代替循環冷却系による原子炉注水流量は 100m^3／h とし，格納容器スプレイ流量は 150m^3／h とする。

※22：格納容器圧力が 465kPa[gage]に到達した場合に実施し，これ以降は，格納容器圧力を 400kPa[gage]から 465kPa[gage]の範囲に維持する。なお，実手順としては，多数回の格納容器スプレイ弁の開閉による当該弁の故障のリスク回避等の観点から，可能な限り上記の圧力範囲内で格納容器圧力を維持するよう格納容器スプレイ流量を調整する運用とする。

※23：格納容器内酸素濃度が 4.0vol％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。

【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】

Ⅰ
電源容量により使用できる設備が限られるが，常設代替高圧電源装置が使用できない場合は可搬型代替低圧電源車により P/C を受電する。

Ⅱ
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ポンプ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。

Ⅲ
代替残留熱除去系海水系による海水通水も可能である。

Ⅳ
非常用母線の受電後，原子炉補機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。

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）以外によるペデスタル（ドライウェル部）注水と同等の流量は確保できないが，消火系（ディーゼル駆動）による格納容器スプレイも実施可能である。
注水開始時間は遅くなるが，可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）注水も実施可能である。

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 3.2-2 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

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

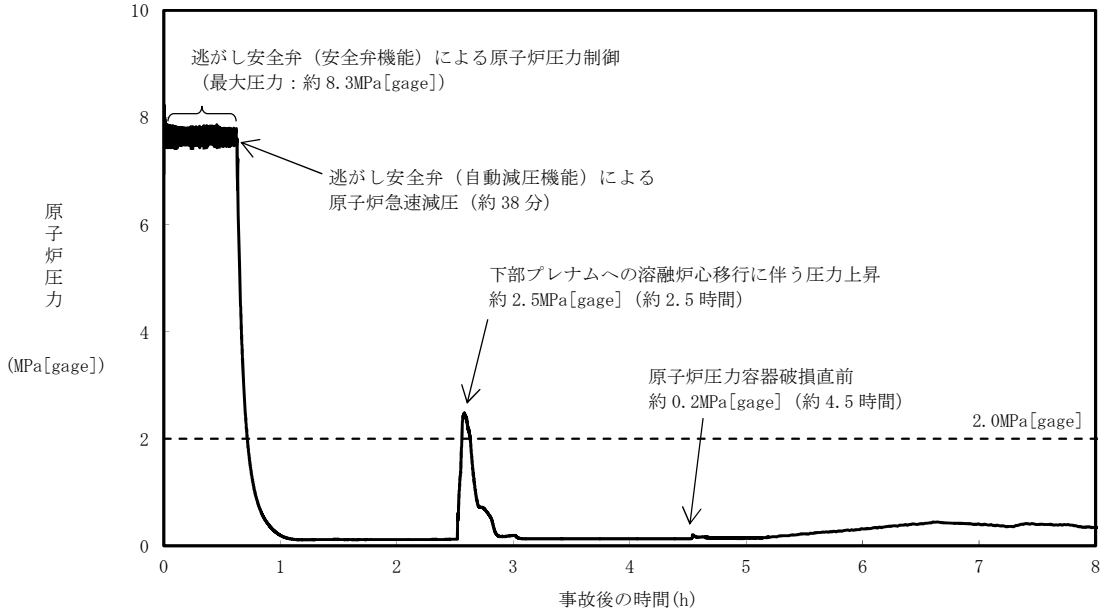
操作項目	実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員				操作の内容	経過時間（分） 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200	備考
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮			
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐			
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡			
	運転員 （中央制御室）	運転員 （現場）		重大事故等対応要員 （現場）			
						▽事象発生 ▽原子炉スクラム ▽プラント状況判断 ▽約35分 炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1,000K 到達） ▽約52分 燃料被覆管温度 1,200℃到達 ▽約70分 炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2,500K 到達） ▽約 38 分 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 ▽2 時間 原子炉建屋ガス処理系及び 中央制御室換気系の起動	
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失敗の確認 ●原子炉への注水機能喪失の確認	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	
	【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	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	
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	解析上考慮しない
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）準備操作	【1人】 B	－	－		●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	原子炉注水は解析上考慮しない
					●原子炉冷却材浄化系吸込弁の閉操作	2 分	
	【1人】 A	－	－		●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　系統構成	3 分	
緊急用海水系による海水通水操作	【1人】 A	－	－		●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，適宜状態監視
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	【1人】 A	－	－		●代替循環冷却系起動に必要な負荷の電源切替操作	6 分	原子炉注水は解析上考慮しない
					●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	4 分	解析上考慮しない
					●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）によるペデスタル水位の調整操作	15 分	水位調整後，適宜状態監視
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，格納容器内水素濃度及び酸素濃度の監視
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
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	
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	【1人】 B	－	－		●非常用母線受電準備	35 分	解析上考慮しない
	－	2人 C，D	－		●非常用母線受電準備	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	8 分	解析上考慮しない
					●非常用母線受電	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 分	起動操作実施後，適宜状態監視
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	【1人】 B	－	－		●ほう酸水注入系起動操作	2 分	解析上考慮しない
					●ほう酸水注入系の注入状態監視	ほう酸水全量注入完了まで適宜状態監視	

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）

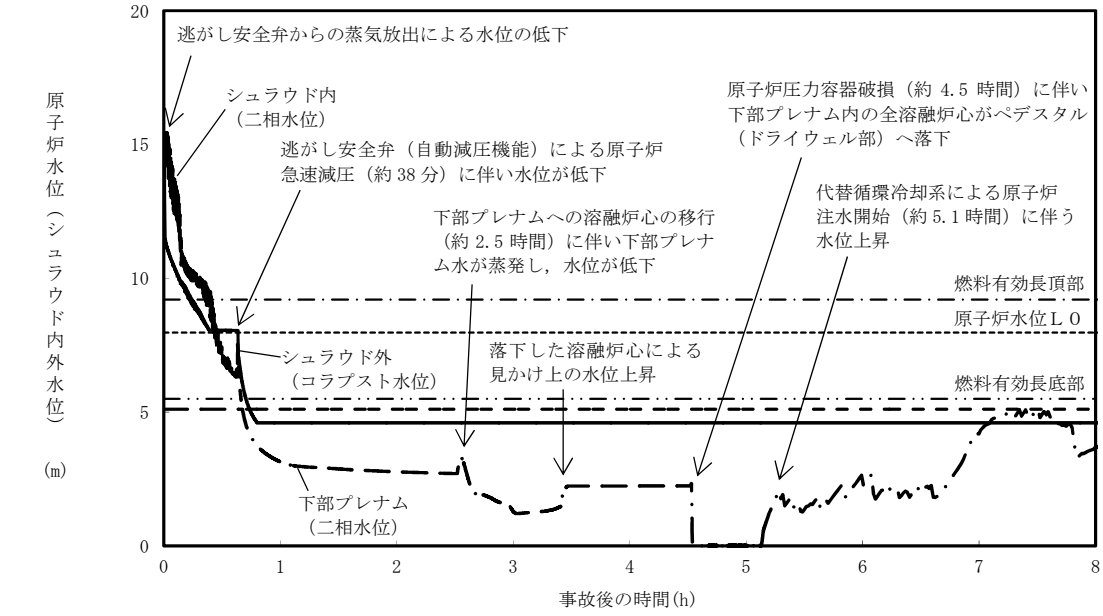
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

操作項目	実施個所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員 運転員（中央制御室）	運転員（現場）	緊急時対策要員（現場）	操作の内容	経過時間（時間） 1 2 3 4 5 25 124 167	備考
					▽約 2.7 時間 原子炉圧力容器温度（下鏡部）が 300℃到達 ▽約 4.5 時間 原子炉圧力容器破損 ▽格納容器圧力 低下から 30 分後 ▽約 124 時間 格納容器内酸素濃度 3.5vol％（ドライ条件）到達 ▽約 167 時間 格納容器内酸素濃度 4.0vol％（ドライ条件）到達	
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	破損判断パラメータ（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水開始後，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	適宜実施	
使用済燃料プールの冷却操作	【1人】 B	－	－	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作	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	解析上考慮しない 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ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作	－	－	10人 c～l	●可搬型代替注水大型ポンプ準備，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	90 分	タンクローリ残量に応じて適宜軽油タンクから補給
				●可搬型窒素供給装置への給油	適宜実施	
必要要員合計	2 人 A，B	2 人 C，D	12人 a～l 及び招集2人			

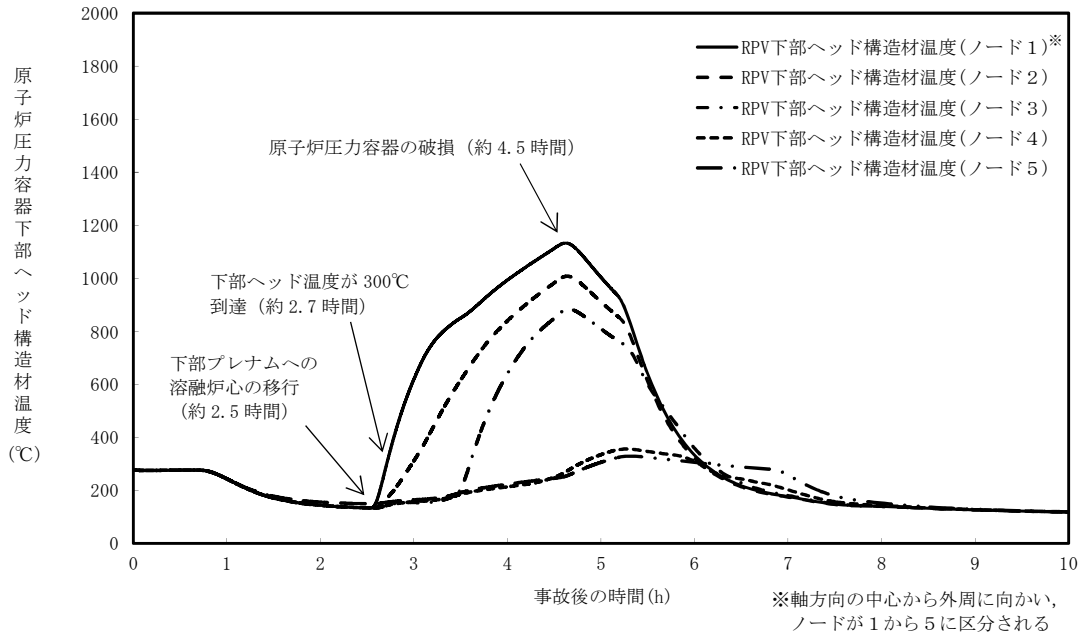
第 3.2-3 図　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の作業と所要時間（2／2）



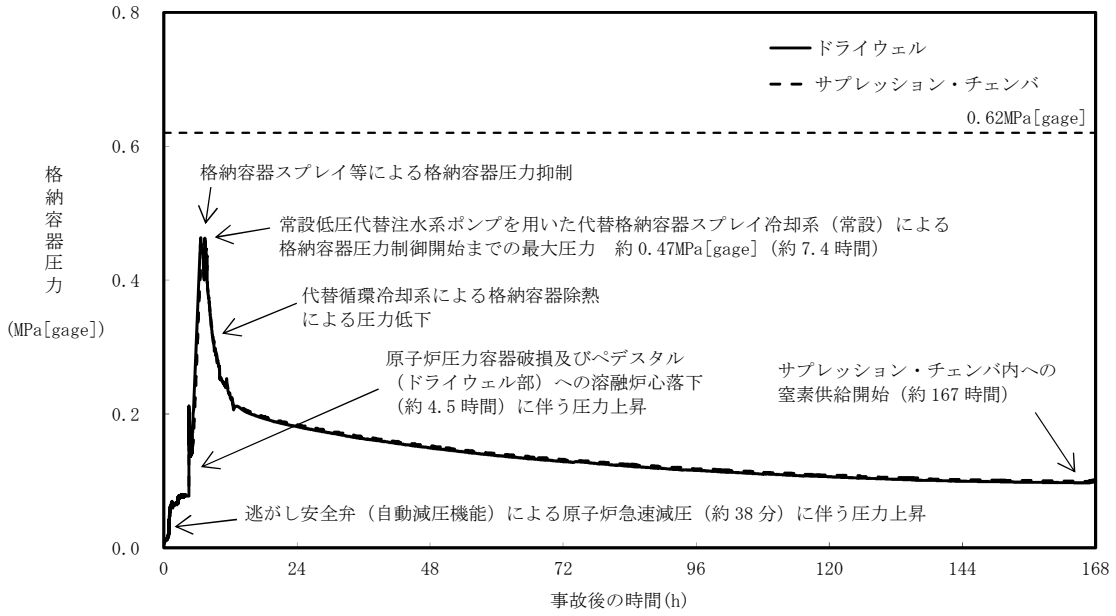
第 3.2-4 図　原子炉圧力の推移



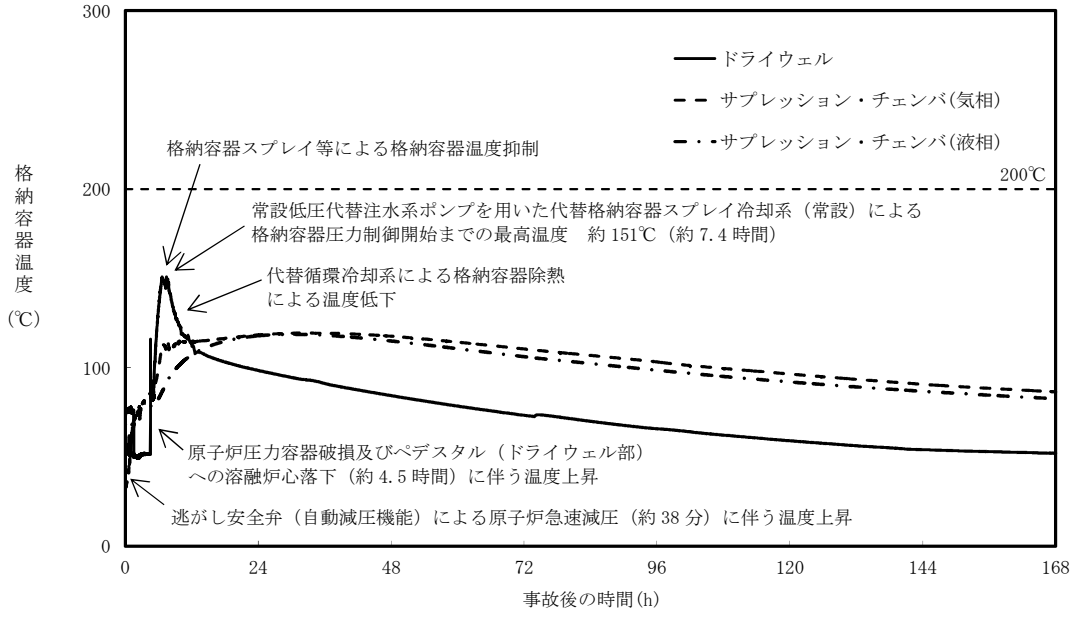
第 3.2-5 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



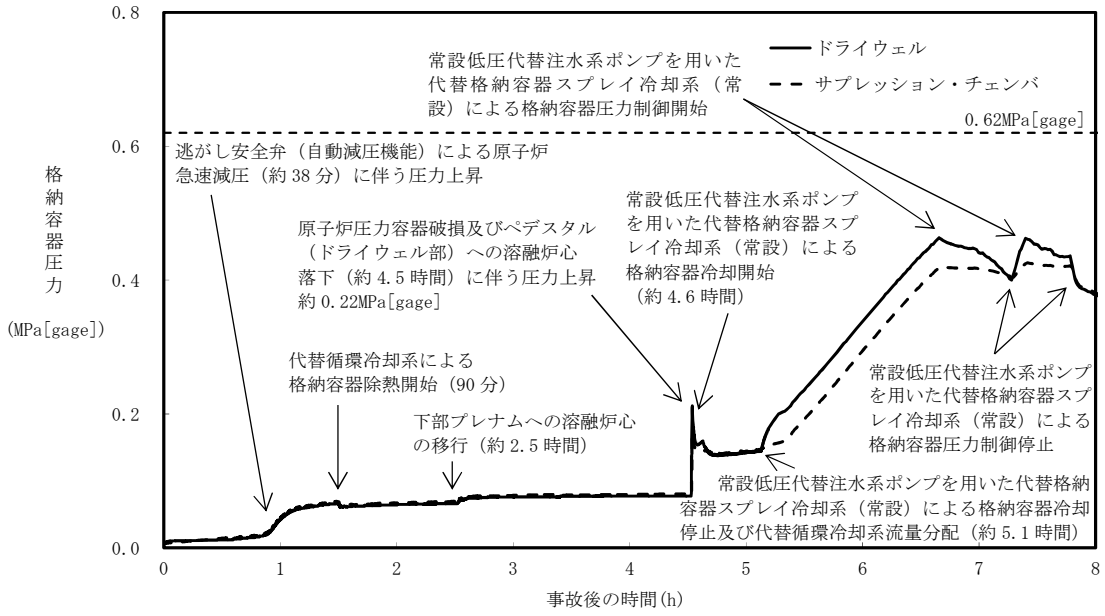
第 3.2-6 図　原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移



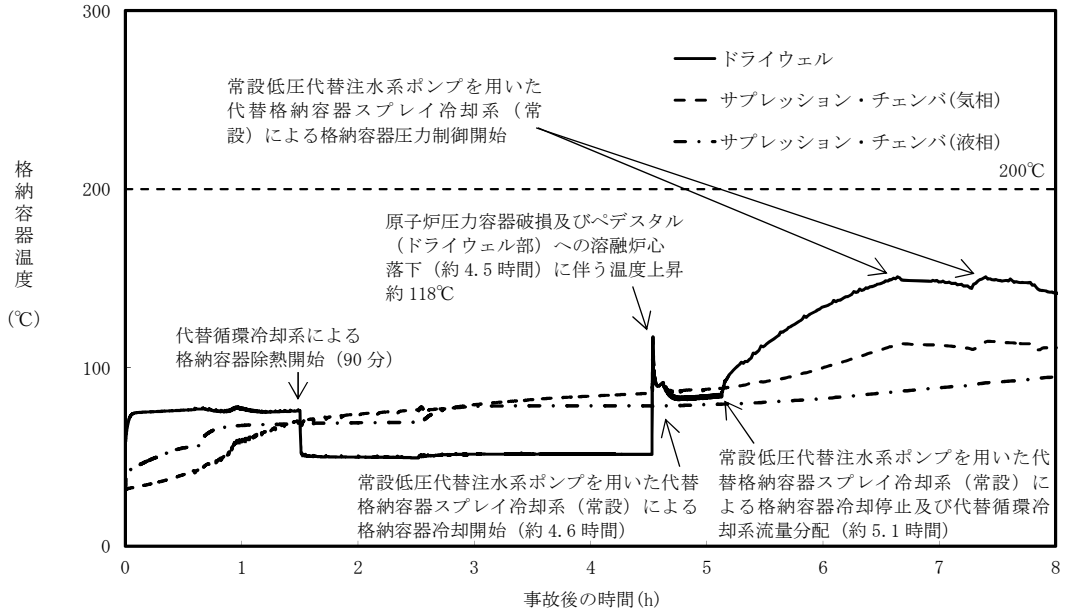
第 3.2-7 図　格納容器圧力の推移



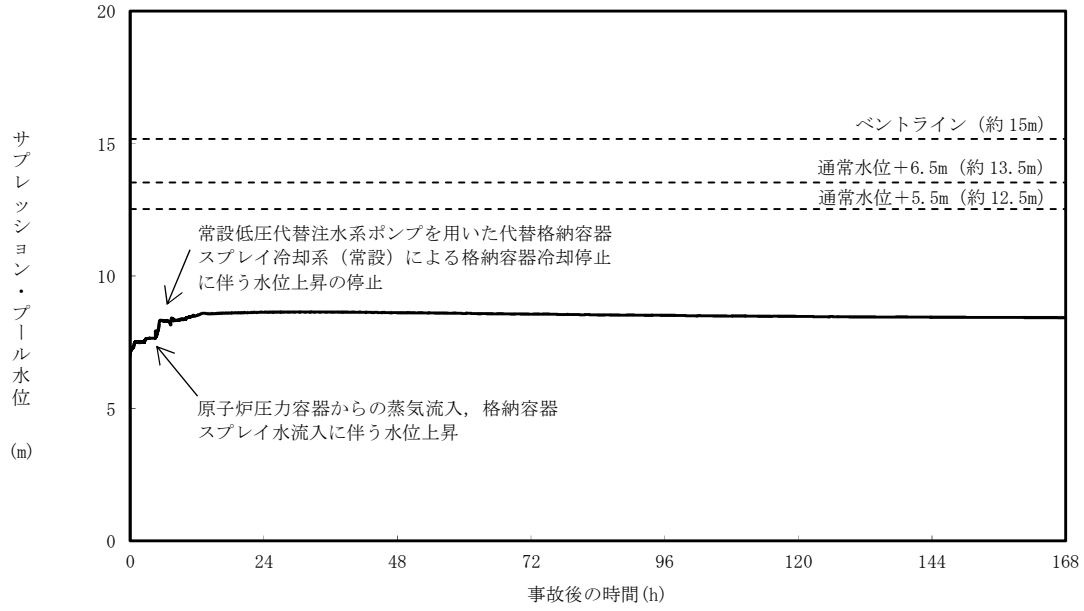
第 3.2-8 図　格納容器雰囲気温度の推移



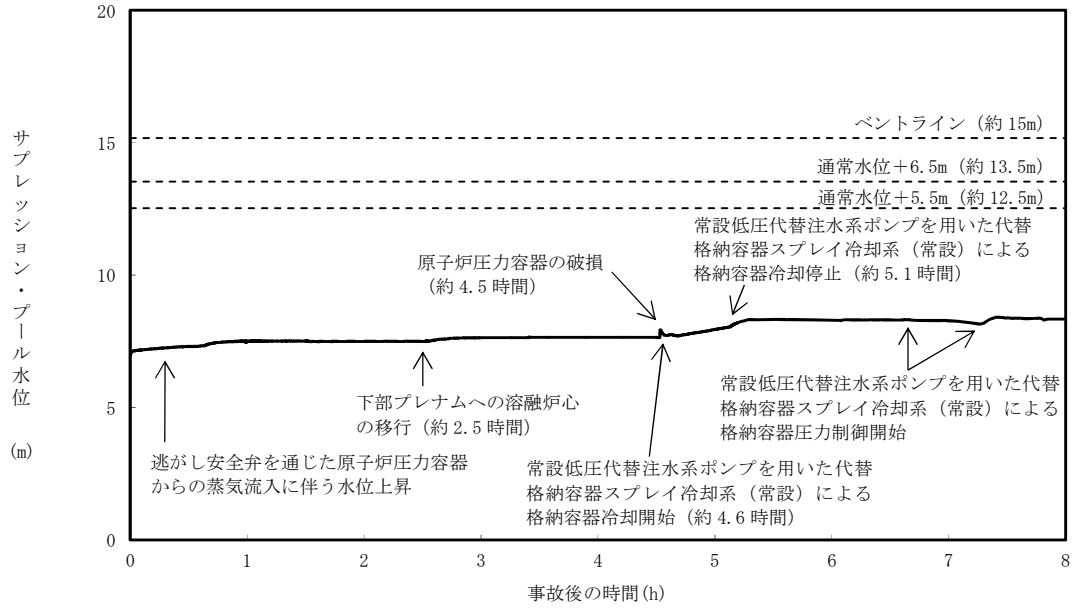
第 3.2-9 図　格納容器圧力の推移（～8 時間）



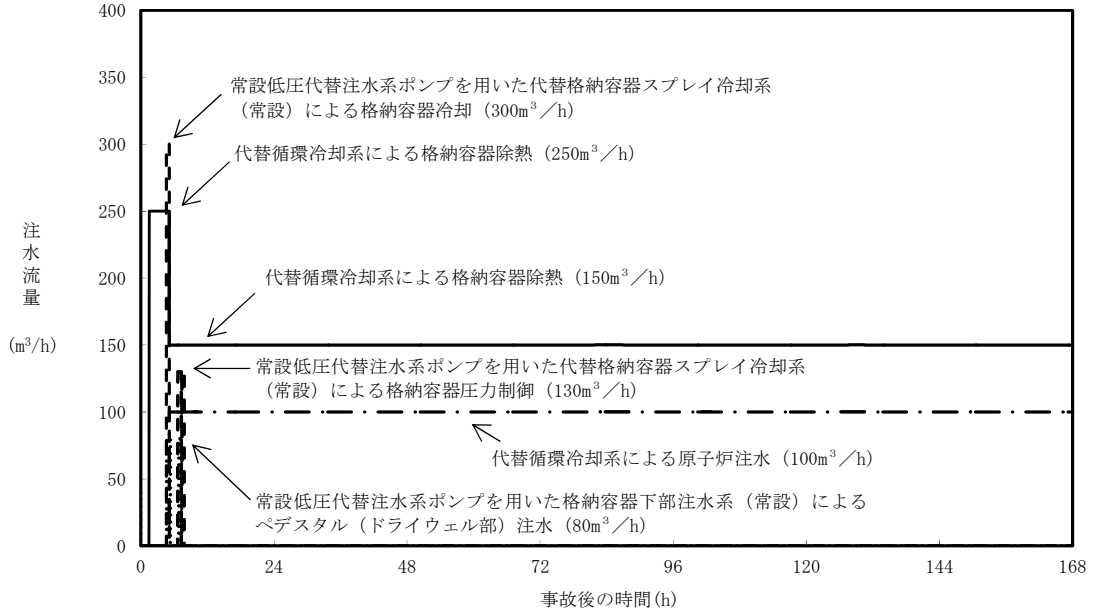
第 3.2-10 図　格納容器雰囲気温度の推移（～8 時間）



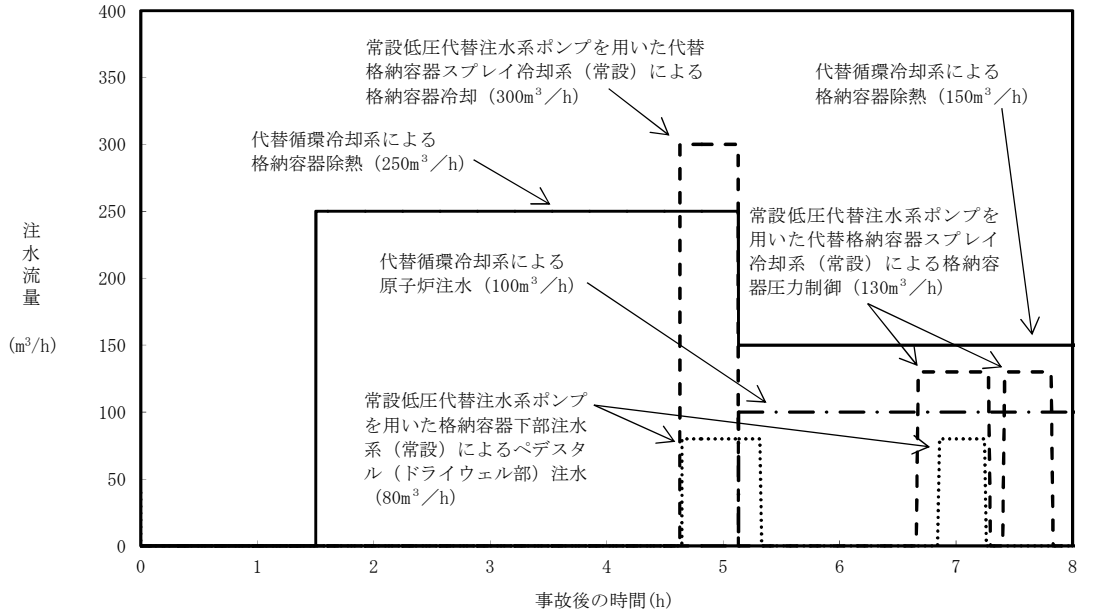
第 3.2-11 図　サプレッション・プール水位の推移



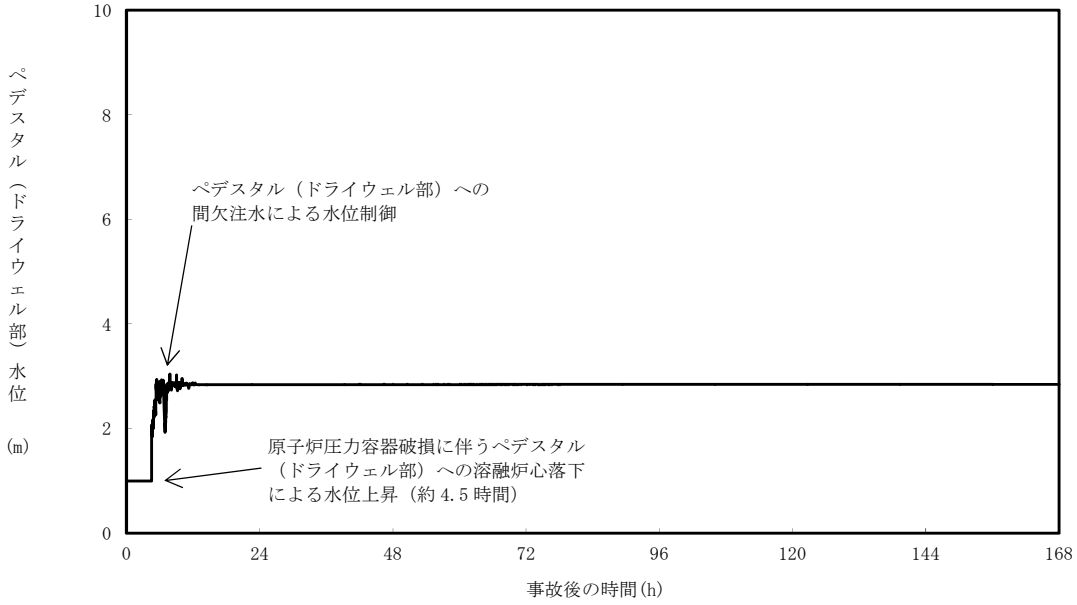
第 3.2-12 図　サプレッション・プール水位の推移（～8 時間）



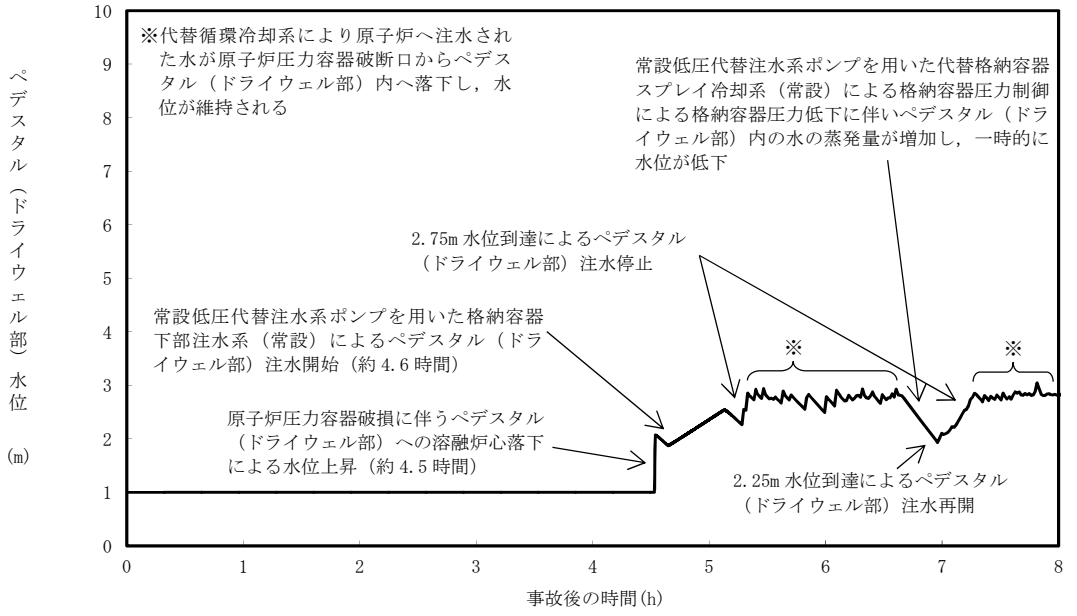
第 3.2-13 図　注水流量の推移



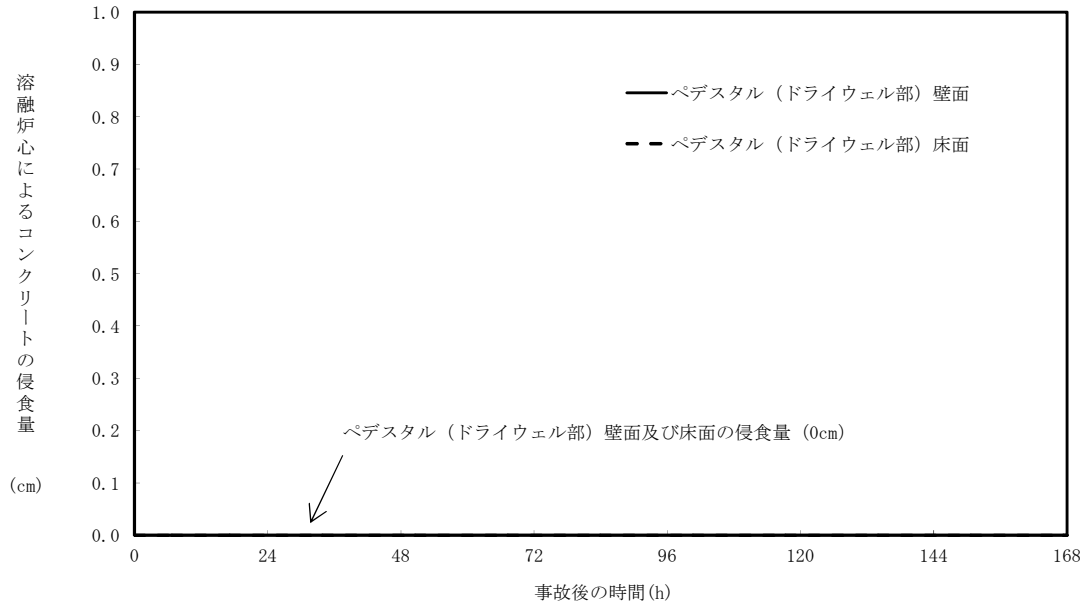
第 3.2-14 図　注水流量の推移（～8 時間）



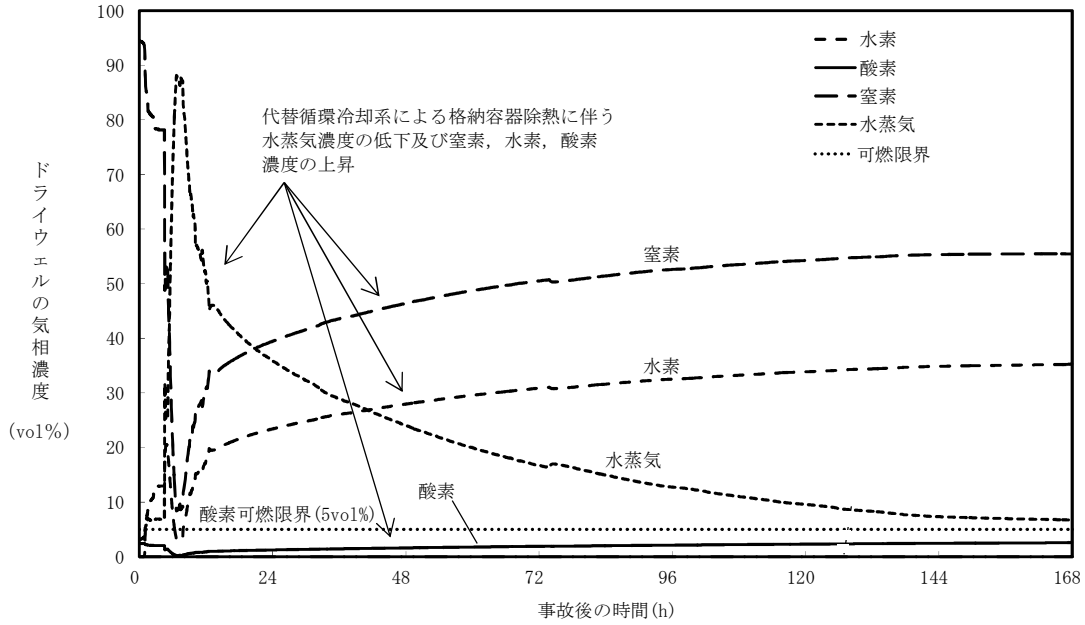
第 3.2-15 図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移



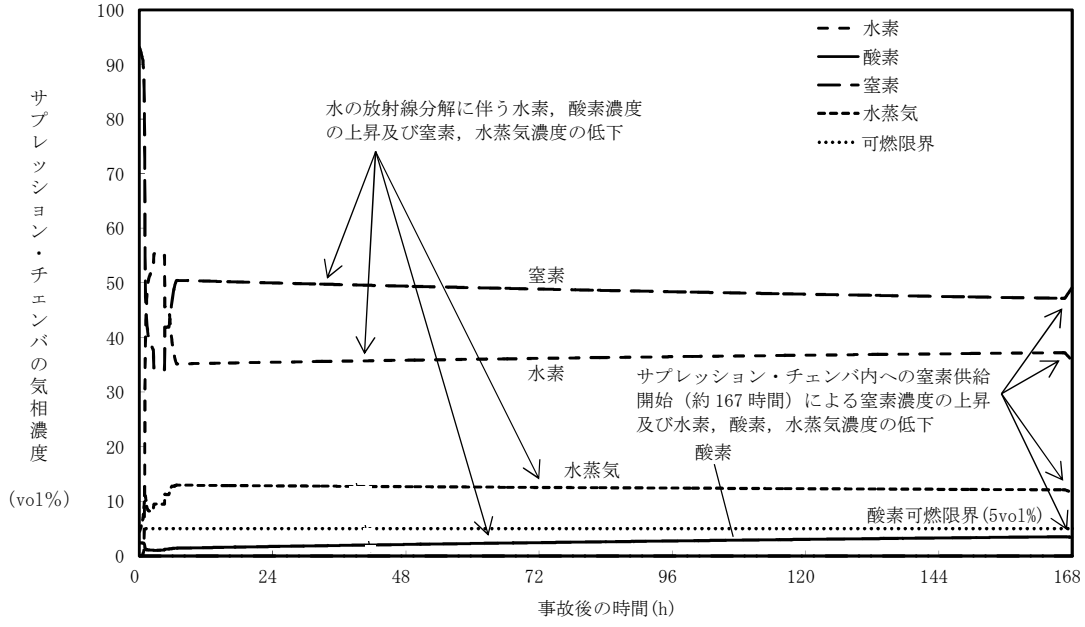
第 3.2-16 図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移（～8 時間）



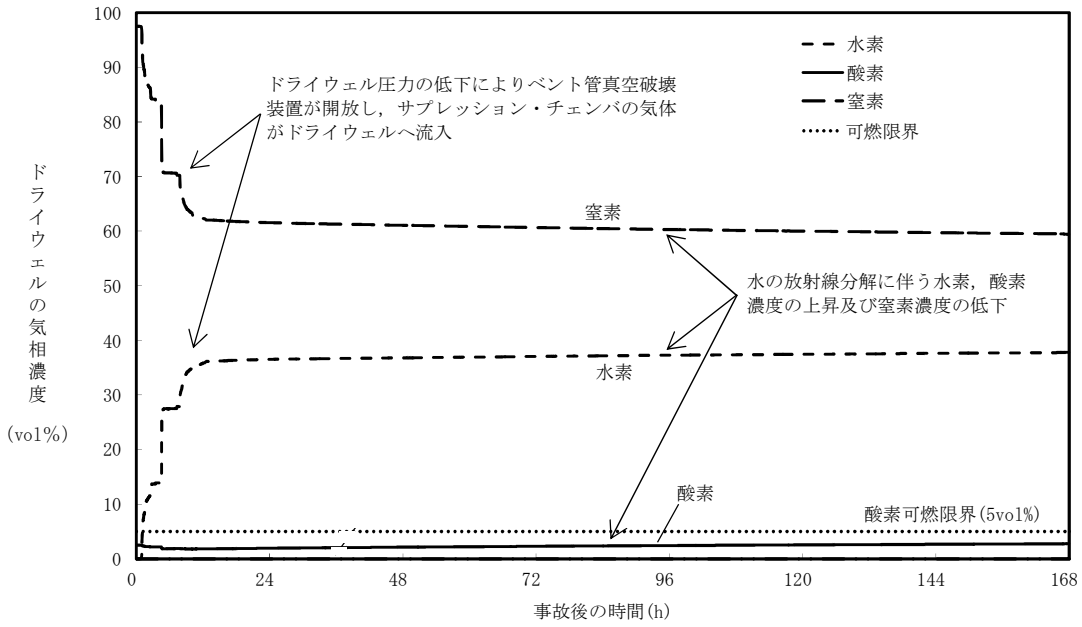
第 3.2-17 図　ペデスタル（ドライウェル部）の
壁面及び床面のコンクリート侵食量の推移



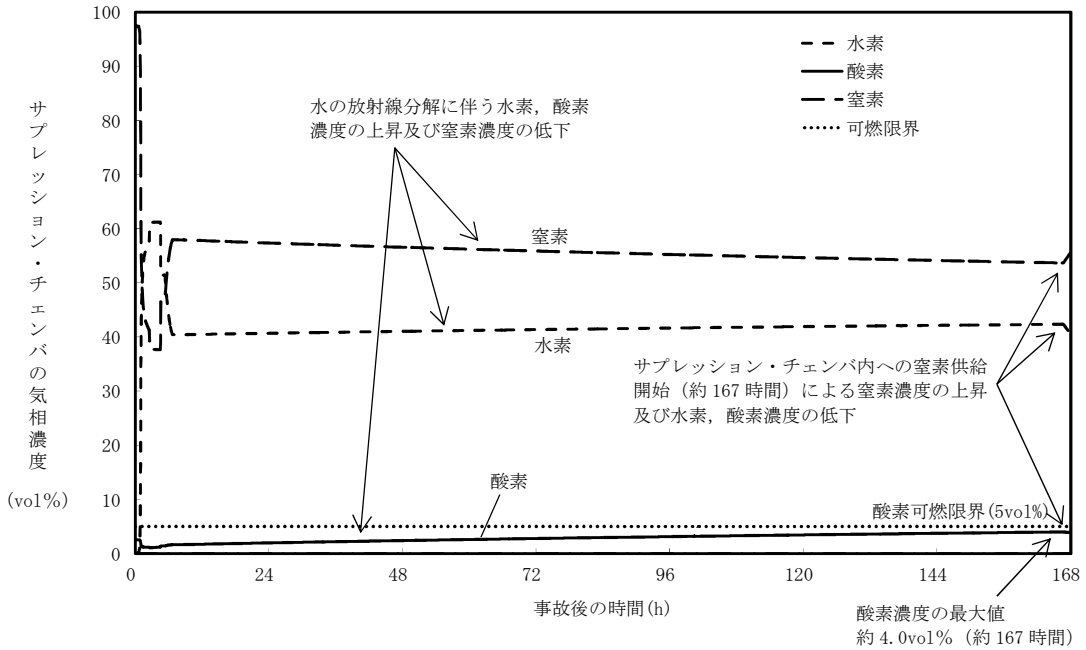
第 3.2-18 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）



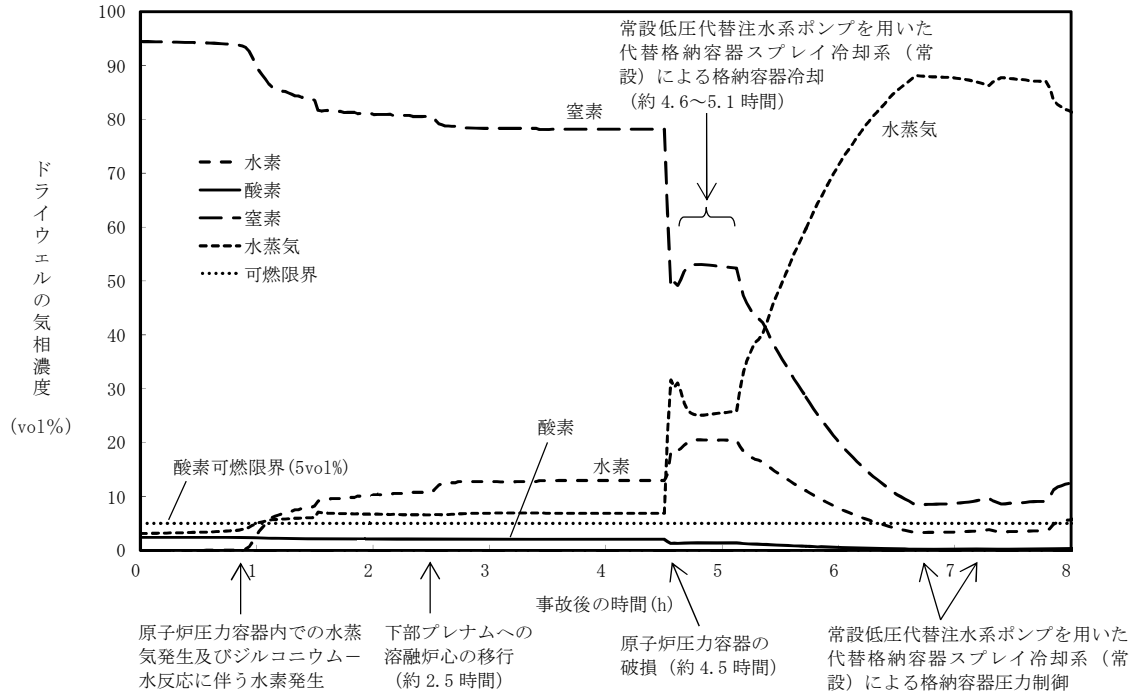
第 3.2-19 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）



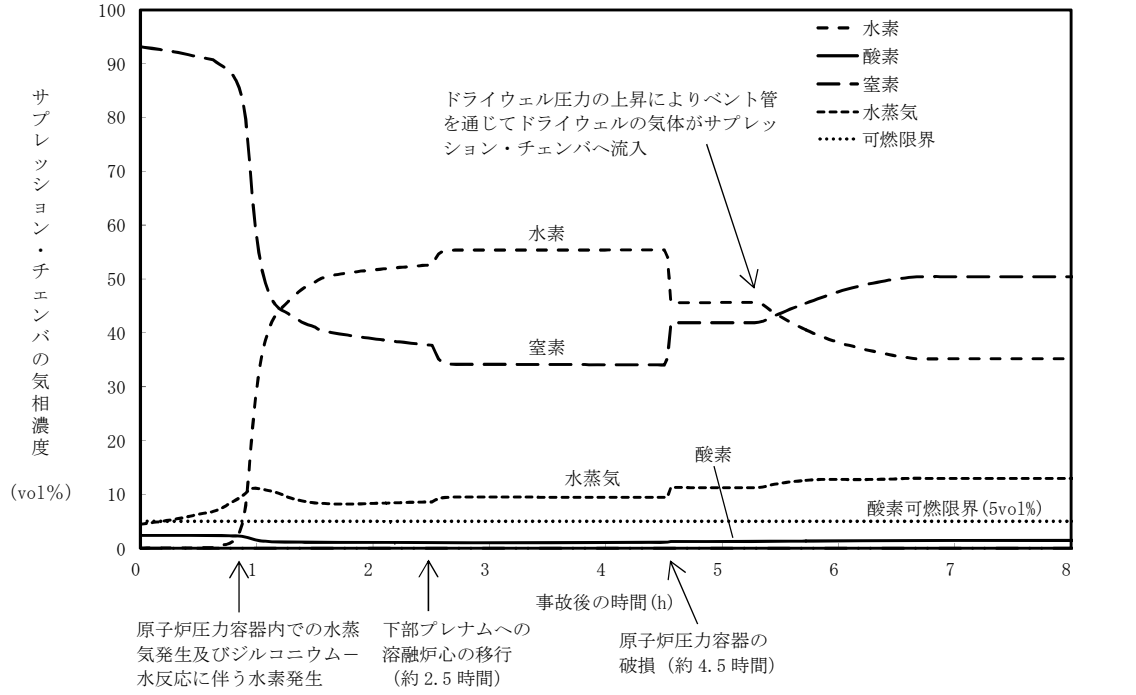
第 3.2-20 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



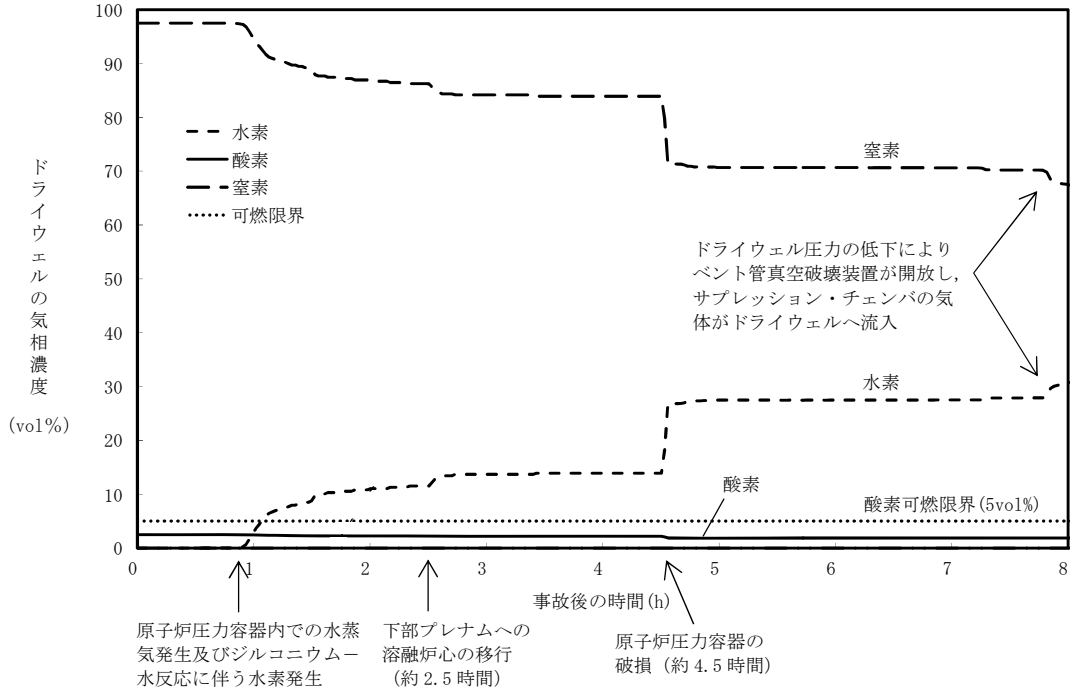
第 3.2-21 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



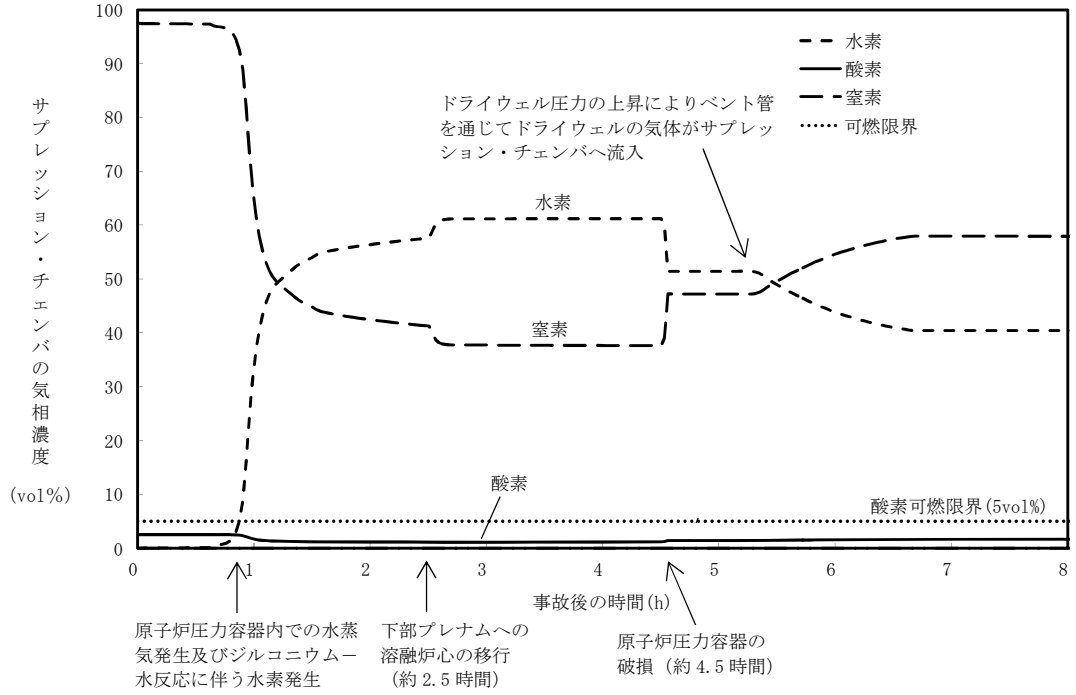
第 3.2-22 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）
（～8 時間）



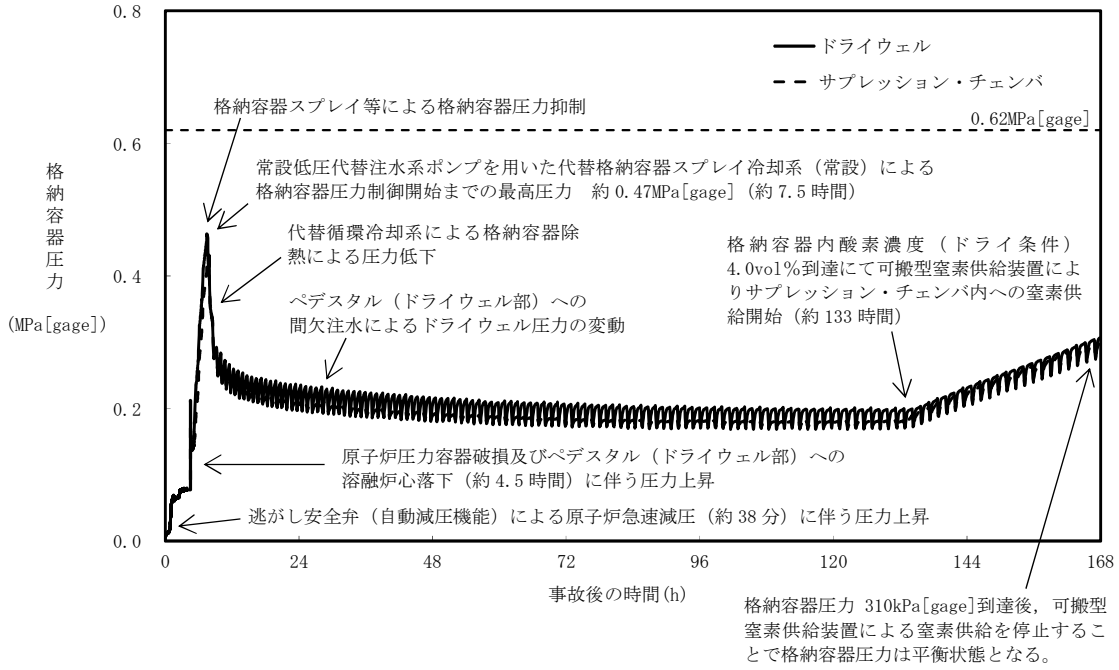
第 3.2-23 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）
（～8 時間）



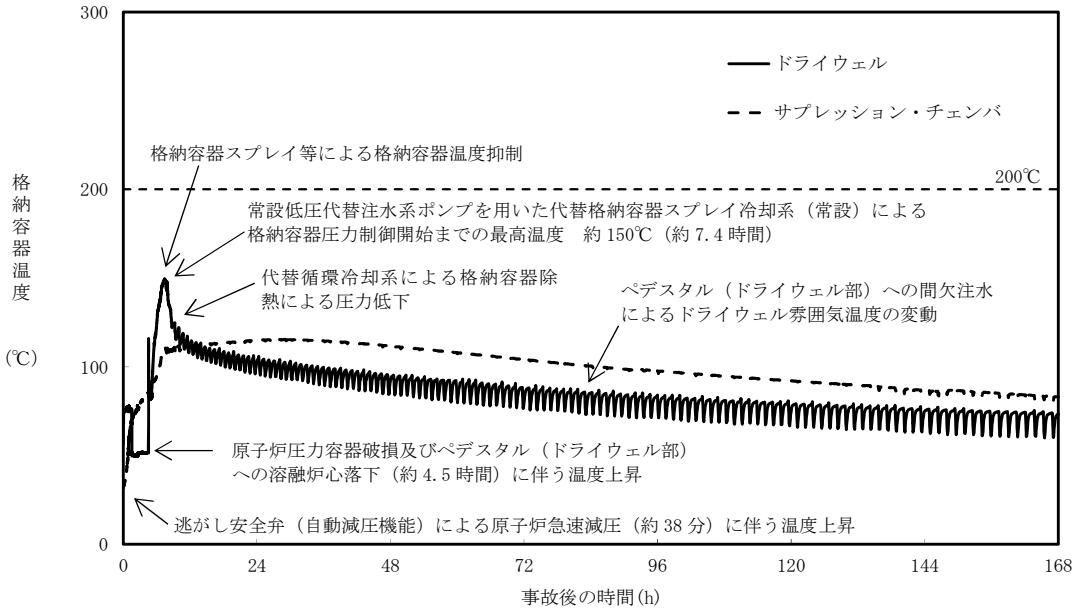
第 3.2-24 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（～8 時間）



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

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

原子炉への注水手段がなく原子炉圧力容器の破損に至るおそれがある場合には，原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧を実施する必要がある。この際，蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ，原子炉水位計（燃料域）で原子炉水位が「燃料有効長底部から燃料有効長の20％高い位置」（以下「ＢＡＦ＋20％」という）を下回った場合に，逃がし安全弁（以下「ＳＲＶ」という）2弁で原子炉の減圧を実施する手順としている。

減圧を実施する水位及び弁数については，以下の評価結果をもとに決定している。

(1)　原子炉手動減圧のタイミングについて

原子炉への注水手段がない場合の原子炉手動減圧のタイミングを検討するため，原子炉水位が「原子炉水位異常低下（レベル１）」（以下「Ｌ１」という）に到達後10分から50分のそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し，水素の積算発生量を評価した。減圧に用いるＳＲＶの弁数は，7弁（自動減圧機能付ＳＲＶ全弁），2弁及び1弁のそれぞれで実施されるものとした。

評価結果を第1表に示すとともに,それぞれの弁数で減圧した場合の原子炉水位及び積算水素発生量の推移を，第1図から第6図に示す。これらの評価結果から，水素の積算発生量については，おおむねＬ１到達後35分から50分の間で大きな差が現れた。

この評価結果から，酸化反応（ジルコニウムー水反応）が活発になる前の，Ｌ１到達後35分までに減圧を実施することが望ましいと判断した。

(2)　原子炉手動減圧に用いる弁数について

第1表より，(1)で判断した原子炉手動減圧を実施するタイミング（Ｌ１到達後35分）近辺の減圧タイミングに着目すると，ＳＲＶ1弁の場合の水素発生量が大きくなっている。また，減圧時の炉内蒸気流量の観点では，ＳＲＶ7弁の場合よりもＳＲＶ2弁の場合の方が，炉内蒸気流量が小さいことから，被覆管に対する負荷が小さいものと考える。

減圧完了までの時間については，第1図，第3図及び第5図のとおり，弁数が少ないほど長くなるが，いずれの場合も原子炉圧力容器破損までの時間に対しては十分な余裕があるため，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心落下量など，原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。

以上から，原子炉手動減圧の際に開放する弁数はＳＲＶ2弁とした。

(3)　原子炉手動減圧を実施する原子炉水位について

上記評価結果より，原子炉手動減圧をＬ１到達後35分以降に実施する場合に水素の積算発生量に顕著な増加が見られること，また，減圧をＬ１到達後10分から35分の間で実施する場合には水素の積算発生量に有意な傾向が確認されないことを踏まえ，蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から，減圧はＬ１到達後35分で実施するものとし，判断基準としてはこのタイミングに相当する原子炉水位を用いることとした。

第3図より，Ｌ１到達後35分での原子炉水位はＢＡＦ＋20%程度であることから，これを原子炉手動減圧実施の水位とした。

なお，海外における同様の判断基準を調査した結果，米国の緊急時操作ガイドライン（ＥＰＧ）[1]の例では，不測事態の蒸気冷却の手順において，原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準をＢＡＦ＋70%程度と

していることを確認した。これは，ＢＡＦ＋70%程度よりも原子炉水位が高い状況では，注水がなくかつ原子炉減圧していない状態でも，冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。当社の判断基準は,米国の例との差異はあるものの，上述の評価結果を踏まえ蒸気冷却効果，水素発生量及び被覆管に対する負荷の観点から定めているものであり，妥当であると考える。

(4)　原子炉水位の確認手段について

原子炉水位は，原子炉水位計（燃料域）によって確認する。原子炉水位がＢＡＦ＋20%に到達する時点（事象発生から約 38 分後）では，原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが，ドライウェル内の気相部温度は 80℃程度であることから，原子炉水位計の凝縮槽内の水位は維持され，原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。

また，仮に水位不明となった場合は炉心損傷を判断した時点で急速減圧を実施する手順となっており，同等の対応となることから，運転員の対応に影響はない。

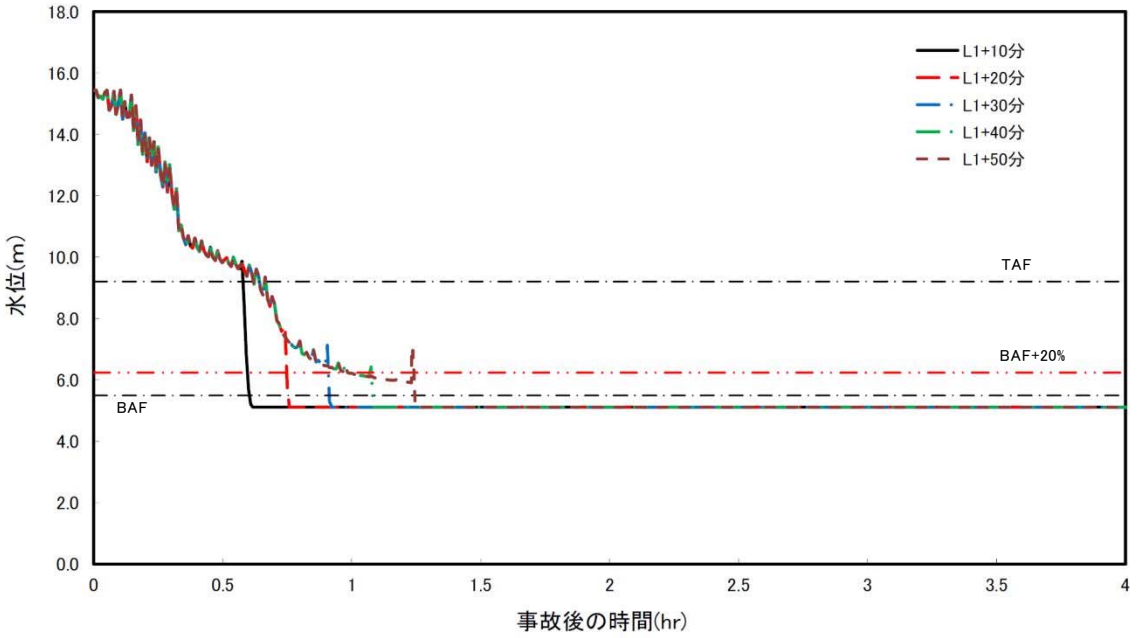
[1] “ABWR Design Control Document [Tier2, Chapter18, Human Factors Engineering]”, GE Nuclear Energy, Mar.1997.

第１表　原子炉手動減圧に関する解析結果

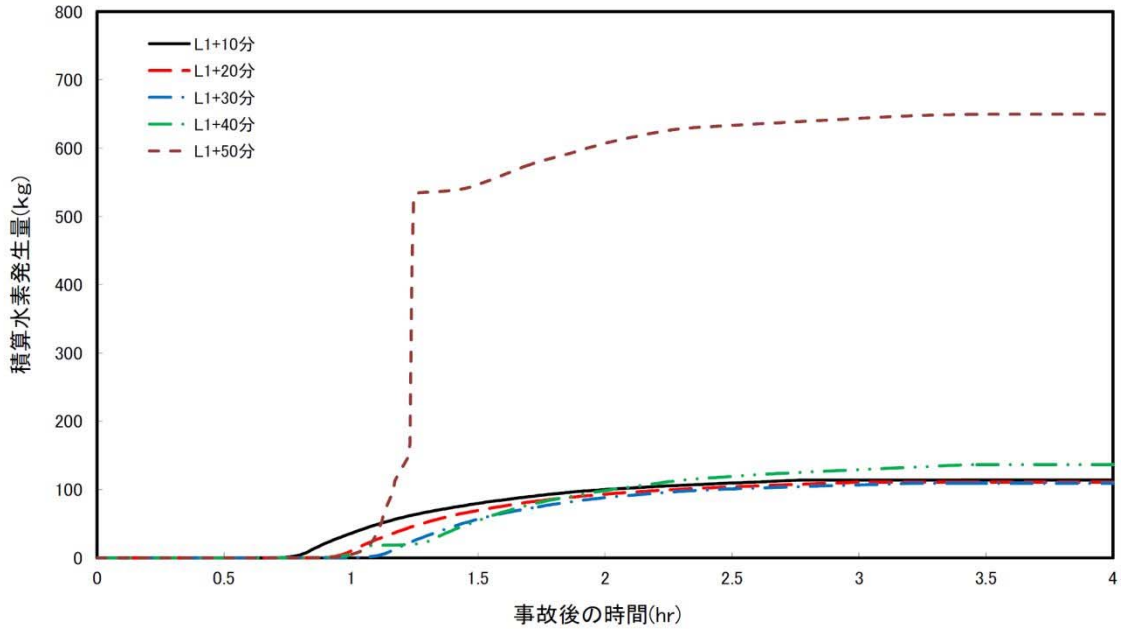
減圧弁数	L1 到達後の時間遅れ[分]	水素発生量 [kg]	被覆管への荷重*
ＳＲＶ 7 弁	10	114	87
	20	111	78
	30	109	163
	40	137	119
	50	650	68
ＳＲＶ 2 弁	10	272	40
	20	253	106
	30	295	92
	35	295	51
	40	578	98
ＳＲＶ 1 弁	10	403	80
	20	405	83
	30	469	63
	40	599	103

*減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]

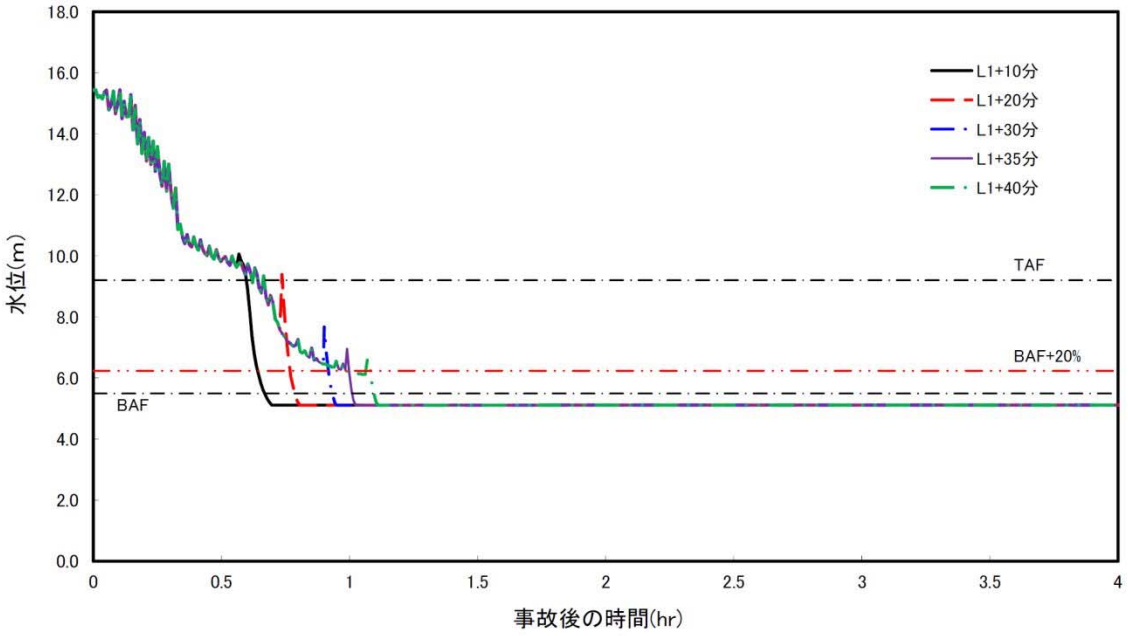
（減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては，燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ，蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから，加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている）



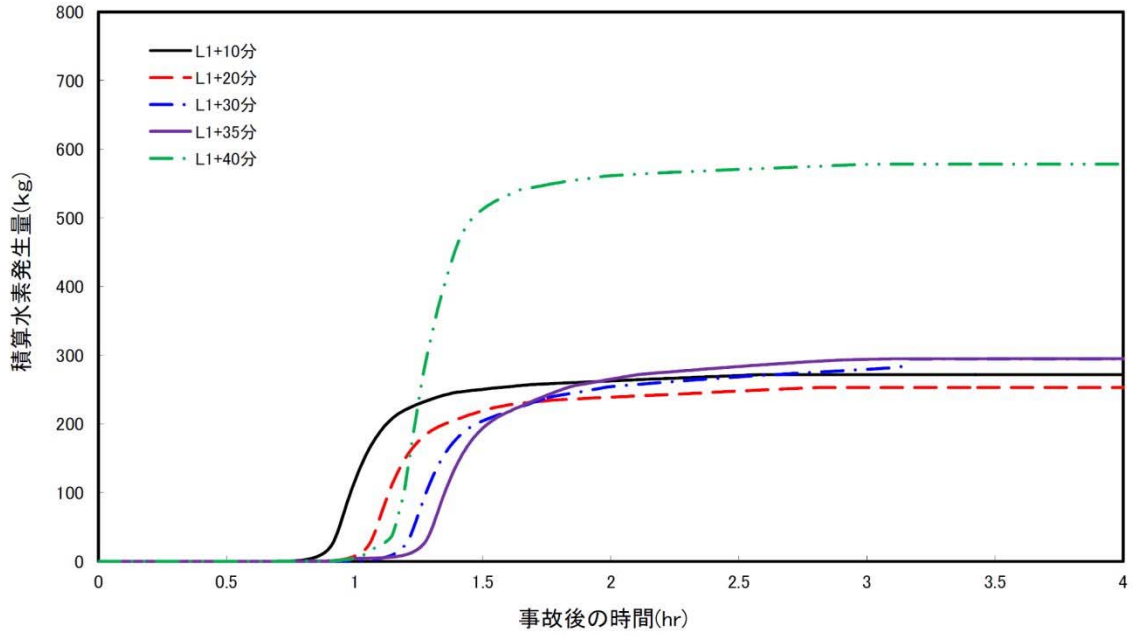
第１図　原子炉水位の時間変化（ＳＲＶ７弁）



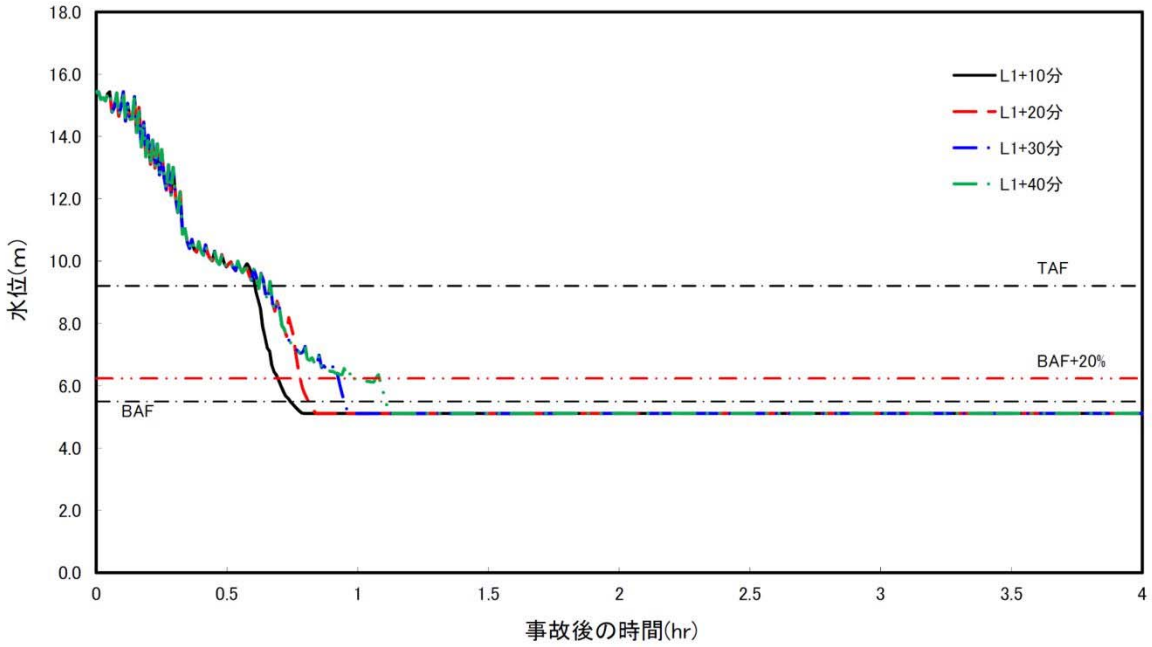
第２図　積算水素発生量の時間変化（ＳＲＶ７弁）



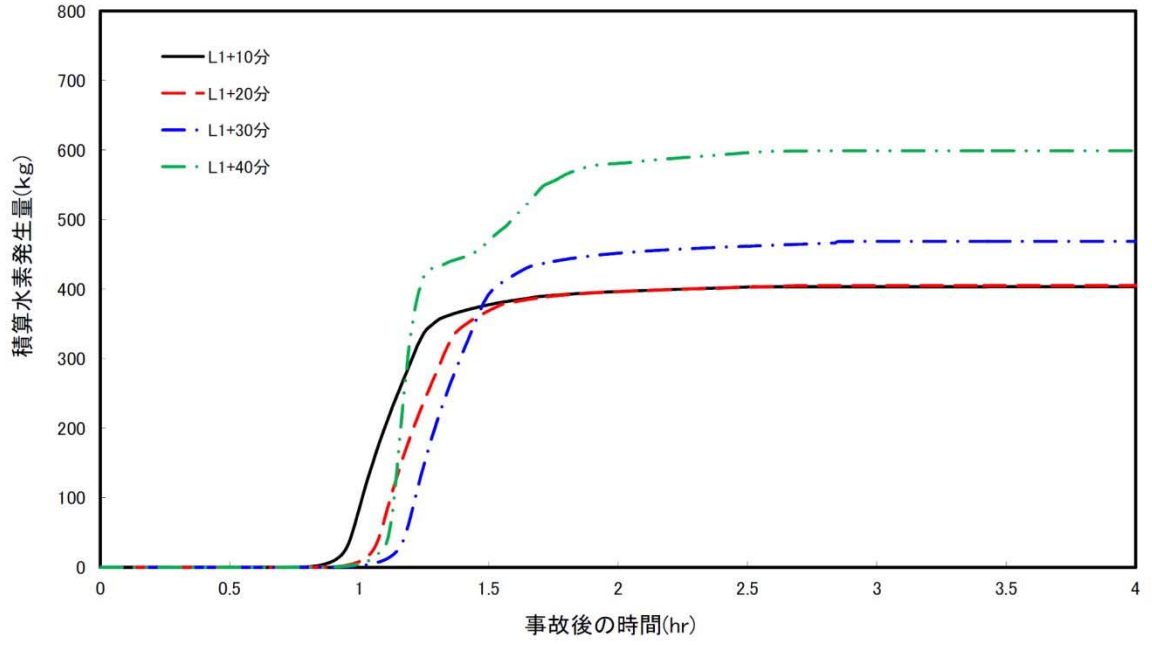
第３図　原子炉水位の時間変化（ＳＲＶ２弁）



第４図　積算水素発生量の時間変化（ＳＲＶ２弁）



第 5 図　原子炉水位の時間変化（ＳＲＶ1 弁）



第 6 図　積算水素発生量の時間変化（ＳＲＶ1 弁）

原子炉圧力容器の破損判断について

1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合，溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）の下部プレナムに落下（リロケーション）し，その後ＲＰＶが破損することとなるが，リロケーション後のＲＰＶ破損のタイミングには不確かさが存在する。ＲＰＶ破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下することにより，格納容器圧力が上昇するとともにペデスタル（ドライウェル部）水が蒸発することから，格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）注水を実施するために，速やかにＲＰＶ破損を判断する必要がある。

このため，ＲＰＶ破損前に，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，徴候を検知した以降のＲＰＶ破損に至るまでの間はＲＰＶ破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって，ＲＰＶ破損判断の迅速性向上を図ることとする。

2.　個別パラメータ設定の考え方（第１表）

破損徴候パラメータとしては，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また，破損判断パラメータは，次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

①ＲＰＶ破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により，ＲＰＶ破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（ＲＰＶ破損の誤検知防止）（別添 1）

②溶融炉心の落下挙動の不確かさ※を考慮した場合でも，変化幅が大きいパラメータ（ＲＰＶ破損の迅速な判断）

※原子炉注水機能が喪失した状態でＲＰＶが破損した場合には，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，アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペデスタル（ドライウェル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし，ＲＰＶ破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等，少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる（添付資料 3.2.3 別添 1）

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし，ＲＰＶ破損判断の迅速性を確保する。

【破損徴候パラメータ】

・原子炉水位の「低下（喪失）」

・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」

・ＲＰＶ下鏡部温度（第１図）が「300℃到達」

【破損判断パラメータ】

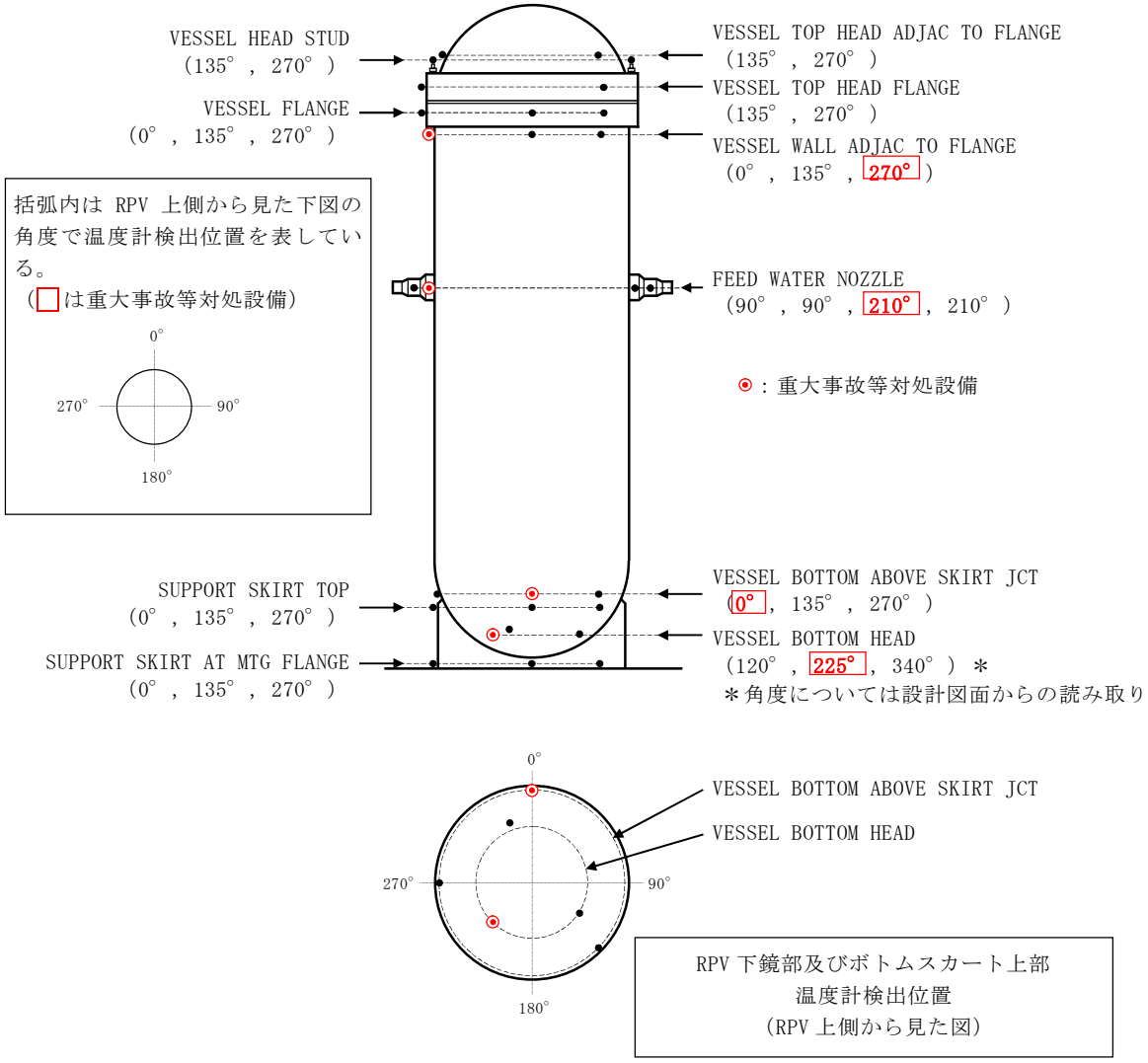
・格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお，従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドで

は，“原子炉圧力の低下”“ドライウェル圧力の上昇”“ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇”“ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（ＲＰＶ破損時の変化が顕著で，同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（ＲＰＶ破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやＲＰＶ破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め，パラメータの挙動から総合的にＲＰＶ破損を判定することとしていた。しかし，これらのパラメータは，溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など，上記①②のいずれかを満足せず，ＲＰＶ破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため，ＲＰＶ破損の判断パラメータから除外するとともに，新規にペデスタル（ドライウェル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し，破損判断パラメータとして設定する。

第１表　過渡事象及びＬＯＣＡ事象時のＲＰＶ破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	ＲＰＶ下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
ＲＰＶ下鏡部温度	ＲＰＶ下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるＲＰＶ下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，ＲＰＶ内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，ＲＰＶ内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温	・ＲＰＶ下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペデスタル（ドライウェル部）の水温が顕著に上昇するのはＲＰＶ破損時のみであり，ＲＰＶ破損の誤検知の恐れはない。 ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，ＲＰＶ破損の迅速な判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度，等	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （・ＬＯＣＡ事象のリロケーション時等，ＲＰＶ破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮してＲＰＶ上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれはＲＰＶ破損に至る。このようにＲＰＶ破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，ＲＰＶ破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，ＲＰＶ破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図　ＲＰＶ温度計検出位置

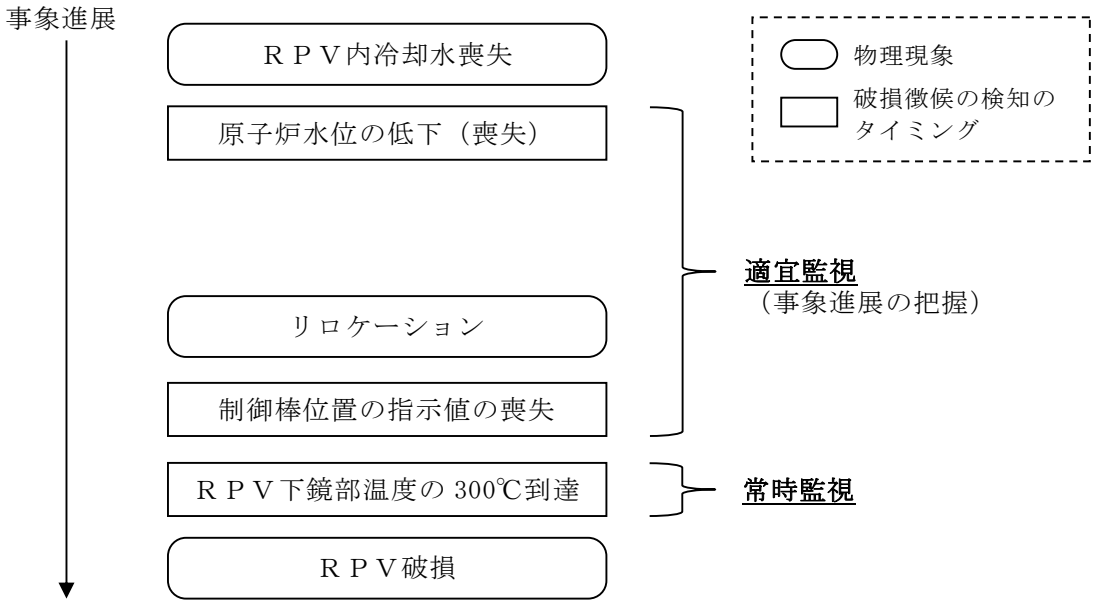
3.　個別パラメータによる検知の考え方について

2.で示した複数の個別パラメータを用いた，ＲＰＶ破損の徴候及びＲＰＶ破損の検知方法について以下に記載する。

(1)　ＲＰＶ破損の徴候の検知方法について

第2図のとおり，事故発生後は，ＲＰＶ内冷却水喪失，炉心損傷，リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが，その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知され，その後ＲＰＶが破損することとなる。

そこで，“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では，機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてＲＰＶ破損に至る可能性が高い状況であると判断し，破損判断パラメータを常時監視することとする。



第2図　ＲＰＶ破損までの事象進展

(2)　ＲＰＶ破損の検知方法について

ＲＰＶ破損の誤検知防止及びＲＰＶ破損の迅速な判断の観点から,“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，ＲＰＶ破損を判断することとする。

なお，添付資料 3.2.3 別添 3 第 3 図のとおり，格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，測温部に高温の溶融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇)。また，溶融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（ＭｇＯ）の溶融等が発生すると，導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより,温度指示値がダウンスケールする(指示値喪失)。

(3)　ＲＰＶ下鏡部温度の監視に使用する計器について

ＲＰＶ下鏡部温度を計測する計器については，重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが，このうち設計基準対象施設の計器については，重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により，重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また，重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり，かつ位置的に分散して 2 箇所に設置することから，重大事故等対処設備の計器の監視によりＲＰＶ破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より，重大事故等対処設備の計器が 300℃に到達した場合にＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が 1 つでも 300℃に到達するような場合には，万が一のＲＰＶ破損判断の遅れを

防止する観点から，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4)　個別パラメータの位置付けを踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため，重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが，制御棒位置の指示値については，全交流動力電源喪失時等，重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし，その他のＲＰＶ破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びＲＰＶ破損の徴候が確認可能であり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって，重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも，ＲＰＶ破損判断の成立性に与える影響はない。

4.　ＲＰＶ破損の判断時間について

上述のとおり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため，実機においてＲＰＶが破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合，時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり，「実機においてＲＰＶが破損したタイミング」から「ＲＰＶ破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって，有効性評価においては，上記時間遅れを考慮せず，3.に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ，5 分と想定している。さらに，代替格納容器スプレイ冷却系（常

設）の操作時間 1 分，格納容器下部注水系（常設）の操作時間 1 分を加え，ＲＰＶ破損から 7 分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始する設定としている。

なお，添付資料 3.2.14 に記載のとおり，ペデスタル（ドライウェル部）水プールの水位を 1m とした場合，ＲＰＶ破損時点から溶融炉心露出までの時間は，過渡事象の場合で約 21 分間，事象進展の早い大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約 15 分間であり，ＲＰＶ破損から 7 分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される※。

※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）注水流量は 80m^3/h であり，溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より多いため，溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は，過渡事象の場合で約 12 分間（19 分－7 分），大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約 7 分間（14 分－7 分）である。

別添 1

事象進展を踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

1. はじめに

ＲＰＶ破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが，ＲＰＶ破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に,“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによるＲＰＶ破損の誤判断の可能性について整理する。

添付資料 3.2.2 の 3.(1)に記載のとおり，ＲＰＶ破損の徴候については，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“ＲＰＶ下鏡部温度の300℃到達”は，リロケーションに伴うＲＰＶ下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり，徴候を誤検知することはないと考えられるため，以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において，ＲＰＶ破損を誤判断する可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

ＲＰＶ破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため，原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) ＬＯＣＡ事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，ＲＰＶ破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はＲＰＶ破損時特有の挙動を示すことから，ＲＰＶ破損以外の要因を考慮しても，ＲＰＶ破損を誤判断することはなく，ＲＰＶ破損判断の成立性に影響はない。

第１表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル圧力に有意な変化はない
ドライウェル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル雰囲気温度に有意な変化はない
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペデスタル（ドライウェル部）内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

第２表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（ＬＯＣＡ事象）

パラメータ	破断口からの蒸気流出	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウェル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが，ＲＰＶ破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

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。

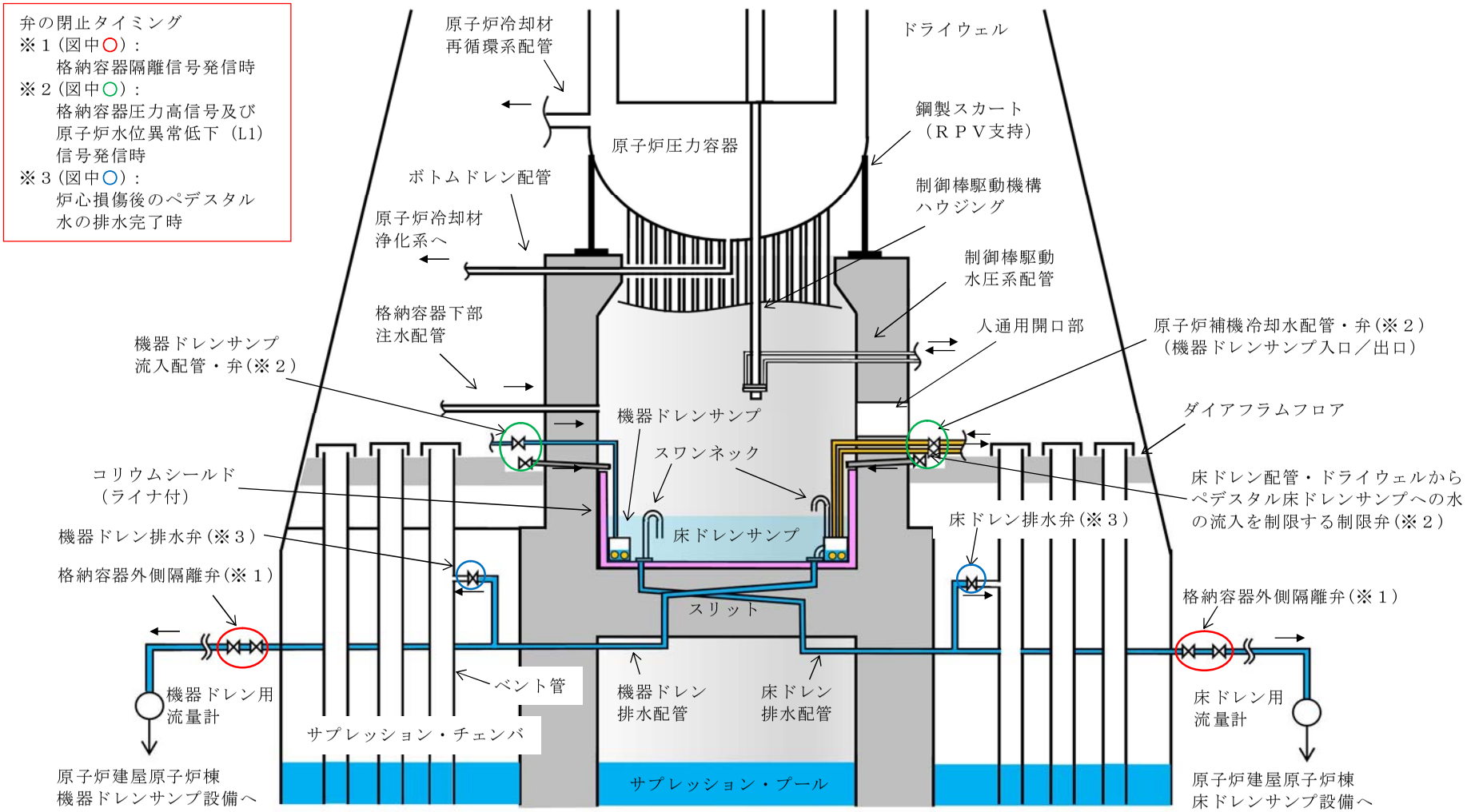
ペデスタル内の底面及び側面には，原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）が破損し溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した際のペデスタル構造健全性確保のため，ZrO_2製のコリウムシールドを設置する。また，コリウムシールド内は床ドレンサンプとして用いるために，コリウムシールド表面にＳＵＳ製のライナを敷設し通常運転中の水密性を確保するとともに，その内側に機器ドレンサンプを設置する。

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。

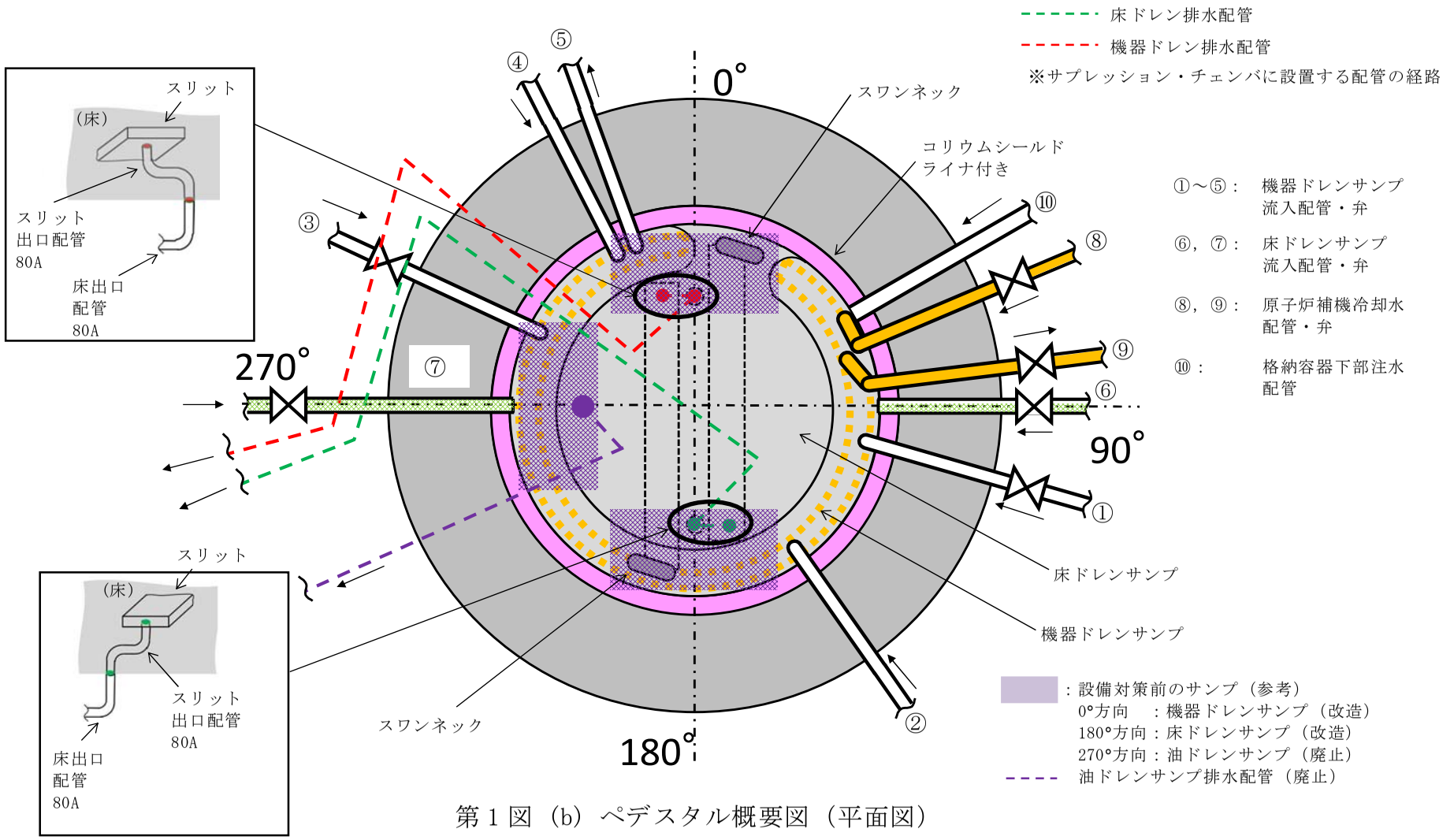
床ドレンサンプ内に流入した水は，1m に立ち上げたスワンネックから流出させ，スリット及び配管を通じて原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水する。また，排水配管を分岐させベント管へ接続することで，事故時においてペデスタルからサプレッション・チェンバへ排水する経路を設ける。

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）



第 1 図（b）ペデスタル概要図（平面図）

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 10cm 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 5cm 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ＬＯＣＡ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)　ＲＰＶ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，80m^3／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。

別添 1

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，ＲＰＶ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，ＲＰＶ破損口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 81m^3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 80m^3／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／m^2一定※，伝熱面積をデブリ拡がり面積である[　　]とすると，180m^3／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）	[redacted]	ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値）を，デブリ保有熱が小さくなるように丸めた値
デブリ比熱（J／kgK）		
デブリ溶融潜熱（J／kg）		
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	概略値を使用
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	ＲＰＶ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）	[redacted]	コリウムシールド厚さを[redacted]とした場合の，コリウムシールド内半径

別紙

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)　ＲＰＶ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。

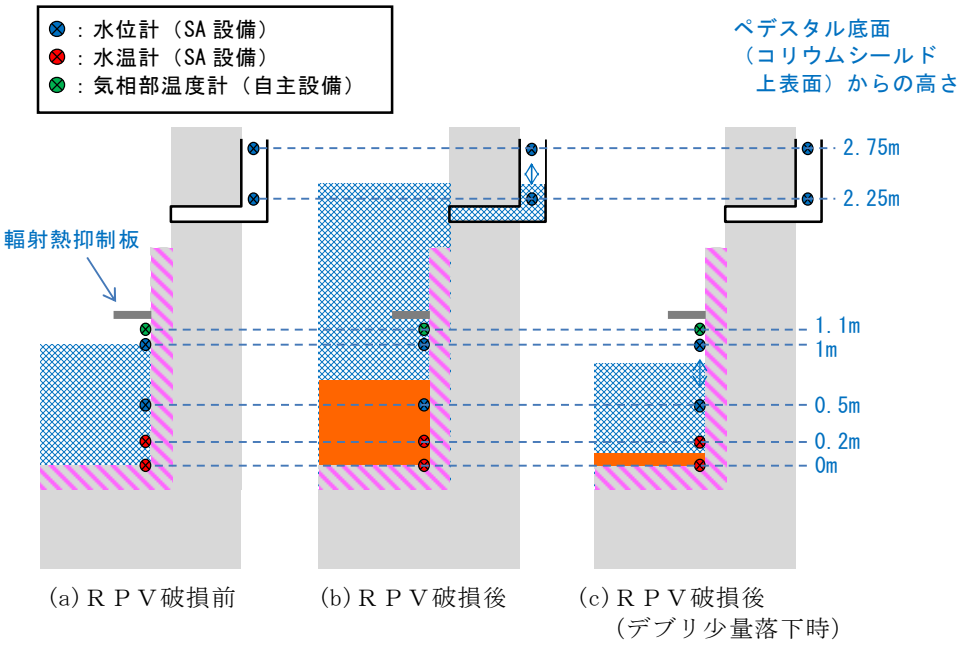
一方，ＲＰＶ破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等に，少量のデブリがペデスタルに落下し残りの大部分がＲＰＶ内に残存する可能性や，デブリがごく少量ずつ継続して落下する可能性も考えられ，デブリ落下挙動には不確かさが存在する。したがって，このような場合において，ペデスタル注水により水深が深く，サブクール度の大きい水プールが形成され，その後ＲＰＶ内に残存したデブリが落下した際に万が一ＳＥが発生する可能性についても考慮し，上記(a)及び(b)の手順に加え，以下(c)の手順によりペデスタルへの注水を管理す

ることとする。

(c)　ＲＰＶ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[redacted]，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

別添 2

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

①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）

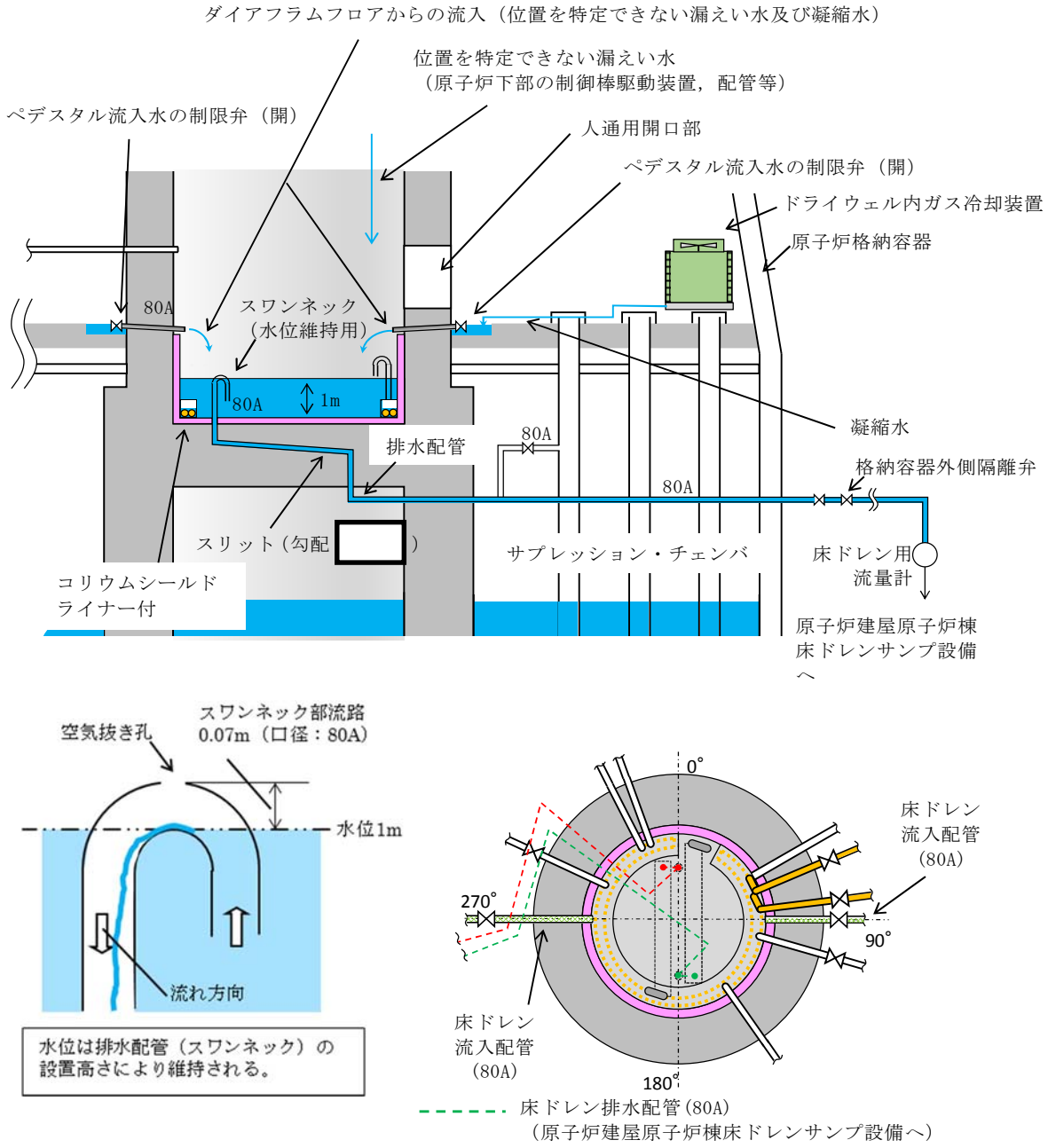
・サンプの水位は，サンプから排水する排水配管の入口（スワンネック）高さを床面から 1m に設定することで，常時 1m の水位を保つことが可能な設計とする。（第 1 図）

・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 0.23m^3／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ＲＰＶ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）

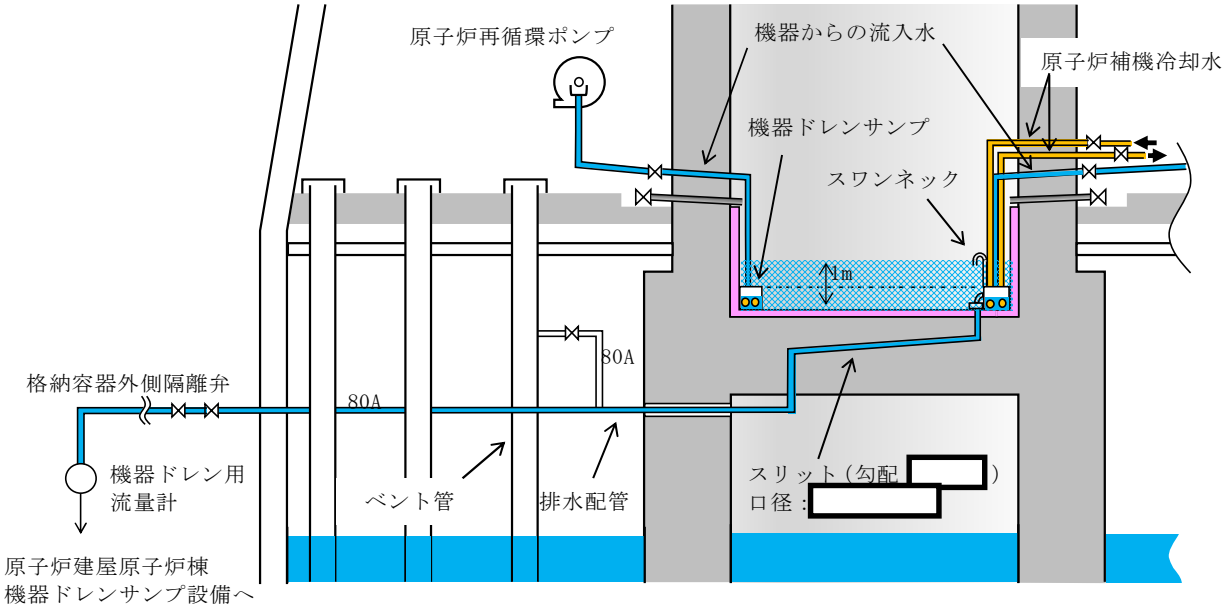
・ドレン水は，サンプ内で冷却（原子炉補機冷却水配管により）され，原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプへ全量排出される設計とする。（第 2 図）

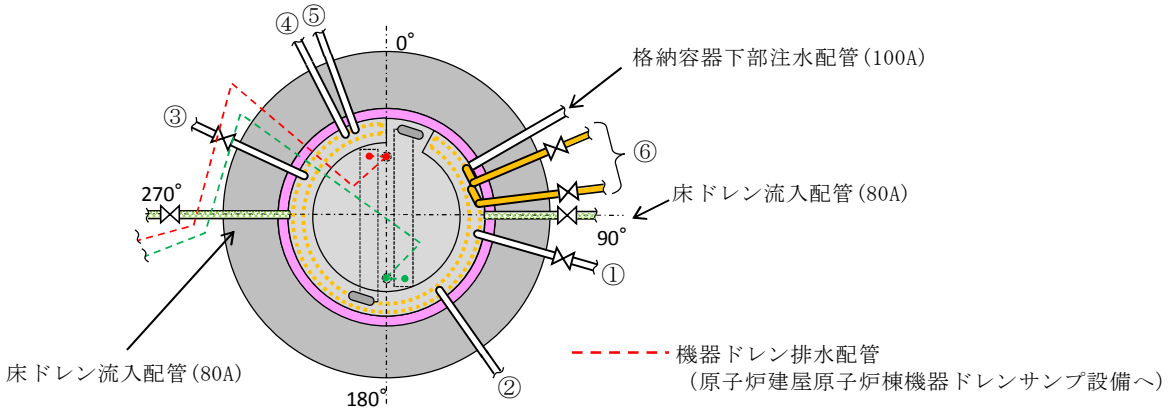
・原子炉補機冷却水配管をサンプ内部に通し，高温のドレン水を冷却することができる設計とする。（第 2 図）

・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，5.70m^3／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ＲＰＶ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。





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：弁ｸﾞﾗﾝﾄﾞ部からのﾘｰｸ水（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

①ＲＰＶ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

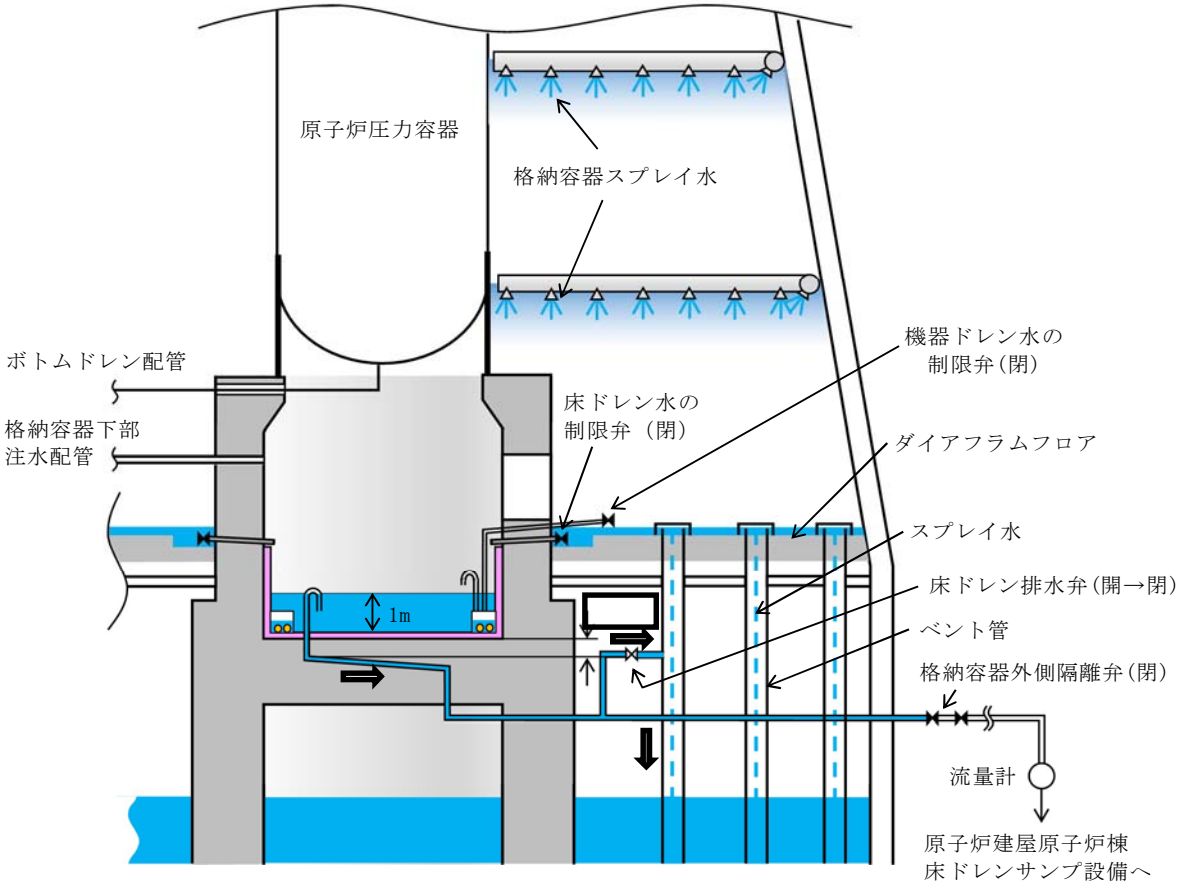
排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが，スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは，スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため，床ドレン排水配管のベント管への接続高さは，床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（10mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。（第 3 図(a)）

- 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)）

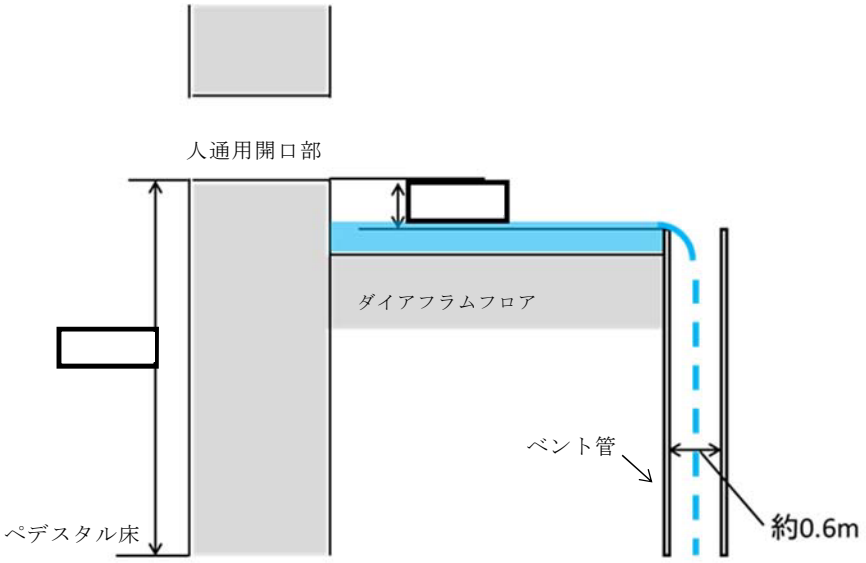


ペデスタルに流入した水はベント管（真空破壊弁が設置されていないもの）を介してサプレッション・プールへ排水される。ベント管は，格納容器スプレイ水等の流入も考えられるが，ベント管は個数が 108 本あり，約 0.6m の直径を有していることから，ベント管の単位面積あたり流れる格納容器スプレイ水等の流量はわずかであり，ペデスタルへの流入水の排水性に影響はないと考えられる。

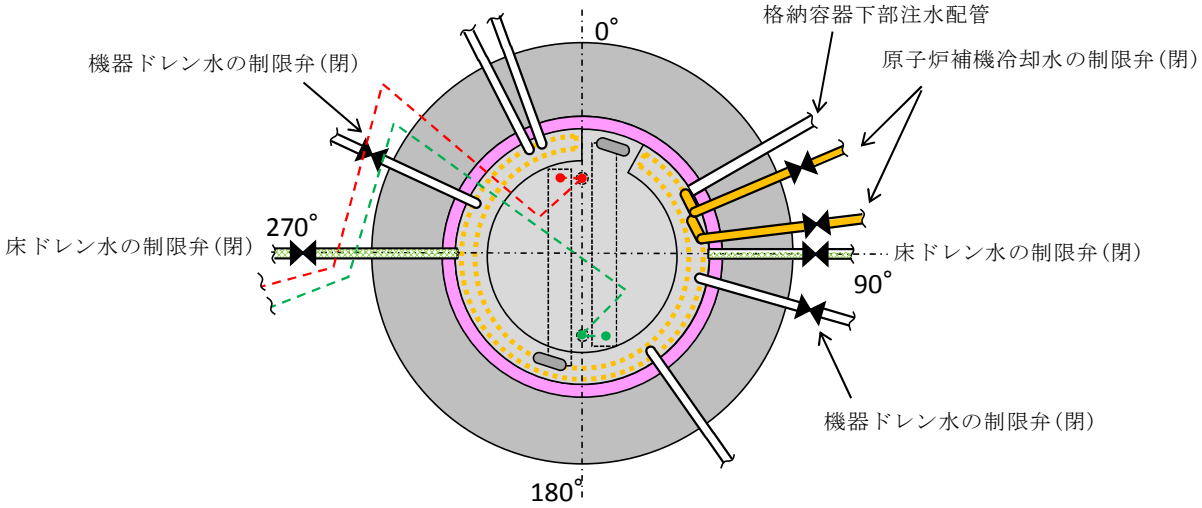
サプレッション・チェンバからの格納容器ベント用の配管下端は，ペデスタル床のコンクリート表面より［　　］下であり，排水配管のベント管への接続高さよりも高い位置に設置されている。ただし，格納容器ベント中のサプレッション・プール水の最高水位は，ペデスタル床のコンクリート表面より約 0.62m 下であり，床ドレン排水配管のベント管への接続高さよりも低い位置となるため，格納容器ベント中でも床ドレン排水配管が水没することは無い。（第 3 図（b））

【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



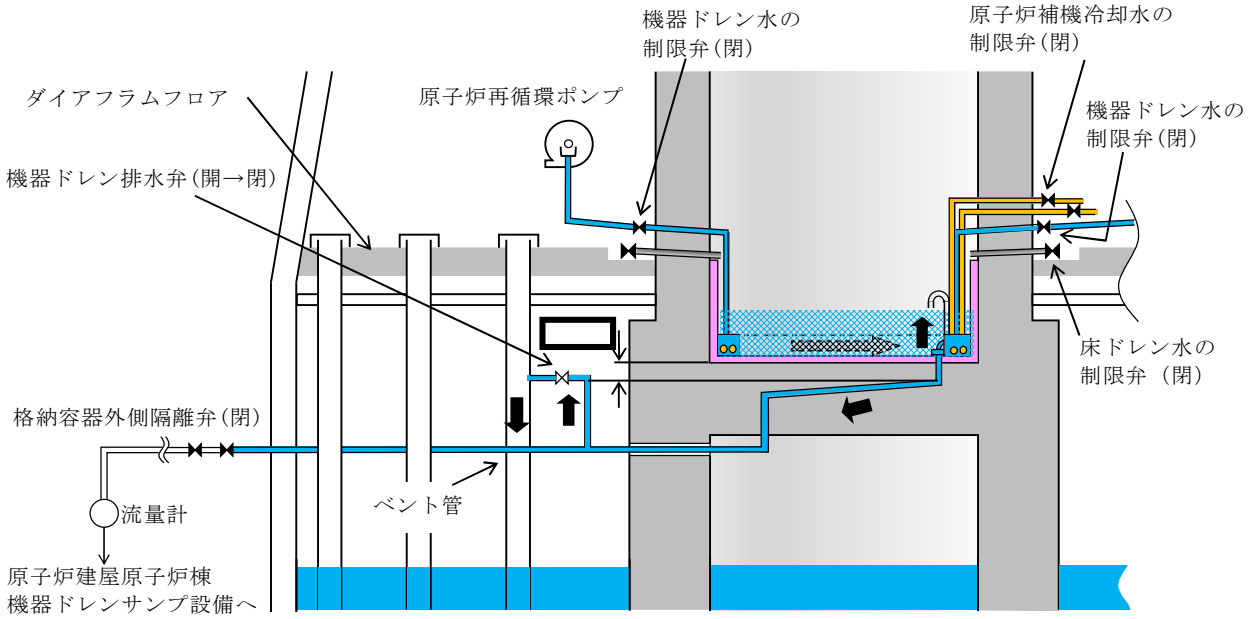
第 3 図（b）ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



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

機器ドレン排水配管(80A)
（原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ）
床ドレン排水配管(80A)
（原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ）
ベント管　ペデスタル床ドレンの排水経路となるもの（真空破壊弁なし 1 か所）
ベント管　ペデスタル機器ドレンの排水経路となるもの（真空破壊弁なし 1 か所）
ベント管　真空破壊弁付き（11 か所）
ベント管　真空破壊弁なし（95 か所）

第 3 図（d）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）ＲＰＶ破損後

①ＲＰＶ破損後に達成すべき条件

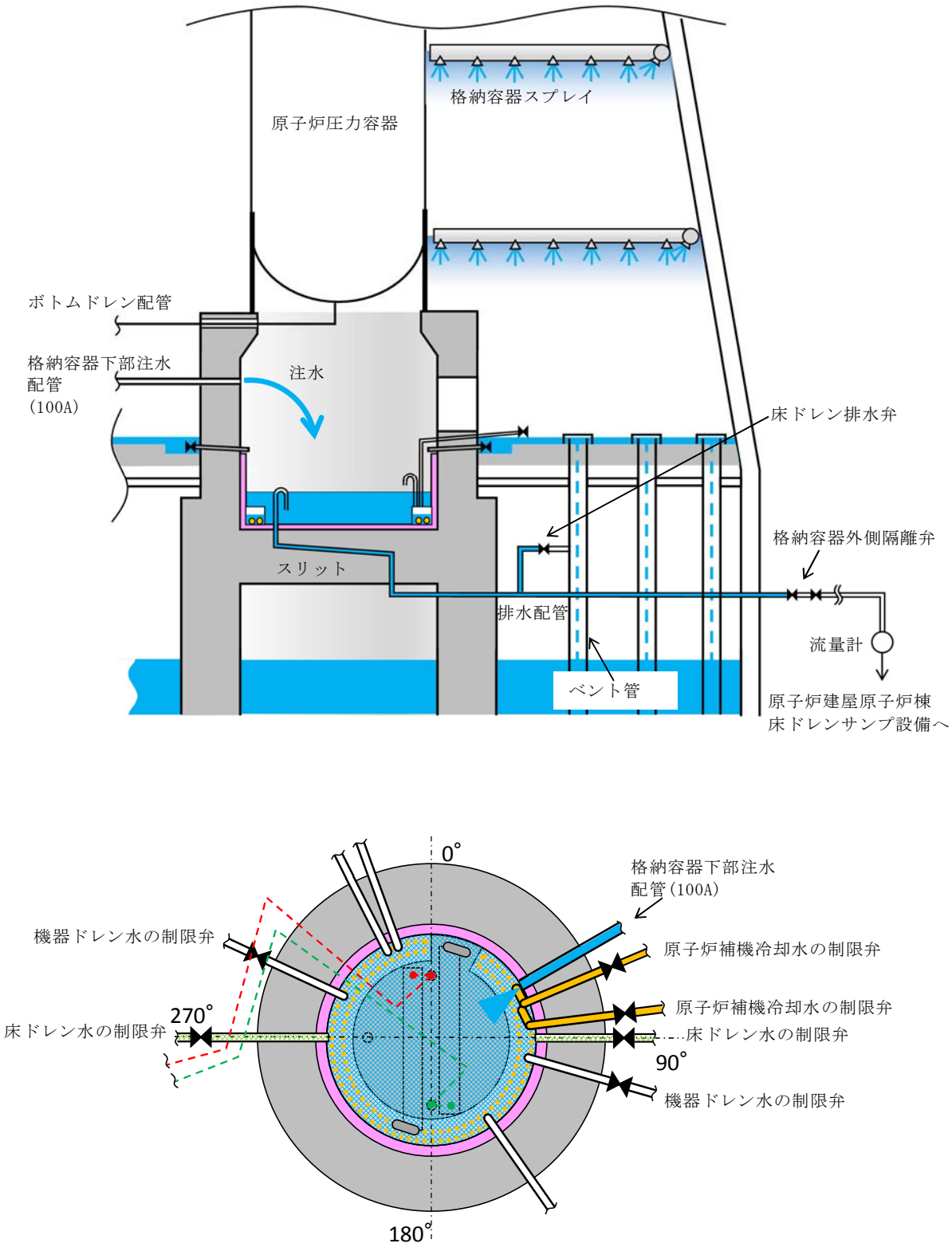
・ペデスタル床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために，注水できること。

・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

別紙

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。

(1) 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ＬＯＣＡ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

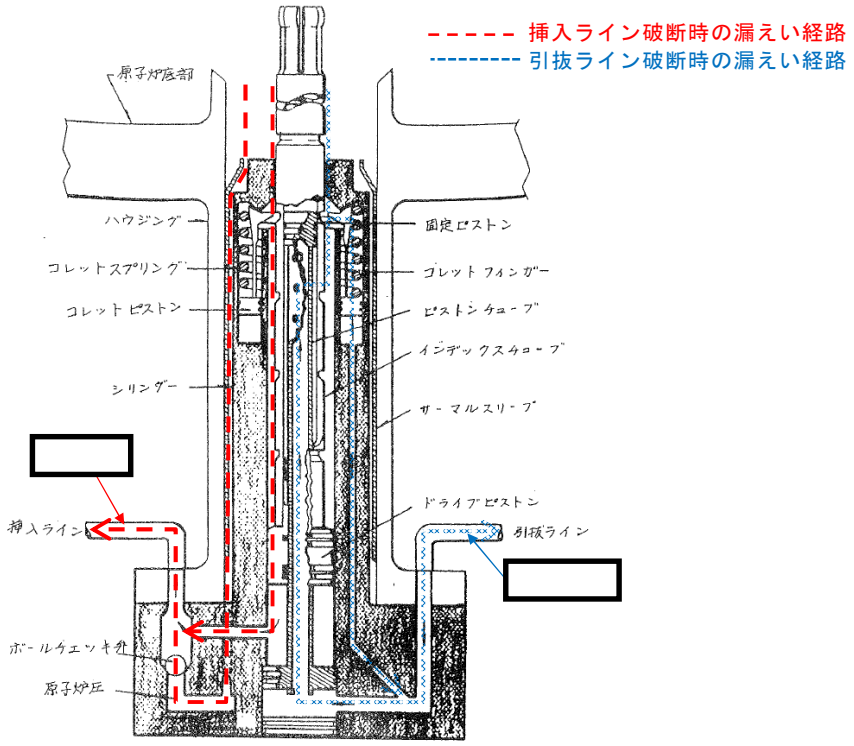
の発生エネルギーも小さいと考えられることから，排水評価の対象事象とする必要はないと考える。ただし，排水性能の保守性を確認する観点から参考として排水可能性を評価する（参考1）。

(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［m^3］，v_{in}：流入速度［m／s］，

A：流入口面積［約 8.6×10^{-3} m^2］

（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／s^2］，

h：流入水水頭［約 0.36m］

（ベント管上端高さ［　　］－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（22m^3／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／s^2］，λ：管摩擦係数［-］，K：圧損係数［-］，

Q：流量［m^3/h］

第1表　圧力損失計算要素

	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	m^3／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 (L'／D＝)	個			
弁 *5 (L'／D＝)	個			
管入口 *5 (λ・(L'／D)＝)	個			
開放端 *5 (λ・(L'／D)＝)	個			

（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。

H1＝

[redacted]

K＝[redacted]

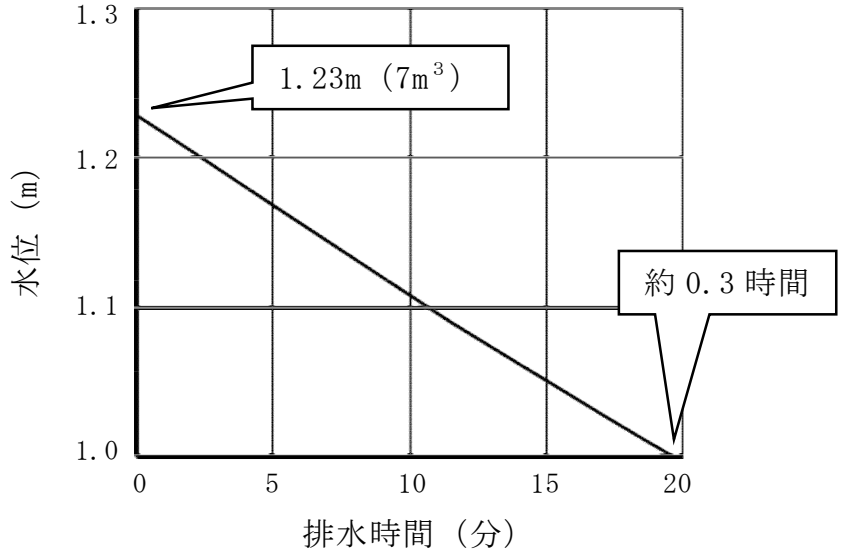
（流量[redacted]における配管圧損は，$K \times Q^2$＝[redacted]）

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

項　目	評価結果
必要排水量	約 $7m^3$
排水時間	約0.3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[redacted]時の圧力損失は合計[redacted]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[redacted]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）

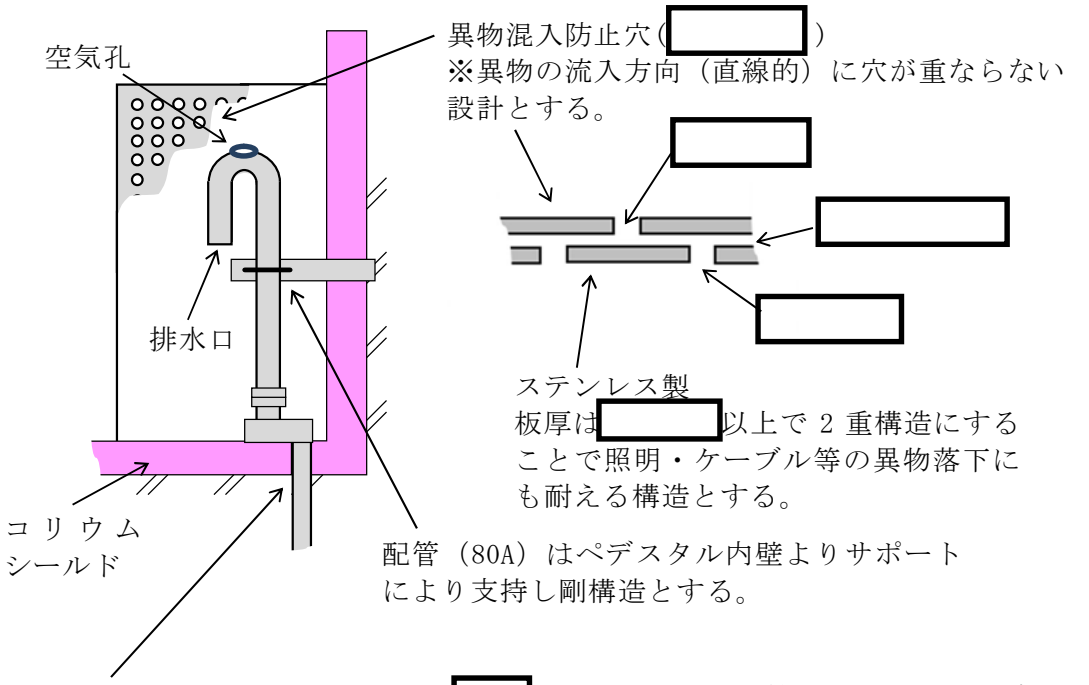
なお，機器ドレンサンプについても，排水経路として利用することから，異物落下に対して破損等がないよう，十分な強度を有する設計とし，スワンネックの異物混入防止及び損傷防止については，床ドレン排水用のスワンネックと同様の対策を行うことで，悪影響を防止する。

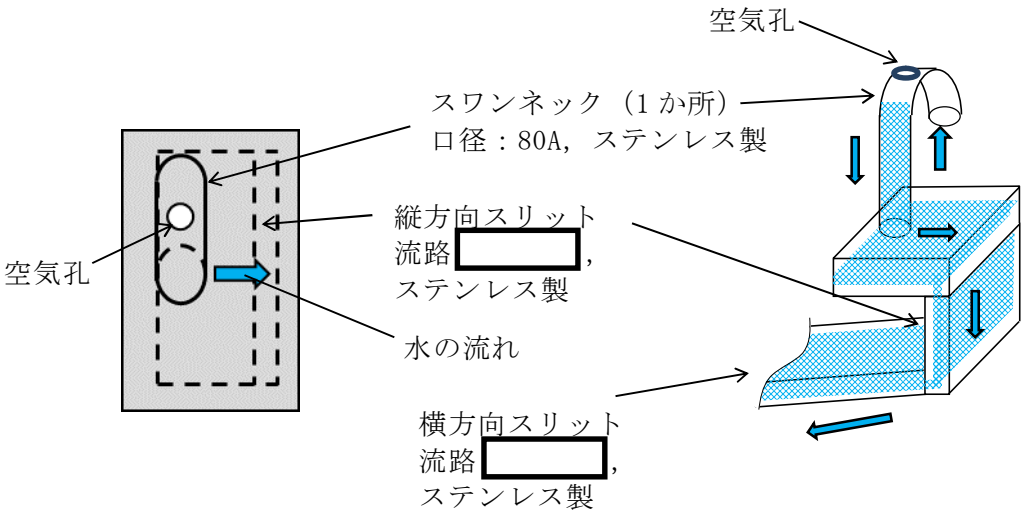
第3表　想定異物と影響評価

想定異物	異物による排水性への影響
核計装用及び照明用等のケーブル（管路含む）	【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。

	・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，十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。

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（22m^3／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/s^2］，λ：管摩擦係数［-］，K：圧損係数［-］，

Q：流量［m^3/h］

第 1 表　圧力損失計算要素

	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	m^3/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			

（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：必要排水量約 59m^{3}を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22m^3／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＝□

K＝□

（流量□における配管圧損は，K×Q^2＝□）

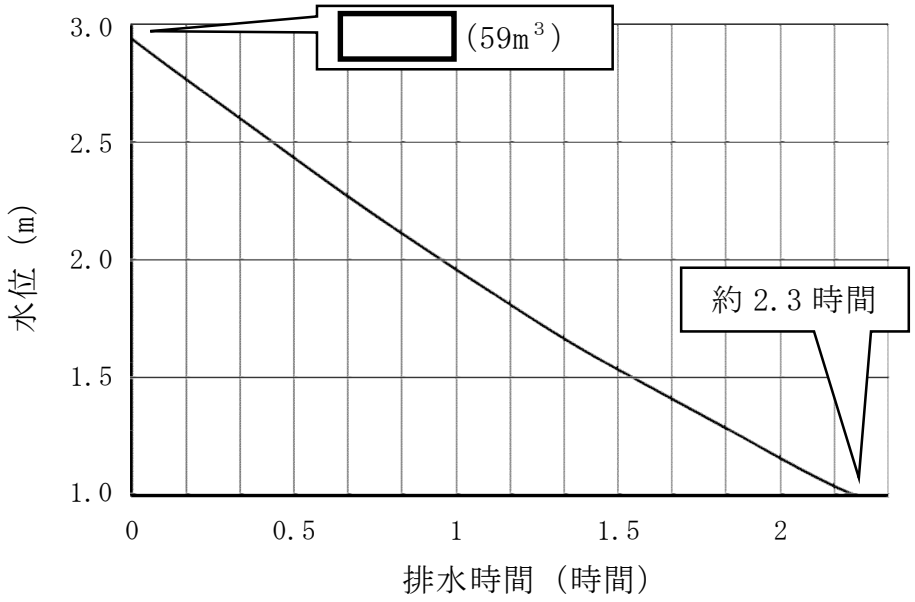
2. 評価結果

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。

第 2 表　必要排水量と排水時間

項　目	評価結果
必要排水量	約 59m^3 ※
排水時間	約 2.3 時間

※：必要排水範囲の水量（内径［　　］，高さ［　　］の水の体積）



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 59m^3 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 22m^3／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	スワンネック入口～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	m^3／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			

（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。
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 59m^3を約 2.7 時間で排出した場合の流量 22m^3／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＝

[redacted]

K＝[redacted]

（流量[redacted]における配管圧損は，K×Q^2＝[redacted]）

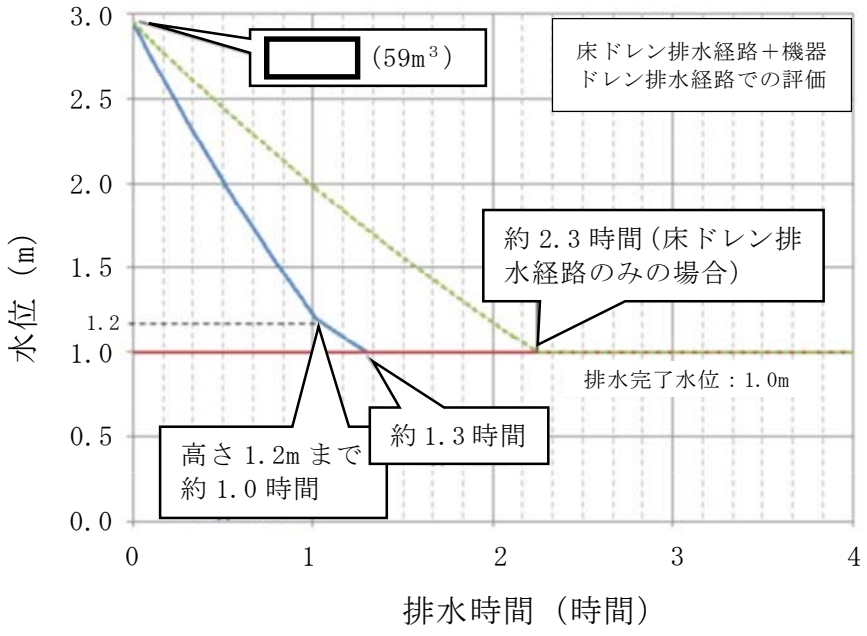
・床ドレン排水経路と機器ドレン排水経路を併用した排水評価結果

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

項　目	評価結果
必要排水量	約59m^3 ※
排水時間	約1.3時間

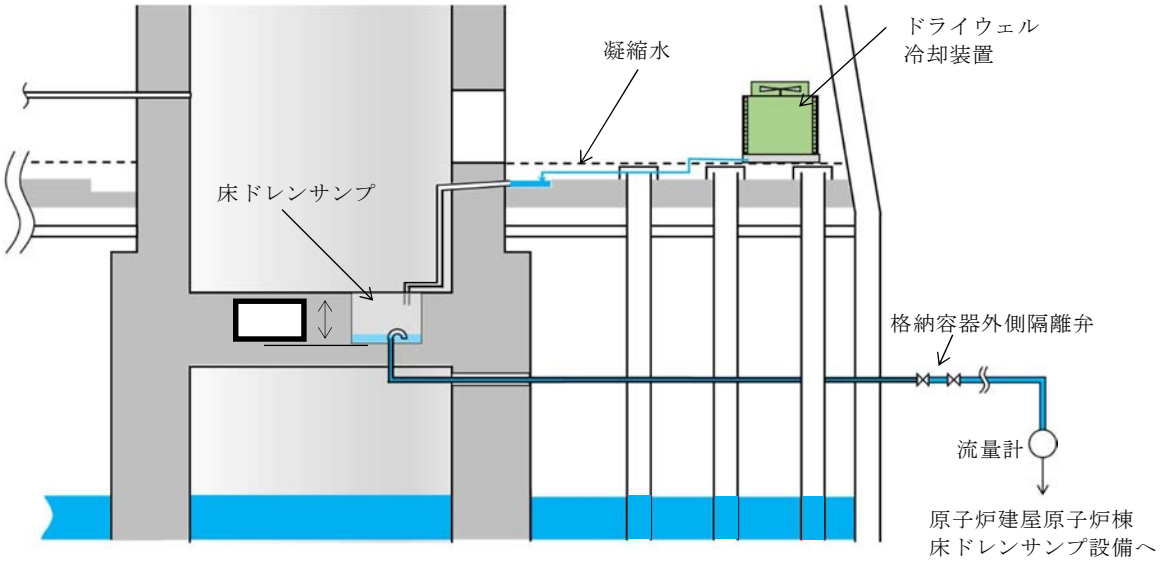
※：必要排水範囲の水量（内径[redacted]，高さ[redacted]の水の体積）



第2図　ペデスタル水位満水から水位1mまでの排水時間

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[redacted]の深さ及び水面の表面積が[redacted]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[redacted]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）

別添 3

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) ＲＰＶ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) ＲＰＶ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，ＲＰＶ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，ＲＰＶ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) ＲＰＶ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) ＲＰＶ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。

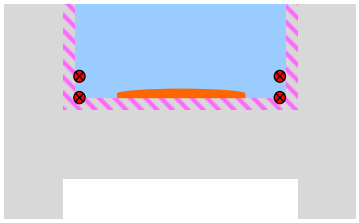
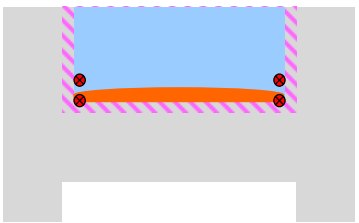
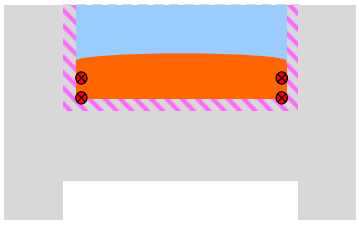
また，各計器の検出部の仕様等を第 3 表に，測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。

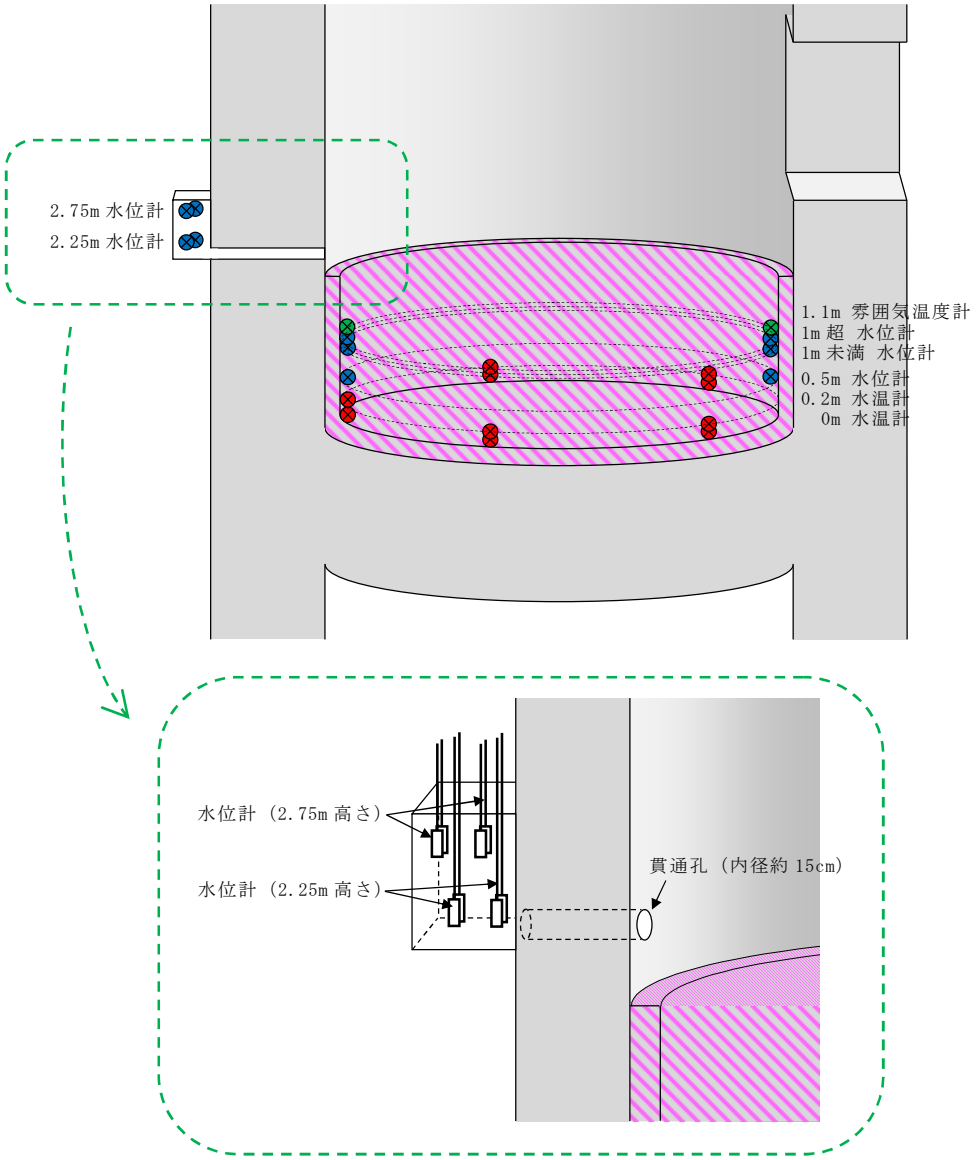
第１表　ペデスタル内計器の概要

	設置高さ※1	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに５個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに２個	電極式 水位計
	1m－測定誤差		
	1m＋測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※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

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m 位置	0.2m 位置	
	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

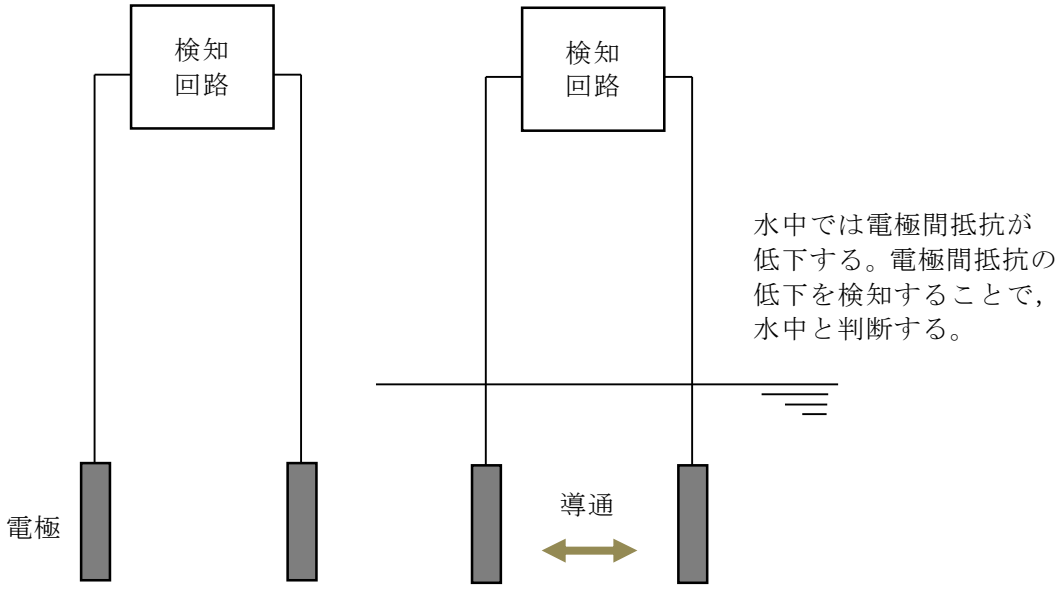


第 1 図　ペデスタル内の計器設置図

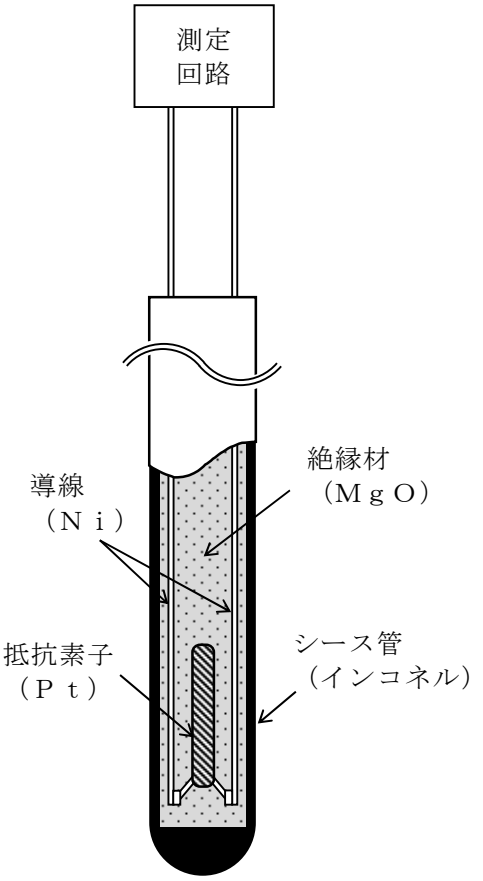
第 3 表　検出部の仕様等

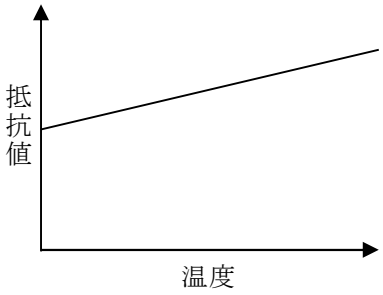
計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃～500℃	±(0.3＋0.005|t|) t：測定温度	温度：短期 230℃, 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：－※2
電極式 水位計	－ （レベルスイッチ）	±10mm	温度：短期 230℃, 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：－※2

※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
シース管	インコネル（NCF600）	1,370℃～1,425℃
導線	Ｎｉ	1,455℃
抵抗素子	Ｐｔ	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。

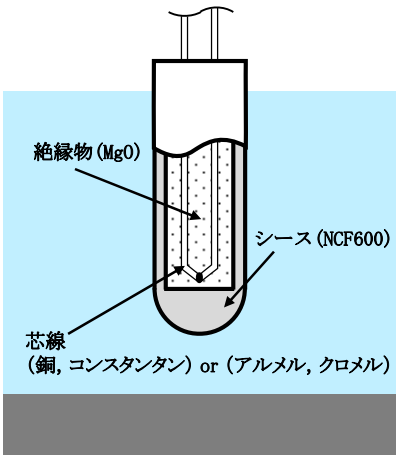
第 3 図　測温抵抗体式温度計の動作原理

別紙 1

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。



熱電対構造図

熱電対仕様

No.	項目	仕様	
		Tタイプ	Kタイプ
1	計測範囲	-40～350℃	-40～1200℃
2	誤差	±1.0℃(-40～133℃) 0.75%(133～350℃)	±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℃	－
2	銅	1085℃	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225～1330℃	Tタイプ
4	アルメル	1315～1390℃	Kタイプ
5	クロメル	1420℃	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	－

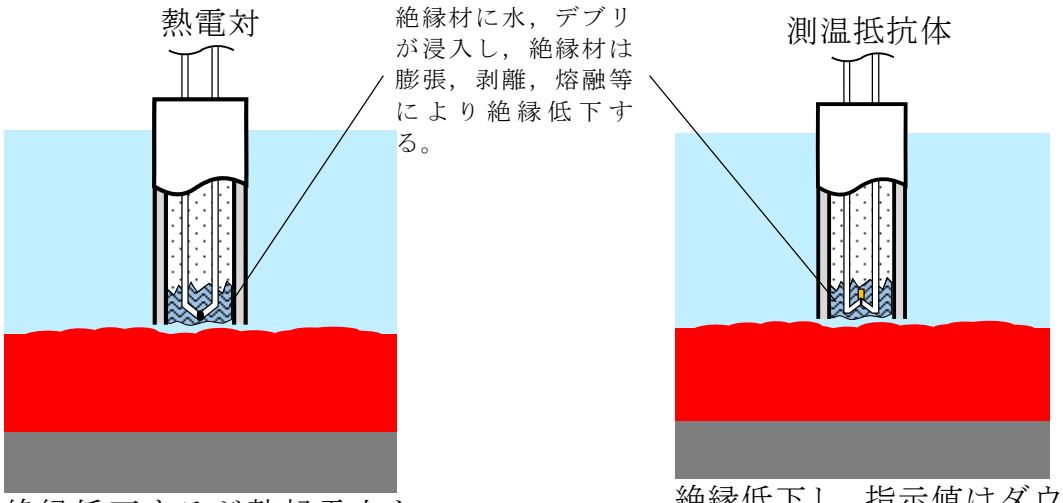
（１）耐環境性

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。

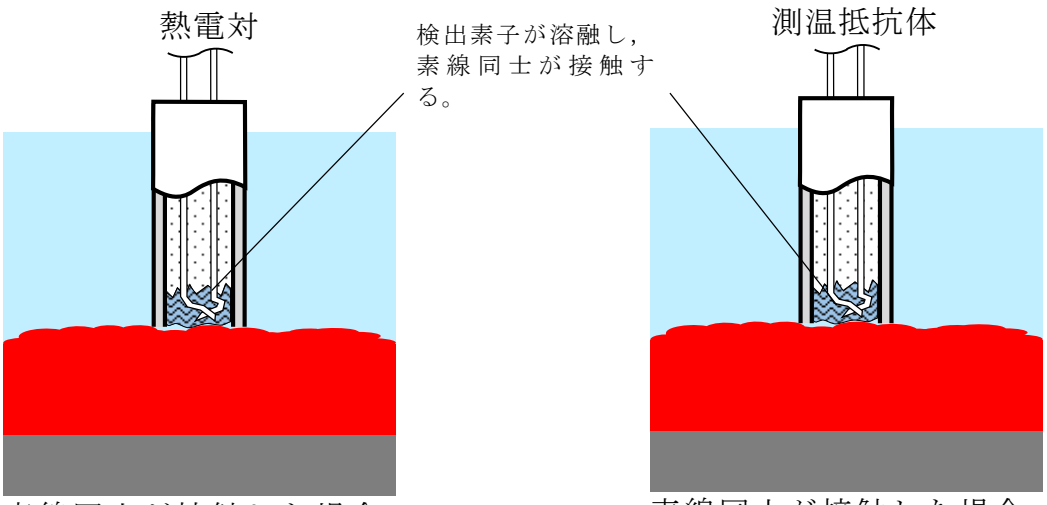
① デブリが検出器外郭（シース）に接触，シースは溶融し，絶縁材が露出する。



絶縁低下するが熱起電力を発生。

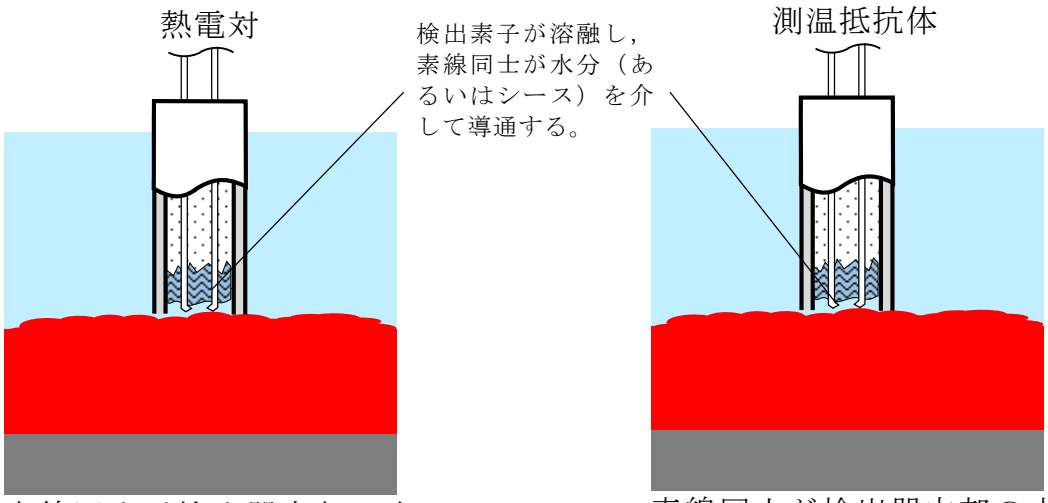
絶縁低下し，指示値はダウンスケールする。

② デブリが検出素子に接触し，熔融する。



素線同士が接触した場合，熱起電力を発生。

素線同士が接触した場合，ダウンスケールする。



素線同士が検出器内部の水分（あるいはシース）を介して導通した場合，熱起電力を発生。

素線同士が検出器内部の水分（あるいはシース）を介して導通した場合，ダウンスケールする。

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。

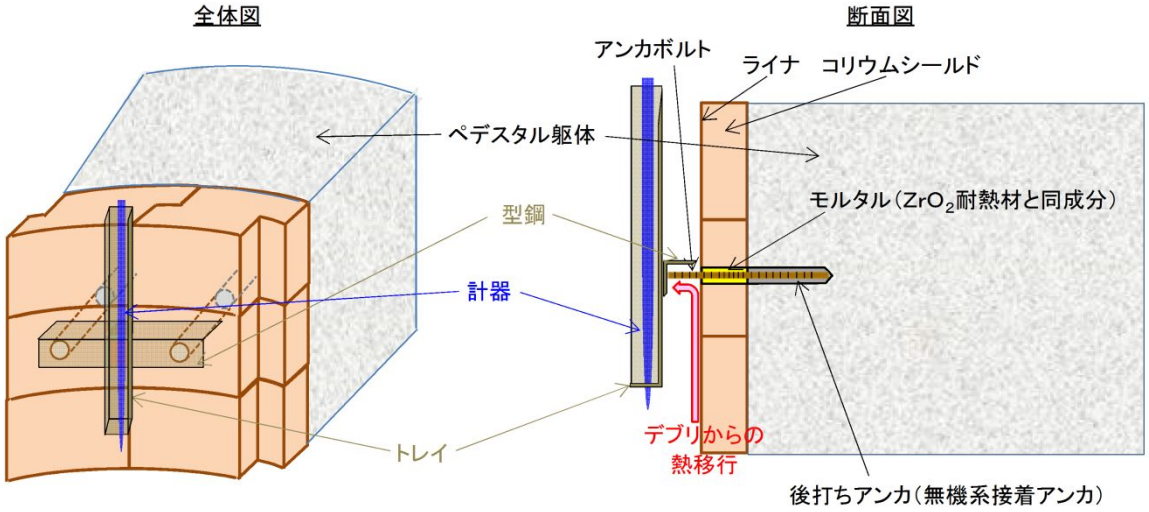
別紙 2

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ZrO_2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

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

1. はじめに

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち,「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（以下「ＤＣＨ」という。）では，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧手段の有効性を確認する観点で，原子炉圧力を厳しく評価するよう高温ガスによるクリープ破損や漏えい等の影響を考慮しない解析条件を設定している。

ＤＣＨに対する有効性評価では,原子炉圧力を厳しく評価する観点から「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」を評価事故シーケンスとしている。当該シーケンスにおいては，主蒸気隔離弁が閉止することにより原子炉圧力が上昇し，逃がし安全弁（安全弁機能）による圧力制御により原子炉圧力の上昇は抑制されるものの高圧状態が維持される。その後，運転員による逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって格納容器圧力付近まで減圧される。逃がし安全弁からの冷却材流出により，原子炉水位が低下することで，やがて炉心露出に至り，その結果，原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）内に存在する蒸気及び水素が過熱されることで高温ガスが発生する。この高温ガスの影響によって原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が損傷する可能性がある。

ここでは，高温ガスに対する原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を現実的に評価し，漏えいが生じた場合の事象進展への影響について検討する。

2.　原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性及び漏えい影響の検討

原子炉設備概要図を第１図に示す。福島第一原子力発電所事故に係る報告[1],[2]では，炉心から発生する高温ガスの影響によって，炉内計装用案内管（ドライチューブ），逃がし安全弁フランジ等からの気相漏えい発生の可能性について言及されている。また，原子炉冷却材バウンダリの内外圧力差が大きい状態で，構造部材が高温化する場合，クリープ破損の発生する可能性がある。さらに，ＳＢＯ条件下では再循環ポンプ（以下「ＰＬＲポンプ」という。）のメカニカルシール部からの漏えいが発生する可能性がある。

(1)　評価対象部位の抽出

以下に，原子炉冷却材バウンダリの健全性評価が必要と考えられる部位を示す。なお，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は添付資料 3.2.6 に示している。

ａ．炉内計装用案内管

炉内計装用案内管はＲＰＶ下部の貫通口より炉心に挿入されており，炉内で発生する高温ガスによって炉内計装用案内管が損傷した場合，炉内計装用案内管を介してＲＰＶよりペデスタル（ドライウェル部）への漏えいが発生する可能性がある。

ｂ．逃がし安全弁フランジ

逃がし安全弁フランジはガスケットによりシールされていることから，原子炉減圧操作に伴う高温ガスの通過によって過熱した場合，変形等によるシール性能の劣化が生じ，漏えいが発生する可能性がある。

ｃ．主蒸気隔離弁フランジ

主蒸気隔離弁フランジはガスケットによりシールされていることから，高温ガスの影響により設計条件を上回る場合，変形等によるシール性能の劣化が生じ，漏えいが発生する可能性がある。

ｄ．主蒸気配管

原子炉減圧操作に伴い主蒸気配管内を高温ガスが通過するため，構造部材が高温化し，さらに，配管の内外圧差による応力が大きい場合，クリープ破損による漏えいが発生する可能性がある。

ｅ．ＲＰＶ上蓋フランジ

ＲＰＶ上蓋フランジはＯリングによりシールされており，ＲＰＶ上蓋フランジの構造部材温度がＯリングの設計条件を上回る場合，変形等によるシール性能の劣化が生じ，漏えいが発生する可能性がある。

ｆ．ＰＬＲポンプシール部

ＳＢＯ時には制御棒駆動水圧系及び原子炉補機冷却系が停止し，シールパージラインからの封水注入停止により，メカニカルシール部が高温の原子炉冷却材にさらされ，シール性能が損なわれる可能性がある。

(2)　健全性及び漏えい影響の評価

格納容器破損モードＤＣＨに対する有効性評価における原子炉圧力容器気相部温度，原子炉圧力，原子炉圧力容器上蓋構造部材表面温度，再循環配管内流体温度の推移を第 2 図から第 5 図に示す。

ａ．炉内計装用案内管

解析コードＭＡＡＰの評価結果では，事象発生から約 35 分で燃料被覆管温度が 1,000K（約 727℃）に到達し，炉心損傷が開始する。炉内計装用案内管の融点は 1,700K（約 1427℃）程度であることから，炉心損傷後の事象進展に伴い炉内計装用案内管が損傷し，漏えいが生じる可能性があるが，事象発生から約 38 分後には，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作を開始することから，漏えいによる事象進展への影響は小さい。

b．逃がし安全弁フランジ

逃がし安全弁フランジに使用されているガスケットの耐熱温度は450℃である。逃がし安全弁には原子炉減圧操作に伴い高温ガスが通過する。第2図に示すとおり，ＲＰＶ気相部温度は事象発生から約2時間でガスケットの耐熱温度に到達するため，シール性能の劣化により漏えいが生じる可能性がある。しかし，第3図に示すとおり，ガスケット耐熱温度到達の約2時間より早く，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作を開始することから，漏えいによる事象進展への影響は小さい。

c．主蒸気隔離弁フランジ

主蒸気隔離弁フランジに使用されているガスケットの耐熱温度は450℃である。主蒸気隔離弁は事象発生より閉止されることから，流体の流れはしゃ断され，高温ガスが直接的に主蒸気隔離弁まで到達はすることはない。このため，事象進展への影響はない。

d．主蒸気配管

第2図に示すとおり，炉心冷却が損なわれることにより，原子炉圧力が上昇し，逃がし安全弁（安全弁機能）が作動することで，原子炉圧力容器気相部温度が上昇し，原子炉冷却材バウンダリの最高使用温度である302℃を超過する。しかしながら，事象発生から約38分後に開始する逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作により，原子炉圧力が格納容器圧力近傍まで減圧されるまでの最大温度は約 368℃にとどまり，著しい高温・高圧の状態が継続しないため，主蒸気配管のクリープ破損までには至らないと考えられる。また，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧操作後，下部プレナムへの溶融炉心移行に伴い一時的に原子炉圧力が上昇するものの主蒸気配管の最高使用圧力

8.62MPa[gage]よりも十分に低い約 2.5MPa[gage]にとどまり，同時にＲＰＶ内で発生する蒸気により，原子炉圧力容器内気相部温度は一時的に低下することから，この期間においても主蒸気配管のクリープ破損までには至らないと考えられる。このため，事象進展への影響はない。

ｅ．ＲＰＶ上蓋フランジ

ＲＰＶ上蓋フランジＯリングの耐熱温度は 650℃である。第 4 図に示すとおり，ＲＰＶ破損時点でのＲＰＶ上蓋フランジ構造部材の温度はＯリングの耐熱温度を下回ることから，Ｏリングは損傷に至らない。このため，事象進展への影響はない。

ｆ．ＰＬＲポンプシール部

第 5 図に示すとおり，再循環配管内の温度は逃がし安全弁（自動減減圧機能）による原子炉が減圧されるまで，約 290℃程度で推移する。シールパージラインからの封水注入が停止した状態となるため，高温水がメカニカルシールへ浸入し，Ｏリングの一部が損傷するものの，その損傷部分を通り外部へ漏えいする経路により漏えい量は制限されると考えられる。このため，事象進展への影響は小さい。

(3) 原子炉冷却材バウンダリからの漏えいによる格納容器健全性への影響

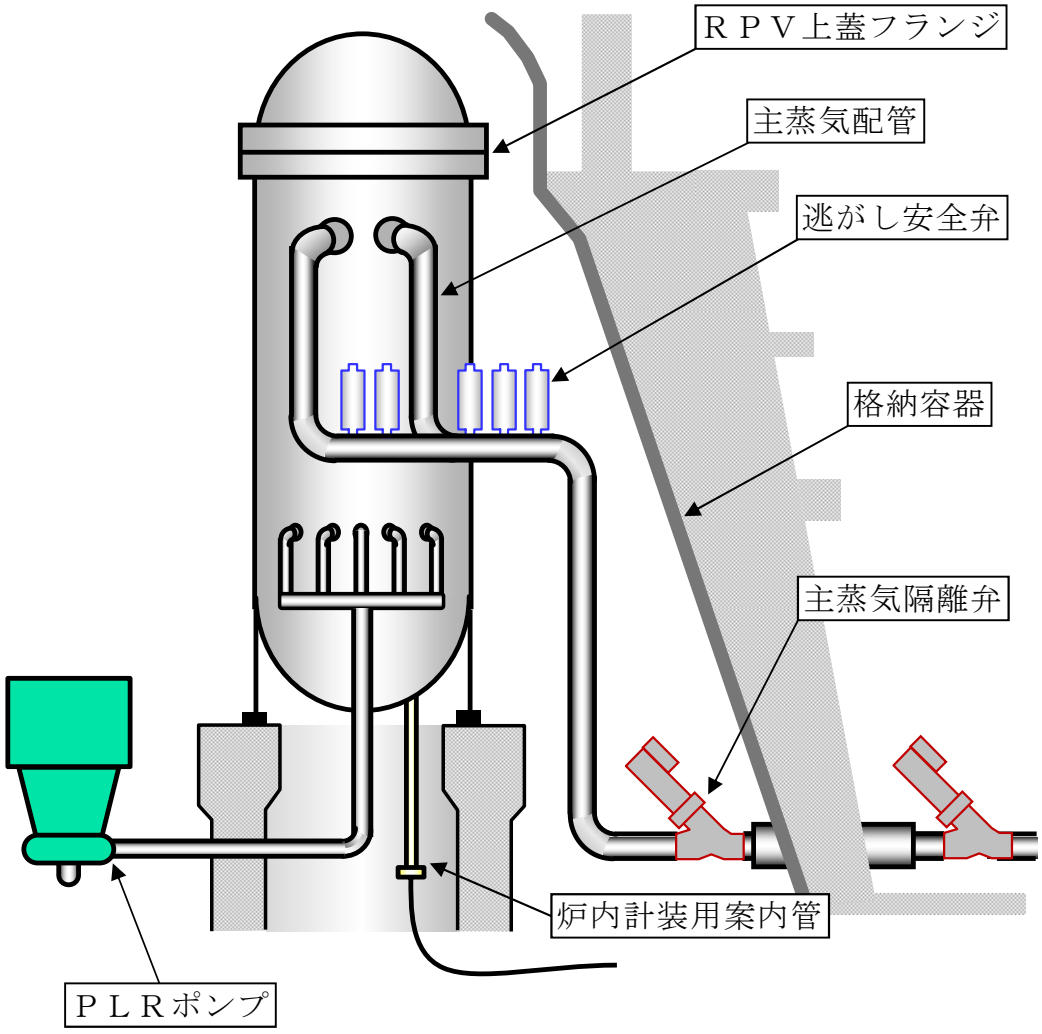
炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより，原子炉冷却材バウンダリから漏えいが生じた場合，原子炉圧力の減圧を促進されることから，ＤＣＨの回避に対して有効に寄与する。一方で，漏えい発生による格納容器圧力・温度への影響が考えられるが，有効性評価では，大規模な原子炉冷却材バウンダリの喪失を仮定した大破断ＬＯＣＡ（破断面積約 0.24m^2）を起因とする事故シーケンスへの対策の有効性を確認していることから，高温ガスによる原子炉冷却材バウンダリの漏えいの影響は有意なものとはならない

と考えられる。

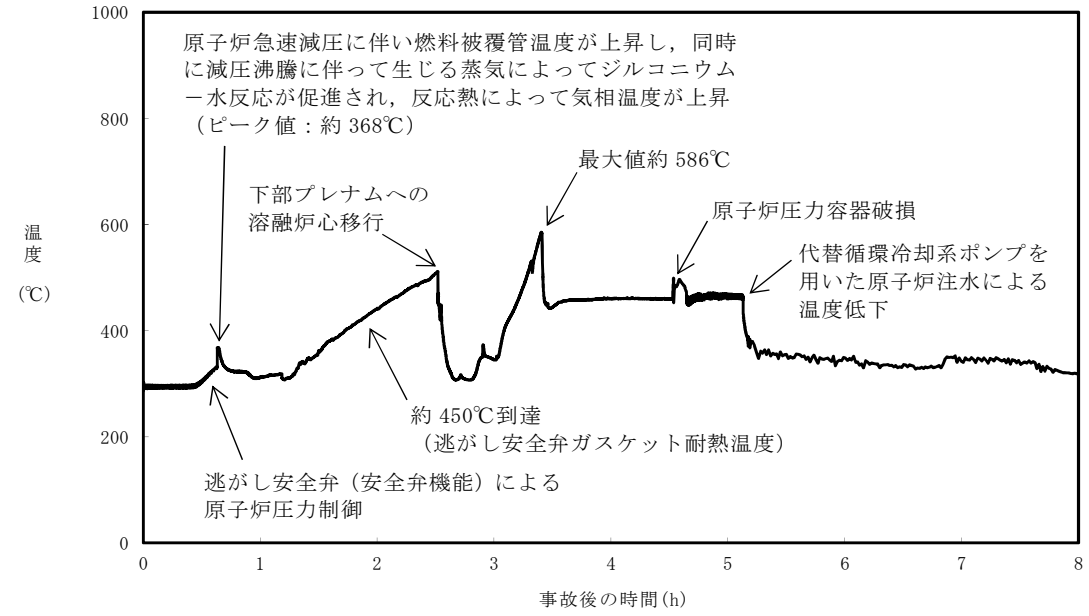
参考文献

[1]東京電力株式会社，福島原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告，平成 27 年 5 月 20 日

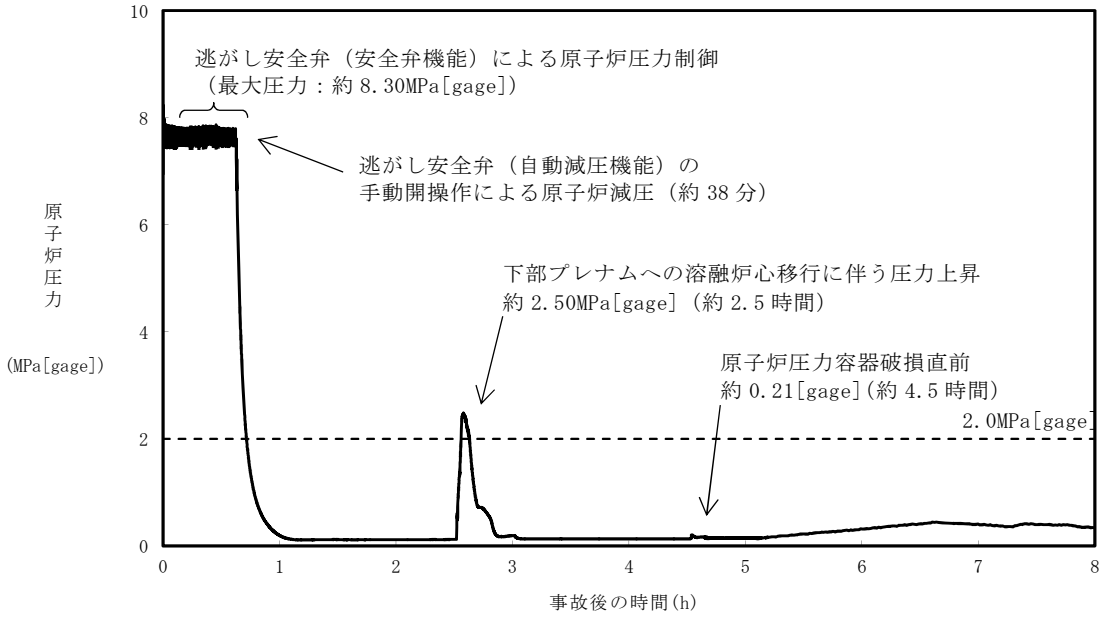
[2]東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会，最終報告（資料編），平成 24 年 7 月 23 日



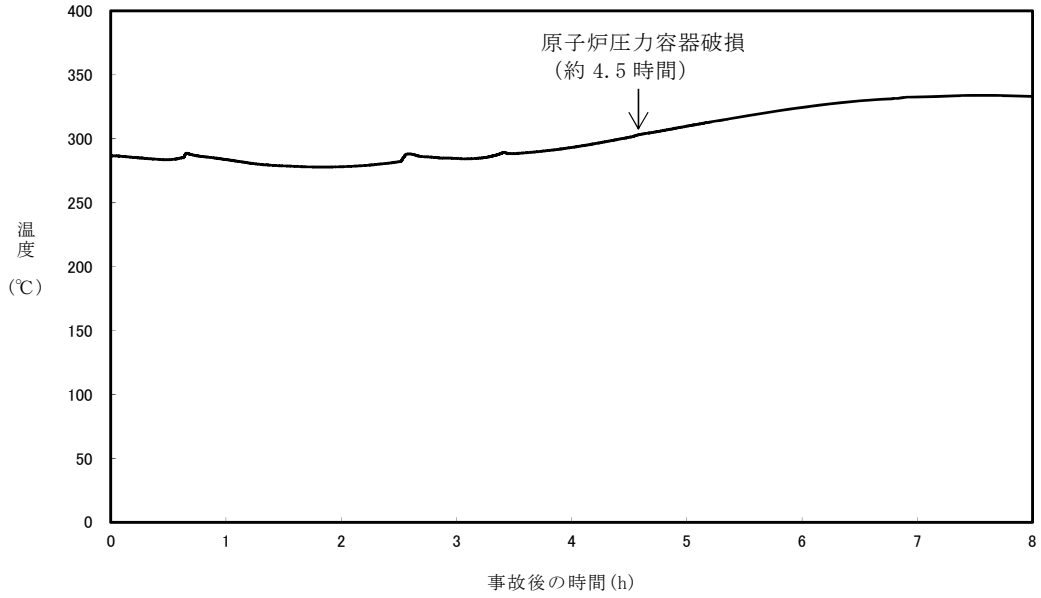
第１図　原子炉設備概要図



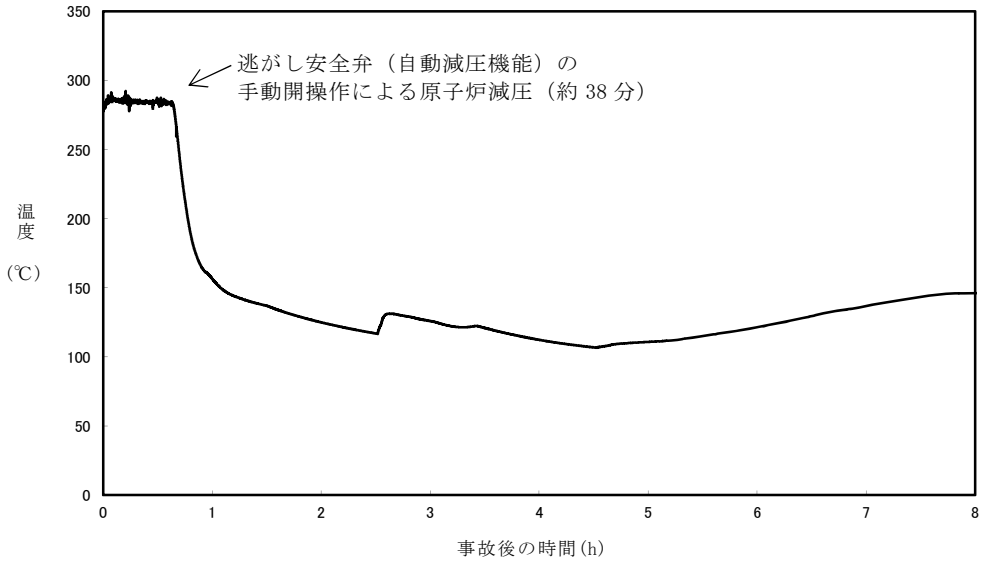
第 2 図　原子炉圧力容器気相部温度の推移



第 3 図　原子炉圧力の推移



第 4 図　原子炉圧力容器上蓋構造部材表面温度の推移



第 5 図　再循環配管内流体温度の推移

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

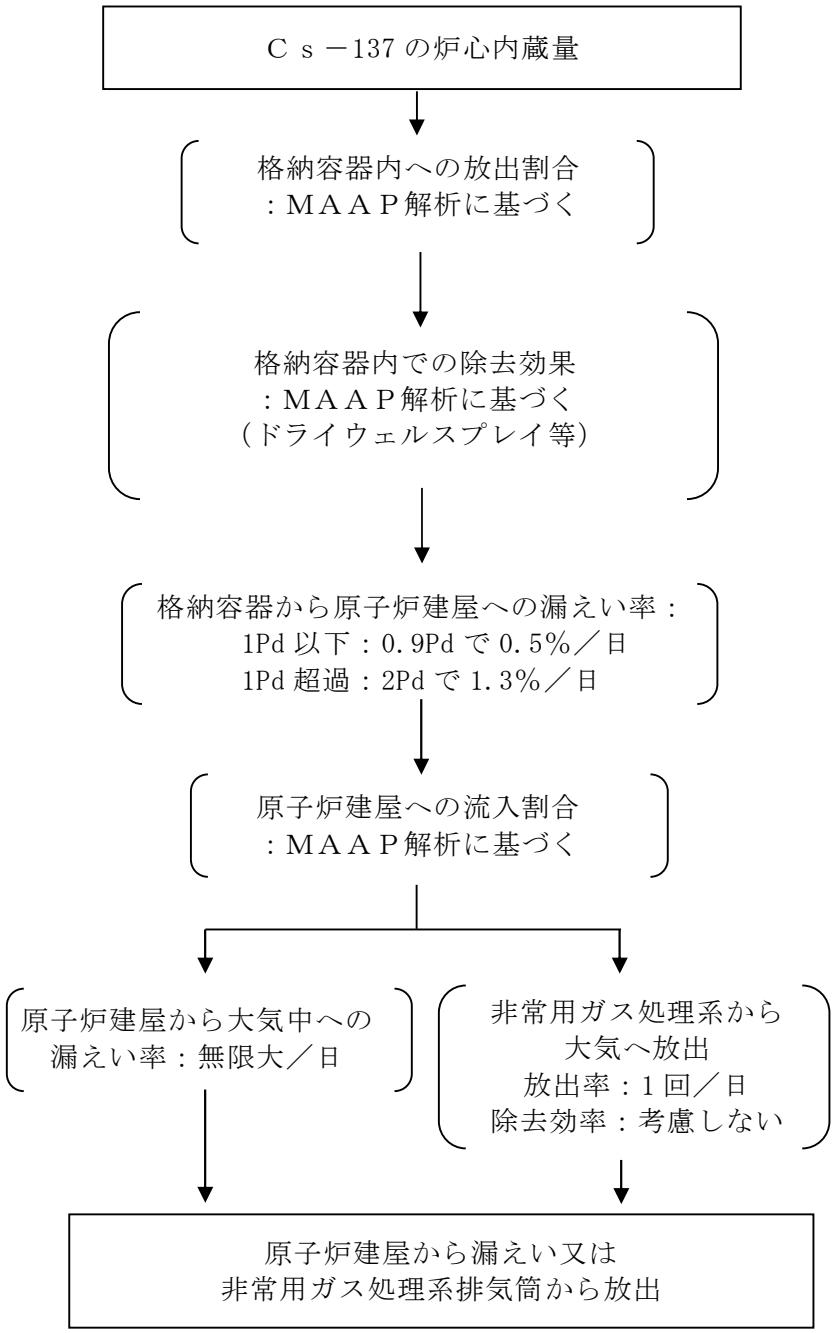
放出量評価条件を第 1 表，大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第１表　放出量評価条件（1／2）

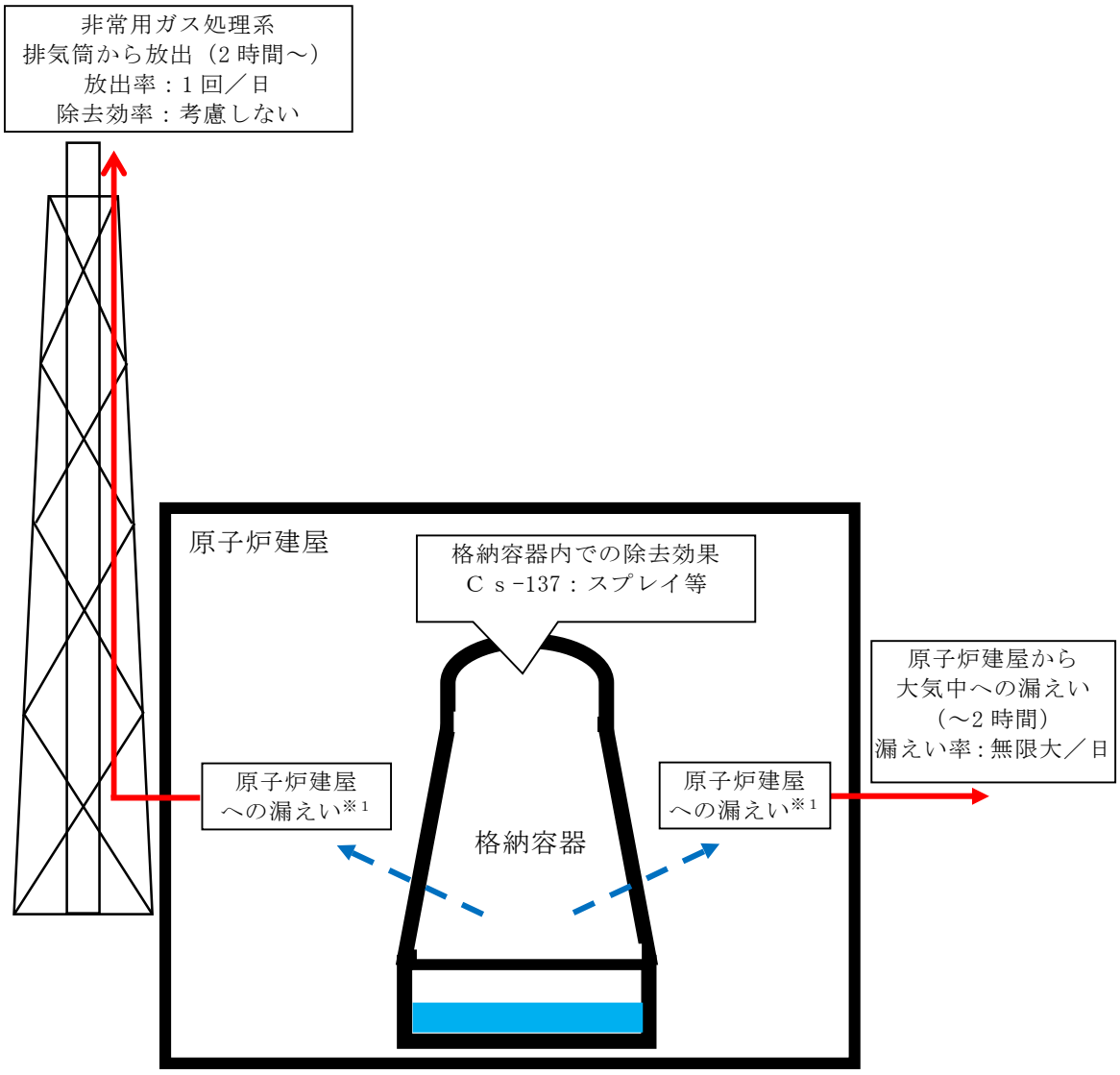
項　目	評価条件	選定理由
評価事象	「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋ＤＣＨ」（全交流動力電源喪失の重畳を考慮）	－
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1サイクル当たり 10,000時間（416日）	1サイクル13ヶ月（395日）を考慮して設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1サイクル：0.229 2サイクル：0.229 3サイクル：0.229 4サイクル：0.229 5サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 （Ｃｓ－137）	約4.36×10^{17}Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量（Bq／MW）」×「3,293MW（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）	0.723	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ｐＨ 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水ｐＨ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（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	ＣｓＩ類　：約2.07×10^{-7} ＣｓＯＨ類：約6.17×10^{-8}	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



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	

※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Ｃｓ－137 の漏えい量は，約 3.2×10^{-2}TBq（事象発生 7 日間）であり，評価項目の 100TBq を下回っている。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）と比較して 10^{-2}程度小さい結果となっているが，これは事象初期におけるＣｓ－137 の原子炉圧力容器から格納容器への放出経路の違いによる影響が大きいと考える（下記参照)。

・原子炉圧力容器から格納容器へ放出するＣｓ－137 の放出量に大きな差はない（格納容器内の除去効果を受けない希ガスに対する格納容器から原子炉建屋への放出割合※に大きな差がなく，高揮発性核種であるＣｓも同様と考えられる）

※「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」: 0.204
「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」: 0.247

・「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，ＬＯＣＡ破断口から格納容器気相部へ直接放出されるのに対し,「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では，ＲＰＶ破損前まで（事象発生約 4.5 時間)，逃がし安全弁（自動減圧機能）を介してサプレッション・プールへ移行した後，格納容器気相部へ放出されるため，サプレッション・プールにおいてスクラビングによる除去効果を受ける。

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，約 3.4×10^{-2}TBq（事象発生 30 日間）及び約 3.9×10^{-2}TBq（事象発生 100 日間）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 54 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 3.2×10^{-2}TBq	約 3.4×10^{-2}TBq	約 3.9×10^{-2}TBq※

※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 54 日後～事象発生 100 日まで格納容器ベント実施）

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

1. はじめに

原子炉水位が燃料有効長頂部を下回り，炉心損傷に至るような状況では，原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）内に高温の過熱蒸気が発生する。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「ＤＣＨ」という。）を防止するためには，その様な環境下でも逃がし安全弁（以下「ＳＲＶ」という。）を開保持し，ＲＰＶ内の圧力を 2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。

ＳＲＶは本体と補助作動装置から構成されているが，補助作動装置の温度が上昇すると，電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し，ＳＲＶの開保持機能に影響を及ぼす恐れがある。

ここでは，炉心損傷後，ＤＣＨ防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても，ＳＲＶの開保持機能が損なわれないことを評価する。

2. 評価方法

電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において，設計基準事故を包含する保守的な環境条件として，「171℃において 3 時間継続の後，160℃において 3 時間継続した状態」でのＳＲＶ機能維持について確認されている（以下「ＳＲＶ環境試験」という。）。第 2 図にＳＲＶ環境試験条件を示す。

このため，ＭＡＡＰコードによるＤＣＨ有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として，３次元熱流動解析コード（ＳＴＡＲ－ＣＣＭ＋）によりＳＲＶの温度を評価し，ＳＲＶ環境試験の温度条件に包含されることを確認することで，重大事故時においてもＳＲＶの開保持機能が維持されるこ

とを確認する。

なお，３次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施するが，下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴いＲＰＶ内の気相温度が急激に上昇する期間に対しては，ＳＲＶの温度上昇をより現実的に評価するため非定常解析を実施する。

3.　評価条件

(1)　温度条件

第3図及び第4図に，ＭＡＡＰ解析結果のＲＰＶ内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度を示す。このＭＡＡＰ解析結果を踏まえ，以下に示す2通りの温度条件を設定する。第1表に評価条件を示す。

・温度条件①（定常解析）

ＲＰＶ内気相温度については，事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件として，この期間における最高温度を考慮し512℃を設定する。

また，ドライウェル内気相温度については，手順に従い実施する格納容器スプレイの冷却効果を考慮することとし，格納容器スプレイを開始した以降，ＲＰＶ破損までの最高温度を考慮し 53℃を設定する。なお，格納容器スプレイを開始するまでの初期のドライウェル内気相温度は53℃よりも高い80℃程度で推移するが，この期間におけるＲＰＶ内気相温度は定常解析の温度条件である 512℃より十分に低いことから，ＳＲＶ開保持機能維持の観点で，初期のドライウェル内気相温度の影響は，ＲＰＶ内気相温度条件の保守性に包含される。

・温度条件②（非定常解析）

下部プレナムへの溶融炉心移行に伴うＲＰＶ内の気相温度の急激な上

昇を考慮した温度条件として，温度条件①で設定した期間以降のＲＰＶ内気相温度の最高値到達までの温度条件として，512℃から 586℃の温度履歴を設定する。

また，ドライウェル内気相温度については，温度条件①と同様に 53℃を設定する。

(2) 評価部位

ＳＲＶ（自動減圧機能）の開保持には，電磁弁コイルを励磁することで，補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し，ＳＲＶ本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ，ピストンを押上げた状態とする必要がある。ＳＲＶの開保持機能維持の観点では，高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

①電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく，高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合，電磁弁のコイルが消磁することで，補助作動装置のピストンへの窒素供給がしゃ断されるとともに，流路が排気側へ切替ることから，ピストンを押上げていた窒素が排出され，ＳＲＶ本体スプリングの閉止力によってＳＲＶ（自動減圧機能）が閉止する。このため，電磁弁を評価の対象とするが，その中でも高温配管に近く，最も温度が高くなり易い下部コイルハウジングの温度を評価する。

②ピストン（シール部）

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製のＯリングが用いており，高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合，シール部よりピストンを押上げていた窒素が排出され，ＳＲＶ本体ス

プリングの閉止力によってＳＲＶ（自動減圧機能）が閉止する。このため，ピストンの温度を評価する。

(3)　評価モデル

ＳＲＶ（自動減圧機能）が最も近く隣接するバルブＢ及びバルブＨを含む範囲をモデル化する。実際の事故対応では互いに離れた位置のＳＲＶ2弁を開操作する手順とするが，電磁弁及びピストンのシール部の温度条件を厳しく評価する観点より，本評価では，隣接した2弁を同時に開状態とする評価モデルとする。第5図にＳＲＶ配置図及びモデル化範囲を，第6図にモデル図及び断面メッシュ図を示す。

4.　評価結果

評価結果を第2表及び第7図から第9図に示す。

事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間を代表する温度条件を適用した温度条件①の定常解析では，下部コイルハウジングの最高温度はバルブＢの約120℃，ピストン部の最高温度はバルブＢの約124℃であり，ＳＲＶ環境試験温度である160℃を下回る。

また，下部プレナムへの溶融炉心移行に伴うＲＰＶ内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件②の非定常解析では，下部コイルハウジングの最高温度はバルブＢの約124℃，ピストン部の最高温度はバルブＢの約124℃であり，ＳＲＶ環境試験温度である160℃を下回る。

なお，ＳＲＶ環境試験では，160℃以上の温度条件において6時間の機能維持が確認されている。この試験の初期の温度条件として 171℃を与えていることを踏まえると，160℃以下の温度条件では約7.6時間の機能維持が可能※であると考えられる。したがって，逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持

機能が要求される，事象発生から原子炉圧力容器破損までの時間（約 4.5 時間）に対して，十分な余裕がある。

以上のとおり，炉心損傷後，ＤＣＨ防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも，ＳＲＶ開保持機能は維持されると考えられる。

※ ＳＲＶは，「171℃において 3 時間継続の後，160℃において 3 時間継続（合計 6 時間）」という環境条件での機能維持がＳＲＶ環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷（171℃において 3 時間継続）をアレニウス則に基づき，160℃の熱負荷に換算すると，160℃において約 4.6 時間継続となり，これを後段の試験時間と合計すると約 7.6 時間は機能維持が可能となる。

5. 本体部の温度上昇による影響

前述のとおり，重大事故時においてもＳＲＶの開保持機能は維持されるが，ここではＳＲＶ強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。

閉状態のＳＲＶを強制開とするためには，補助作動装置の駆動力がＳＲＶ本体の閉止力を上回る必要がある。第 3 表に温度上昇の影響を示す。ＳＲＶ本体の閉止力に対する温度上昇の影響は，いずれも強制開の妨げとなることはない。

第１表　３次元熱流動解析での温度条件

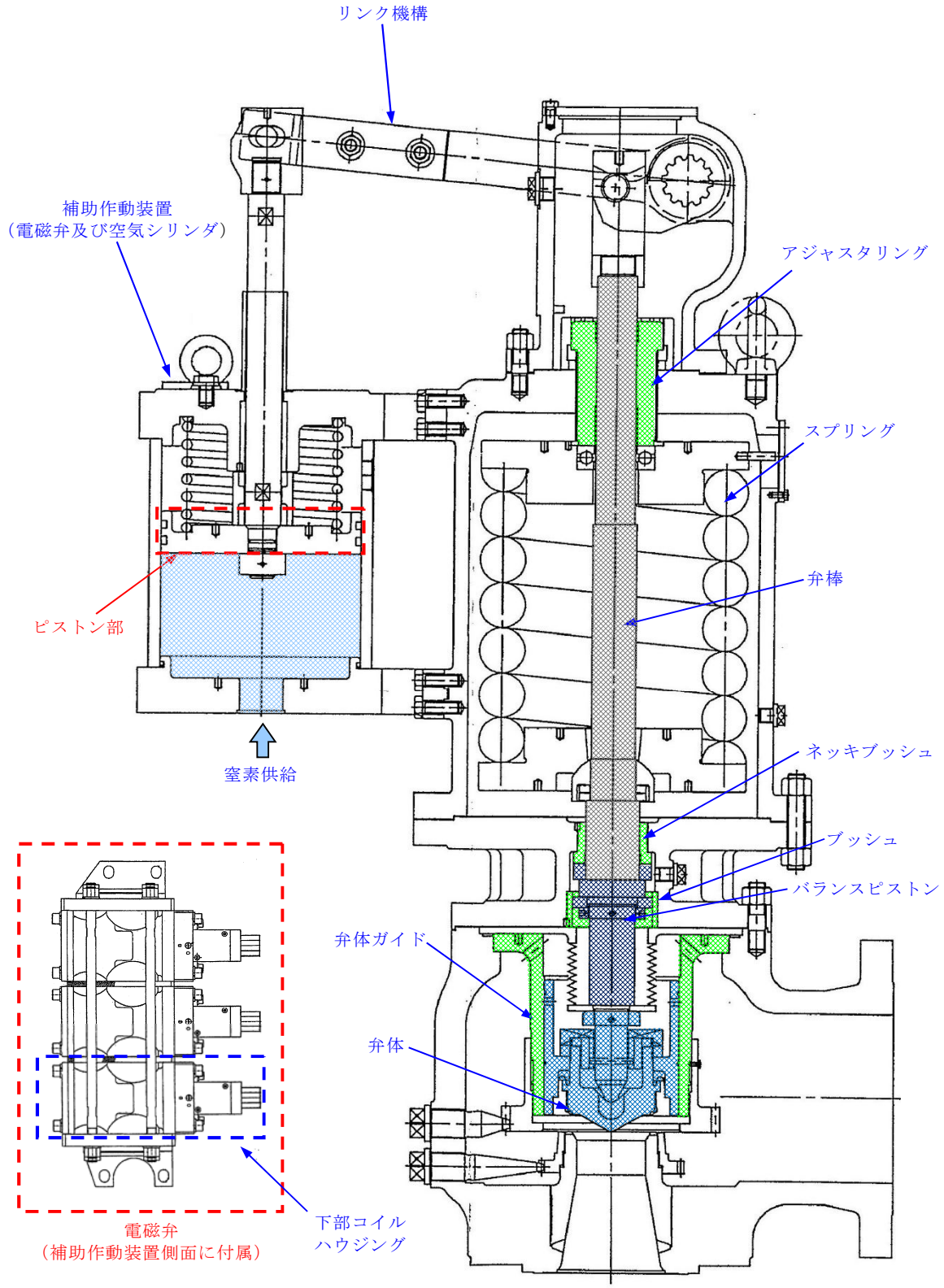
項　目	温度条件①【定常解析】	温度条件②【非定常解析】
ＲＰＶ内 気相平均温度	512℃	512℃→586℃
ドライウェル内 気相平均温度	53℃	53℃

第２表　３次元熱流動解析での評価結果

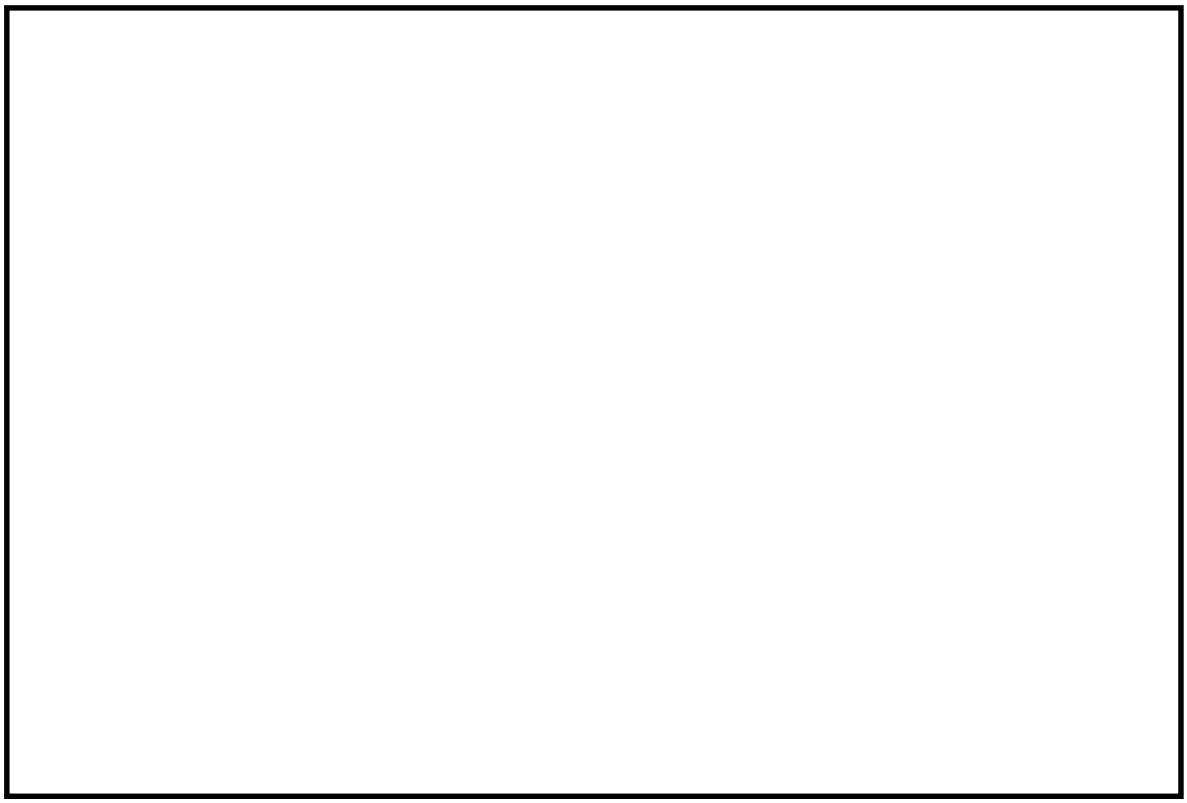
項　目	温度条件①【定常解析】		温度条件②【非定常解析】	
	バルブＢ	バルブＨ	バルブＢ	バルブＨ
下部コイル ハウジング 最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃
ピストン部 最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃

第３表　ＳＲＶ本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

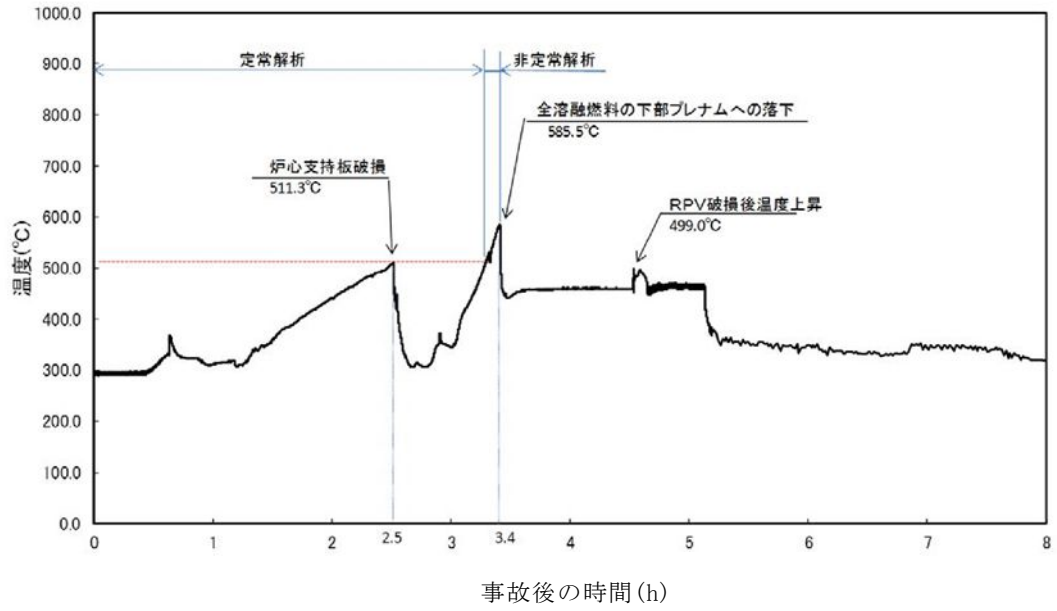
項　目	温度上昇の影響
ＳＲＶスプリング閉止力	温度上昇に伴い，低下する方向にある。また，補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。
弁棒・アジャスタリング 摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり，温度上昇幅は小さく，ＳＲＶ強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ 摺動抵抗	弁棒はＳＵＳ431，ネッキブッシュはニッケルブロンズと，入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており，ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン･ブッシュ 摺動抵抗	バランスピストンはＳＵＳ403，ブッシュはニッケルブロンズと，入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており，ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体（ガイド部）・ガイド 摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため，温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。



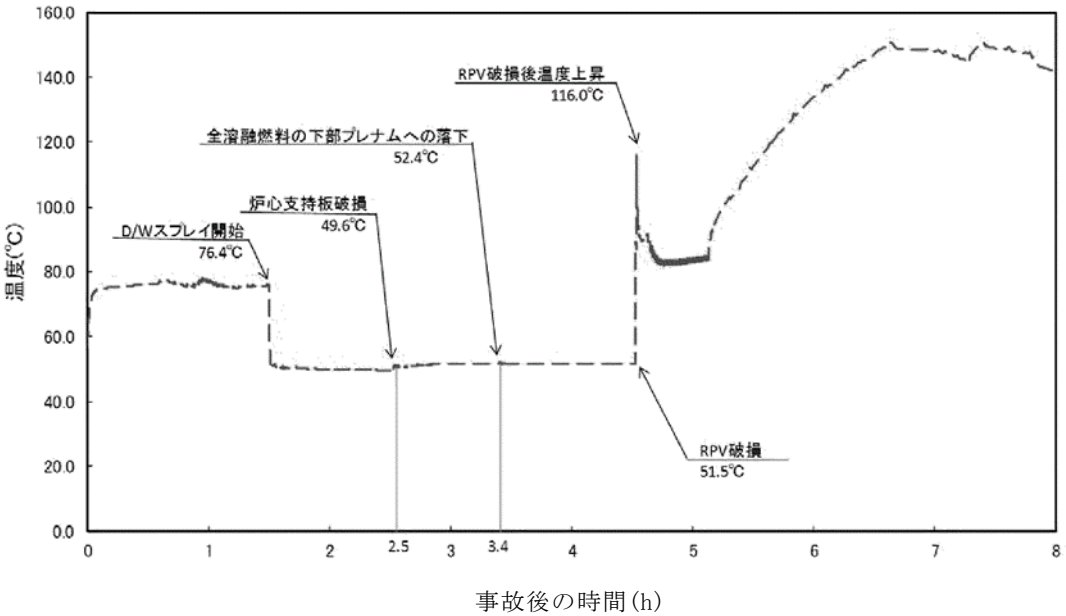
第１図　ＳＲＶ構造図（開状態）



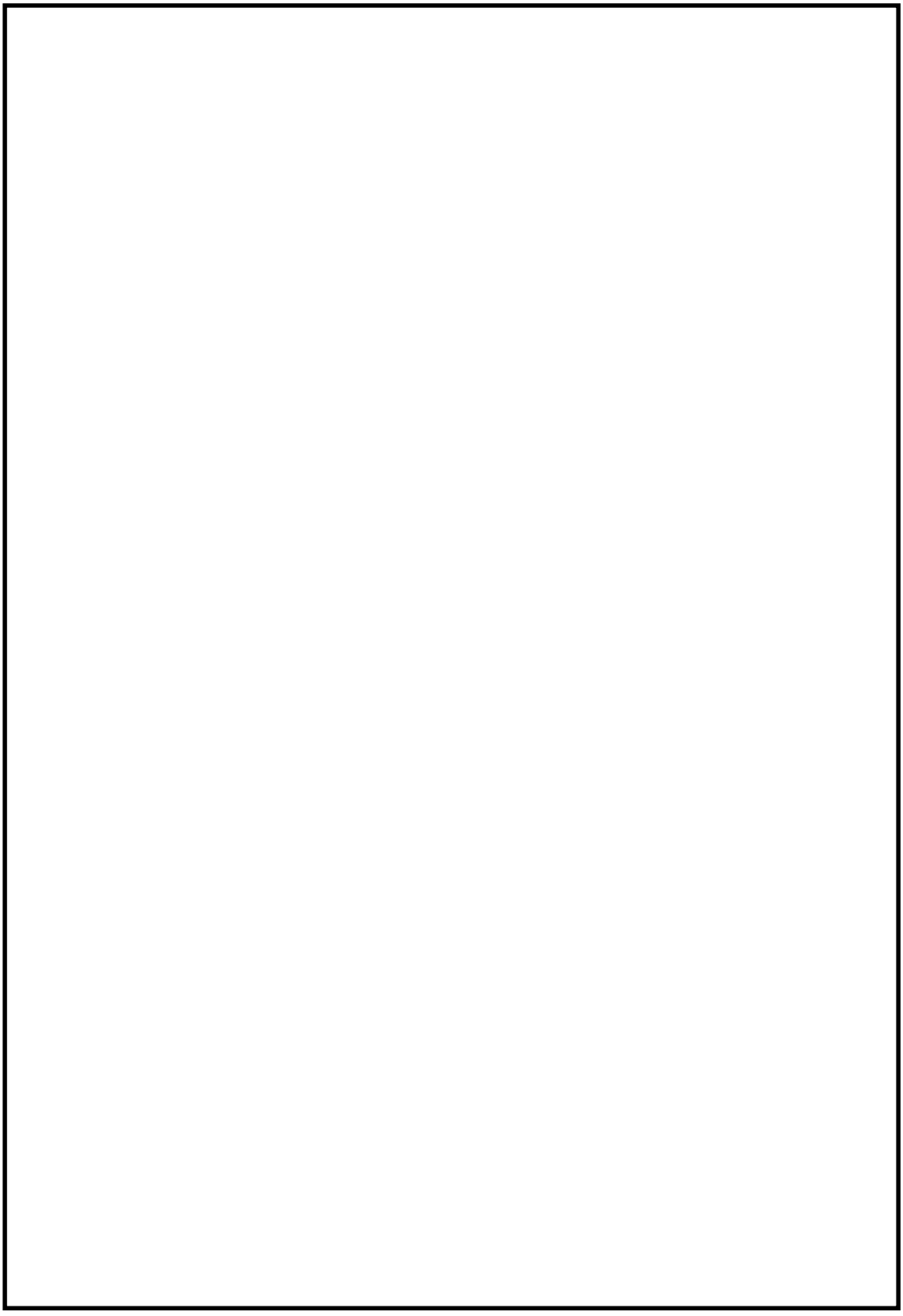
第 2 図　ＳＲＶ環境試験条件



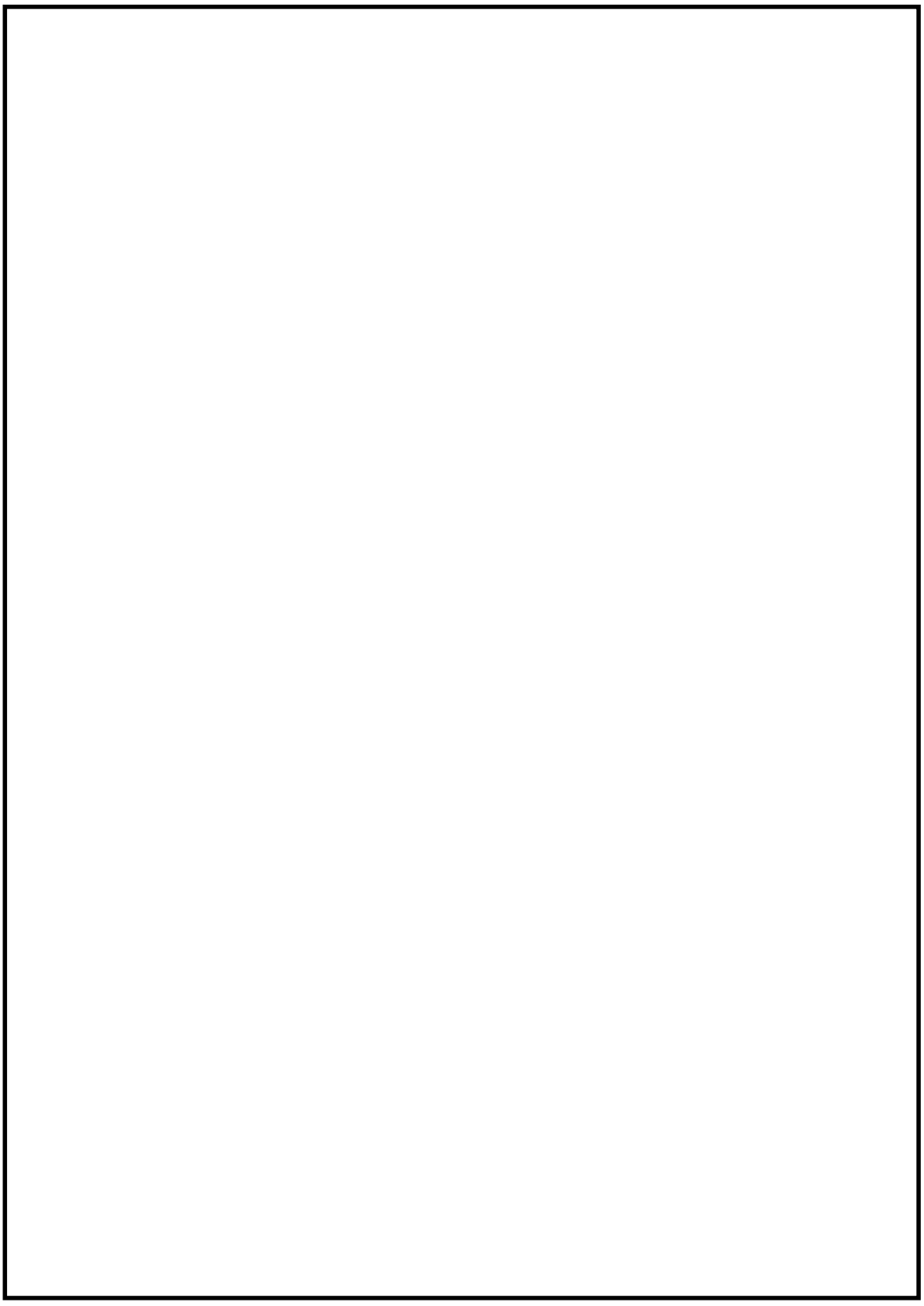
第 3 図　原子炉圧力容器内気相平均温度の推移



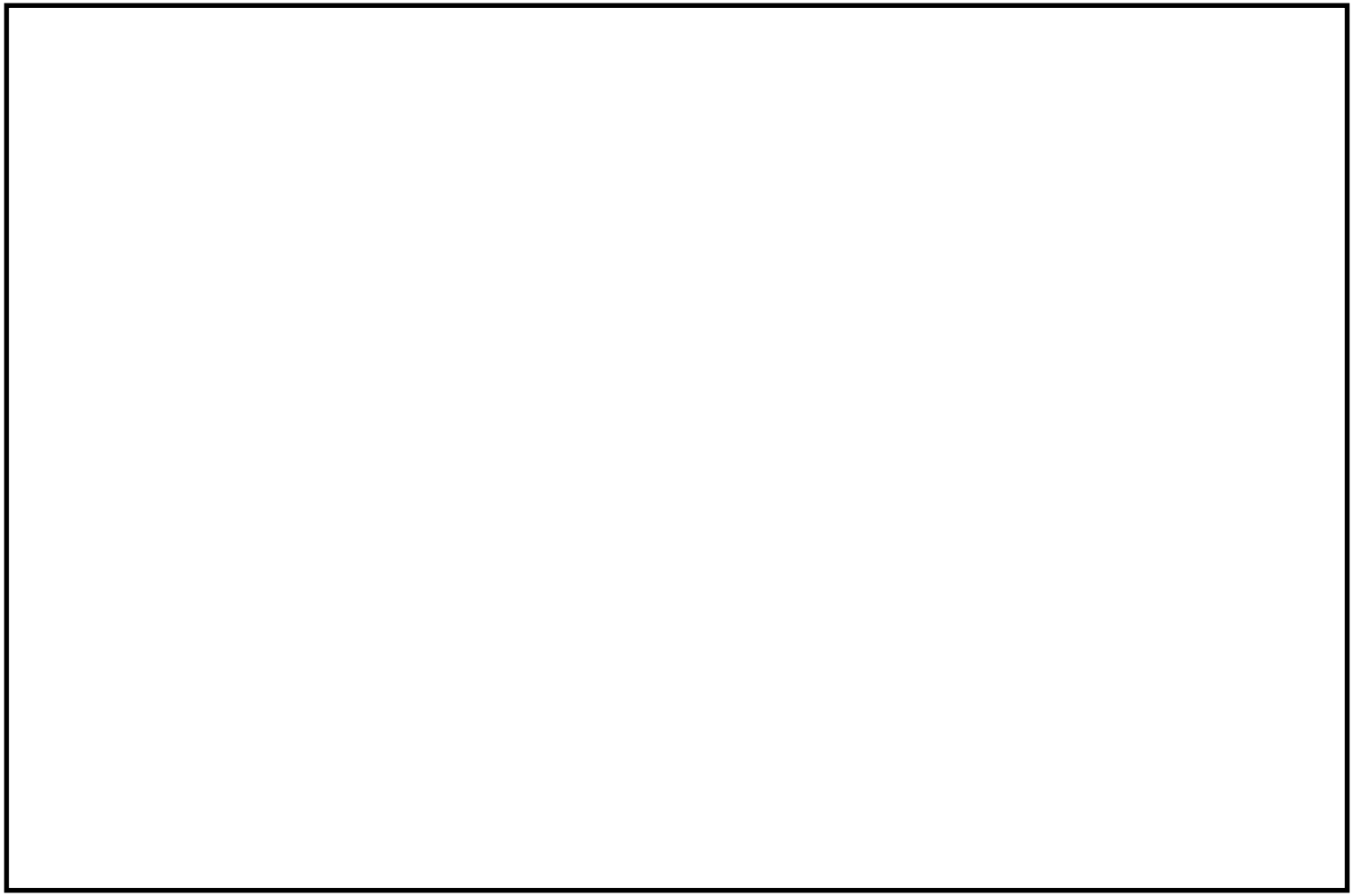
第 4 図　ドライウェル内気相平均温度の推移



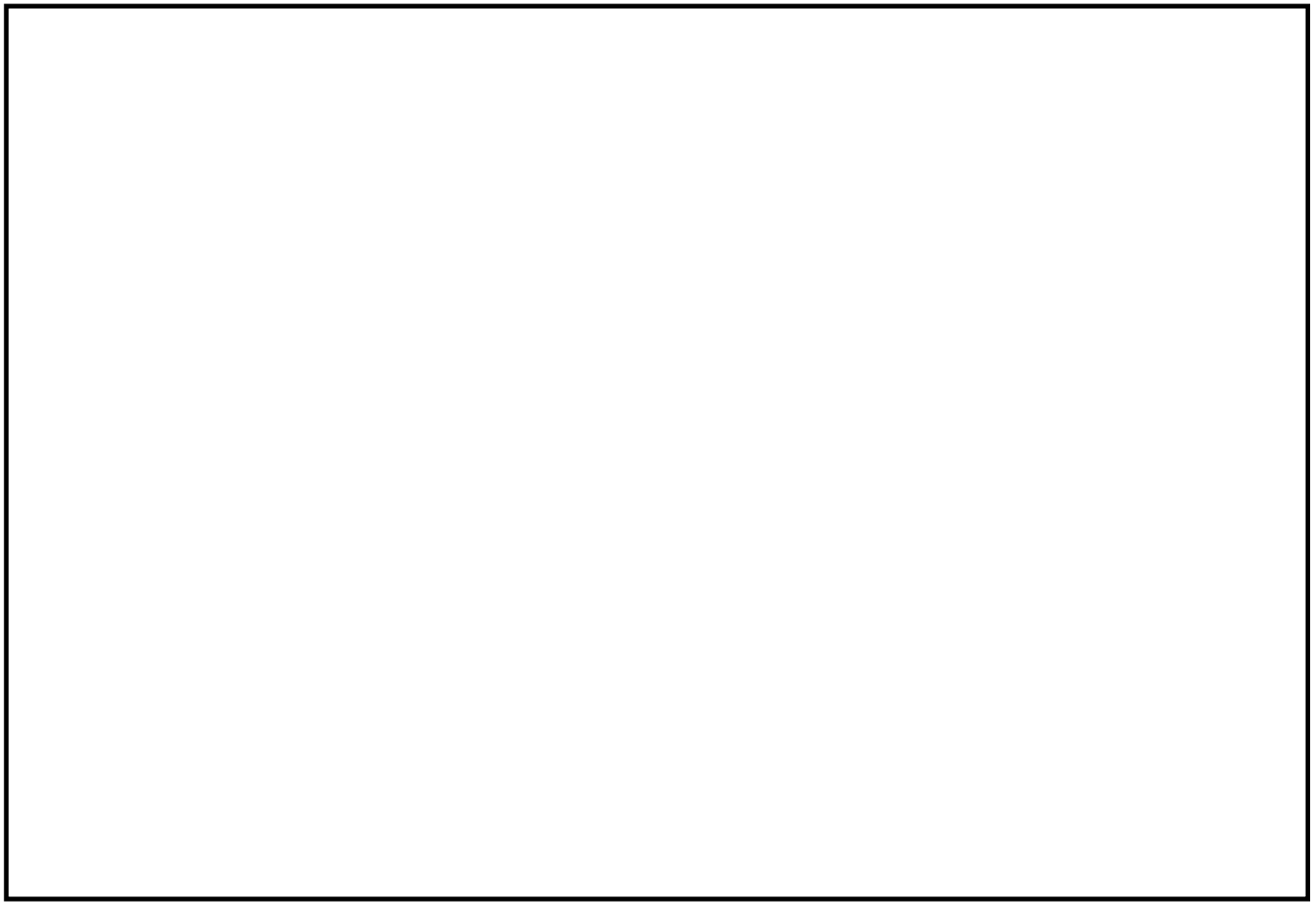
第 5 図　ＳＲＶ配置図及びモデル化範囲



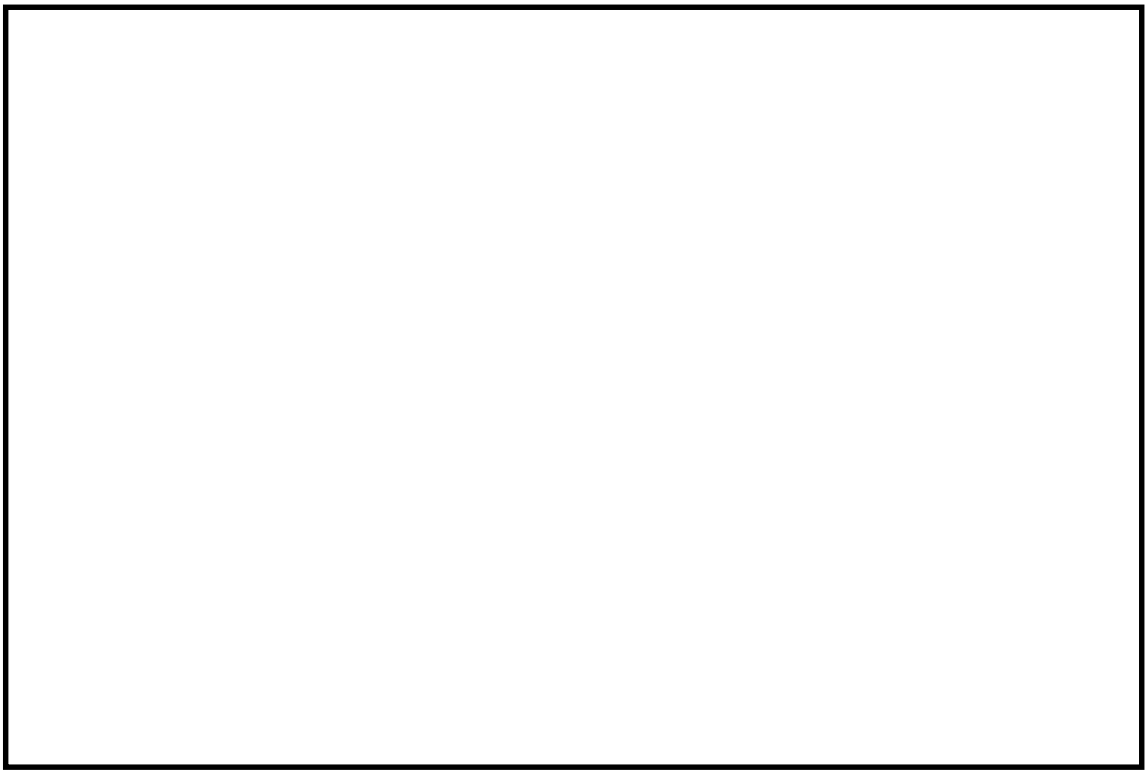
第 6 図　モデル図及び断面メッシュ図



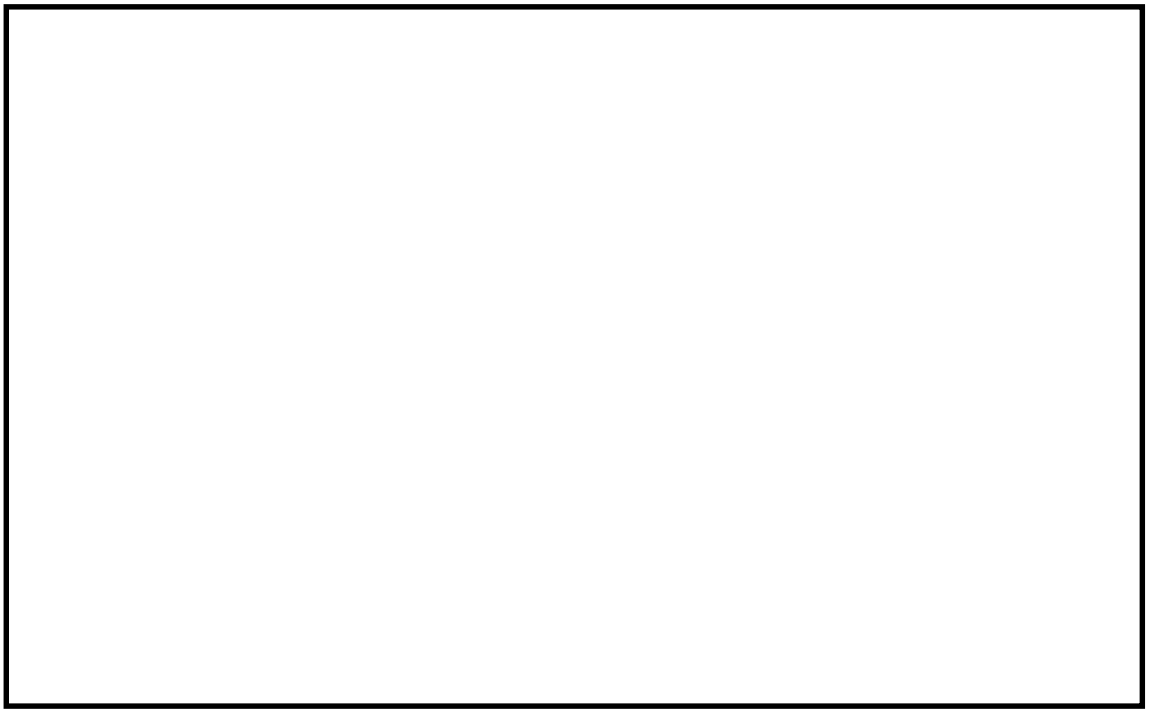
第７図　定常解析結果（温度条件①バルブＢ）



第８図　定常解析結果（温度条件①バルブＨ）



下部コイルハウジング最高温度



ピストン部最高温度

第 9 図　非定常解析結果（温度条件②）

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）

1. はじめに

シビアアクシデント解析コードＭＡＡＰでは，水の放射線分解を考慮するモデルとなっていないことから，水の放射線分解による水素及び酸素の発生については，解析コードＭＡＡＰに基づく溶融炉心及び核分裂生成物の崩壊熱から放射線吸収割合及びＧ値を考慮して算出している（添付資料 3.4.1 参照）。

ここでは，解析コードＭＡＡＰでは考慮していない水の放射線分解により発生する水素及び酸素が，格納容器圧力に与える影響を評価する。

2. 評価結果

解析コードＭＡＡＰにより評価した結果，格納容器圧力が最大値の約 465kPa[gage]を示す事象発生約 7.4 時間後の格納容器内の非凝縮ガス(水素，酸素及び窒素）の物質量は約 6.2×10^{5}mol である。

また，添付資料 3.4.1 に従い算出される水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の和は，事象発生約 7.4 時間後時点で約 2.7×10^{3}mol 以下である。

以上から，解析コードＭＡＡＰで評価した非凝縮ガス（水素，酸素及び窒素）の物質量に対する，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の物質量の比は 1%未満であることから，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素が格納容器圧力に与える影響は 5kPa[abs]未満であり，無視しうる程度と考えられる。

安定状態について

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の安定状態については以下のとおり。

格納容器安定状態：
重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置）により，格納容器圧力及び雰囲気温度が安定又は低下傾向に転じ，また，除熱のための設備がその後の機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】
溶融炉心の冷却を継続し，代替循環冷却系による格納容器除熱を開始することで，格納容器圧力及び雰囲気温度は安定又は低下傾向になり，格納容器雰囲気温度は150℃を下回り，格納容器安定状態が確立される。
また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】
上記の格納破損防止対策により安定状態を確立できる。
代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧させ，除熱を行うことにより，安定状態の維持が可能となる。安定状態の維持に関する具体的な要件は以下のとおり。

① 格納容器除熱機能として代替循環冷却系の使用又は残留熱除去系復旧による冷却へ移行
② 格納容器内の水素及び酸素排出を目的とした格納容器ベント（窒素封入）並びに格納容器内の水素・酸素濃度の制御を目的とした可燃性ガス濃度制御系の復旧
③ 上記の安全機能の維持に必要な電源（外部電源），冷却水等の確保
④ 長期的に維持される格納容器の状態（温度・圧力）に対し，適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

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（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

第 1 表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生，炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 CORA 実験解析における，燃料被覆管，制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について，測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し，仮想的な厳しい振り幅ではあるが，ジルコニウム－水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに，炉心溶融の開始時刻への影響は小さい ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は，ほぼ変化しない	炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。 炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。 本評価事故シーケンスでは，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長さの 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。	炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間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長さの 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。
	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	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して，MAAP コードと SAFER コードの比較を行い，以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から，水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり，その後の注水操作による燃料有効長燃料有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，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。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認している。このため，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。
	気液分離（水位変化）・対向流				
原子炉圧力容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	逃がし安全弁からの流量は，設計値に基づいて計算される。	逃がし安全弁からの流量は，設計に基づいて流量が計算されていることから不確かさは小さい。このため，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	逃がし安全弁からの流量は，設計に基づいて計算されていることから不確かさは小さい。このため，原子炉急速減圧操作後の原子炉圧力の低下挙動に対す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。

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，TMI事故分析結果と一致することを確認した リロケーションの進展が早まることを想定し，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した ・TQUV，大破断LOCAシーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した	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。	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いる。本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器が破損する前に，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。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	原子炉圧力容器内FCIに影響する項目として溶融ジェット径，エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，いずれについても，原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。	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。	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，原子炉圧力容器が破損する前に，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。
	原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）				
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について，TMI事故分析結果と良く一致することを確認した 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。	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。	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。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)をパラメータとした感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし，仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり，実機における影響は十分小さいと判断される。	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，原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知することから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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。

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

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	約 3,279MW～約 3,293MW（実績値）	定格熱出力を設定	最確条件とした場合は，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	約 6.91 MPa[gage]～約 6.94MPa[gage]（実績値）	定格圧力を設定	最確条件とした場合は，運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与え得るが，原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，運転中の圧力変動により解析条件に対して変動を与えうるが，原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転水位（セパレータスカート下端から約＋122cm～約＋132cm）（実績値）	通常運転水位を設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48,300t／h（定格流量（100％））	定格流量の約 86％～約 104％（実績値）	定格流量を設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃　料	９×９燃料（Ａ型）	装荷炉心ごと	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定	最確条件とした場合は，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd／t	燃焼度 33GWd／t 以下（実績値）	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	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）に代わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している崩壊熱よりも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。
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2.2～約 4.7 kPa[gage]（実績値）	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。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約 25℃～約 58℃（実績値）	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定。		

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／4)

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	5,700m^3（設計値）	設計値を設定	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。
	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	空間部： 約 4,092m^3 ～ 約 4,058m^3 液相部： 約 3,308m^3 ～ 約 3,342m^3 （実績値）	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		
	サプレッション・プール水位	6.983m （通常運転水位－4.7cm）	約 7.000m～ 約 7.070m （実績値）	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	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。
	サプレッション・プール水温度	32℃	約 15℃～約 32℃ （実績値）	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－サプレッション・チェンバ間差圧）	3.45kPa （ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	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	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。
	外部水源の容量	約 9,300m^3	9,300m^3 以上 （淡水貯水池＋代替淡水貯槽）	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上 （軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク）	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（3／4）

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	－	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	起因事象として，原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は，減圧操作が不要となる。	起因事象として，原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合は，減圧操作が不要となる。
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失 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	－	－
	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を考慮しない	－	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	発生する可能性は否定できない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	福島第一原子力発電所の事故に対する炉心・格納容器の状態の推定の評価において，炉内核計装配管のドライチューブ，逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合，原子炉圧力を減圧させることとなるため，減圧の規模によっては原子炉減圧操作をしなくとも，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。 事象進展に与える影響としては，気相部漏えいは原子炉水位が燃料有効長頂部(TAF)を十分下回った以降の炉心ヒートアップによる影響と推定でき，本シナリオでは原子炉水位が燃料有効長底部（BAF）＋20％位置にて減圧操作を実施することから考えると，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ない。	福島第一原子力発電所事故に対する炉心・格納容器の状態の推定の評価において，炉内核計装配管のドライチューブ，逃がし安全弁のフランジガスケット部等からの気相漏えいの可能性について言及されている。本仮定を本シナリオに対して考慮した場合，原子炉圧力を減圧させることとなるため，減圧の規模によっては原子炉減圧操作をしなくとも，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある。 事象進展に与える影響としては，気相部漏えいは原子炉水位が燃料有効長頂部（TAF）を十分下回った以降の炉心ヒートアップによる影響と推定でき，本シナリオでは原子炉水位が燃料有効長底部（BAF）＋20％位置にて減圧操作を実施することから考えると，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ない。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(4／4)

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	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）による原子炉スクラムを設定	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，発生する蒸気量は少なくなることから，原子炉水位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。	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，発生する水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。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下（レベル２）信号	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閉止するものとして設定	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。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。	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが，その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。
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止（事象発生と同時）	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	逃がし安全弁	安全弁機能 7.79～8.31 MPa[gage] 385.2～410.6 t／h／弁	安全弁機能 7.79～8.31 MPa[gage] 385.2～410.6 t／h／弁 （設計値）	逃がし安全弁の安全弁機能の設計値を設定 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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		逃がし安全弁（自動減圧機能）の２弁開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能）の２弁開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替循環冷却系	総循環流量：250m^3／h 格納容器スプレイ：250m^3／h又は150m^3／h 原子炉注水：100m^3／h	総循環流量：250m^3／h 格納容器スプレイ：250m^3／h又は150m^3／h 原子炉注水：100m^3／h	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	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としていることから，格納容器側の条件による直接的な影響はない。

第３表　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（1／3）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
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%上の位置に到達した時点（事象発生から約 38 分後）	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定	【認知】 操作開始時間に到達するのは事象発生から約 38 分後であり，原子炉水位は事故時の重要監視パラメータとして継続監視しているため，認知に大幅な時間遅れを生じることは考えにくく，認知遅れによる操作時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	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。	実態の操作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。	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時間であり，準備時間が確保できるため，時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では，原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20%上の位置に到達後，1 分で逃がし安全弁（自動減圧機能）の 2 弁開による減圧操作を開始。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
	緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作及び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	事象発生 90 分後	操作所要時間を踏まえて設定	【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断し，これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 中央制御室における操作は，ポンプ起動，系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に 20 分，代替循環冷却系の起動に 35 分を想定しており，操作時間に余裕を確保している。 【他の並列操作有無】 並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	代替循環冷却系ポンプを用いた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，緊急用海水ポンプを用いた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，緊急用海水ポンプを用いた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，代替循環冷却系ポンプを用いた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。	緊急用海水ポンプを用いた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，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。	緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系及び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。	中央制御室における操作のため，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。訓練では緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系及び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。代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系起動に約 27 分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

第３表　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（2／3）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器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から 6 分後（約 4.6 時間後）	ペデスタル（ドライウェル部）への注水に伴う格納容器雰囲気温度上昇の影響緩和を考慮して設定	【認知】 ペデスタル（ドライウェル部）への注水は，原子炉圧力容器の破損を判断した時点で開始するが，原子炉圧力容器の破損は，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断するものであり，解析上の認知にかかる時間としては 5 分を想定している。格納容器下部水温は破損兆候の検知によって継続監視するパラメータであり，温度上昇又は指示値喪失による原子炉圧力容器破損の判断は速やかに実施できるものであるため，認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 中央制御室内における格納容器冷却は，注入弁 1 弁の開操作による注水であり，操作装置のタッチによる操作のため 1 操作に 1 分間を想定している。当該操作は，操作装置のタッチによる簡易な操作のため，操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却は，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断し，格納容器冷却を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。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，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。 また，格納容器冷却操作によって格納容器圧力が低下傾向となった場合，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による格納容器冷却操作を停止し，格納容器圧力が 0.465MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が 17℃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による格納容器圧力及び温度制御操作を開始する。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。 （添付資料 3.2.2）	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。	原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間後であり，また，溶融炉心落下後にペデスタル（ドライウェル部）注水が行われなかった場合においても，溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約 0.3 時間の時間余裕がある。 （添付資料 3.2.14）	中央制御室における操作のため，シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では，条件成立を前提として約 1 分間で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

第３表　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（3／3）

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	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	原子炉圧力容器破損から 7 分後（約 4.6 時間後）	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮して設定	【認知】 ペデスタル（ドライウェル部）への注水は，原子炉圧力容器の破損を判断した時点で開始するが，原子炉圧力容器の破損は，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断するものであり，解析上の認知にかかる時間としては 5 分を想定している。格納容器下部水温は破損兆候の検知によって継続監視するパラメータであり，温度上昇又は指示値喪失による原子炉圧力容器破損の判断は速やかに実施できるものであるため，認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 中央制御室内におけるペデスタル（ドライウェル部）への注水は，注入弁 1 弁の開操作による注水であり，操作装置のタッチによる操作のため 1 操作に 1 分間を想定している。当該操作は，操作装置のタッチによる簡易な操作のため，操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後の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）への注水は，原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達したこと等をもって破損兆候を検知し，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断し，注水を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。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，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。 （添付資料 3.2.2）	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。	原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間であり，また，溶融炉心落下後にペデスタル（ドライウェル部）注水が行われなかった場合においても，溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウムー水反応による発熱により蒸発するまでには約 0.3 時間の時間余裕がある。 （添付資料 3.2.14）	中央制御室における操作のため，シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では，条件成立を前提として約 1 分間で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）による注水を開始。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

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

1. はじめに

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の有効性評価においては，原子炉圧力容器破損後の事象進展を評価する観点より，原子炉圧力容器破損まで設計基準事故対処設備の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を含む全ての低圧注水機能が失われている状態を仮定しており，原子炉圧力容器破損後に代替循環冷却系による原子炉注水を開始するものとしている。

一方で，一度機能喪失した設備の復旧には，ある程度時間を要することが考えられる。ここでは，念のため原子炉圧力容器が破損した以降においても重大事故等対処設備を含めた原子炉注水が開始できない場合の影響を感度解析により確認する。

2. 感度解析条件

第 1 表に本評価の感度解析条件を示す。

第 1 表　感度解析条件（代替循環冷却系）

基本ケース （原子炉注水あり）	感度解析ケース （原子炉注水なし）
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	総循環流量：250m^3／h ・250m^3／h の流量で格納容器へスプレイ

3. 感度解析結果

第2表及び第1図から第15図に，原子炉圧力容器破損後の原子炉注水に期待しない場合の感度解析結果を基本ケースと併せて示す。

格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の最高値を比較した場合，基本ケースで約0.47MPa[gage]及び約151℃であり，感度解析ケースで約0.47MPa[gage]及び約150℃であるため,原子炉圧力容器破損後に原子炉注水を実施しない場合も，格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度に与える影響は小さい。

また，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量は，基本ケース及び感度解析ケースともに，0cmであり，原子炉注水の有無の影響はない。

サプレッション・プール水位については，感度解析ケースで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）によるペデスタル注水により徐々に上昇するが，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の判断基準である通常水位＋6.5mに7日間は到達しない。

格納容器内水素濃度及び酸素濃度については，感度解析ケースにおいてもジルコニウムー水反応によって水素濃度は13vol％を大きく上回るが,可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給を事象発生後約133時間より開始することで，酸素濃度は可燃限界濃度である5vol％を下回るため，格納容器内での水素燃焼は発生しない。

なお，基本ケースにおいては，代替循環冷却系により原子炉へ注水された水が原子炉圧力容器の破断口からペデスタル（ドライウェル部）へ落下することにより溶融炉心の冠水が維持されるが，感度解析ケースでは，溶融炉心の冠水維持のために，原子炉圧力容器破損（約4.5時間）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による溶融炉心への注水操作（以下「溶融炉心への注水操作」という。）を間欠的に継続して実施する必要があ

る。また，第1図より，事故後約7.5時間後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（以下「格納容器冷却操作」という。）を実施する必要がある。間欠的に実施する溶融炉心への注水操作については30分以上の時間間隔があるため，格納容器冷却操作と操作が重複する可能性は低いが,仮に両操作が重複した場合でも，以下の観点から，中央制御室の運転員1名にて対応が可能である。

・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。

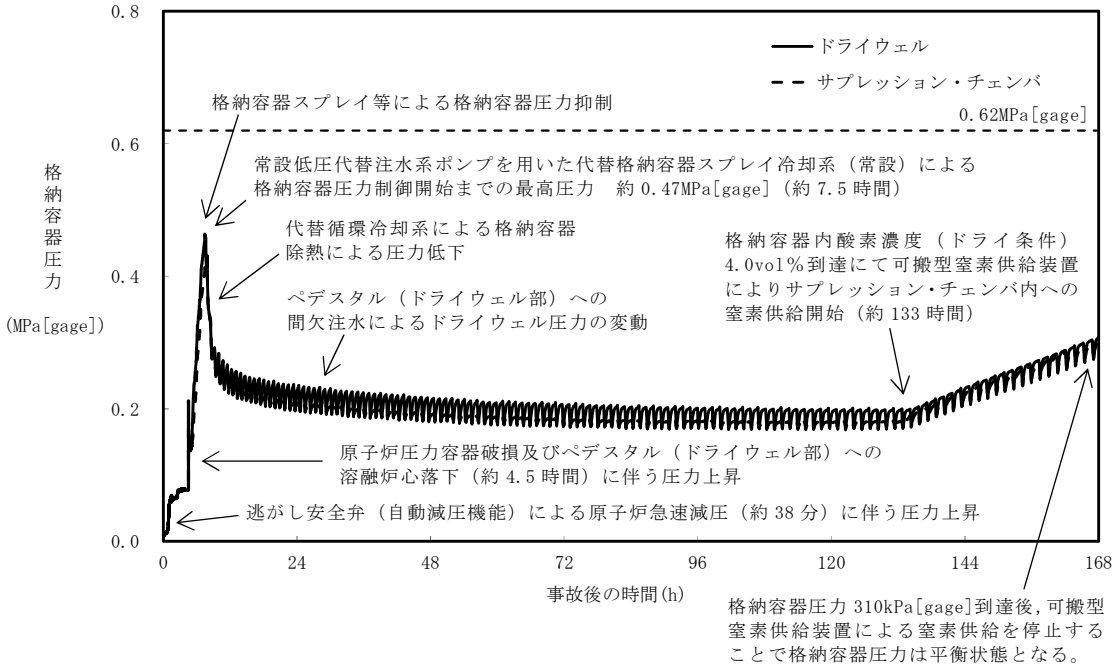
・格納容器下部水位が2.75m（上限水位）に到達した後，溶融炉心への注水停止操作のタイミングが遅れた場合でも,格納容器下部水位は2.75m以上には上昇せず，余分な水はドライウェルを介してサプレッション・プールに移行するのみであり，注水停止タイミングが遅くなることによるプラント挙動に及ぼす影響は小さい。

・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。

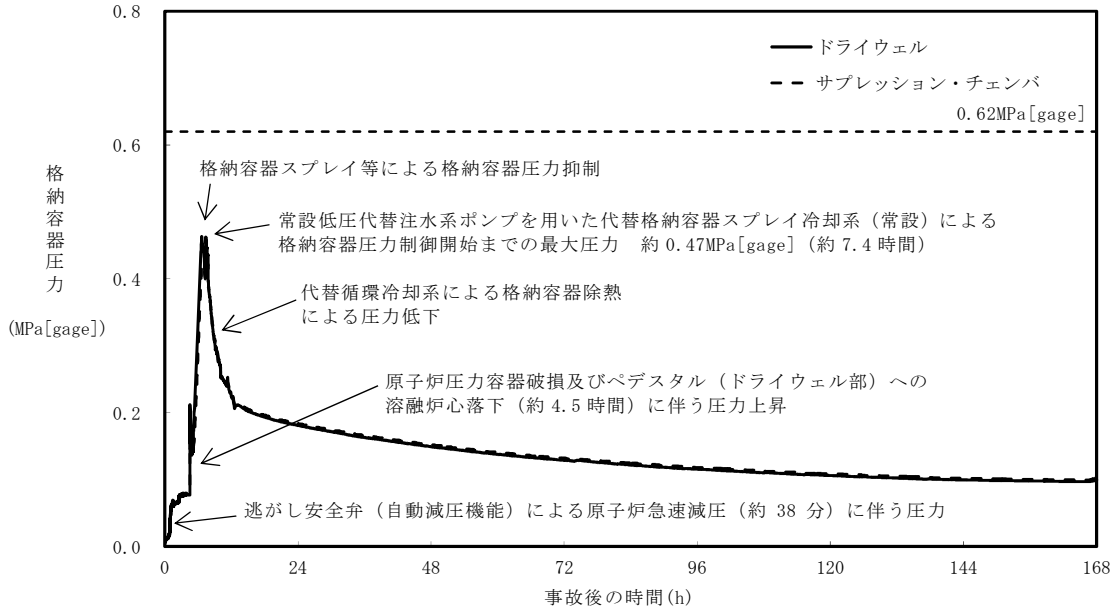
以上のとおり，片方の操作を実施するまでの間，他方の操作が遅れた場合でも,プラント挙動に及ぼす影響は小さい又は時間余裕がある。したがって，最初に操作の基準に到達した操作を優先して実施し，引き続き他方の操作を実施する手順とする。

第 2 表　感度解析結果

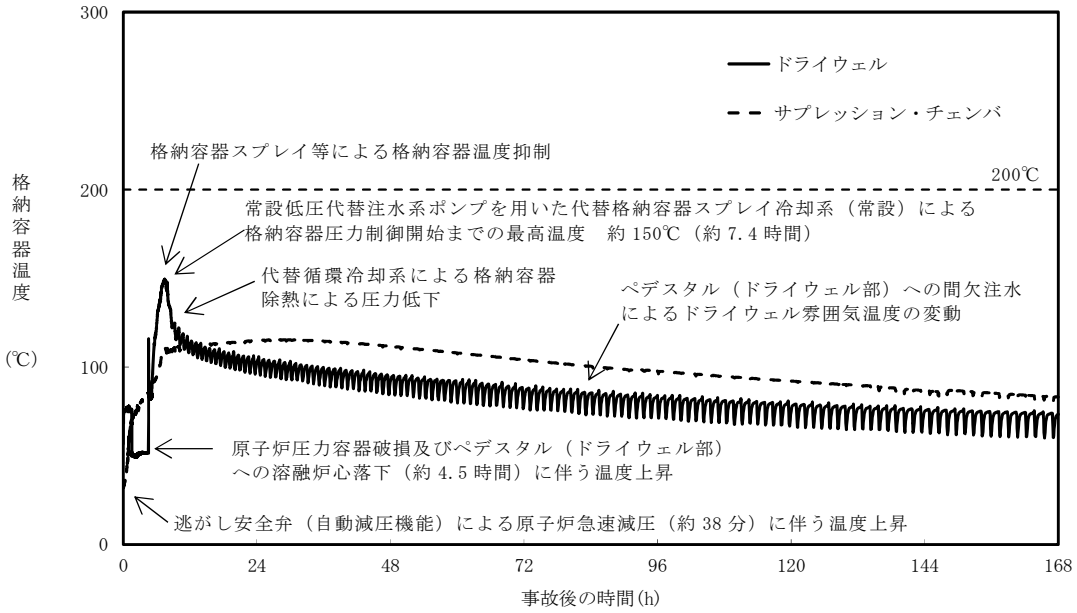
項　目	基本ケース	感度解析ケース
格納容器圧力（最高値）	約 0.47MPa[gage] （約 7.4 時間）	約 0.47MPa[gage] （約 7.5 時間）
格納容器雰囲気温度（最高値）	約 151℃ （約 7.4 時間）	約 150℃ （約 7.4 時間）
コンクリート侵食量 （壁面及び床面）	0cm	0cm



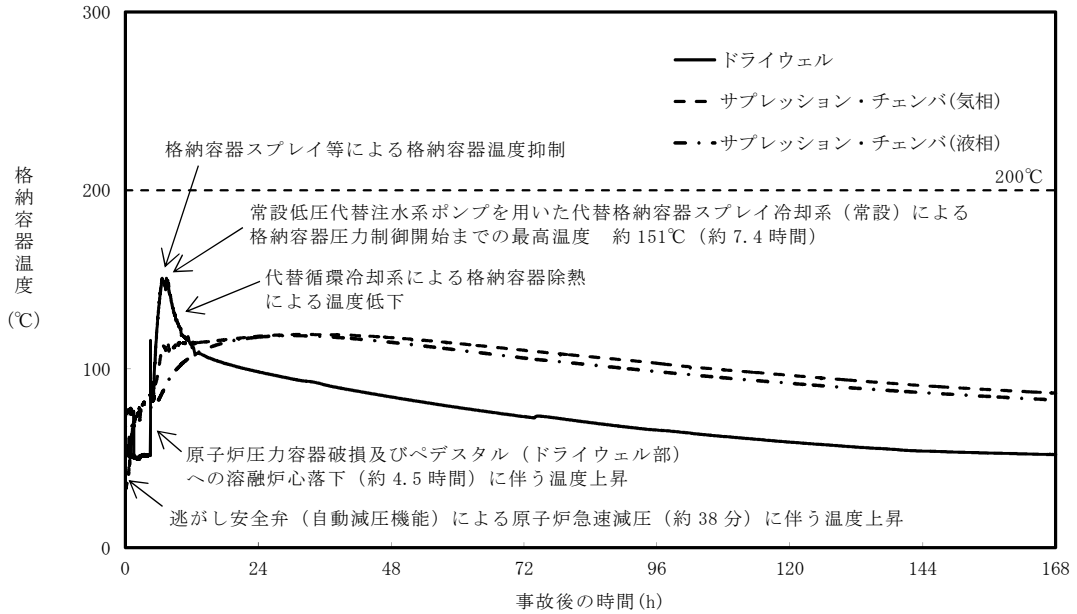
第 1 図　格納容器圧力の推移（感度解析ケース）



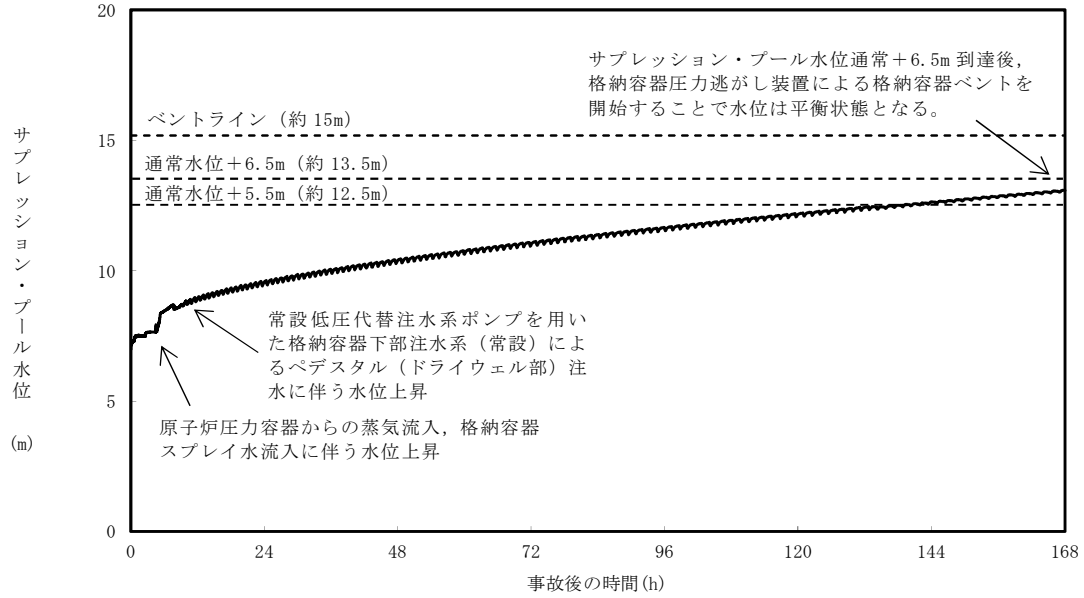
第 2 図　格納容器圧力の推移（基本ケース）



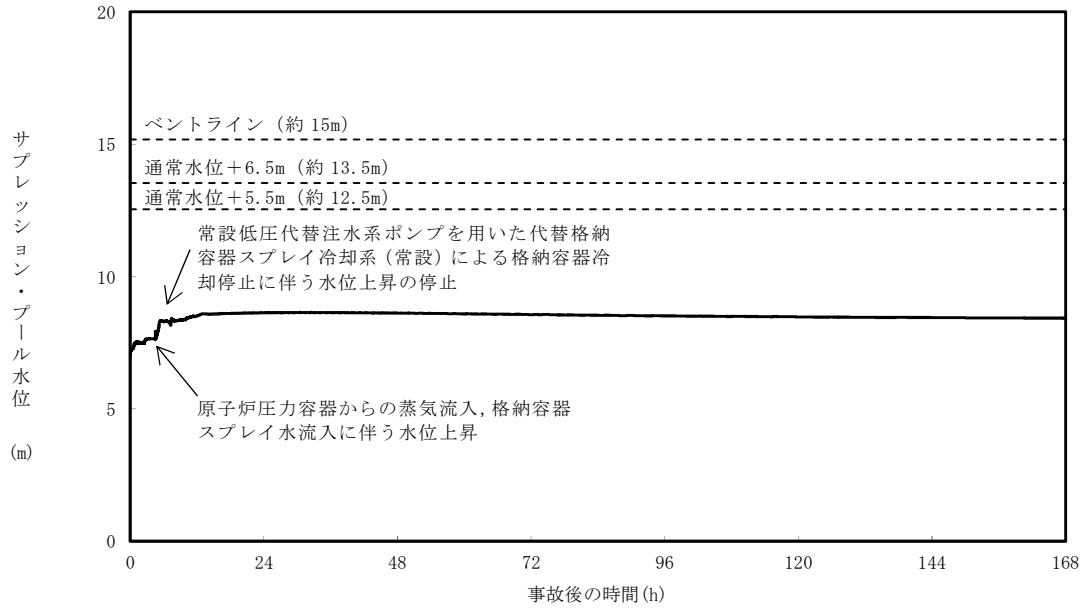
第 3 図　格納容器雰囲気温度の推移（感度解析ケース）



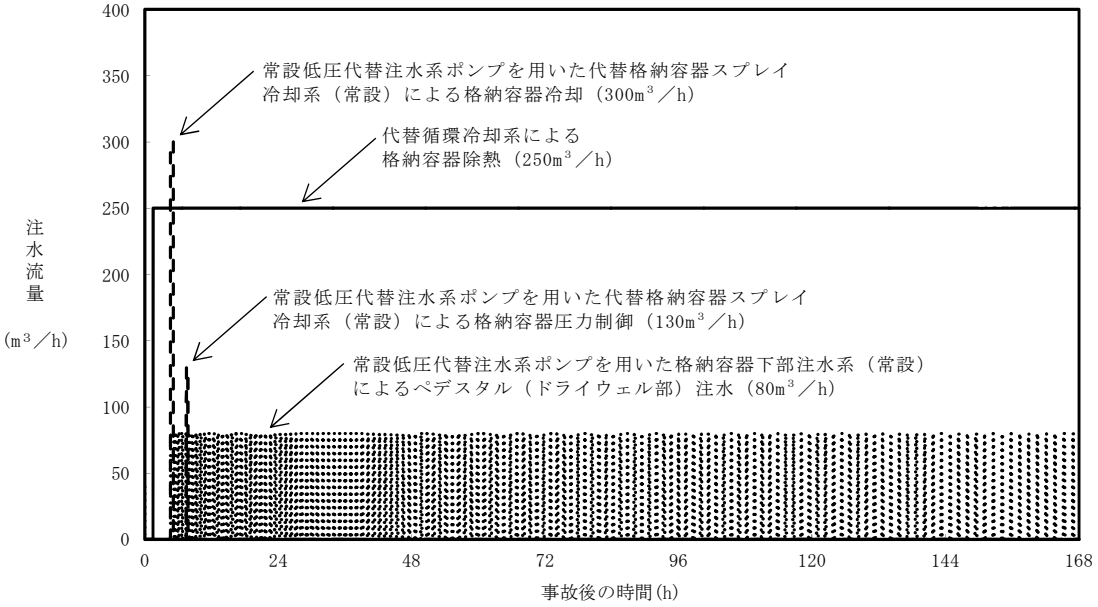
第 4 図　格納容器雰囲気温度の推移（基本ケース）



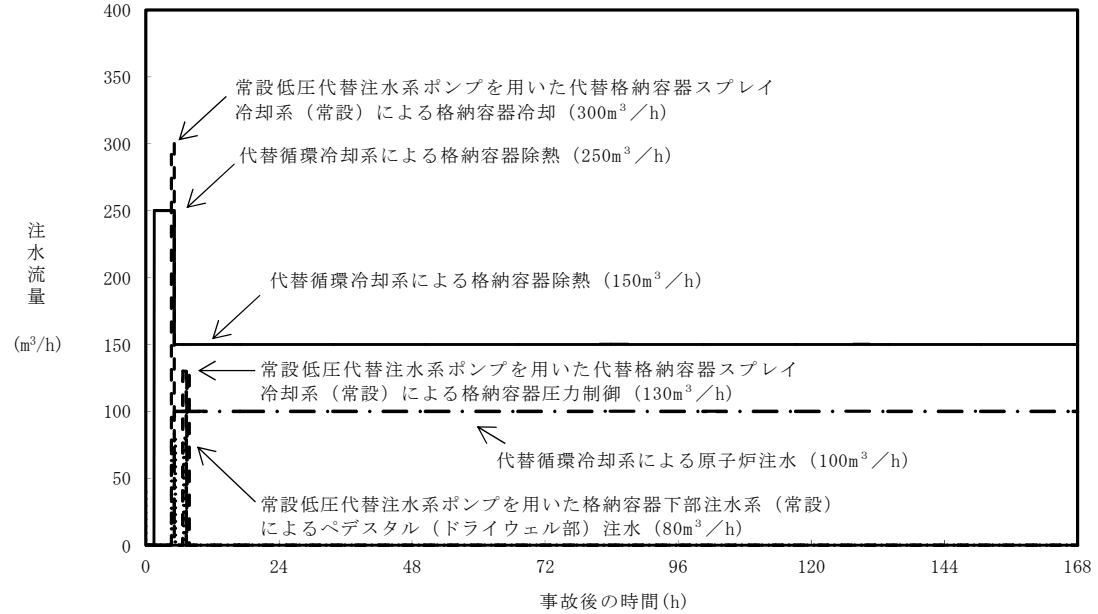
第 5 図　サプレッション・プール水位の推移（感度解析ケース）



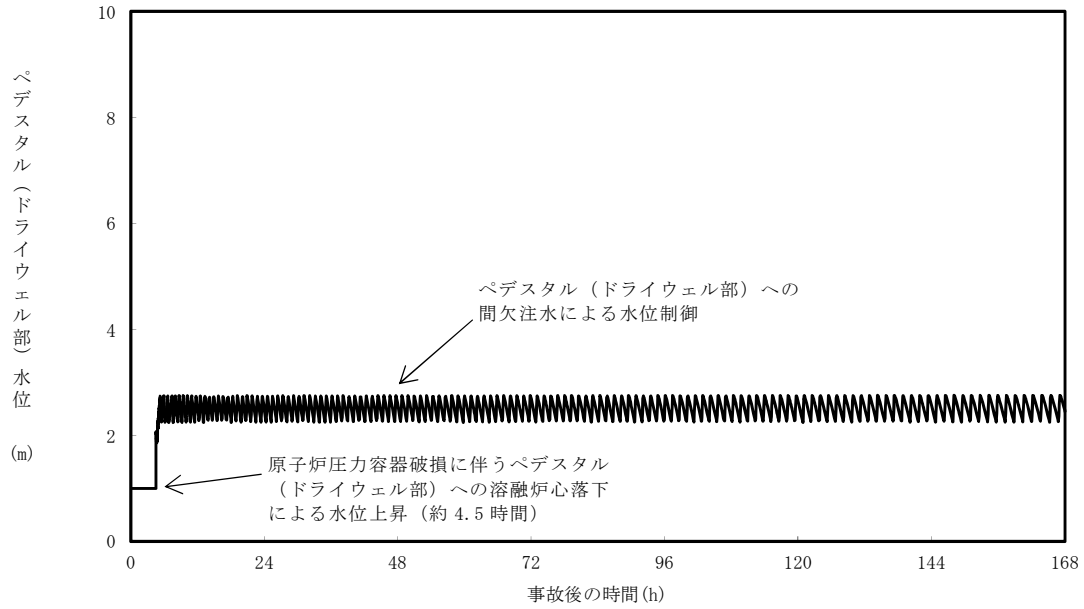
第 6 図　サプレッション・プール水位の推移（基本ケース）



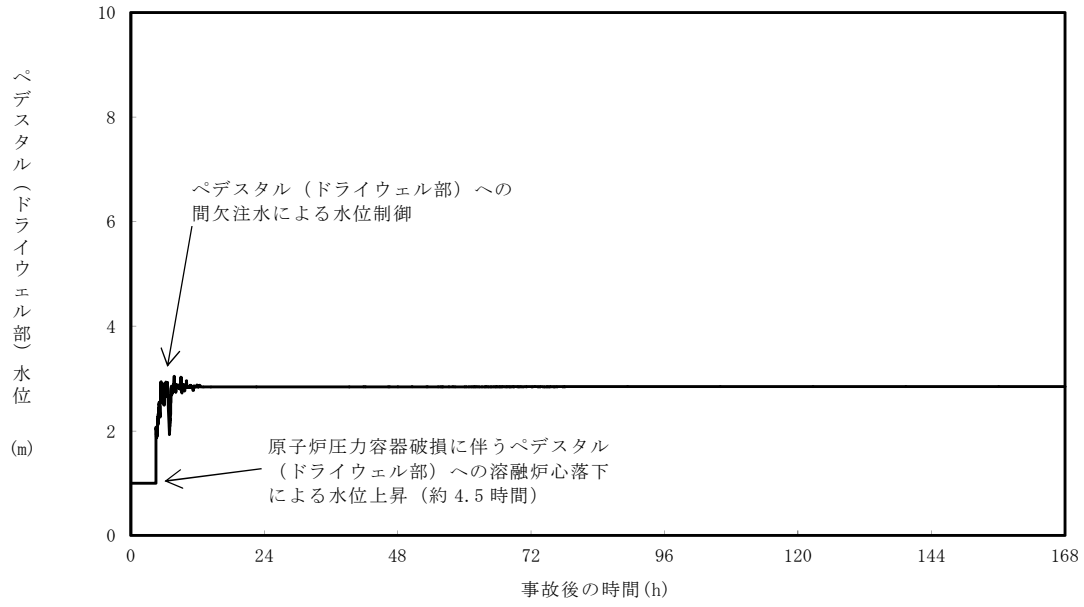
第7図　注水流量の推移（感度解析ケース）



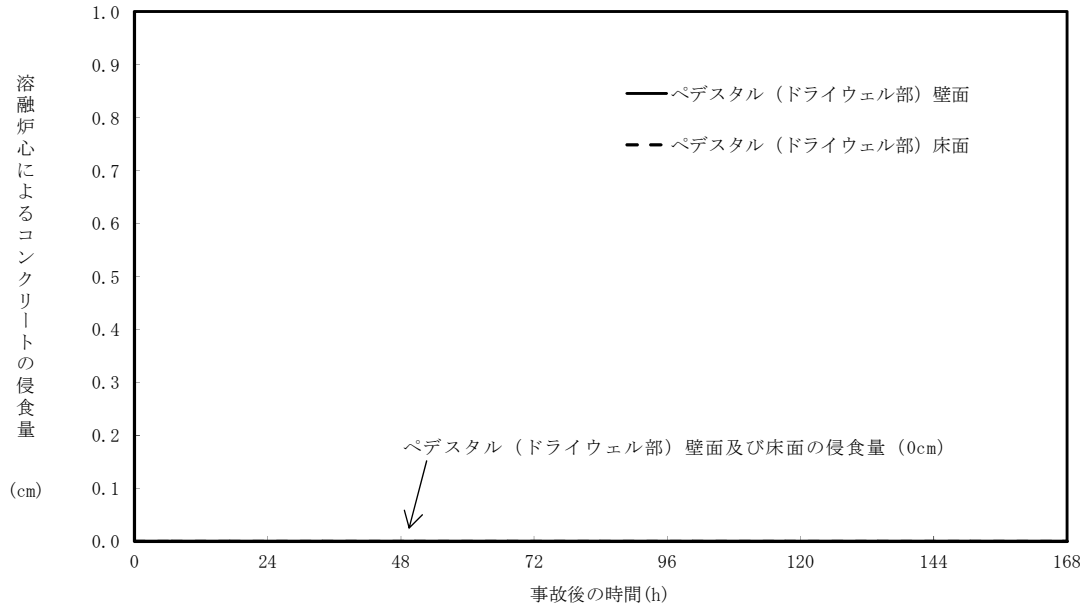
第8図　注水流量の推移（基本ケース）



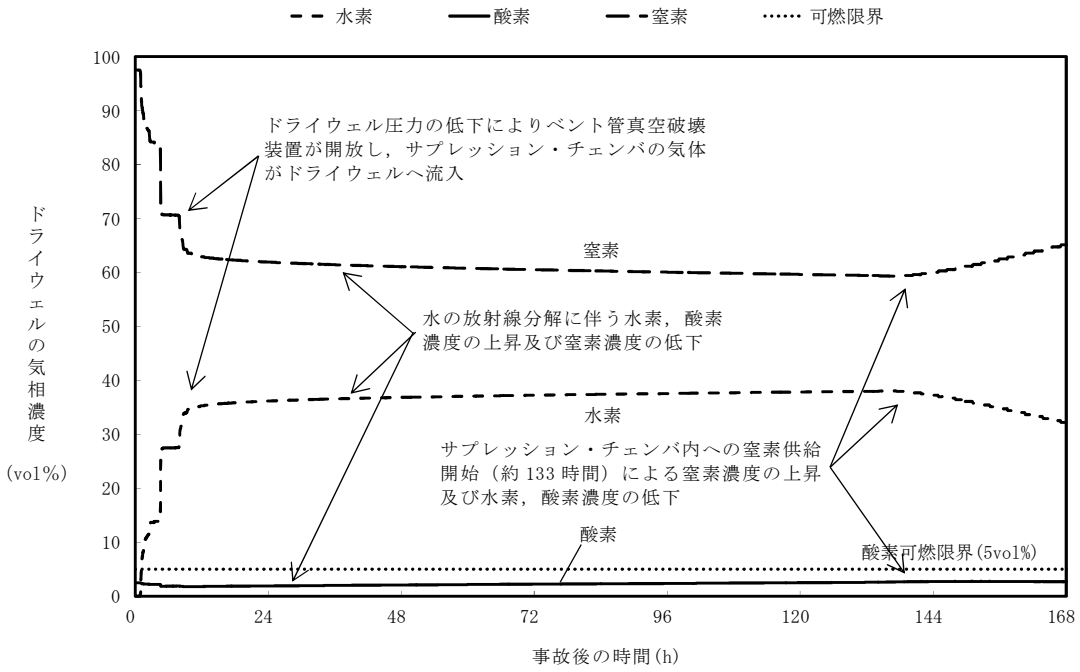
第 9 図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移（感度解析ケース）



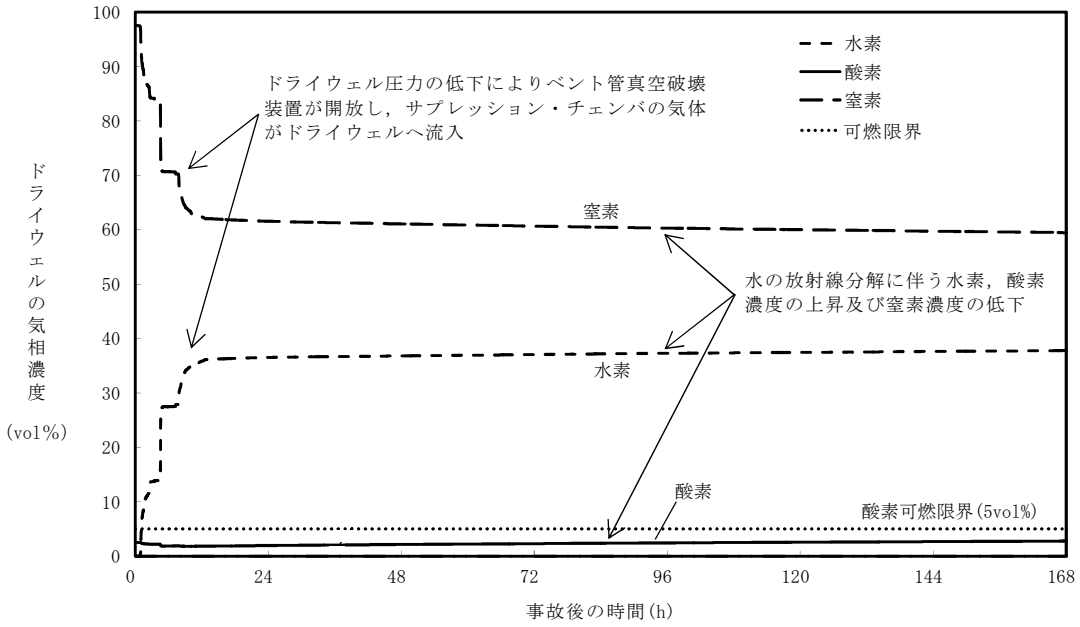
第 10 図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移（基本ケース）



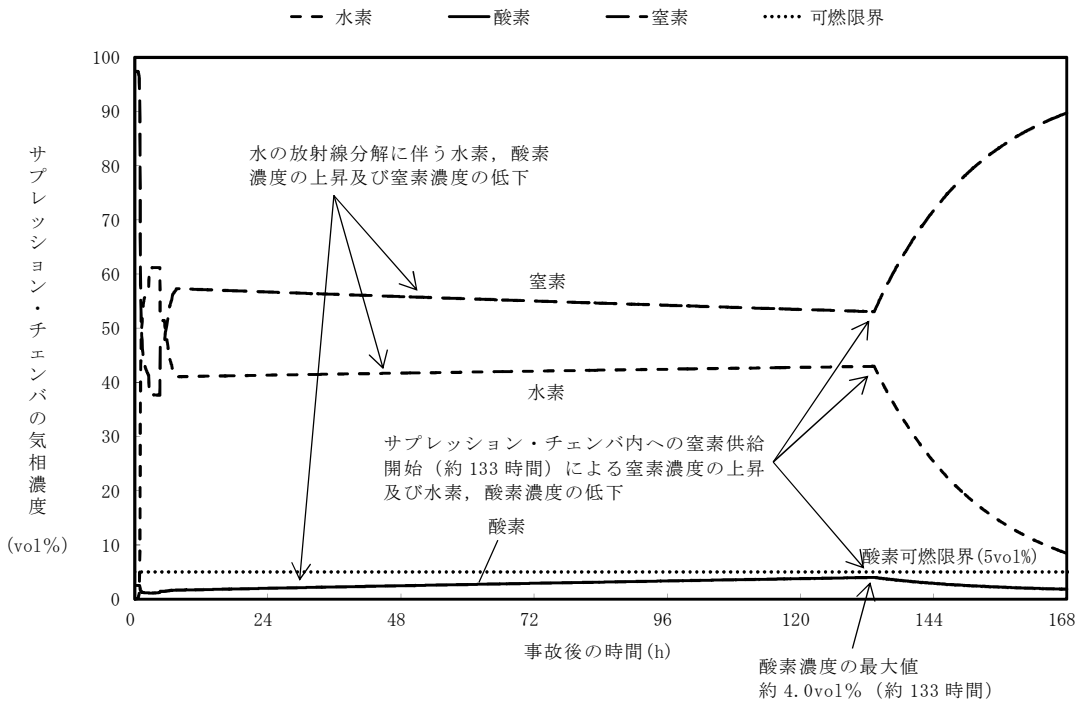
第 11 図　ペデスタル（ドライウェル部）の壁面及び床面の
コンクリート侵食量の推移（感度解析ケース）



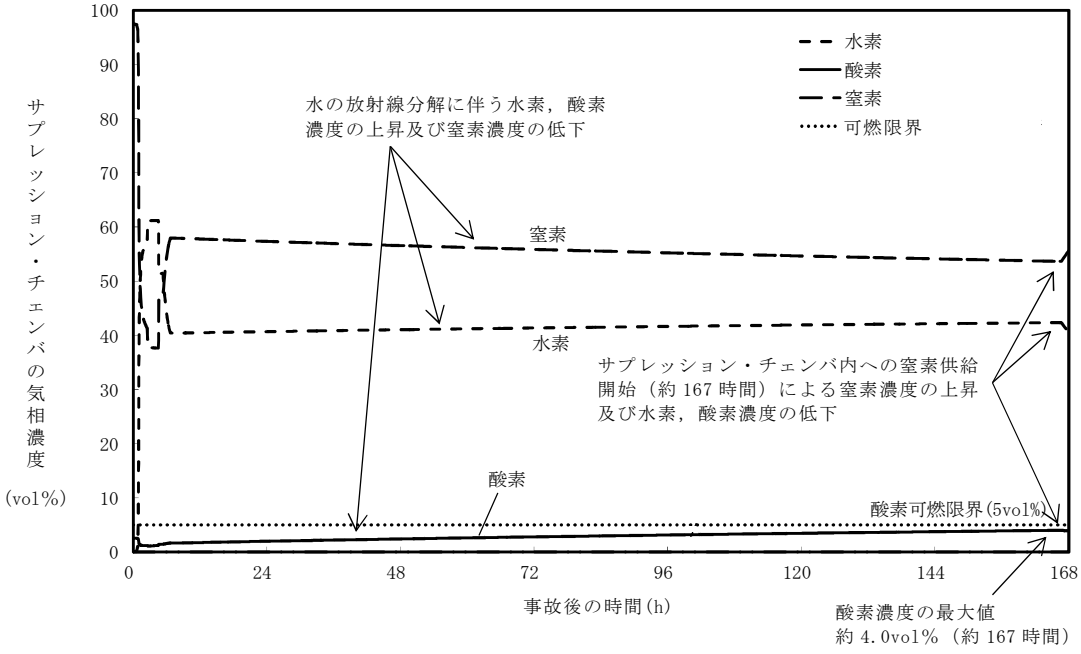
第 12 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（感度解析ケース）



第 13 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）
（基本ケース）



第 14 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）
（感度解析ケース）



第 15 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）
（基本ケース）

7 日間における水源の対応について

（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

1. 水源に関する評価

① 淡水源（有効水量）

・代替淡水貯槽：約 4,300m^3

2. 水使用パターン

① 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

原子炉圧力容器破損後，代替淡水貯槽を水源とし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（常設）による格納容器スプレイを実施する。格納容器圧力が低下傾向に転じた後は，格納容器圧力 465kPa[gage]到達でスプレイ開始，400kPa[gage]で停止の操作を継続する。

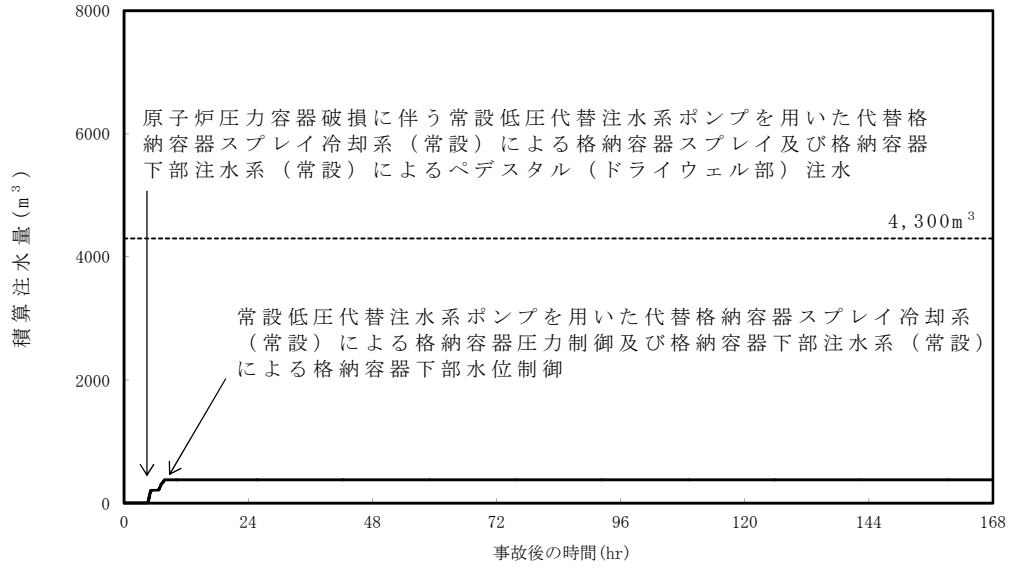
② 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水

原子炉圧力容器破損後，代替淡水貯槽を水源とした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）注水を実施する。その後，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冠水維持させるため，格納容器下部水位 2.25m以下でペデスタル（ドライウェル部）注水を開始，2.75m到達で停止の操作を継続する。

3. 時間評価

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）及び格納容器下部注水系（常設）の使用により代替淡水貯槽の水量は減少するが，中長期的には，代替循環冷却系ポンプを用いた原子炉注水及び格納容器除熱のみとし，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）による格納容器スプレイ等を停止するため，代替淡水貯槽の水量の減少は停止する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 380m^3 である。



第 1 図　外部水源による積算注水量

（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

4.　水源評価結果

時間評価の結果から，7 日間の対応において合計約 380m^3 の水を保有することから必要水量を確保している。このため，安定して冷却を継続することが可能である。

7 日間における燃料の対応について
（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

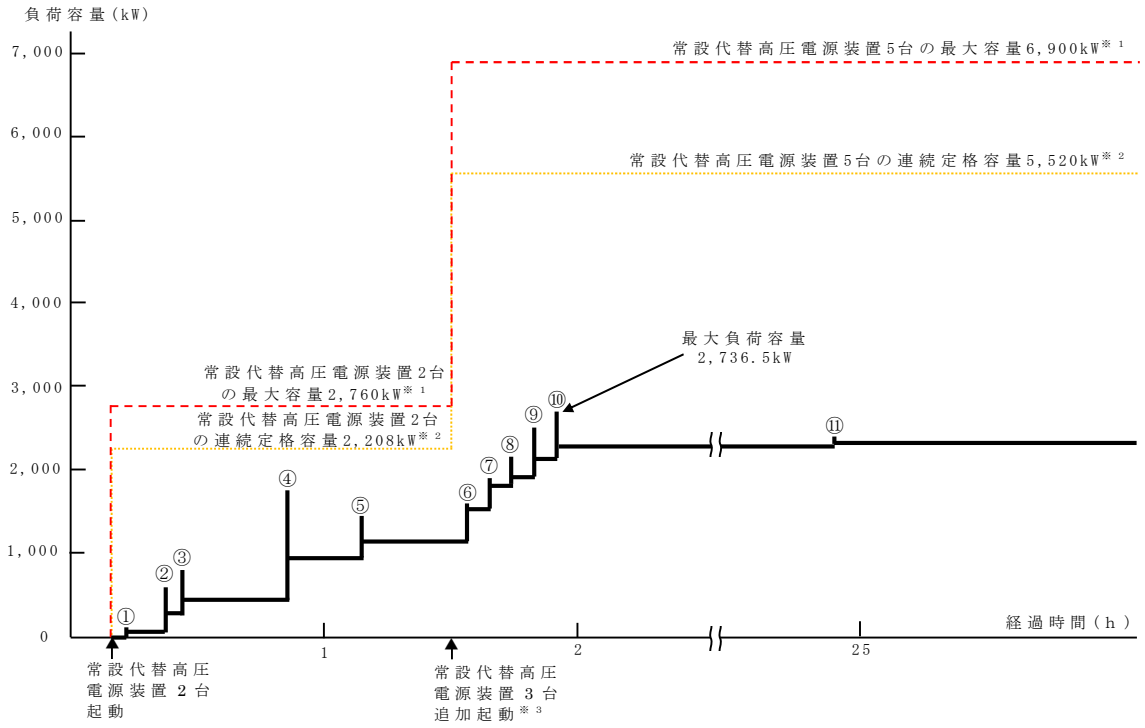
事象:保守的に全ての設備が，事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

時系列	合計	判定
常設代替高圧電源装置　5 台起動 （燃料消費率は保守的に定格出力運転時を想定） 420.0L/h(燃料消費率)×168h（運転時間）×5 台（運転台数） ＝約 352.8kL	7 日間の軽油消費量 約 352.8kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり，7 日間対応可能
可搬型窒素供給装置　1 台起動 （格納容器への窒素供給） 110.0L/h(燃料消費率)×168h（運転時間）×1 台（運転台数） ＝約 18.5kL	7 日間の軽油消費量 約 18.5kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり，7 日間対応可能

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加熱）

主要負荷リスト　　【電源設備：常設代替高圧電源装置】

起動順序	主要機器名称	負荷容量（kW）	負荷起動時の最大負荷容量（kW）	定常時の連続運転負荷容量（kW）
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	 24.0 35.6	124.3	59.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	544.0	249.6
③	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0	734.0	439.6
④	緊急用海水ポンプ その他	510.0 10.0	1,775.8	959.6
⑤	代替循環冷却系ポンプ	190.0	1,444.0	1,149.6
⑥	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器盤２Ａ ・非常用照明 ・120V ＡＣ 計装用電源２Ａ ・その他負荷	 47.1 89.0 28.6 224.5	1,585.9	1,538.8
⑦	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器盤２Ｂ ・非常用照明 ・120V ＡＣ 計装用電源２Ｂ ・その他負荷	 35.9 71.2 102.1 103.9	1,875.8	1,851.9
⑧	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷	55.0 7.5 78.7 －54.3	2,156.4	1,938.8
⑨	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1 7.5 165.1	2,518.7	2,156.5
⑩	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 153.0	2,736.5	2,317.0
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0	2,396.5	2,339.0



常設代替高圧電源装置の負荷積算イメージ

※１：常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量（1,380kW×運転台数＝最大容量）
※２：常設代替高圧電源装置定格出力運転時の80%の容量（1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量）
※３：非常用母線の負荷への給電に伴い，負荷容量が増加するため，常設代替高圧電源装置を３台追加起動する

原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について

1. はじめに

原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）破損により落下した溶融炉心（以下「デブリ」という。）は事前に水張りされていたペデスタル（ドライウェル部）の水中に落下し，冠水する。その後，ＲＰＶ破損から 7 分後に格納容器下部注水系（常設）を用いた格納容器下部注水を実施することとしているが，7 分の間に水が蒸発することから，デブリの冠水状態の評価を実施する。

また，ポロシティが冠水状態に与える影響についても評価した。

2. 評価対象事故シーケンス

ＲＰＶ破損する有効性評価の評価事故シーケンスとして，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。ここでは，有効性評価のベースケースとなる過渡事象について，デブリの冠水状態の評価を実施する。

また，起因事象をＬＯＣＡとした場合には事象進展が異なることから，ＲＰＶ破損時間が早くなる大破断ＬＯＣＡ時に注水機能が喪失する事象（以下「ＬＯＣＡ事象」という）についても，同様にデブリの冠水状態の評価を実施する。

3. デブリ冠水評価

デブリの堆積形状を第 1 図に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{debri} は式(1)で評価する。

$$H_{debri} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$$

V_m：溶融物体積[約 36m^3]

V_s：ペデスタル（ドライウェル部）内構造物体積[約 4m^3]（別添 1 参照）

Φ_{ent}：Ｒｉｃｏｕ－Ｓｐａｌｄｉｎｇ相関式に基づく粒子化割合[0.171]（別添 2 参照）

P：ポロシティ[0.5] ＰＵＬｉＭＳ実験の知見（0.29～0.37）から保守的に設定

S_{fz}：コリウムシールドの設置を考慮した床面積[　　]

また，粒子化したデブリの間隙に冷却水が浸入するため，デブリの冠水維持評価の観点から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ について式(2)で評価する。ここで，デブリ堆積範囲より上の領域にはコリウムシールドが敷設されていないものとする。

$$H_{pool-ent} = (H_{pool} - (V_m \times \Phi_{ent} \div (1-P) \times P \div S_{fz})) \times (S_{fz} / S_f) \quad (2)$$

H_{pool}：水プール初期水深[1m]

S_f：コリウムシールドが設置されていない範囲の断面積[　　]

式(1)からデブリ堆積高さ H_{debri} は約 1.70m となる。また，式(2)から粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深 $H_{pool-ent}$ は約 0.69m となる。

ＭＡＡＰコードを用いた有効性評価の結果（デブリから水プールへの限界熱流束を 800kW／m^2（圧力依存性あり）と設定）から，ＲＰＶ破損によるデブリ落下から格納容器下部注水開始までの 7 分間におけるペデスタル（ドライウェル部）水プールの水位低下量は，過渡事象の場合は約 0.34m，ＬＯＣＡ事象の場合は約 0.44m であり，デブリの冠水は維持される。なお，ＲＰＶ破損時点からデブリ露出までの時間は，過渡事象の場合で約 21 分間，ＬＯＣＡ事象の場合で約 15 分間であることから，格納容器下部注水の開始が遅れた

場合でも一定時間冠水維持することが可能である。

4. ポロシティが冠水評価に与える影響

水位低下量評価にポロシティの効果を考慮していないことから，その影響を評価した。

粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束に関する相関式であるＬｉｐｉｎｓｋｉ－０Ｄモデルでは，ポロシティの増加によってドライアウト熱流束が上昇する結果が得られており，第2図においてポロシティ0.48の場合，ドライアウト熱流束は，約 3,300kW／m^2となる。これは，水位低下量評価で，デブリから水プールへの熱流束として設定している 800kW／m^2と比較して大きな値となるが，ポロシティを形成するデブリの粒子化割合は約17%と小さく，粒子化したデブリはクエンチしていることから，ポロシティによるドライアウト熱流束増加の影響は小さい。

よって，ポロシティを考慮しても水位低下量評価への影響は小さく，冠水評価に影響はない。

5. デブリ堆積形状の不確かさ評価（別添3参照）

水プール水位に対してデブリ落下量が多く粒子化割合が小さいことから，落下したデブリは均一に堆積すると考えられる。ここでは，デブリが均一に堆積しない場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する(第3図)。

ＰＵＬｉＭＳ実験において確認されたデブリ堆積高さと拡がり距離のアスペクト比を適用してデブリ堆積形状を山状と想定し，均一化した場合と比較して堆積高さが高くなり，露出までの水深が低くなる場合の評価を実施した結果，水プール水位は約0.52mとなった。水プールとの接触面積増加の影響を考慮した場合における水位低下量は，過渡事象の場合は約 0.35m，ＬＯＣ

Ａ事象の場合は約 0.45m であり,デブリの冠水が維持されることを確認した。

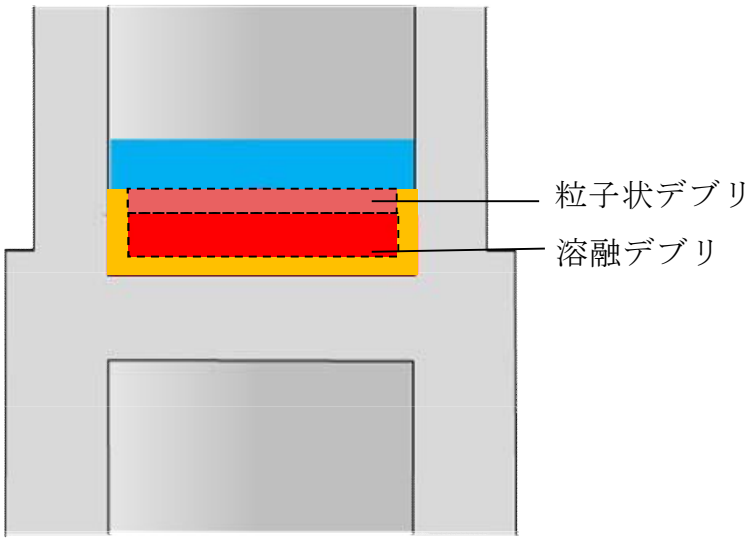
6.　機器ドレンサンプが溶融しない場合の不確かさ評価（別添 4 参照）

ペデスタル（ドライウェル部）内に設置された機器ドレンサンプは，デブリ落下時には溶融しデブリに取り込まれることで溶融デブリとして堆積すると考えられる。ここでは，機器ドレンサンプが溶融しないと仮定した場合にデブリ冠水維持に与える影響について評価する。

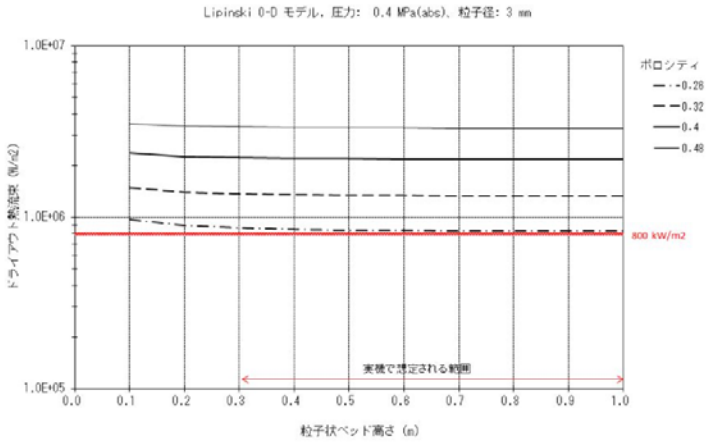
新設する機器ドレンサンプの体積を既設と同等として評価した結果，水プール水位は約 0.58m となった。水位低下量は，過渡事象の場合は約 0.34m，ＬＯＣＡ事象の場合は約 0.44m であり，デブリの冠水が維持されることを確認した。

7.　まとめ

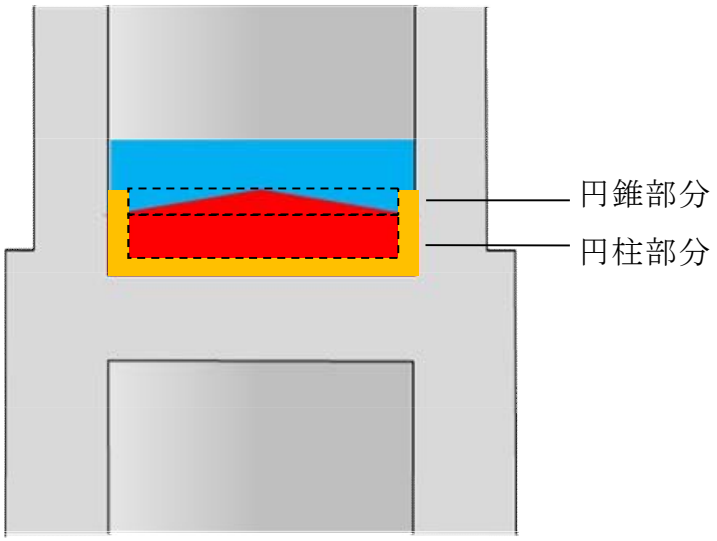
以上の評価から，過渡事象及びＬＯＣＡ事象いずれにおいても，ＲＰＶ破損から 7 分の間において，デブリの冠水状態が維持されることを確認した。



第 1 図　デブリ堆積形状



第 2 図　粒子状ベッド高さとドライアウト熱流束の関係



第 3 図　デブリ堆積形状（不確かさ考慮）

別添 1

デブリとして考慮するペデスタル（ドライウェル部）内構造物について

デブリ堆積高さの計算においては，第 1 表及び第 2 表に示すペデスタル（ドライウェル部）内構造物の総体積を保守的に 4m^3 として考慮した。

第1表　デブリとして考慮したペデスタル（ドライウェル部）内構造物（既設）

構造物	体積[m^3]	外観図
ターンテーブル （溶融炉心の落下部及びその周囲のみが溶融しデブリに加わると考えられるため，評価においては一辺1mの正方形の範囲が溶融すると想定）		
制御棒駆動機構 ハウジング（9本）		
制御棒駆動機構（9本）		
制御棒駆動機構ハウジングサポート（ターンテーブルと同様に，一辺1mの正方形の範囲が溶融すると想定）		
その他 （ケーブル，サポート，配管等の構造物）		
合計		

第2表　デブリとして考慮したペデスタル（ドライウェル部）内構造物（新設）

構造物	体積[m^3]
格納容器下部水位計	
格納容器下部水温計	
格納容器下部雰囲気温度計	
機器ドレンサンプ（配管等含む）	
床ドレンサンプ配管等	
コリウムシールド支持構造物（ライナ含む）	
合計	

※　第1表に記載の既設分との合計値は［　　］であるが，新設分の設計の進捗による物量増加等を考慮し，本評価上は合計 4m^3 とする。

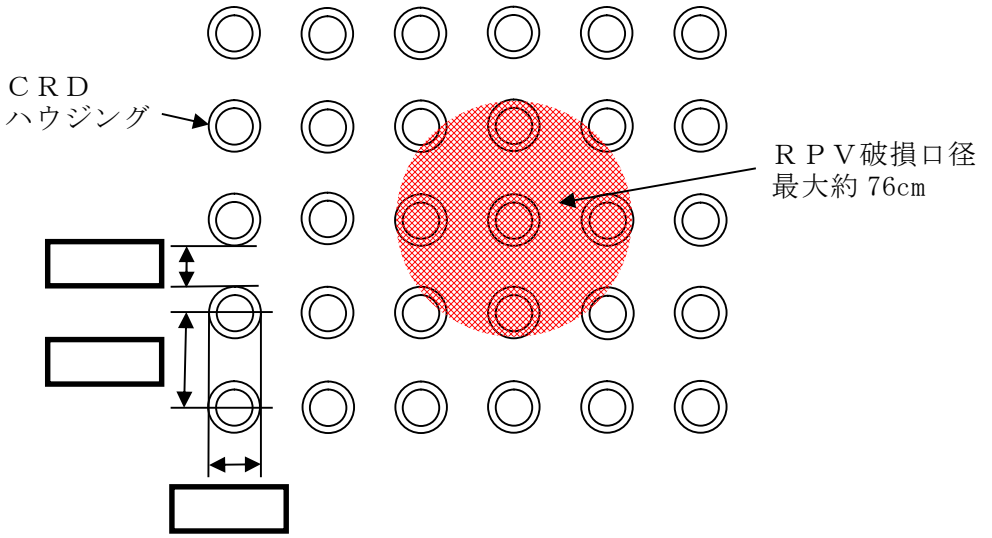
制御棒駆動機構（以下「ＣＲＤ」という。）及びＣＲＤハウジングの破損本数としては，ＭＡＡＰ解析においてＲＰＶ底部の破損後にアブレーションにより拡がる最大の破損口径：約 76cm に含まれる本数 9 本を考慮している（第 1 図）。また，ターンテーブル及びＣＲＤハウジングサポートについては，アブレーションにより拡がる最大の破損口径：約 76cm を包絡する範囲として，一辺 1m の正方形の範囲を考慮している。

ここで，第 2 図及び第 3 図に示すとおり，ＣＲＤハウジングサポートは，ペデスタル内側の鋼板に固定された上部サポートビームにハンガーロッド等を介し，グリッドプレートを接続した構造によりＣＲＤハウジングの逸出を防止する設計となっているため，ＲＰＶ破損時に現実的には逸出は考えにくい構造と

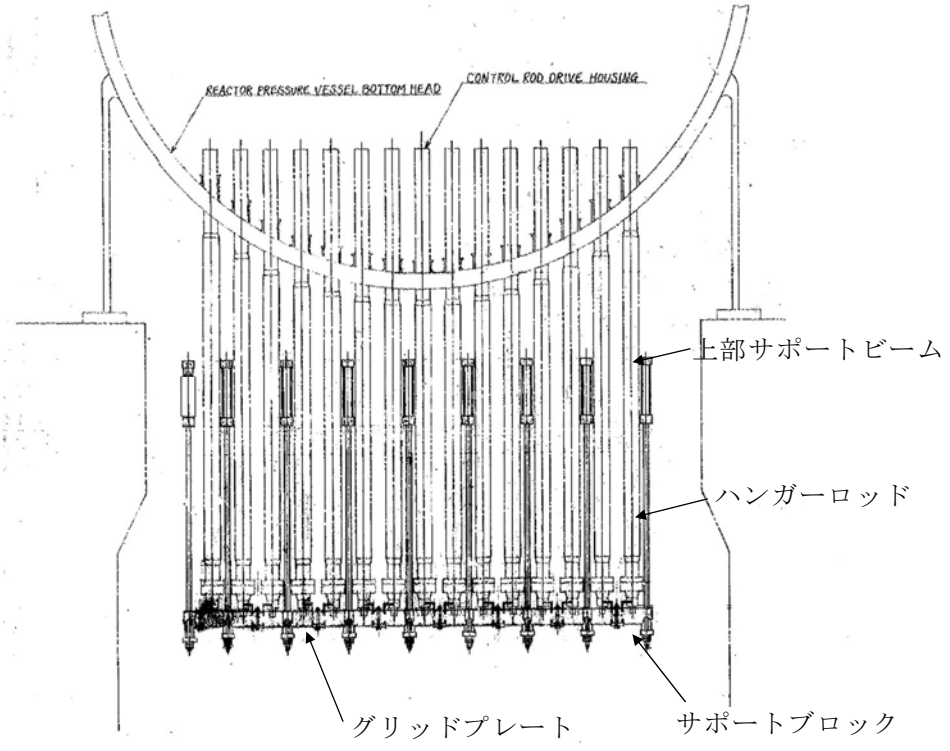
なっている。このため，現実的なＲＰＶ破損時のデブリ流出箇所としては，ＣＲＤハウジングとＲＰＶ下鏡板との間の溶接部に生じる間隙が考えられる。以上を考慮すると，ＲＰＶ破損時は上記溶接部からデブリが流出し，アブレーションにより口径が徐々に拡がる状況になると考えられる。また，ＲＰＶ下部の形状及びデブリ流出に伴う下部プレナム部のデブリ深さの減少を踏まえると，ＣＲＤから流出するデブリ量は中心から外側になるにつれ少なくなることから，外側のＣＲＤ及びその下部にあるＣＲＤハウジングサポートが溶融する可能性は小さくなると考えられる。一方，本評価では，外側のＣＲＤ及びその下部にあるＣＲＤハウジングサポートの全てが溶融（例えば，第１図の破損口の外側付近に一部が入る４本のＣＲＤハウジングが全て溶けると想定）するものと想定している。

また，ＭＡＡＰに適用されているアブレーションモデルは，サンディア国立研究所において実施された，鋼製容器及びアルミナ混合物を用いたＨＩＰＳ実験で得られたデータと良好に一致することが確認されている（第３表）。

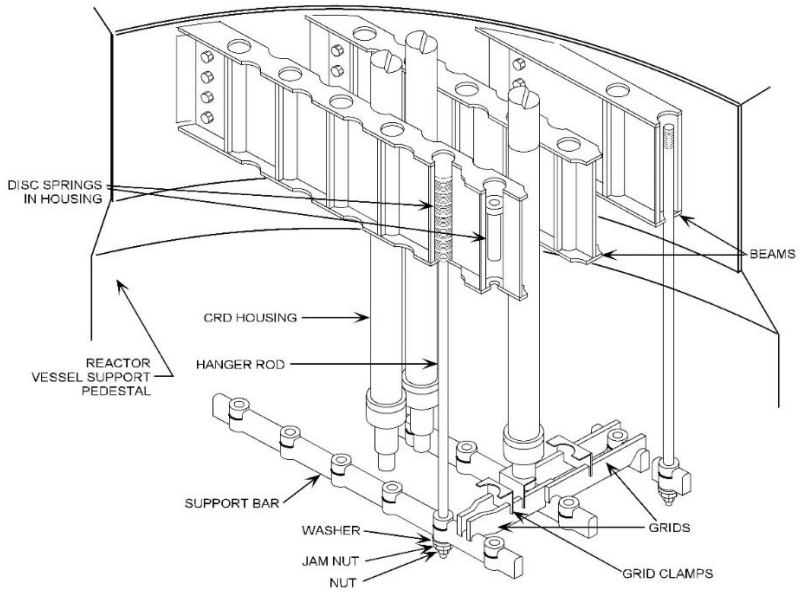
したがって，アブレーションによるＲＰＶ破損口径の拡大を考慮したＣＲＤハウジング等のデブリ体積の評価についても，保守性を有していると考えられる。



第１図　ＣＲＤ配置とＲＰＶ破損口径の関係



第２図　東海第二発電所ＣＲＤハウジングサポート構造



第3図　ＣＲＤハウジングサポート構造俯瞰図（参考）[1]

第３表　ＨＩＰＳ実験結果とアブレーションモデルの評価結果[2]

Table I

Comparison of Hole Ablation Models With Experiment Data

Test	ΔP(MPa)	d_0(cm)	L(cm)	Observed D_f(cm)	Current Model D_f(cm)	ZPSS Model D_f(cm)
HIPS-1J	9.69	2.54	2.54	5.08[a]	5.08	4.78
HIPS-2C	11.7	2.54	2.54	5.5-7	6.40	4.76
HIPS-3J	4.85	2.54	5.08	6-7	6.32	4.87

a) Ablation limited by a graphite shield

[1]General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1 Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11

[2]Pilch, M., and Tarbell, W. W., 1985, High Pressure Ejection of Melt from a Reactor Pressure Vessel, The Discharge Phase. NUREG/CR-4383 (SAND85-0012). September.

粒子化割合の算出

粒子化割合は以下のＲｉｃｏｕ－Ｓｐａｌｄｉｎｇ相関式により求めた。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0\left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}}\right)^{1/2}\Delta H_{pool}$$

ここで,

Φ_{ent} ：粒子化割合［-］

E_0 ：エントレインメント係数［-］

ΔH_{pool}：プール水深［m］

d_{dj} ：プール底部におけるデブリジェット径［m］

$d_{dj,0}$ ：気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径［m］

ρ_{dj} ：デブリジェット密度［kg／m^3］

ρ_w ：水密度［kg／m^3］

評価条件は以下のとおり。

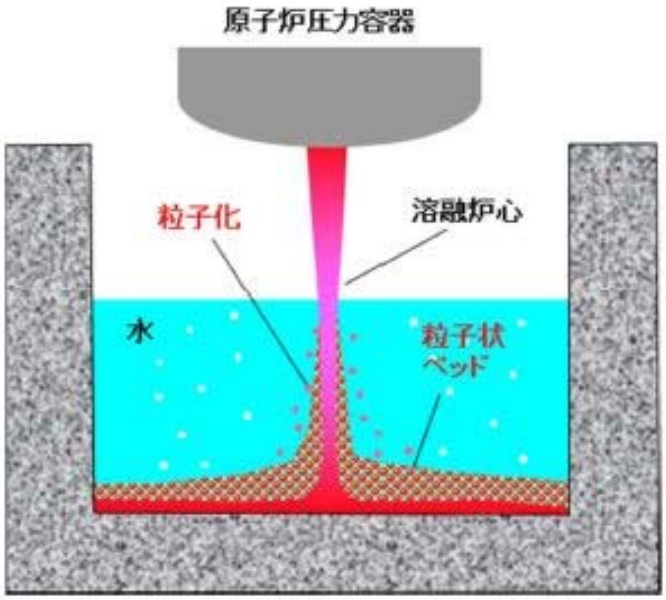
項目	設定値	設定根拠
プール水深	1m	ペデスタル（ドライウェル部）水位
デブリジェット密度		ＭＡＡＰ計算結果
初期デブリジェット径	0.15m	ＣＲＤ案内管径
エントレインメント係数		ＭＡＡＰ推奨範囲の最確値

以上により評価した結果，粒子化割合は約 17.1％となる。

デブリの拡がりに関する不確かさについて

1. はじめに

事前水張りされたペデスタル（ドライウェル部）のプール水中に落下するデブリは，一部が粒子化した後に固化し，残りが溶融状態のまま床面に到達して床面上を拡がり，固化したデブリ粒子が床上の連続層の上に堆積して粒子状ベッドを形成するものと想定される（第 1 図）。このようなデブリの拡がりにおいて，溶融物の拡がり距離と粒子状ベッドの堆積形状に不確かさが想定される。



第 1 図　ペデスタル（ドライウェル部）におけるデブリ挙動の概念

2. デブリの拡がりに関する知見

(1) 溶融物

ＰＵＬｉＭＳ実験では，水中での溶融物の拡がり挙動が観察されるとともに，水中での溶融物の拡がり距離を求めるスケーリング則が提案さ

れている。ＰＵＬｉＭＳ実験結果を元に妥当性が確認されているスケーリング則に，ＢＷＲの溶融炉心落下条件を適用して，水中での溶融物の拡がり距離を評価すると，約 18m となる（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，「解析コード資料」という。）　付録４(5)b)参照）。コリウムシールドを設置した場合のペデスタル半径が［　　］であることを考慮すると,溶融炉心は床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは，溶融物の拡がりに影響する因子のうち，主に溶融炉心落下流量が大きいことによるものと考えられる。ＰＵＬｉＭＳ実験条件と実機条件を比較した場合，以下の観点から実機条件の方が拡がりが促進されると考えられる（第１表）。

・溶融物重量のＰＵＬｉＭＳ／実機値に対して冷却材重量のＰＵＬｉＭＳ／実機値は大きく，実機条件では相対的に溶融物量が多くなる
・溶融物過熱度及び比熱は実機条件の方が高く，実機条件の方がデブリが固化しにくいと考えられる。
・実機において溶融物は崩壊熱によって継続的な加熱がある
・サブクール度については実機条件の方が高いが，溶融物落下後にはサブクール度がすぐに低下することから，拡がりに対する影響は小さいと考えられる
・水深／ブレイクアップ長さについては，実機において水中でより細粒化しにくい傾向であり，溶融物の着床時の温度は高い傾向となることから，床面上での拡がりにおいても拡がり易い傾向となる。
・溶融物密度は実機条件の方が大きく，慣性による拡がり効果が大きい
・粘性係数については，実験と同程度か小さいものと考えられ，実機条件ではより拡がり易いと考えられる。
・表面張力については不確かさが大きいパラメータであるが，表面張力

が大きいほど床面上を広がりにくくなる一方で，床面到達までの細粒化に伴う冷却・固化が生じにくいため，床面での溶融物温度が高めになり拡がり易くなることから，両者の相殺により表面張力が拡がりに与える影響は小さいと考えられる。

・輻射率については，特に実験データの不確かさ幅が大きく実験条件と実機条件の大小関係が明確ではないが，溶融物から冷却材への伝熱量と比較すると輻射の影響は相対的に小さいと考えられることから，拡がり挙動に与える影響は小さいと考えられる。

・床面熱伝達については，実機では床スラブの形状変更に合わせてペデスタル床表面にＳＵＳ製ライナを設置することで実験と同じ材質となるため床面熱伝達量は同等であり，また，実機解析から溶融物除熱は冷却材伝熱が支配的であることから，床面熱伝達が拡がり挙動に与える影響はない。なお，表面のＳＵＳ製ライナが溶融した場合にはZrO_2上での拡がりとなるが，溶融物拡がりに関わる実験では，床の材質の差異（種々のセラミック，コンクリート）によらず同様な拡がり挙動になることが確認されており，ZrO_2の場合でも拡がり挙動に差異はないものと考えられる（別紙１参照）。

したがって，溶融物の拡がり距離については，溶融物の拡がりに影響する因子のうち，主に溶融炉心落下流量が大きいことにより，不確かさを考慮しても実機条件ではより拡がり易く，床全面に拡がるものと想定される。

第１表　ＰＵＬｉＭＳ実験条件と実機条件の比較

分類	項目	実機条件	PULiMS(E4)	PULiMS/実機
初期条件	溶融物	UO_2-ZrO_2-SUS 等	Bi_2O_3-WO_3	-
	溶融物重量[kg]	約 300×10^3	約 47	約 0.16×10^{-3}
	液相線温度[K]		1,143	-
	固相線温度[K]		1,143	-
	溶融物過熱度[K]		約 70	
	比熱[J/kg/K]		250～310	
	崩壊熱	あり	なし	-
	冷却材重量[kg]	約 27×10^3	約 40	約 1.5×10^{-3}
	サブクール度[K]		約 23	
溶融物冷却材中挙動	L/L_{br} （水深／ブレイクアップ長さ※） ※Taylor 相関式	約 0.08～約 0.23	0.35	約 1.5～4.4
溶融物床面上挙動	溶融物密度[kg/m³]		7,811	
	粘性係数[Pa・s]	0.004	0.003～0.03	約 0.75～7.5
	表面張力[N/m]		0.2～0.6	
	輻射率[-]		0.4～1.0	
	床面熱伝達	ZrO_2 (SUS 製ライナ)	SUS 材	-

(2)　粒子状ベッド

ＡＮＬで実施されたセルフレベリング実験では，粒子状ベッド内の沸騰による粒子の吹き上げと再堆積によるセルフレベリング効果により,2～3 分程度で堆積厚さが均一化されている（解析コード資料　付録４(4)参照）。

ＰＤＳ実験では，沸騰等の冷却水の流動による粒子状ベッドの拡散挙動の観察を行っている（別紙 2 参照）。均一化に係る時間は，デブリ密度，ポロシティ，拡がり面積に加え，粒子状ベッドを流れる空気又は蒸

気の気相流体速度に依存することが示されており，気相流体速度が相対的に小さいＰＤＳ－Ｅ実験では粒子状ベッドの均一化に要する時間が数分～数十分であるが，気相流体速度がより大きいＰＤＳ－Ｃ実験では数秒～数十秒と早く均一化が進むことが確認されている。実機においては，デブリが落下した直後は高温のデブリから急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分速いものと考えられるため，落下直後に十分な均一化が進むと考えられる。

したがって，粒子状デブリベッドの堆積形状については，崩壊熱を発生するデブリ粒子では，粒子状ベッド内の継続的沸騰による粒子の攪拌によるセルフレベリング効果により，時間と共に堆積厚さが均一化することが想定される。

3. デブリの拡がりに関する不確かさ評価

これまでの知見によれば，溶融物は床全面に拡がると想定され，粒子状ベッドについても短期間で均一化される。よって，デブリの拡がりに関する不確かさはないものと考えられるが，デブリの堆積高さに対して厳しい評価を実施する観点から，ＰＵＬｉＭＳ実験において確認されたデブリ堆積高さと拡がり距離のアスペクト比を適用し，均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる場合の評価を行う。ＰＵＬｉＭＳ実験は溶融物を水中に落下した実験であり，溶融物と粒子状デブリベッドを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。

(1) アスペクト比

ＰＵＬｉＭＳ実験のうち，溶融物量が比較的大きいE4実験において，平均堆積高さ41mmに対して，拡がり距離は740mm×560mmとなっている

（第 2 図, 第 2 表）。アスペクト比としては 1:18～1:14 となっており，おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては，ポロシティやペデスタル（ドライウェル部）内構造物量等の保守的な設定をしているため，不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては, 実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。

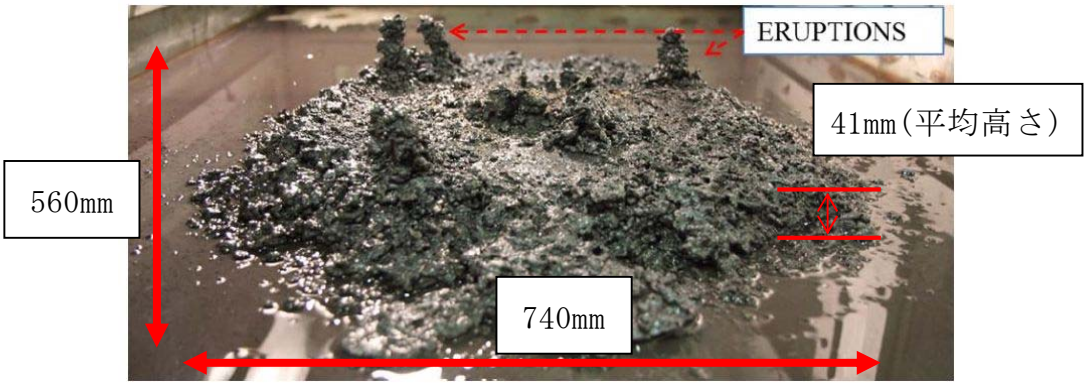
第 2 表　ＰＵＬｉＭＳ実験条件と結果

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi_2O_3-WO_3	B_2O_3-CaO	Bi_2O_3-WO_3	Bi_2O_3-WO_3	ZrO_2-WO_3
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T_{sol}, °C	870	1027	870	870	1231
T_{liq}, °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

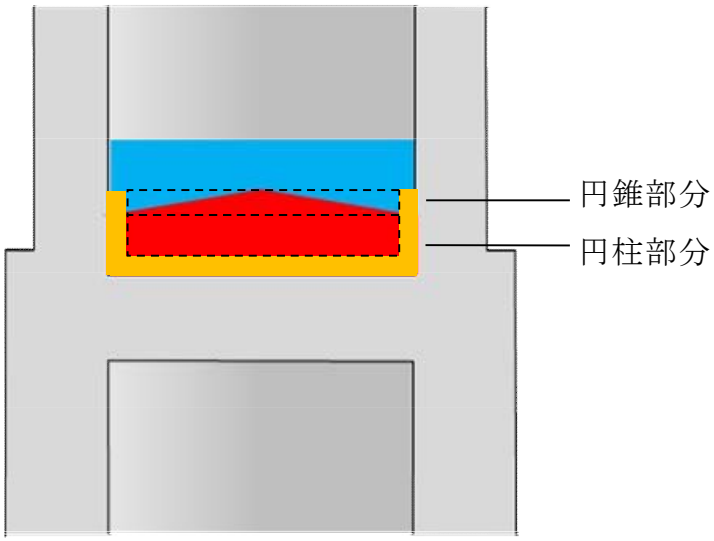
Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m^2	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210



第２図　ＰＵＬｉＭＳ実験結果（E4）

(2)　堆積高さ評価

アスペクト比を考慮した場合，デブリの堆積形状は第３図のように円柱上に円錐が堆積した形状となる。円錐部分については，堆積高さが最大となるのは床全面に拡がった場合であり，コリウムシールド厚さを考慮したペデスタル直径[　　]にアスペクト比を考慮すると，堆積高さは約 0.37m となる。円柱部分については，円錐部分の体積を除いたデブリ全量が円柱状に堆積するため，堆積高さは約 1.42m となる。以上から，デブリの堆積高さは円錐部分の体積高さと円柱部分の体積高さの合計となることから，約 1.79m となる。



第３図　デブリ堆積形状（アスペクト比考慮）

(3)　デブリの冠水維持に対する評価

粒子化割合 0.171 のデブリ量に対してポロシティ 0.5 で全ての間隙に浸水していると仮定した場合，円錐部分の頂部から水面までの水深は約 0.52m である。また，円錐状に堆積することで水プールとの接触面積が増え，蒸発量が増加するが，一様に堆積した場合の水プールとの接触面積からの増加割合は 1%未満であり，蒸発量に対して有意な影響を与えない。有効性評価（別紙 3 参照）に基づく，ＲＰＶ破損によるデブリ落下から格納容器下部注水までの期間における水位低下量は，過渡事象の場合は約 0.34m，ＬＯＣＡ事象の場合は約 0.44m であり，蒸発量の増加として保守的に 1%を見込んだ場合でも水位低下量は，過渡事象の場合は約 0.35m，ＬＯＣＡ事象の場合は約 0.45m となるため，デブリの冠水は維持される。

別紙 1

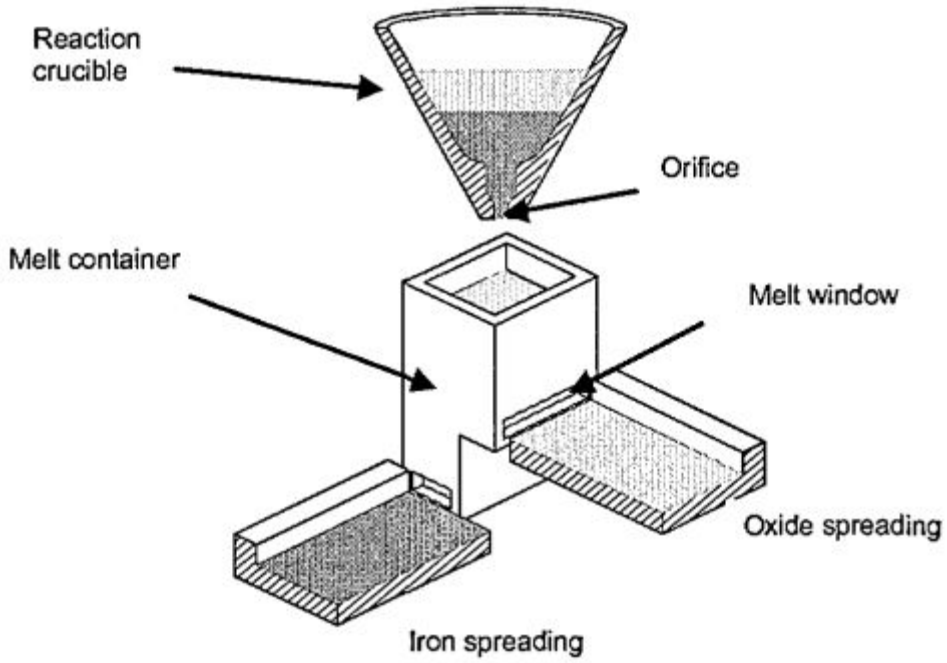
溶融物拡がりに関わる実験

ＣＥＡ／ＤＲＮ／ＤＴＰで行われたＣＯＲＩＮＥ実験[1]では，低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して，水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され，拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。

独カールスルーエ研究センター（ＦＺＫ）で実施されたＫＡＴＳ実験[2][3][4]では，溶融物としてテルミット（Al_2O_3約 150kg，Ｆｅ約 150kg）が使用され，溶融物の放出速度や温度，拡がり形状（1D, 2D），床の材質（コンクリート，セラミック，コーティング），水の有無をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。実験装置を第 1 図及び第 2 図に示す。Al_2O_3とＦｅでは密度が異なり成層化するため，溶融物の出口を 2 箇所設け，最初にAl_2O_3が放出し，最後にＦｅを放出することにより酸化物溶融物の拡がりと金属溶融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を第 1 表に示す。ＫＡＴＳ－１０とＫＡＴＳ－１１の実験条件はほぼ同様であるが，ＫＡＴＳ－１０の方は 1mm の水張りをしてあり，ＫＡＴＳ－１１の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を第 3 図に示すが，両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は，冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。また，ＫＡＴＳ－１２とＫＡＴＳ－１３の実験条件はほぼ同様であるが，ＫＡＴＳ－１２の方が床の材質がセラミックであり，ＫＡＴＳ－１３の方はコンクリートである。両者の拡がり結果を第 4 図に示すが，両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は，床の材質の差異によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。

ＣＥＡで実施されたＶＵＬＣＡＮＯ[5][6]実験では，溶融物として酸化物溶融

物が使用され，溶融物の組成，放出速度や温度，床の材質（コンクリート，セラミック）をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。ＶＥ－Ｕ７実験では，酸化物溶融物（UO_2 56wt%, ZrO_2 32wt%, FeO 5wt%, $CaSiO_3$ 2wt%, SiO_2 2wt%, Fe 1wt%, CaO 1wt%, Al_2O_3 1wt%）を用いて，コンクリート床とセラミック（高密度ジルコニア）床での拡がりを実験している。実験装置を第 5 図に示す。装置の中央にマグネシア煉瓦の分離板を設置し，コンクリート床とセラミック床に 40.8kg の酸化物溶融物を 4.3kg／s の速度で同時に放出する条件となっている。両者の拡がり結果を第 6 図に示す。7.7 秒間はほぼ同じ拡がり挙動を示しており，その後はセラミック床で若干拡がりが継続する結果となっている。



第１図　　ＫＡＴＳ実験装置の概要図 [2]



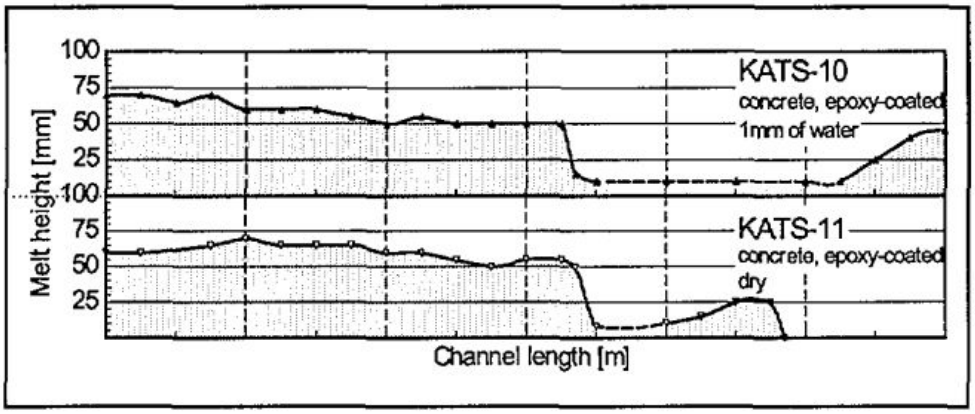
(1D)　　(2D)

第２図　　ＫＡＴＳ実験の 1D と 2D の拡がり形状の写真[3]

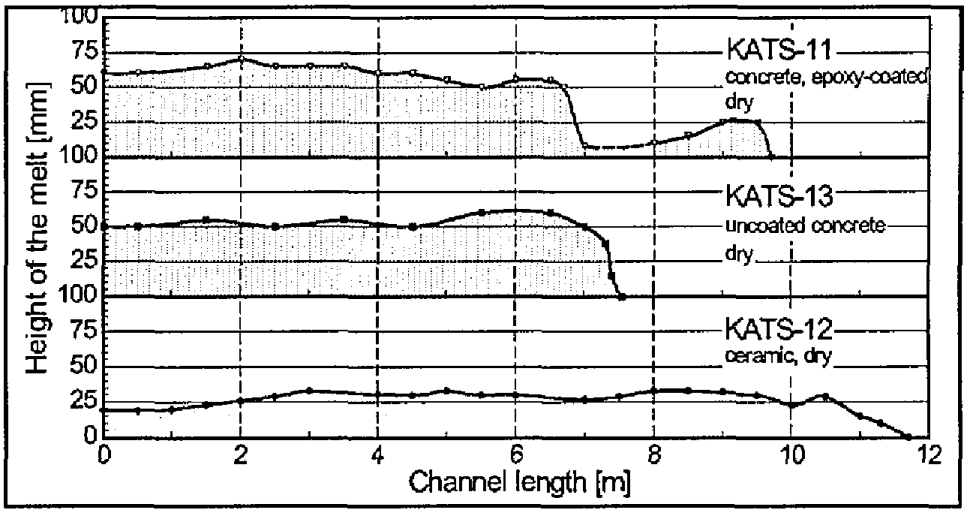
第１表　ＫＡＴＳ実験条件と拡がり距離（酸化物溶融物，1D 拡がり）[2]

Test #	Substratum	Mass in channel (kg)	Tempera-ture Melt (°C)	Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)	Spreading length (m)
KATS-12	Ceramics*)	186	2027	12.7 – 0 l/s in 10 s	11.7
KATS-14	Ceramics*)	176	1967	2→ 1.2 l/s in 37 s	7.2
KATS-10	Concrete 1mm Water (Epoxy)	179	2037	12.4 → 0 l/s in 10s	>12 first front 6.5 m main front
KATS-11	Concrete Dry (Epoxy)	183	2062	12.7 → 0 l/s in 10s	9.5 m first Front 6.8 m main front
KATS-13	Concrete Dry	185	2052	12.7 → 0 l/s in 10s	7.5

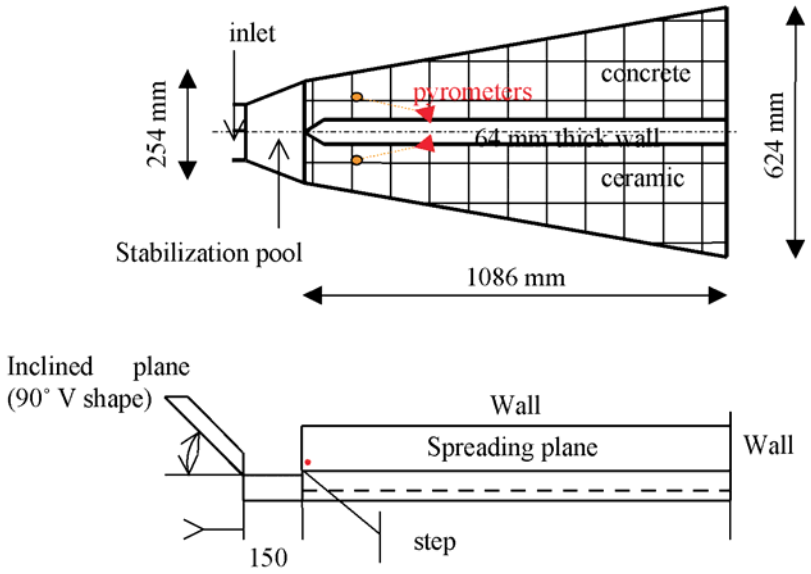
*) Cordierite (Al_2O_3 37 wt%, SiO_2 52 wt%, MgO 6,5 wt%)



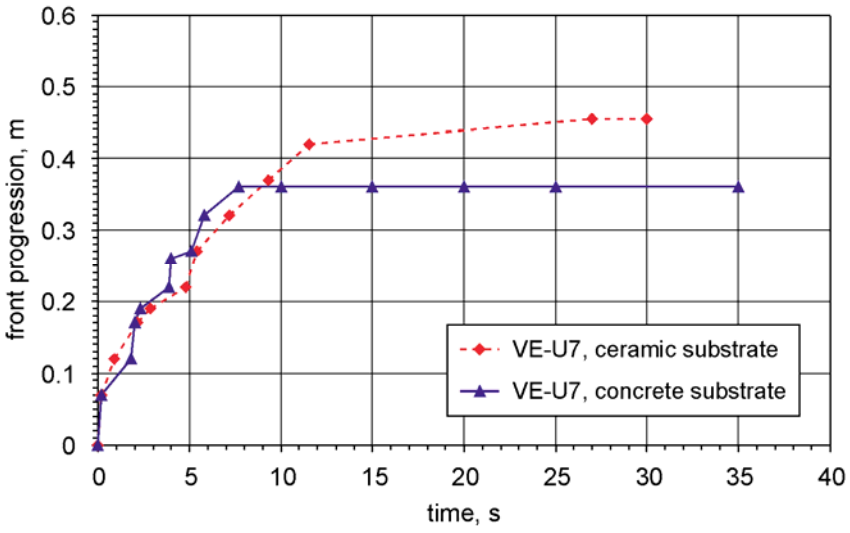
第３図　　ＫＡＴＳ実験の水の有無の影響（酸化物溶融物，1D 拡がり）[2]



第４図　　ＫＡＴＳ実験の床の材質の影響（酸化物溶融物，1D 拡がり）[2]



第５図　　ＶＵＬＣＡＮＯ実験装置の概要図[6]



第６図　　ＶＵＬＣＡＮＯ実験の床の材質の影響[6]

参考文献

[1]J.M.Veteau and R.Wittmaack., ″CORINE Experiments and Theoretical Modeling,″Proceedings of FISA-95, Luxemburg EUR 16896 EN, pp.271-285 (1996).

[2]Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10,Karlsruhe, Germany (1992).

[3]B.Eppinger, et al., ” KATS Experiments to Simulate Corium Spreading in the EPR Core Catcher Concept,” FzK, Karlsruhe,Germany.

[4]B.Eppinger, et al.,” Simulationsexperimente zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen: KATS-8 bis KATS-17,” FZKA 6589 (2001).

[5]C.Journeau, et al.,” Ex-Vessel corium spreading: result from the CULCANO spreading tests,” Nucl. Eng.Design, 223 75-102 (2003).

[6]C.Journeau, et al.,” The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark,” Progress in Nuclear Energy, Vol. 48, p215-234, 2006.

別紙 2

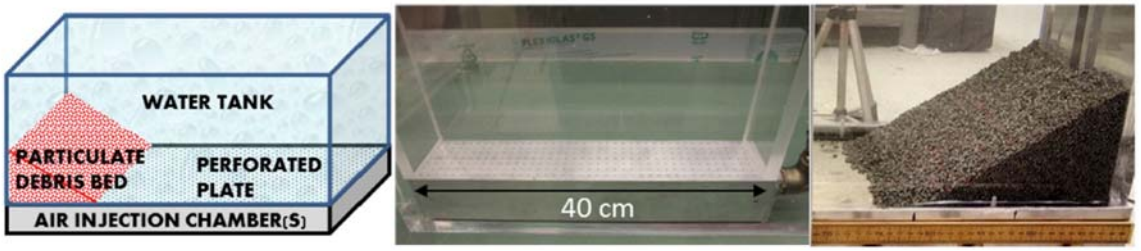
ＰＤＳ実験について

1.　はじめに

スウェーデン王立工科大学（ＫＴＨ）で実施されたＰＤＳ実験は，沸騰等の冷却水の流動による細粒状デブリベッドの拡散挙動について観察を行っている。

2.　実験条件

実験装置概要図を第１図に示す。水槽の壁面に沿って粒子状デブリを堆積させ，下部に設置した注入用チャンバーから水蒸気又は空気を注入し，粒子状デブリベッドの拡散挙動を観察する。



a)装置概要　　b)ＰＤＳ－Ｃ試験　　c)ＰＤＳ－Ｅ７～２３試験

第１図　実験装置概要図

また，ＰＤＳ実験では種々のパラメータを感度として複数の実験が実施されている。各実験において感度として設定したパラメータを第１表に示す。

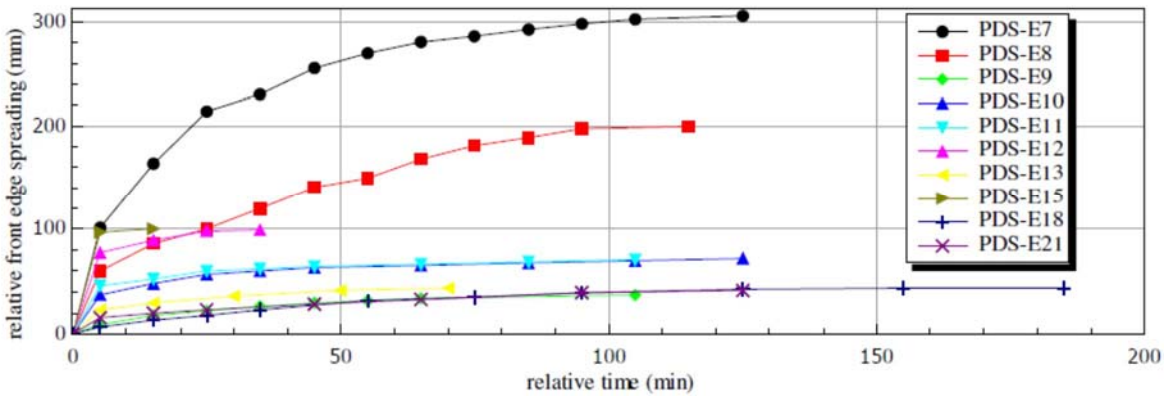
第１表　ＰＤＳ実験におけるパラメータ設定

Group	Tests	Effect studied
A.	E2-E3; E7-E8;	Injected gas (air) flow rate influence
B.	E2-E4	Particle density and size
C.	E5-E6; E7-E9	Leading edge gas injection (turned on/off) influence
D.	E10-E12	Roughness of the spreading surface with help of friction net
E.	E12-E14	Influence of the water presence
F.	E12-E15	Mixture of particles with dissimilar morphology
G.	E18-E23	Influence of inclined spreading surface (0°-15°)
H.	E10-E11	Reproducibility tests
I.	C1-C12	Tests on PDS-C facility at high superficial velocities (up to 1.2 m/s)

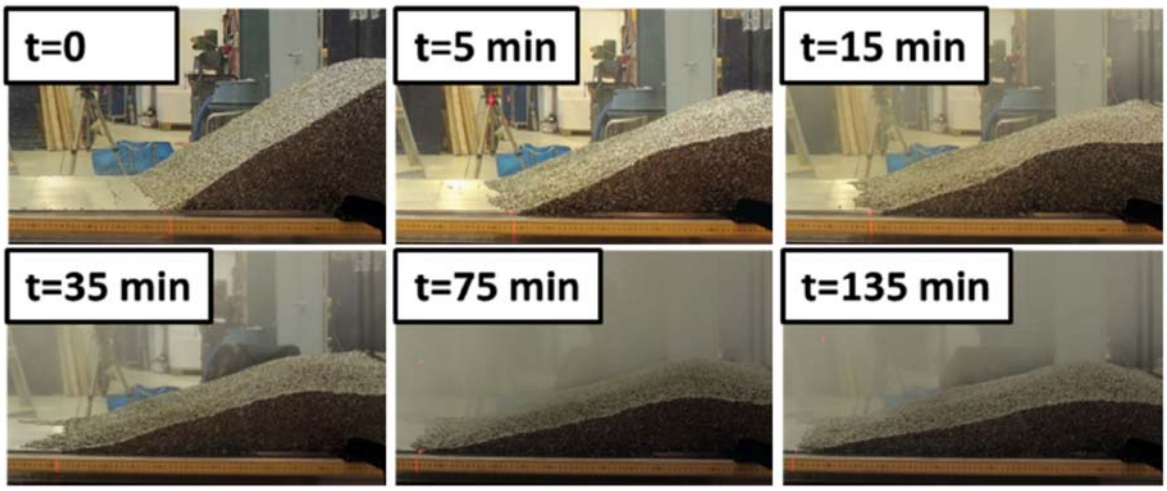
3.　実験結果

(1)　ＰＤＳ－Ｅ実験

実験マトリックスを第２表，実験結果を第２図及び第３図に示す。ＰＤＳ－Ｅ実験における気相流体速度は最大でも 0.122m／s 程度であり，粒子状デブリベッドの拡がりに数分～数十分の時間を要している。



第２図　ＰＤＳ－Ｅ実験結果



第３図　ＰＤＳ－Ｅ７実験結果

第２表　ＰＤＳ－Ｅ実験マトリックス

Test No.	Facility	Particulate debris			Total air flow rate (L/s)	Study group	Remarks*	Relative bed front propagation, (mm)	
		Material†	Mass (kg)	Volume (dm^3)				After 1h	Final
E2	PDS-1	Gravel	~13	10	2.8	A, B, F	O	130	170
E3	PDS-1	Gravel	~13	10	5.7	A, B, F	O	270	300
E4	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	B	O	70	135
E5	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	C	O	43	120
E6	PDS-1	SS cylinders	30.4	6	2.8	C		12	25
E7	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	20	A, C	O	270	315
E8	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	12	A, C	O	165	205
E9	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	12	C		32	38
E10	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, H	N	65	72
E11	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, H	N	67	71
E12	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	D, E, F		99	99
E13	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	9	E, F		43	44
E14	PDS-2	SS cylinders	200	38.5	18	E, F	no water	0	0
E15	PDS-2	SS cylinders SS spheres	160 40	~37	18	F		100	100
E18	PDS-2	SS cylinders	181	34.6	20	D, G	N, i0	32	44
E19	PDS-2	SS cylinders	181	34.6	20	D, G	N, i10	89	89
E20	PDS-2	SS cylinders	93	17.9	20	D, G	N, i15	71	71
E21	PDS-2	SS cylinders	176	33.5	22	D, G	N, i0	33	41
E22	PDS-2	SS cyl.	122	23.3	22	D, G	N, i10	30	40
E23	PDS-2	SS cyl.	93	17.7	22	D, G	N, i15	44	57

*O=open leading edge chamber; N=friction net is used; i=inclination angle in degrees.
†SS=stainless steel.

(2)　ＰＤＳ－Ｃ実験

実験マトリックスを第３表に示す。ＰＤＳ－Ｃ実験の気相流体速度は

0.34～2.09m／s と大きく，粒子状デブリベッドの拡がりに要する時間は数秒～数百秒オーダであり，極めて短時間で均一化される結果となっている。

第 3 表　ＰＤＳ－Ｃ実験マトリックス

Test No.	Initial debris bed triangle type	Air injection			Water level (cm)	Debris bed settling time (sec)	Initial air injection method
		Flow rate, Q_g (liter/s)	Superficial velocity, v_{air} (m/s)	Ratio $\frac{v_{air}}{u_{mf}^{air}}$			
C1	right	10	0.34	0.13	55	~480	Instant
C1B	right	10	0.34	0.13	45.5	~480	Gradual
C2	right	20	0.69	0.26	45.5	~390	Gradual
C3	right	30	1.04	0.39	45.5	~240	Gradual
C4	right	40	1.39	0.53	45.5	~60	Gradual
C5	right	50	1.74	0.66	45.5	~10	Gradual
C6	right	60	2.09	0.80	45.5	~2	Gradual
C7	isosceles	20	0.69	0.26	45.5	~60	Gradual
C8	isosceles	10	0.34	0.13	45.5	~130	Gradual
C9	isosceles	30	1.04	0.39	45.5	~40	Gradual
C10	isosceles	40	1.39	0.53	45.5	~6	Gradual
C11	isosceles	40	1.39	0.53	45.5	~3	Gradual
C12	isosceles	30	1.04	0.39	45.5	~4	Gradual

(3)　結論

気相流体速度が相対的に小さいＰＤＳ－Ｅ実験では，粒子状デブリベッドの均一化に要する時間が数分～数十分に及ぶが，気相流体速度が大きいＰＤＳ－Ｃ実験では数秒～数百秒と早く均一化が進む頃が確認されている。

実機においては，溶融炉心が落下した直後は，高温の溶融炉心から冷却材に急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分に大きいものと考えられるため，落下直後に十分な均一化が進むと期待できる。

参考文献

[1] A.Konovalenko et al., Experimental and Analytical Study of Particulate Debris Bed Self-Leveling, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

[2] P.Kudinov et al., Investigation of Debris Bed Formation, Spreading and Coolability, NKS-287, Royal Institute of Technology, KTH, Sweden, August 2013.

主要解析条件（ＲＰＶ破損後のデブリ冠水維持に関連するもの）

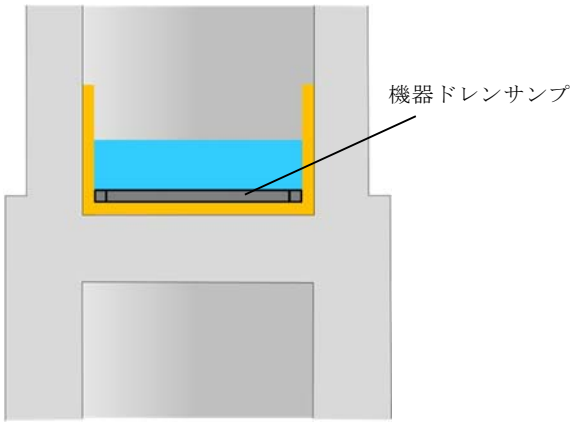
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		ＭＡＡＰ	－
初期条件	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI／ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd／t	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため，崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として，1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として，通常運転時の圧力を包含する値を設定
	ドライウェル雰囲気温度	57℃	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	外部水源の温度	35℃	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，年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	サプレッション・プール水温度	32℃	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
	デブリからプール水への熱流束	800kW／m^2相当（圧力依存性あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定
事故条件	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
機器条件	格納容器下部注水系（常設）	ＲＰＶ破損から７分後に 80m^3／hで注水開始	デブリの冷却及び冠水維持に必要な注水量として設定

別添 4

デブリ落下時に機器ドレンサンプが健全な場合の影響について

1. はじめに

ペデスタル（ドライウェル部）内には金属製の機器ドレンサンプを設置する（第 1 図）。デブリ落下時には機器ドレンサンプは溶融して溶融デブリに取り込まれ，ペデスタル（ドライウェル部）内に均一に拡がる。ここで，デブリ落下時に機器ドレンサンプが溶融せず健全であると仮定した場合に，プール水深及び溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に与える影響を評価する。

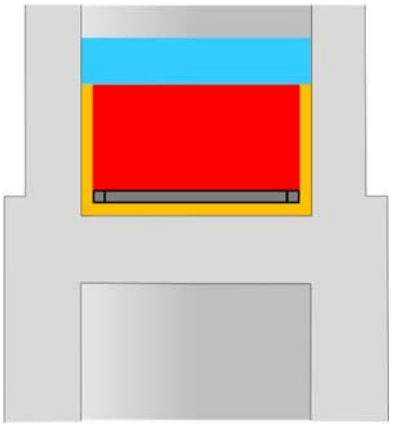


第 1 図　機器ドレンサンプ設置イメージ

2. プール水深に与える影響

機器ドレンサンプの体積を既設の機器ドレンサンプと同等の［　　］として評価した場合，機器ドレンサンプが健全な場合のデブリ堆積高さは約 0.12m 上昇する。また，機器ドレン水は機器ドレンサンプ内に維持されることから，デブリ上の水プールの水深は約 0.11m 低下し，粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約 0.58m となる（第 2 図）。有効性評価の結果から，ＲＰＶ破損によるデブリ落下から格納容器下部注水開始までのペデス

タル(ドライウェル部)水プールの水位低下量は,過渡事象の場合は約 0.34m,ＬＯＣＡ事象の場合は約 0.44m であり，デブリの冠水は維持される。



第 2 図　機器ドレンサンプが健全な場合のデブリ堆積形状

3.　溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に与える影響

機器ドレンサンプが溶融した場合と健全な場合において，デブリ上のプール水，ペデスタル（ドライウェル部）側面及び床面コンクリート並びに機器ドレンサンプが，それぞれデブリと接触する面積は第 1 表のとおりである。

第 1 表　デブリとの接触面積の比較

	デブリとの接触面積	
	①機器ドレンサンプが溶融した場合	②機器ドレンサンプが健全な場合
デブリ上のプール水		
ペデスタル（ドライウェル部）側面及び床面		
機器ドレンサンプ		

機器ドレンサンプが健全な場合（②）の接触面積の合計は，機器ドレンサンプが溶融した場合（①）と同等であり，また，機器ドレンサンプとの接触面においてはサンプ内の冷却水による除熱効果も加わることから，②は①に

比べてデブリの冷却がより進むと考えられる。

なお，②は一時的な期間であり，機器ドレンサンプはデブリにより溶融するため，長期的な物理挙動である溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量への影響はほとんどないと考えられる。

4. まとめ

機器ドレンサンプが健全な場合，デブリ上のプール水深は低下するもののデブリの冠水は維持されるとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量は低減すると考えられる。以上から，機器ドレンサンプが溶融せず健全な場合においても，デブリ露出や侵食量増加の観点での悪影響はないと考えられる。

コリウムシールド材料の選定について

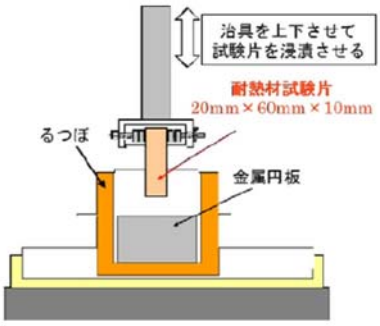
原子炉の過酷事故において，放射性物質が環境へ放出することを防ぐため，溶融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。溶融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は，高融点でかつ化学的安定性に優れていることが必要であることから，候補材としては，[redacted]，[redacted]，ZrO_2等が挙げられる。模擬溶融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として，侵食試験を実施した。

以下に溶融Ｚｒ及び模擬溶融炉心（UO_2－ZrO_2－Ｚｒ）による耐熱材侵食試験の概要について示す。この結果より，コリウムシールド材料としてZrO_2を選定した。

1. 溶融Ｚｒによる耐熱材侵食試験

1.1 試験方法

耐熱材には[redacted]，[redacted]，ZrO_2の多孔質材料を用いた。模擬溶融炉心の金属成分をるつぼに入れ，るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする（第1図）。これらを電気炉で加熱し，2,000℃～2,200℃の所定温度にして金属を溶かす。溶融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し，5 分間保持する。その後，試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について，冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお，溶融炉心の主な構成材料として，ＢＷＲで使用されるUO_2，Ｚｒ，ZrO_2，Ｆｅ等が想定されるが，試験においては，金属成分は100mol％Ｚｒとした。



第１図　試験体系

1.2 試験結果

第２図に金属組成が100mol％Ｚｒにおける試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても，金属組成のＺｒ量に応じて侵食量は増加した。また，金属組成によらず侵食量は[redacted]＞[redacted]＞ZrO_2となり，ZrO_2，[redacted]，[redacted]の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。

[redacted]

第２図　試験後の断面写真

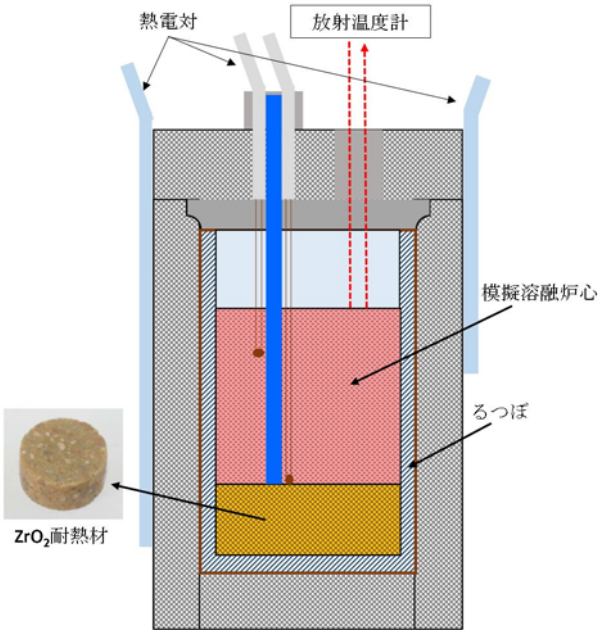
2.　模擬溶融炉心による耐熱材侵食試験

2.1 試験方法

高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工したZrO_2耐熱材と模

擬溶融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬溶融炉心の組成はUO_2－ZrO_2－Zr：30mol%－30mol%－40mol%とした。

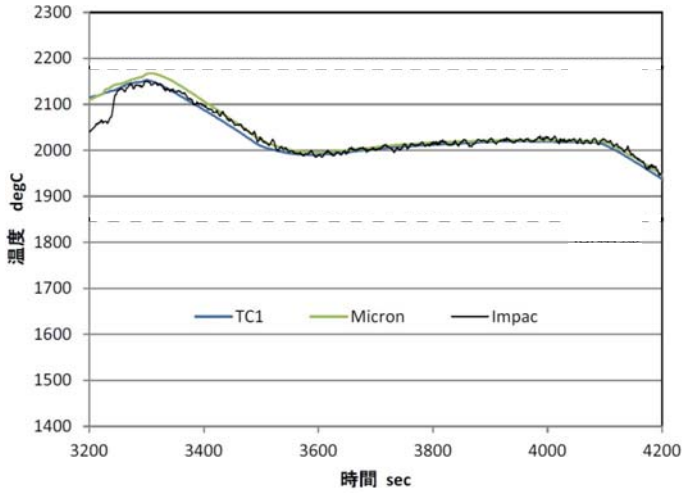
同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して，誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬溶融炉心の温度は，放射温度計により計測した。試験時の温度は，放射温度計や熱電対にて計測している模擬溶融炉心の温度が，目標温度範囲（2,000℃～2,100℃）に入るように温度制御を行った。温度保持時間は 10 分とした。



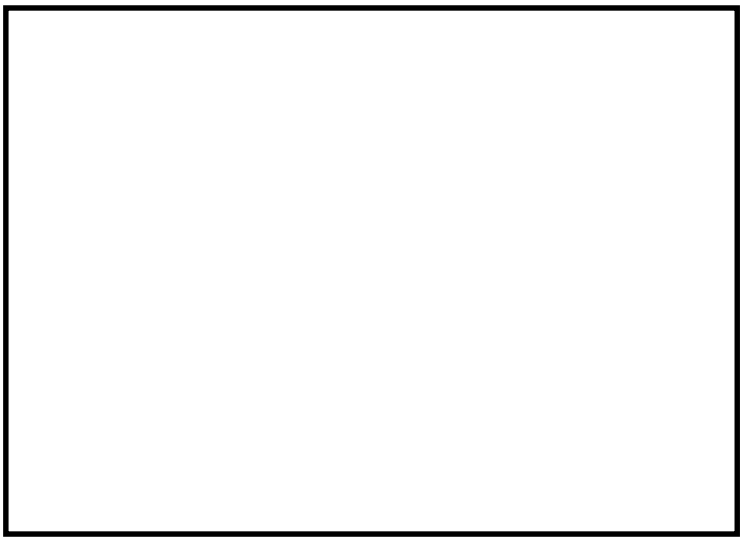
第 3 図　試験体系

2.2 試験結果

試験温度の推移を第 4 図に示す。試験においては 2,000℃～2,050℃の範囲で，約 10 分程度温度が保持されている事を確認した。また，試験後のるつぼの断面写真を第 5 図に示す。ZrO_2耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから，模擬溶融炉心によるZrO_2耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。



第 4 図　試験温度推移



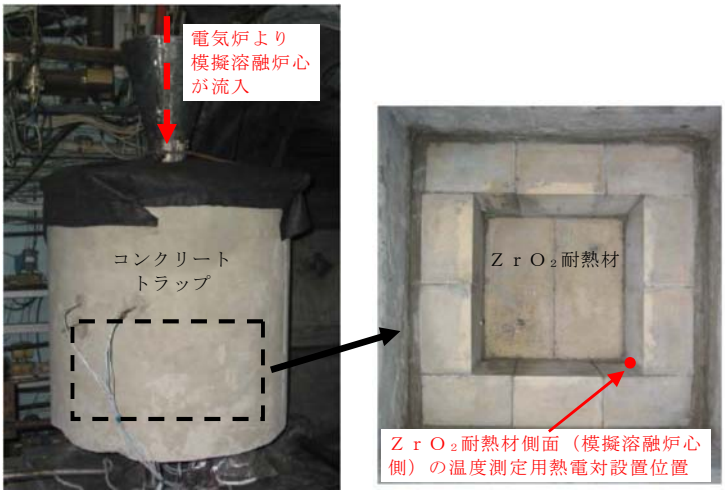
第 5 図　試験後の断面写真

3.　耐熱材への模擬溶融炉心落下試験

3.1 試験方法

耐熱材に溶融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため，ＺｒＯ$_2$耐熱材の上に模擬溶融炉心を落下させ，耐熱材の侵食深さの測定，耐熱材侵食性状や模擬溶融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬溶融炉心の組成はＵＯ$_2$－ＺｒＯ$_2$－Ｚｒ：30mol％－30mol％－40mol％とした。ＺｒＯ$_2$耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し，電

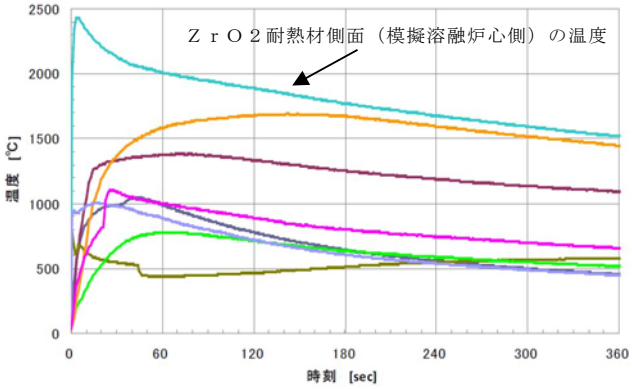
気炉により加熱した模擬溶融炉心をＺｒＯ$_2$耐熱材上に落下させ，コンクリートトラップに設置した熱電対によりＺｒＯ$_2$耐熱材の温度を測定した。



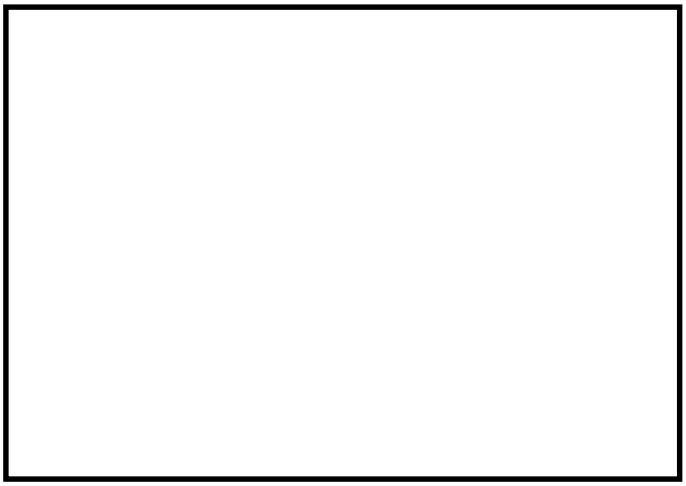
第 6 図　試験装置

3.2 試験結果

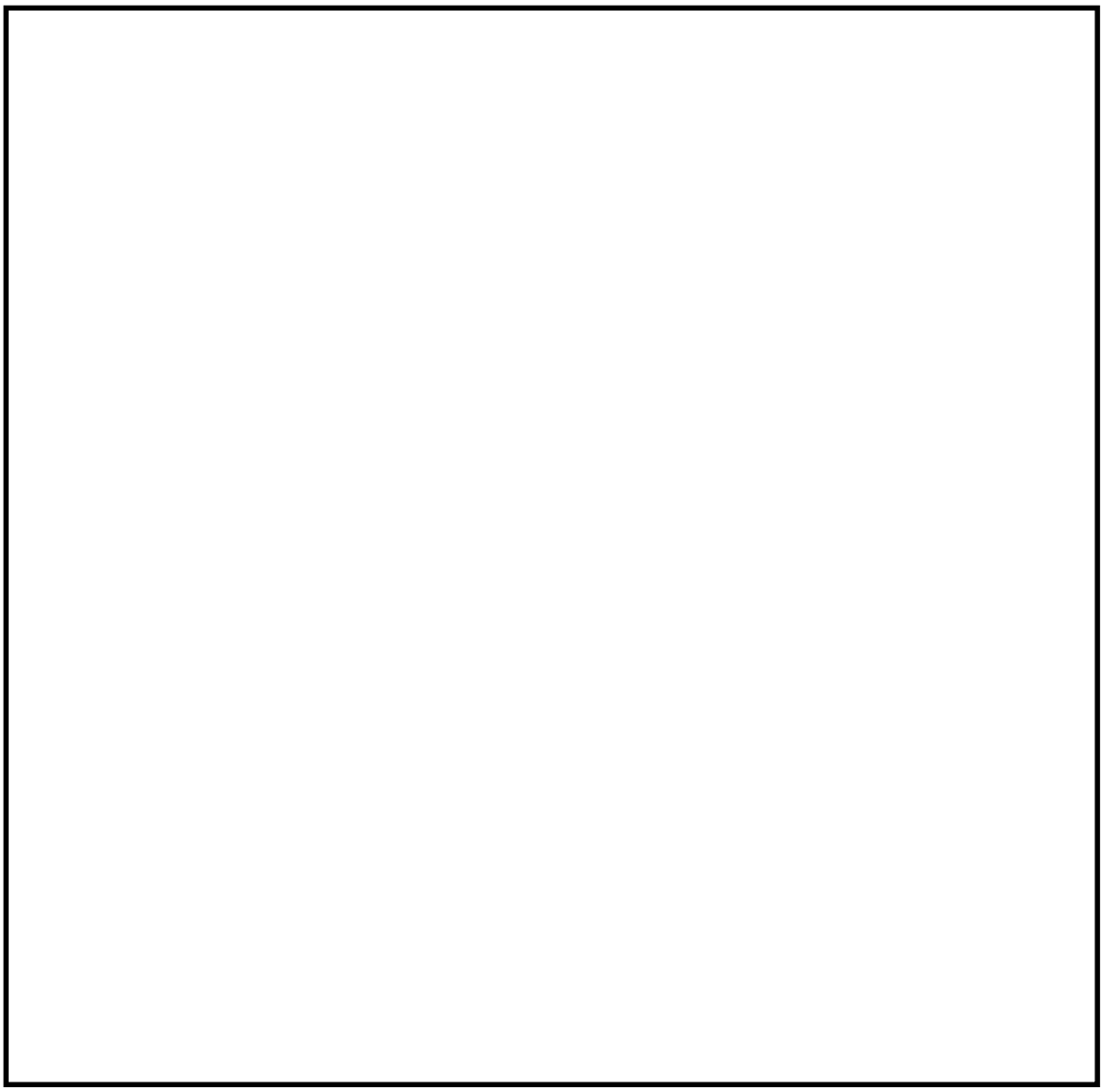
試験温度推移を第 7 図に示す。ＺｒＯ$_2$耐熱材側面（模擬溶融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬溶融炉心落下直後に最高温度約 2,450℃を観測したことから，落下してきた模擬溶融炉心温度は 2,450℃以上であったと推測される。また，試験後のコンクリートトラップ断面写真を第 8 図に示す。模擬溶融炉心接触部から最大で約 1cm が黒色化し，その周辺部が白色化していることが確認されたものの，顕著な耐熱材の侵食及び耐熱材の割れは確認されなかった。



第７図　試験温度推移



第８図　試験後の断面写真



第 9 図　耐熱材表面の成分分析結果

一般に，ＺｒＯ$_2$には還元雰囲気で高温に暴露されると材料中に酸素欠損が起こり，変色する特性があることが知られている。試験においては，計測された模擬溶融炉心の温度が 2,450℃以上と高温であり，かつ模擬溶融炉心中には金属Ｚｒが存在することから，模擬溶融炉心中の金属ＺｒによってＺｒＯ$_2$耐熱材の表面で還元反応が起こり，酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら，黒色部についてＸ線回折分析を行った結果，耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから，欠損した酸素の量は微量であり，ＺｒＯ$_2$耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる（第 9 図）。

なお，ペデスタル（ドライウェル部）には水プールが存在するため，ペデスタル（ドライウェル部）に落下してきた溶融炉心中に残存する未酸化の金属Ｚｒは，水との反応によって酸化されると想定される。ＭＡＡＰ解析の結果から，ペデスタル（ドライウェル部）に落下してきた溶融炉心は，2,000℃を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが，上述のとおり,溶融炉心中の金属Ｚｒは酸化されていると考えられることから，事故時に溶融炉心がコリウムシールドと接触したとしても，ZrO_2耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。

4. まとめ

上記試験結果から，溶融炉心に対して高い耐性を有しているZrO_2（ジルコニア）耐熱材を，コリウムシールドに用いる材料として選定した。

※本試験は，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。

コリウムシールド厚さ，高さの設定について

1. はじめに

コリウムシールドは，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制の目的で設置するが，ペデスタル（ドライウェル部）（以下「ペデスタル」という。）内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉圧力容器から落下する溶融炉心（以下「デブリ」という。）を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう，その厚さを設定する必要がある。以下に設定方針を示す。

2. コリウムシールド高さの設定

ペデスタル内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため，デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合，ペデスタル外へ流出するおそれがある。そのため，デブリをペデスタル内に全量保有する観点から，デブリ堆積高さはデブリがペデスタル外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペデスタル床高さに対して最も低い位置となる経路は，ドライウェルからペデスタル床ドレンサンプへのドレン配管である（第 1 図）。当該配管の下端は，ペデスタル床から[redacted]の位置に存在することから，コリウムシールド設置高さの上限として[redacted]を設定する。

3. コリウムシールド厚さの設定

3.1 コリウムシールド厚さの設定方針

コリウムシールド厚さは，コンクリート侵食防止及びコンクリートへの熱影響を抑制する観点から，可能な限り厚さを確保する方針とする。ただし，

コリウムシールド厚さを増やした場合の影響として，以下を考慮する。

・ペデスタル床面積の減少によるデブリ保有可能量の減少

コリウムシールドの設置高さには上限があるため，厚さを増加させると保有可能なデブリ量が減少する。ペデスタル内に落下するデブリのうち，粒子化したデブリは水プール中で冷却されやすいため，ペデスタル内構造物への熱影響を抑制する観点では，粒子化していない溶融デブリからの寄与が大きい。そのため，コリウムシールドの厚さとしては溶融デブリが全量保有できることが重要となる。

ただし，コリウムシールド厚さの設定に当たっては，粒子化デブリからの影響も緩和できるよう，粒子化デブリも含めたデブリ全量を保有できるよう考慮する。

・水プールとの接触面積の減少

コリウムシールド厚さを増加させると，水プールとの接触面積が減少するため，水プールへの除熱量が崩壊熱を下回ることでデブリ温度が上昇し，コリウムシールドが侵食するおそれがある。そのため，コリウムシールドの厚さを設定した上で溶融デブリによる侵食量を評価し，ペデスタルに要求される原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能に対する影響を評価する。

以上を踏まえ，コリウムシールド高さを上限である［　　］とした上で，粒子化による堆積高さ上昇も踏まえたデブリ堆積高さを考慮した場合においてもデブリが全量保有できるコリウムシールド厚さを設定する。

3.2　デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ H_{debri} は，式(1)及び式(2)で算定される。ここで，ポロシティはＰＵＬｉＭＳ実験等の知見を基に保守的な値として 0.5 を設定している。

$H_{debri} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz}$ (1)

$S_{fz} = (L_{PD} / 2 - D_{CS})^2 \times \pi$ (2)

V_m：溶融物体積[約 $36m^3$]

V_s：ペデスタル内構造物体積[約 $4m^3$]（添付資料 3.2.14 別添 1 参照）

Φ_{ent}：粒子化割合[0.171]（添付資料 3.2.14 別添 2 参照）

P：ポロシティ[0.5]

S_{fz}：コリウムシールドの設置を考慮した床面積[m^3]

L_{PD}:ペデスタル床直径[　　]

D_{CS}：コリウムシールド厚さ[m]

コリウムシールドの高さは，デブリ堆積高さと床に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため，式(1)において H_{debri} を(　　$-D_{CS}$)m として計算した結果，D_{CS}＝　　となる。よって，デブリ保有可能性を踏まえると，コリウムシールド厚さは　　となる。

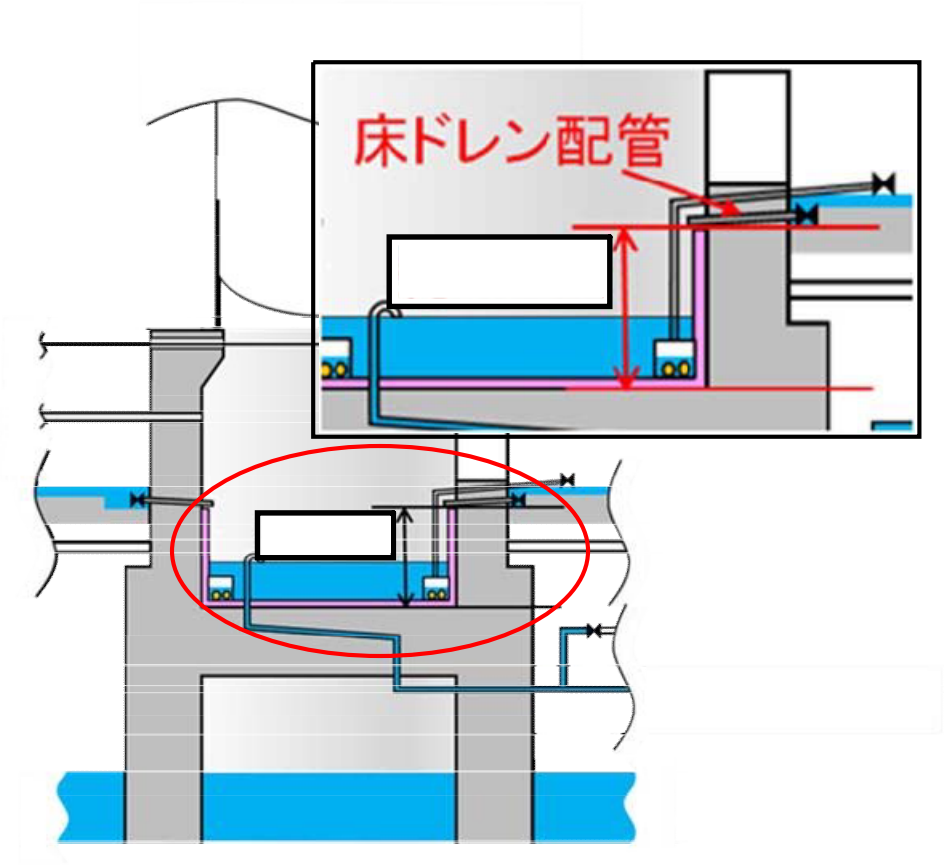
3.3　その他の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが　　の場合，コリウムシールドの侵食は発生しないことを添付資料 3.5.1 にて確認している。また，添付資料 3.5.2 にて，コンクリートの温度履歴を基に，原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能を評価した結果，これらの機能が損なわれないことを確認している。以上より，コリウムシールド厚さが　　の場合でも，原子炉圧力容器支持機能及びデブリ保持機能への影響はない。

また，熱影響の観点で寄与が大きい溶融デブリに着目すると，デブリ全量（溶融物体積[約 $36m^3$]及びペデスタル内構造物体積[約 $4m^3$]）が溶融デブリと仮定した場合におけるデブリ堆積高さは約 1.63m であり，コリウムシール

ド高さ約 1.88m に対して余裕がある。

以上から，コリウムシールド厚さを［　　］とする。



第 1 図　デブリがペデスタル外へ流出する可能性のある経路

原子炉圧力容器の破損位置について

解析コードＭＡＡＰでは，原子炉圧力容器の破損モードとして以下のものが考慮されており，解析においてはこれらの中から判定された破損モードが適用される。

a）下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損

b）下部ヘッド貫通部の逸出

c）デブリジェットの衝突による下部ヘッドの局所破損

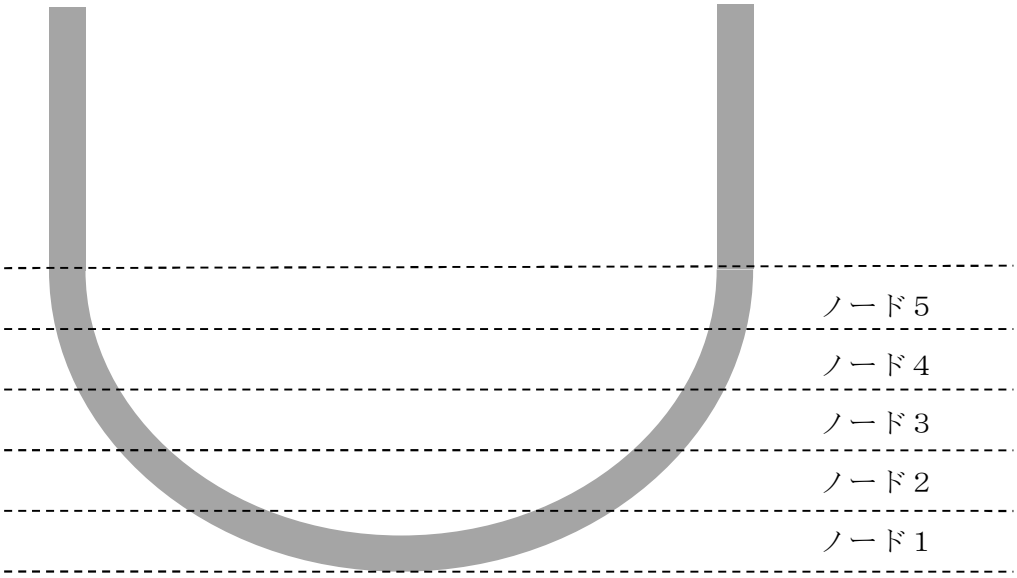
d）金属層による原子炉圧力容器壁の破損

e）原子炉圧力容器のクリープ破損

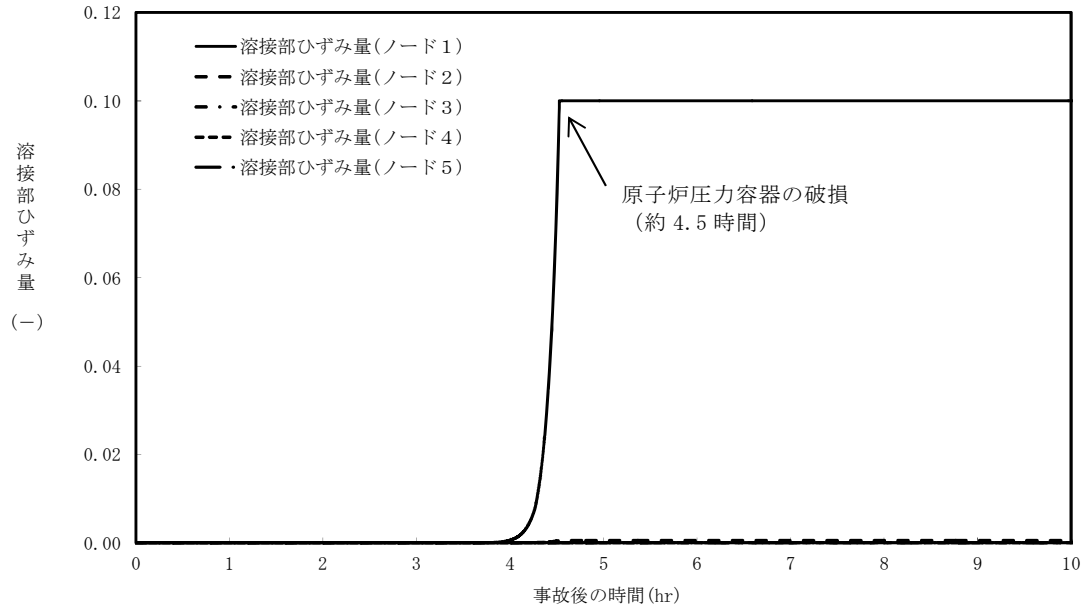
原子炉圧力容器の下部ヘッドは径方向（5 ノード）及び厚さ方向（5 ノード）に分割されており，ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。第 1 図に原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。

有効性評価のうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，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て対象としている事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗」においては，下部プレナムへ移行した溶融炉心からの加熱により，原子炉圧力容器下部の中心部ノードの温度が最も高くなり，制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量がしきい値（0.1）に至ることによる原子炉圧力容器破損（「b)下部ヘッド貫通部の逸出」に該当）が最初に判定される結果となっている。

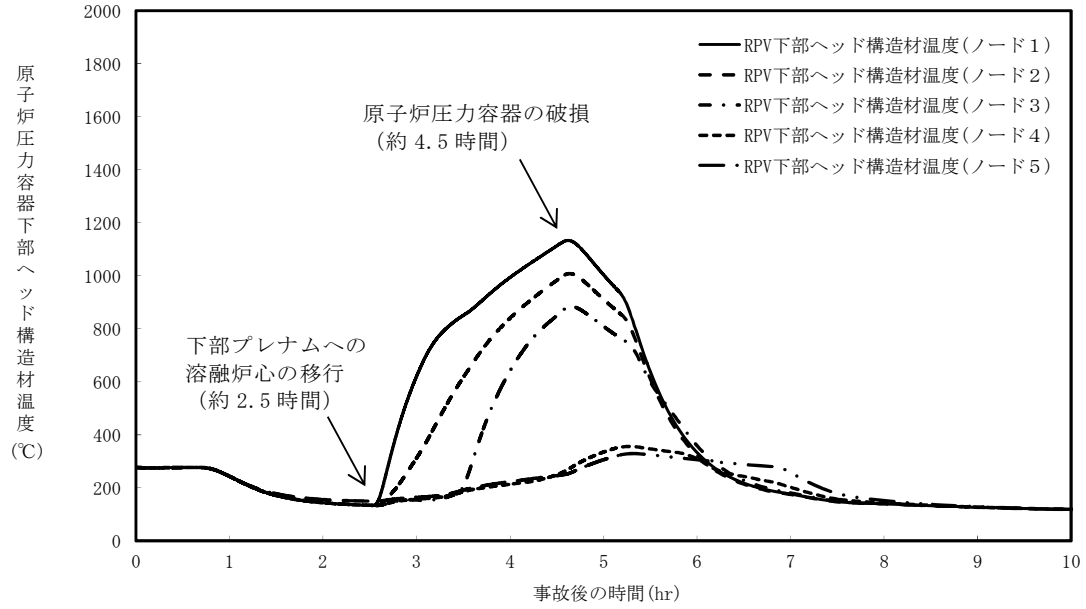
径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量の推移を第 2 図に，原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を第 3 図に示す。第 2 図に示すとおり，原子炉圧力容器下部の中心ノードに該当するノード 1 のひずみ量がしきい値（0.1）に達して原子炉圧力容器破損に至っている。また，第 3 図に示すとおり，ノード 1 が高温を長時間維持していることが確認された。



第１図　原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割（概念図）



第 2 図　径方向のノードごとの制御棒駆動機構ハウジング溶接部のひずみ量



第 3 図　径方向のノードごとの原子炉圧力容器下部ヘッド温度

3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.3.1　格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1)　格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，ＴＱＵＶ，ＴＱＵＸ，長期ＴＢ，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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，発電用原子炉の運転中に異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（ＬＯＣＡ）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギが大きい場合には構造物が破壊され格納容器の破損に至る。

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

極めて小さいと考えられる。

（添付資料 3.3.1，3.3.2，3.3.3，3.3.4，3.3.5）

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

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

したがって，本格納容器破損モードでは，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を約1mに維持し，溶融炉心からペデスタル（ドライウェル部）のプール水への伝熱による，水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより，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「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」で想定される事故シーケンスでは，ペデスタル（ドライウェル部）への溶融炉心の落下を想定する。この状況では，ペデスタル（ドライウェル部）における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から，ペデスタル（ドライウェル部）に水プールが存在することから，溶融炉心落下時にはペデスタル（ドライウェル部）に水が張られた状態を想定する。なお，この水張り水位は，「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小さく抑えつつ，「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して約1mとしており，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を約1mに維持する手段を整備する。

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は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1図及び第3.2-2図である。また，重大事故等対策の手順と設備との関係は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2-1表である。

3.3.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，プラント損傷状態をＴＱＵＶとし，逃がし安全弁再閉失敗を含まない，「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ（ペデスタル）」である。

1.2.2.1(3)に示すとおり，プラント損傷状態の選定では，溶融炉心の内部エネルギの観点でより厳しいと考えられるＴＱＵＶを選定した。一方，プラント損傷状態をＬＯＣＡとする場合，事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため原子炉圧力容器破損までの時間が短くなる。この時の圧力スパイクへの影響については，解析条件のうち事故条件の不確かさとして評価する。

また，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，本評価事故シーケンスは，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではプラント損傷状態をＴＱＵＶとし，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をＴＱＵＸとしており，異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら，どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が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する手順であり，原子炉減圧以降も，溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから，これらの格納容器破損モードについては同じシーケンスで評価する。

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

よって，これらの現象を適切に評価することが可能であり，原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え，かつ，炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデ

ント総合解析コードＭＡＡＰにより格納容器圧力等の過渡応答を求める。

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

(2)　有効性評価の条件

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

(3)　有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び格納容器雰囲気温度の推移を第3.3-1図及び第3.3-2図に示す。

ａ．事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

ｂ．評価項目等

格納容器圧力は，第3.3-1図に示すとおり，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）の水との相互により約0.22MPa[gage]とどまることから，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回る。また，格納容器雰囲気温度は，第3.3-2図に示すとおり，約118℃にとどまることから，格納容器バウンダリにかかる温度は，評価項目である200℃を下回る。これらのことから，溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）の水との相互作用による熱的・機械的荷重は格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

本評価では，「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に

示す(5)の評価項目について，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(1)から(4)，(6)及び(7)に示す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維持については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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。

（添付資料 3.2.8）

3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の水中に落下して大きいエネルギを発生することが特徴である。

また，不確かさの影響を確認する運転員等操作は，事象発生から 12 時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として，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，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）による格納容器下部水位確保操作とする。

本評価事故シーケンスの有効性評価における不確かさとしては，溶融炉心の細粒化が挙げられる※1。本評価事故シーケンスの評価では，溶融炉心の細粒化に対して，エントレインメント係数を変化させた場合の圧力スパイク

への影響評価を実施する。

※１これまでのＦＣＩ実験の知見からは，一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件のもとで実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが，実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。

(1)　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

ａ．運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，ＴＭＩ事故についての再現性及びＣＯＲＡ実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心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，燃料棒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。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードＳＡＦＥＲの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードＭＡＡＰの評価

結果の方が保守的であることを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器における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。

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

（添付資料3.3.6）

b．評価項目となるパラメータに与える影響

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

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして，炉心モデル（炉心水位計算モデル）は，原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード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いることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により，最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損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。

炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさ

として，溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により，ＢＷＲ５，Ｍａｒｋ－Ⅰ改良型格納容器プラントにおいては原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。このうち，ＢＷＲ５，Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器プラントおいては，最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果，第3.3-3図及び第3.3-4図に示すとおり，エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響が小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料 3.3.6，3.3.7）

(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3.2-2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（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を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の外部水源の温度は，解析条件の35℃に対して最確条件は35℃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，ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度がおおむね低くなるが，注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，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，大破断ＬＯＣＡを考慮した場合，原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが，操作手順（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を実施すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料3.3.6，3.3.8）

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は，解析条件の燃焼度33GWd／tに対して最確条件は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，溶融炉心の持つエネルギが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の外部水源の温度は，解析条件の35℃に対して最確条件は35℃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，ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度がおおむね低くなり，原子炉圧力容器破損後時のペデスタル（ドライウェル部）のプール水温度が低くなるが，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水温度が低い場合は，顕熱によるエネルギの吸収量が多くなり，潜熱で吸収するエネルギが相対的に減少し，圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，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，原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は，事故シーケンスを「大破断ＬＯＣＡ＋注水機能喪失」とし，本評価事故シーケンスの解析条件と同様，電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合，原子炉圧力容器破損のタイミングが

早くなることを考慮したものである。その結果，第3.3-5図に示すとおり，事象発生から約3.3時間後に原子炉圧力容器破損に至り，圧力スパイクの最大値は約0.20MPa[gage]となったが，圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり，評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）以下であることから，評価項目を満足する。

（添付資料 3.3.6，3.3.8）

b．操作条件

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の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，事象発生90分後に開始することとしているが，余裕時間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。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。

操作条件の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，解析上の操作時間として代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施から19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，原子炉圧力容器破損ま

でに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり，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。

（添付資料3.3.6）

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

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，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，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が大きくなる。

操作条件の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，運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料3.3.6）

(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時間の時間余裕がある。

操作条件の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，事象発生から90分後の代替循環冷却系による格納容器除熱操作実施に対し，原子炉圧力破損までの時間は事象発生から約4.5時間ある。操作時間は約19分間であることから，操作完了後の排水時間5分を考慮しても，操作遅れに対して約2.5時間程度の時間余裕がある。

（添付資料3.3.6）

(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。

なお，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において，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感度解析を実施しており，評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。

（添付資料3.2.10）

3.3.4 必要な要員及び資源の評価

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

員及び資源の評価」と同じである。

3.3.5 結　論

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では，運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（ＬＯＣＡ）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，溶融炉心と原子炉圧力容器外の原子炉冷却材が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ，このときに発生するエネルギが大きい場合には構造物が破壊され格納容器が破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を約 1m に維持する手段を整備している。

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

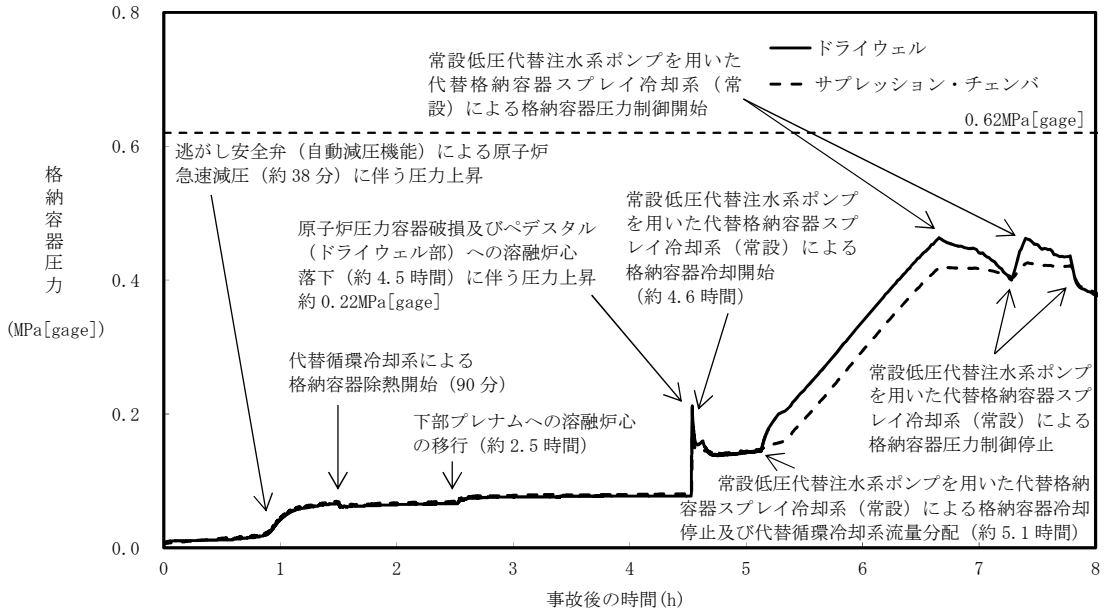
上記の場合には，水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが，格納容器バウンダリにかかる圧力は，評価項目である最高使用圧力の2倍（0.62MPa[gage]）を下回るため，格納容器バウンダリの機能は維持される。また，安定状態を維持できる。

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。

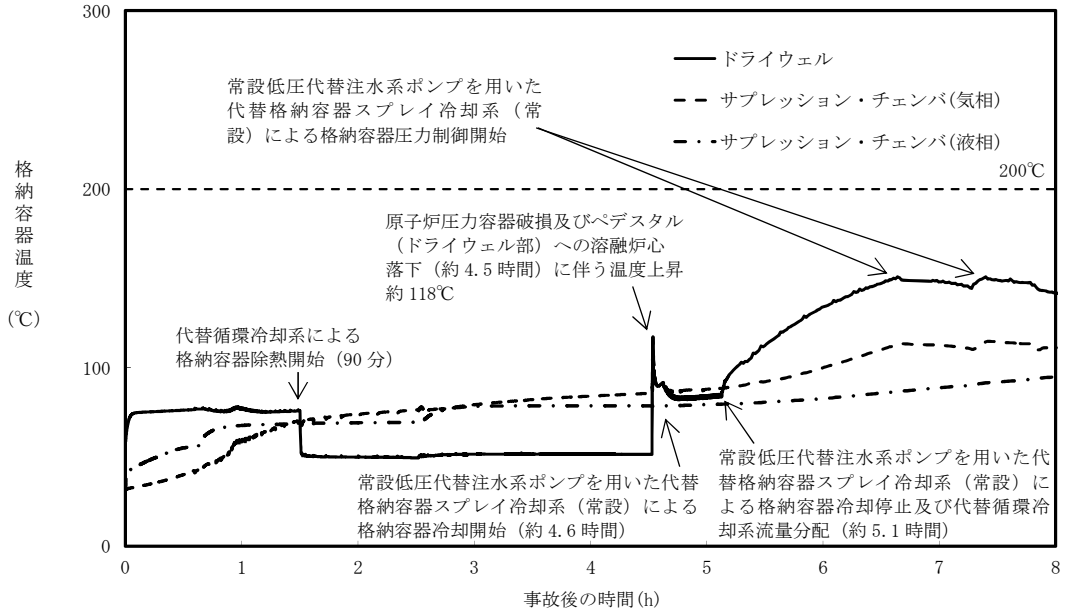
重大事故等対策時に必要な要員は，運転員及び災害対策要員にて確保可能

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。

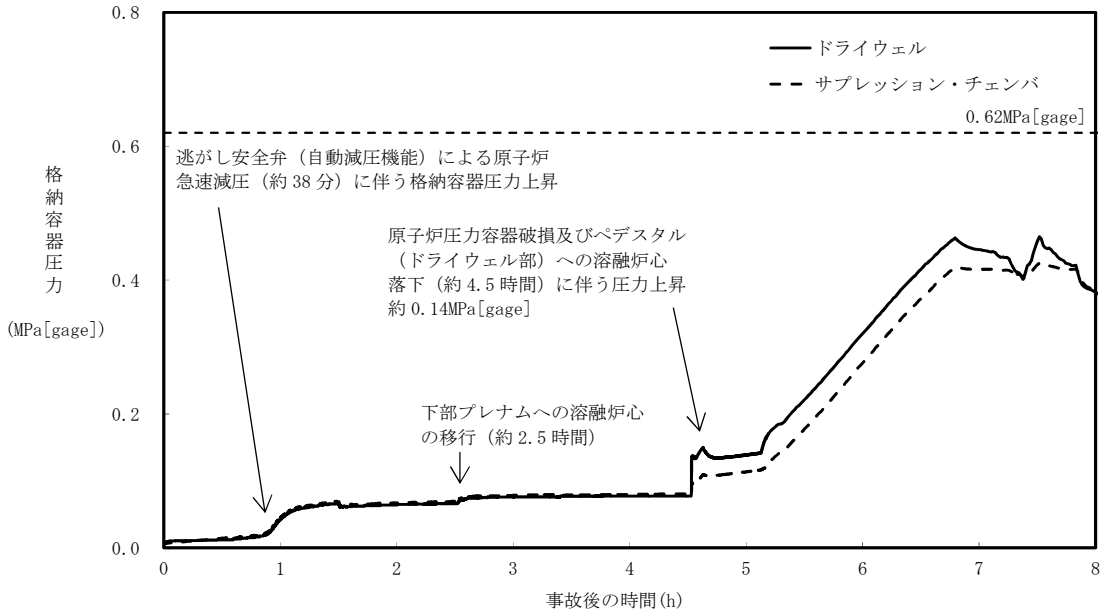
以上のことから，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して有効である。



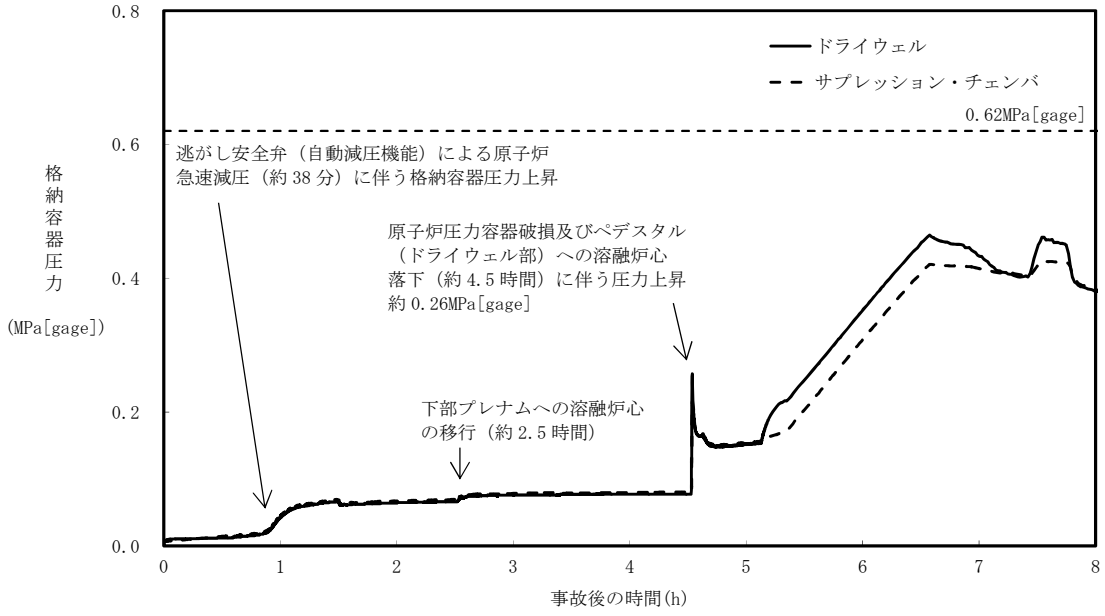
第 3.3-1 図　格納容器圧力の推移



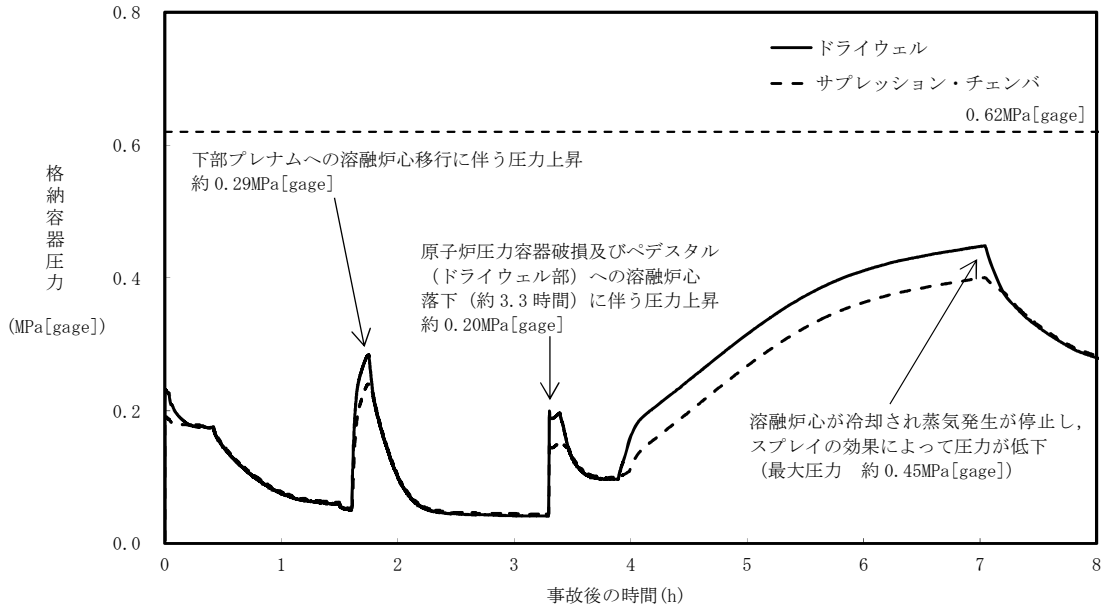
第 3.3-2 図　格納容器雰囲気温度の推移の推移



第 3.3-3 図　格納容器圧力の推移
（感度解析ケース（エントレインメント係数最小値））



第3.3-4図　格納容器圧力の推移
（感度解析ケース（エントレインメント係数最大値））



第3.3-5図　格納容器圧力の推移
（感度解析ケース（起因事象をＬＯＣＡとした場合））

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外ＦＣＩ）に関する知見の整理について

1. 炉外ＦＣＩの概要

炉外ＦＣＩは，溶融炉心が原子炉圧力容器の破損口から放出された際に，溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる事象である。このときに発生するエネルギが大きいと原子炉支持構造材が破損され，格納容器が破損する可能性がある。この圧力上昇については激しい水蒸気発生による場合（圧力スパイク）に加え，水蒸気爆発によって衝撃波が生じる場合が考えられるが，これまでの知見から，水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられている。ＦＣＩに関するこれまでの知見の概要を次に整理する。

2. 過去の知見の整理

過去に実施された代表的なＦＣＩの実験研究として，（旧）日本原子力研究所で実施されたＡＬＰＨＡ試験，ＪＲＣイスプラ研究所で実施されたＫＲＯＴＯＳ試験，ＦＡＲＯ試験，（旧）原子力発電技術機構で実施されたＣＯＴＥＬＳ試験，韓国原子力研究所（ＫＡＥＲＩ）で実施されたＴＲＯＩ試験及びＳＥＲＥＮＡ試験がある。これらの試験では模擬溶融物としてUO_2混合物を用いた試験とアルミナ等を用いた試験がある。各試験の試験条件及び試験結果については，以下に示すとおりである。

2.1 ＡＬＰＨＡ試験

ＡＬＰＨＡ試験[1]では，テルミット反応による酸化アルミニウム

と鉄からなる模擬溶融物を用いた実験が実施されている。ＡＬＰＨＡ試験装置の概要を第１図に示す。試験容器は，内径 3.9m，高さ 5.7m，容積 50m^{3}である。模擬格納容器に設置した冷却水プールに高温溶融物を落下させ，水蒸気爆発に関する特性データを計測する試験装置である。ＡＬＰＨＡ試験結果のまとめを第 1 表に示す。高雰囲気圧力（STX008，STX012，STX015），サブクール度が小さい場合（STX014）は，水蒸気爆発の発生が抑制される試験結果が知見として得られている。溶融物を半減させた 3 ケース（STX001，STX010，STX013）のうち，2 ケース（STX001，STX013）では，水蒸気爆発が発生していない。また，水蒸気爆発のエネルギ変換効率は，1～6％程度となっている。ＡＬＰＨＡ試験の代表的試験（STX016）の圧力変化の例を第 2 図に示す。

2.2　ＫＲＯＴＯＳ試験

ＫＲＯＴＯＳ試験[2][3][4]では，ＦＡＲＯ試験が大型試験装置であるのに対して小型の試験装置であるが，主に低圧・サブクール水を条件として試験を実施している。ＫＲＯＴＯＳ試験装置の概要を第 3 図に示す。ＫＲＯＴＯＳ試験の代表的試験（K37，K42）の圧力変化の例を第 4 図に示す。ＫＲＯＴＯＳ試験では模擬コリウムとしてUO_2混合物を用いた試験とアルミナを用いた試験を実施している。ＫＲＯＴＯＳ試験結果のまとめを第 2 表に示す。アルミナ試験では，サブクール度が大きい試験ケース（K38，K40，K42，K43，K49）では，外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生しているが，サブクール度が小さい試験ケース（K41，K44，K50，K51）では，外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。一方，UO_2混合物試験では，サブク

ール度に依らず外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。また，UO_2混合物試験でも外部トリガ有りでは水蒸気爆発が発生している（K46，K52，K53）が，これらのケースはサブクール度が大きい試験ケースである。また，UO_2混合物試験の水蒸気爆発のエネルギ変換効率は，アルミナ試験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ試験とUO_2混合物の相違については，以下のように考察されている。

・アルミナはプール水面近傍でブレークアップし，粗混合時に粒子が半径方向に拡がり，水蒸気爆発の伝播がしやすくなった可能性がある。

・UO_2混合物試験では，外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。UO_2混合物の方が一般的に過熱度は小さく，UO_2混合物の粒子表面が水と接触した直後に表面が固化しやすく，これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。UO_2混合物試験では水素が発生し，これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。

2.3　ＦＡＲＯ試験

ＦＡＲＯ試験[3][5]では，酸化物コリウム及び金属Ｚｒを含むコリウムが用いられ，多くの試験は高圧・飽和水条件で実施されているが，低圧・サブクール水条件の試験も実施されている。ＦＡＲＯ試験装置の概要を第 5 図に示す。ＦＡＲＯ試験結果のまとめを表 3 に示す。また，圧力変化の例として L-14 と L-19 の圧力挙動を第 6 図に示す。ＦＡＲＯ試験のいずれの試験ケースでも水蒸気爆発は発生していない。ＦＡＲＯ試験で得られた主な知見は以下のとおりであ

る。

・高圧・飽和水試験，低圧・サブクール試験の何れにおいても水蒸気爆発は発生していない。

・高圧・飽和水の酸化物コリウム試験の場合は一部が粒子化し，一部はパンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水のコリウムに金属Ｚｒ成分を含んだ試験及び低圧・サブクール試験では全てのコリウムは粒子化した。

・粒子の質量中央径は比較的大きかったが，試験条件（初期圧力，水深，コリウム落下速度，サブクール度）に依存していない。

・金属Ｚｒを含めた試験ケース（L-11）では，金属Ｚｒの酸化により，金属Ｚｒを含めない試験ケース（L-14）よりも圧力上昇が大きくなる。

2.4　ＣＯＴＥＬＳ試験

ＣＯＴＥＬＳ[6]試験では，模擬溶融物としてUO_2－Ｚｒ－ZrO_2―ＳＳ混合物を用いており，コリウムに金属成分が含まれている。ＣＯＴＥＬＳ試験装置の概要を第 7 図に示す。ＣＯＴＥＬＳ試験結果のまとめを第 4 表に示す。ＣＯＴＥＬＳ試験の代表的な試験ケース（A1）の圧力挙動を第 8 図，各試験ケースの圧力変化を第 9 図に示す。溶融混合物がプール水に接触した直後（Region 1）は急激な圧力上昇となる。その後，サブクール水では蒸気凝縮が発生し，一時的に圧力が減少する（Region 2）が，溶融混合物からの熱伝達による蒸気発生により，準定常的な状態まで徐々に圧力が上昇する（Region 3)。ＣＯＴＥＬＳ試験で得られた主な知見は，以下のとおりである。

・サブクール度が大きいケースも含めて，全ての試験での水蒸気爆発は発生していない。
・プールに落下した溶融コリウムは，ほとんどがプール水中で粒子化した。
・粒子径は，コリウム落下速度の大きいケースを除いて，質量中央径で 6mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。
・コリウム落下速度の大きいケースで，粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。また，準定常的な状態での圧力は，溶融物量が多く，サブクール度が小さく，プール水量が少ない程高くなる傾向である。

2.5 ＴＲＯＩ試験

ＴＲＯＩ試験[7]は，韓国原子力研究所（ＫＡＥＲＩ）で実施されている試験であり，2007 年から 2012 年までは，ＫＲＯＴＯＳ試験とともにＯＥＣＤ／ＮＥＡのＳＥＲＥＮＡプロジェクトとして実施された試験である。ＴＲＯＩ試験装置の概要を第 10 図に示す。ＴＲＯＩ試験条件と試験結果のまとめを第 5 表に示す。

ZrO_2を用いた試験では外部トリガリングを与えていないが，圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した試験がある。一方，UO_2－ZrO_2の混合物を用いた試験では，異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギを変えるため，混合物の割合，水深及び混合物量等の様々な条件による試験を実施し，数ケースでは水蒸気爆発が発生している。ＴＲＯＩ試験で得られた主な知見は以下のとおりである。

・自発的な水蒸気爆発が生じた試験は，融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり，その他の試験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。

・水深が深い場合（130cm）では，内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより，溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり，溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため，溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある[8]。

2.6　ＳＥＲＥＮＡ試験

ＳＥＲＥＮＡ試験は，ＯＥＣＤ／ＮＥＡ主導のもと実施されている試験であり，2001 年から 2006 年にかけて実施されたフェーズ 1 と，2007 年から 2012 年にかけて実施されたフェーズ 2 に分かれている。フェーズ 1 では既存の試験に対する再現解析が行われた。また，フェーズ 2 ではＫＲＯＴＯＳ及びＴＲＯＩ装置を使用した試験と，その再現解析が行われた。さらに，両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ 2 で行われた試験の試験条件及び試験結果を表 6 に示す。ＳＥＲＥＮＡ試験で得られた知見は以下の通りである。

(1)　フェーズ 1

・（解析）解析コードはアルミナを用いた試験によって調整されており，UO_2－ZrO_2コリウムの爆発による機械的エネルギ変換効率を過大評価する傾向にある。

・（解析）予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器

の破損強度と比べて十分小さい。

・（解析）予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は格納容器に影響を与える可能性があるが，解析コードの不確かさとばらつきが大きく，その程度を推定することは難しい。

(2)　フェーズ２

・（実験）80％UO_2－20％ZrO_2コリウムは，70％UO_2－30％ZrO_2コリウムに比べてやや爆発のエネルギが大きい。これは，フェーズ１の結果と逆の傾向であり，さらに考察が必要。

・（実験）UO_2－ZrO_2のみで構成されるコリウムは，アルミナと比べて爆発のエネルギは小さい。

・（実験）コリウムの組成に酸化物以外（金属の単体など）が含まれる場合について，酸化と水素生成による影響は定量化できなかった。

・（実験）全ての観測された爆発の機械的エネルギ変換効率は，従来観測されていたエネルギ変換効率と同様に，比較的小さい。これは，UO_2の密度が高いために溶融コリウムの粒子径が小さくなり，固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと，粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギを低減したことによると推測されている。

3.　ＦＣＩ実験の知見の整理

前項で示したＦＣＩ実験の知見を整理し，原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性について考察する。

酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いたＡＬＰＨＡ試験及びアルミナを用いたＫＲＯＴＯＳ試験では，外部トリガ無しで

水蒸気爆発が発生しているが，UO_2を用いたＫＲＯＴＯＳ，ＦＡＲＯ，ＣＯＴＥＬＳ試験では外部トリガ無しでは水蒸気爆発は発生していない。UO_2混合物では一般的に過熱度が小さいため，粗混合粒子表面が早期に固化し，蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく，水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考えられる。

ＴＲＯＩ試験ではUO_2混合物を用いた場合でもトリガ無しで水蒸気爆発が発生している例（TROI-10，12，13，14）が報告されている。TROI-10，12 は，溶融物温度が 3,800K 程度の高い温度での試験条件である。また，TROI-13，14 の溶融物温度は，それぞれ 2,600K，3,000K であるが，TROI-13 では，温度計測に問題があり実際には 3,500K 以上と推測されている。また，TROI-14 では，二つの温度計が異なる最高温度（4,000K，3,200K）を示しており，温度計測の不確かさが大きいとされている。以上を踏まえると，ＴＲＯＩ試験の溶融物温度はかなり高い試験条件と考えられ，他の試験で想定しているような実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は十分小さいと考えられる。

ＴＲＯＩ試験と実機条件の比較を検討するために，模擬溶融物にコリウム（UO_2－ZrO_2）を用いた TROI-10，12，23，25 と実機条件の比較を第 7 表に示す。この表では，第 11 図に示すＲｉｃｏｕ－Ｓｐａｌｄｉｎｇ式による粒子化割合[9]の概算値を示している。溶融物温度が高く過熱度が大きい TROI-10，12 では，自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して，溶融物温度が高く過熱度が大きいが水深が 1.3m と深い TROI-23 では，水蒸気爆発は発生していない。これは，水深が深いことにより，溶融物粒子が底部に到着するまでの沈降時間が長くなり，溶融物粒子が固化しやすいため，溶

融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングを抑制したと考えられる[8]。

水蒸気爆発が発生したTROI-10，12の粒子化割合は約60%であるが，水深がより深いTROI-23では，粒子化割合が約80%と比較的大きい値となっており，底部に到達する前に固化する溶融物粒子が比較的多いと考えられる。一方，水深及び粒子化割合はTROI-10，12と同程度であるが，溶融物温度がやや低いTROI-25では，蒸気発生による圧力上昇（Steam Spike）は生じているが，水蒸気爆発は発生していない。溶融物温度が低い場合，過熱度が小さく粒子が固化しやすいため，水蒸気爆発が抑制されたものと考えられる。

実機条件では，溶融ジェットの初期直径は計装配管口径（約4cm）～制御棒駆動機構ハウジングの直径(約15cm)程度と想定されるが，ペデスタル（ドライウェル部）注水対策により水深は1mとなる。これより,粒子化割合は約35%～90%となるが,溶融物温度が約2,650K以下と水蒸気爆発が発生したＴＲＯＩ試験よりも十分低いと考えられ，大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。

また，いくつかのＴＲＯＩ試験では水蒸気爆発が発生したときの機械的エネルギ変換効率が報告されている（第5表)。これらの中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされるTROI-13の機械的エネルギ変換効率は0.4%である。これは，ＡＬＰＨＡ試験（第1表）やＫＲＯＴＯＳ試験（第2表）で観測されているように，アルミナによる金属模擬溶融物試験の値に対して比較的小さい値となっている。

また，ＫＲＯＴＯＳ試験（K46，K52，K53）では，UO_2混合物を用いた試験でも外部トリガを与えた場合は水蒸気爆発が観測されているが，これらの試験ケースはサブクール度が大きい試験ケースで

ある（K46 のサブクール度：83K，K52 のサブクール度：102K，K53 のサブクール度：122K)。従って，サブクール度が大きい場合には，UO_2混合物を用いた場合でも，水蒸気爆発の可能性が高くなることが考えられる。これは，サブクール度が大きい場合には，粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し，蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。

しかし，ＫＲＯＴＯＳ試験の K52，K53 と同程度の高サブクール度の条件であるＦＡＲＯ試験の L-31（サブクール度：104K)，L-33（サブクール度：124K）では，水蒸気爆発が発生していない。これらの試験のUO_2混合物量は，ＫＲＯＴＯＳ試験が数 kg であるのに対して 100kg 程度であり，より実機条件に近い。

また，ＣＯＴＥＬＳ試験の高サブクール試験（A11）でも水蒸気爆発は発生していない。ＣＯＴＥＬＳ試験は，ＢＷＲの原子炉圧力容器外ＦＣＩを模擬した試験であり，溶融物に圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また，溶融物量も 50kg 程度であり，ＫＲＯＴＯＳ試験よりも実機条件に近い。

以上より，UO_2混合物の溶融物量が少ないＫＲＯＴＯＳ試験では，水蒸気爆発が発生しているが，溶融物量が多くより実機体系に近い大規模試験であるＦＡＲＯ試験，ＣＯＴＥＬＳ試験では，水蒸気爆発は発生していない。

ＦＣＩ試験では，水蒸気爆発のトリガを発生させるために，高圧ガスを封入した装置（ＫＲＯＴＯＳ試験では最大 20MPa のガスを封入可能な装置）を用いている。水蒸気爆発のトリガは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており，トリガ装置により圧力パルスを発生させ蒸気膜を不安定化させる効果が

あると考えられる。実機条件では，このようなトリガ装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。また，溶融物がプール底部に接触することでトリガ要因となることが考えられるが，ＢＷＲの原子炉圧力容器外ＦＣＩを模擬したＣＯＴＥＬＳ試験の試験装置では，ＢＷＲのペデスタル底部と同様に平板コンクリートを模擬した試験装置としており，実機条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。

また，実機条件では，水深が試験条件よりも深くなる可能性があるが，水深が深いことにより，溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり，溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため，溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。

以上より，ＢＷＲの実機条件において水蒸気爆発のトリガとなる特段の要因は考えられないため，実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。

上記の試験条件と実機条件の検討より，実機においては，格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。

4. 参考文献

[1]N.Yamano, Y.Maruyama, T.Kudo, A.Hidaka, J.Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995

[2]I.Huhtiniemi, D.Mgallon, H.Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests : alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189

379-389, 1999

[3]D.Magllon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006

[4]H.S.Park, R.Chapman, M.L.Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999

[5]D.Magallon, et al, Lessons learn from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999

[6]M.Kato, H.Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000

[7]V.Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012

[8]J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP'04

[9]（財）原子力安全研究協会,「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月

[10]J.H.Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO2/ZrO2 mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003

[11]J.H.Kim, Results of the Triggered Steam Explosion from the TROI Experiment, Nucl. Texh., Vol.158 378-395, 2007

[12]NEA/CSNI/R,OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015

[13]NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01

第１表　ＡＬＰＨＡ試験の主要な試験条件及び試験結果[1]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量(kg)	圧力(MPa)	水温度(K)	水深(m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
ALPHA	STX002	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	289	1.0	No	Yes	－
	STX003	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	292	1.0	No	Yes	－
	STX005	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	300	1.0	No	Yes	－
	STX009	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	289	1.0	No	Yes	－
	STX016	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.86
	STX017	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	$Fe-Al_2O_3$	10	0.10	293	1.0	No	No	－
	STX010	$Fe-Al_2O_3$	10	0.10	297	1.0	No	Yes	－
	STX013	$Fe-Al_2O_3$	10	0.10	284	1.0	No	No	－
	STX014	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	372	1.0	No	No	－
	STX008	$Fe-Al_2O_3$	20	1.60	288	1.0	No	No	－
	STX012	$Fe-Al_2O_3$	20	1.60	290	1.0	No	No	－
	STX015	$Fe-Al_2O_3$	20	1.00	282	1.0	No	No	－
	STX006	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	298	1.0	No	No	－
	STX011	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	290	1.0	No	Yes	－
	STX019	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
	STX020	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	281	1.0	No	No	－
	STX021	$Fe-Al_2O_3$	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05

第２表　ＫＲＯＴＯＳ試験の主要な試験条件及び試験結果[2][3][4]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2,665	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3,073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3,073	0.1	5	1.11	No	No	－
	K42	Alumina	1.5	2,465	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2,625	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2,673	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.6
	K49	Alumina	1.5	2,688	0.37	120	1.11	No	Yes	2.2
	K50	Alumina	1.7	2,473	0.1	13	1.11	No	No	－
	K51	Alumina	1.7	2,748	0.1	5	1.11	No	No	－
	K32	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	3.0	3,063	0.1	22	1.08	No	No	－
	K33	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	3.2	3,063	0.1	75	1.08	No	No	－
	K35	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	3.1	3,023	0.1	10	1.08	Yes	No	－
	K36	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	3.0	3,025	0.1	79	1.08	Yes	No	－
	K37	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	3.2	3,018	0.1	77	1.11	Yes	No	－
	K45	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	3.1	3,106	0.1	4	1.14	Yes	No	－
	K46	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	5.4	3,086	0.1	83	1.11	Yes	Yes	－
	K47	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	5.4	3,023	0.1	82	1.11	Yes	No	
	K52	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	2.6	3,133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
	K53	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	3.6	3,129	0.36	122	1.11	Yes	Yes	0.05

第３表　ＦＡＲＯ試験の主要な試験条件及び試験結果[3]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
FARO	L-06	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	18	2,923	5	0	0.87	No	No	－
	L-08	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	44	3,023	5.8	12	1.00	No	No	－
	L-11	77wt%UO_2-19wt%ZrO_2-4wt%Zr	151	2,823	5	2	2.00	No	No	－
	L-14	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	125	3,123	5	0	2.05	No	No	－
	L-19	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	157	3,073	5	1	1.10	No	No	－
	L-20	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	96	3,173	2	0	1.97	No	No	－
	L-24	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	177	3,023	0.5	0	2.02	No	No	－
	L-27	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	117	3,023	0.5	1	1.47	No	No	－
	L-28	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	175	3,052	0.5	1	1.44	No	No	－
	L-29	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	39	3,070	0.2	97	1.48	No	No	－
	L-31	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	92	2,990	0.2	104	1.45	No	No	－
	L-33	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	100	3,070	0.4	124	1.60	Yes	No	－

第４表　ＣＯＴＥＬＳ試験の主要な試験条件及び試験結果[6]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
COTELS	A1	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	－
	A4	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	－
	A5	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	－
	A6	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	－
	A8	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	－
	A9	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	－
	A10	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	－
	A11	55wt%UO_2-25wt%Zr-5wt%ZrO_2-15wt%SS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	－

第５表　ＴＲＯＩ試験の主要な試験条件及び試験結果（1/2）[7][8][10][11]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
TROI	1	99wt%ZrO_2-1wt%Zr	5	>3,373	0.1	365	0.67	－	Steam Spike	－
	2	99wt%ZrO_2-1wt%Zr	5.5	>3,373	0.1	365	0.67	－	No	－
	3	99wt%ZrO_2-1wt%Zr	4.88	>3,373	0.1	323	0.67	－	No	－
	4	99wt%ZrO_2-1wt%Zr	4.2	>3,373	0.1	292	0.67	－	Yes	－
	5	98.5wt%ZrO_2-1.5wt%Zr	2.9	3,373	0.1	337	0.67	－	Yes	－
	9	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	4.3	3,200	0.1	296	0.90	－	No	－
	10	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	8.7	3,800	0.117	298	0.67	－	Yes	－
	11	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	9.2	>3,800	0.111	296	0.67	－	No	－
	12	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	8.4	3,800	0.11	293	0.67	－	Yes	－
	13	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	7.7	2,600(注 1)	0.108	292	0.67	－	Yes	0.40
	14	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	6.5	3,000(注 2)	0.105	285	0.67	－	Yes	－
	17	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2						－	No	－
	18	78wt%UO_2-22wt%ZrO_2	9.1					－	－	－
	21	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	17.0	3,000	0.110	298	1.30	No	No	－
	22	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	17.0	2,900	0.110	297	1.30	No	No	－
	23	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	17.0	3,600	0.110	293	1.30	No	No	－
	24	ZrO_2	9.5	3,600	0.110	288	0.67	No	Yes	－
	25	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	15.0	3,500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	－
	26	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	17.0	3,300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	－

（注１）参考文献[10]によれば温度計測に問題があり，実際には3,500K以上と推測されている。
（注２）参考文献[10]によれば二つの温度計が異なる最高温度（4,000K，3,200K）を示しており，計測の不確かさが大きいとされている。

第５表　ＴＲＯＩ試験の主要な試験条件及び試験結果（2/2）

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
TROI	29	50wt%UO_2-50wt%ZrO_2	11.5					－	No	－
	32	87wt%UO_2-13wt%ZrO_2						－	No	－
	34	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	10.5	～3,000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	8	～3,000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	5.3	～3,000		305	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	78wt%UO_2-22wt%ZrO_2	8.1	～3,000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	78wt%UO_2-22wt%ZrO_2	5.3	～3,000	0.105	288	1.30	－	No	－
	39	78wt%UO_2-22wt%ZrO_2	3.4	～3,000	0.106	285	1.30	－	No	－
	40	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	11.1	～3,000	0.312	287	1.30	－	No	－
	49	62.3wt%UO_2-15wt%ZrO_2 -11.7wt%Zr-11wt%Fe	15.96	2,730(3,360)				－	－	－
	50	59.5wt%UO_2-18wt%ZrO_2 -11.9wt%Zr-10.6wt%Fe	14.46					－	－	－
	51	60.5wt%UO_2-16.7wt%ZrO_2 -12.1wt%Zr-10.7wt%Fe	6.3 (14.2 load)	2,695(3,420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	－
	52	61wt%UO_2-16wt%ZrO_2 -12wt%Zr-11wt%Fe	8.6 (14.1 load)	2,650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	－

第６表　ＳＥＲＥＮＡ試験（フェーズ２）の主要な試験条件及び試験結果[12]

試験名	試験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギ変換効率(%)
SERENA (TROI/ KROTOS)	TS-1	73.4wt%UO_2-26.6wt%ZrO_2	15.4	～3,000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	68wt%UO_2-32wt%ZrO_2	12.5	3,063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	71wt%UO_2-29wt%ZrO_2	15.9	3,107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	81wt%UO_2-19wt%ZrO_2	14.3	3,011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	76wt%UO_2-18.3wt%ZrO_2 -5wt%Zr-0.7wt%U	17.9	2,940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	73.3wt%UO_2-18.5wt%ZrO_2 -4.9wt%Fe_2O_3-3.3wt%FP	9.3	2,910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	2.4	2,969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	3.9	3,049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	70wt%UO_2-30wt%ZrO_2	0.8	2,850	－	332	1.1	Yes	－(注 1)	－(注 1)
	KS-4	80wt%UO_2-20wt%ZrO_2	2.3	2,958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	80.1wt%UO_2-11.4wt%ZrO_2 -8.5wt%Zr	1.7	2,864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event(注 2)	－(注 2)
	KS-6	73wt%UO_2-20.4wt%ZrO_2 -4.1wt%Fe_2O_3-2.5wt%FP	1.7	2,853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	～0

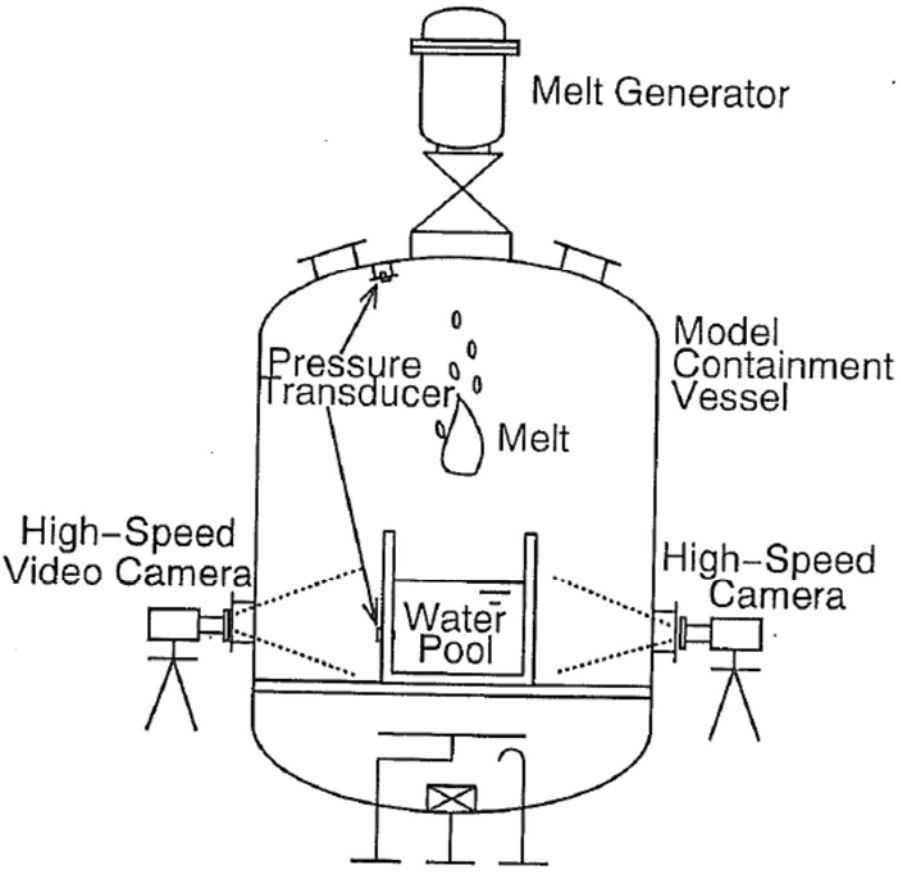
(注 1)実験失敗
(注 2)計測失敗

第７表　ＴＲＯＩ試験と実機条件の比較

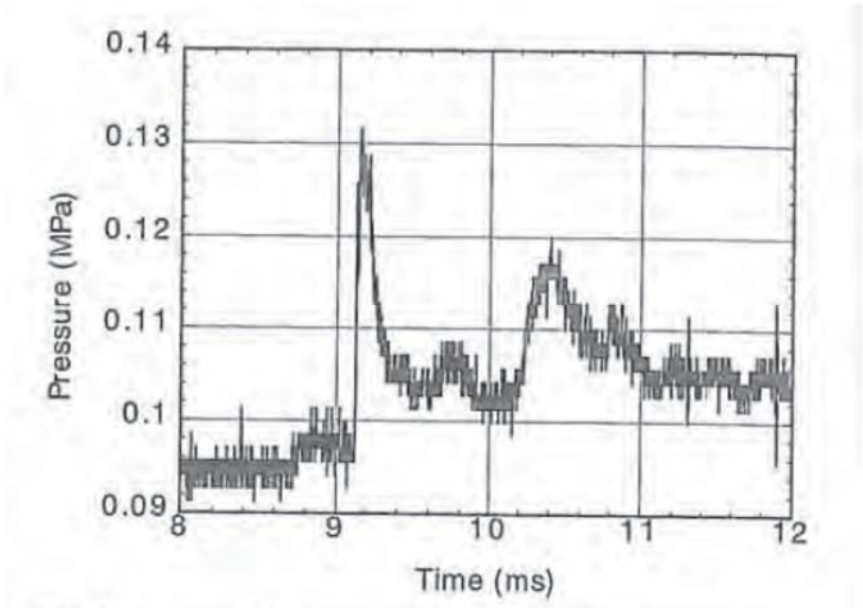
試験ケース	溶融物温度（過熱度）(注 1)	溶融ジェット径	水深	粒子化割合(注 2)	水蒸気爆発
TROI-10	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TROI-12	3,800K (900K)	6.5cm	0.67m	約 60%	Yes
TROI-23	3,600K (700K)	7.4cm	1.30m	約 80%	No
TROI-25	3,500K (600K)	8.0cm	0.67m	約 50%	Steam Spike
実機条件	約 2,650K (約 140K)	約 4～15cm	1m	約 35～90%	－

(注 1)試験条件の過熱度は UO_2／ZrO_2 の相図[13]より固相線温度を約 2,900K とした場合の概算値
実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物（酸化物層）の過熱度の概算値

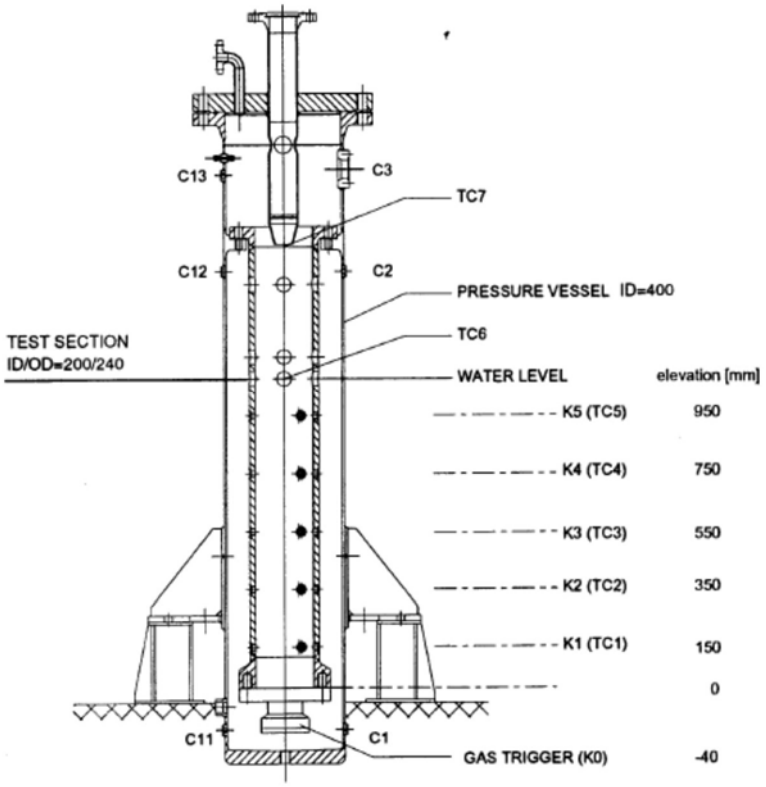
(注 2)Ｒｉｃｏｕ－Ｓｐａｌｄｉｎｇ相関式（図 11）による概算評価値



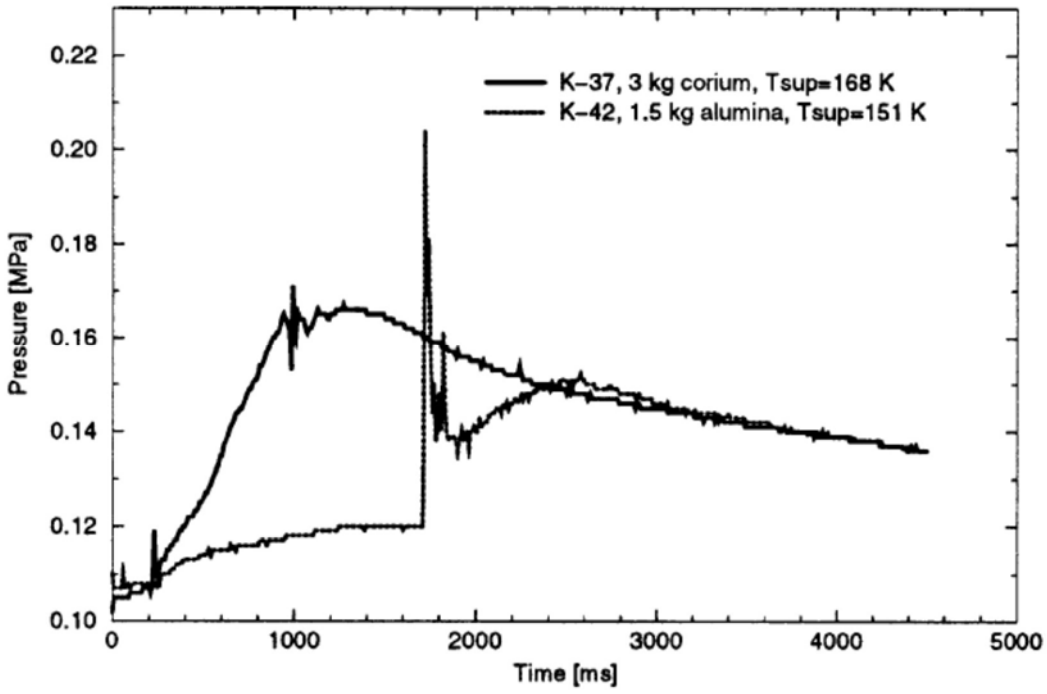
第１図　ＡＬＰＨＡ試験装置の概要



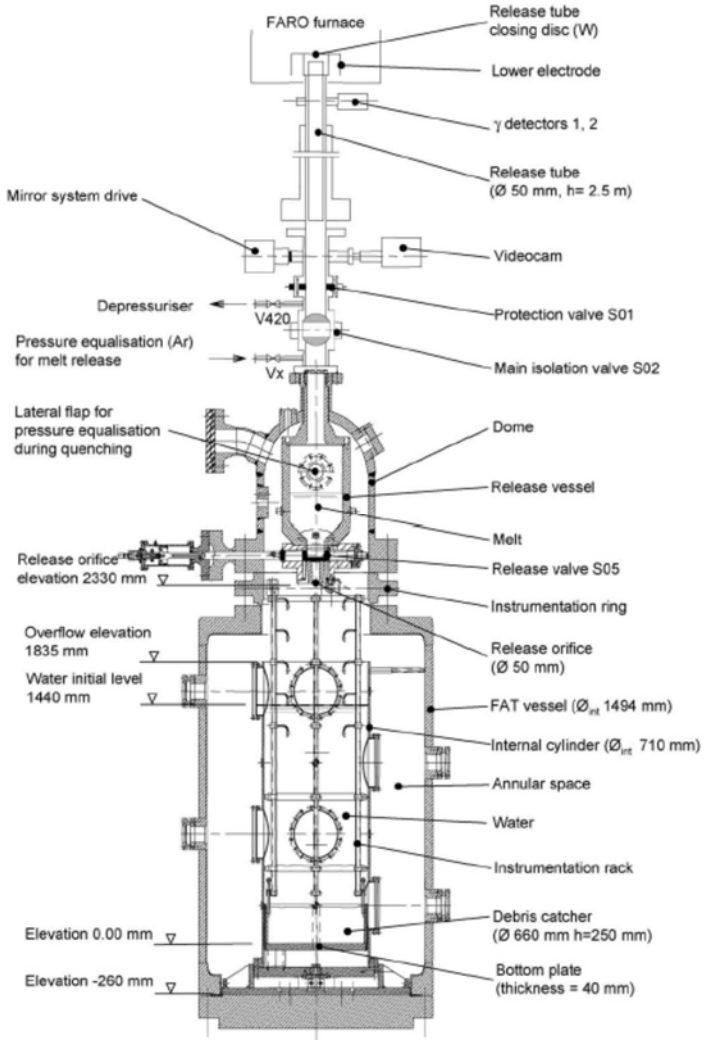
第２図　ＡＬＰＨＡ試験の圧力評価の例（STX016）



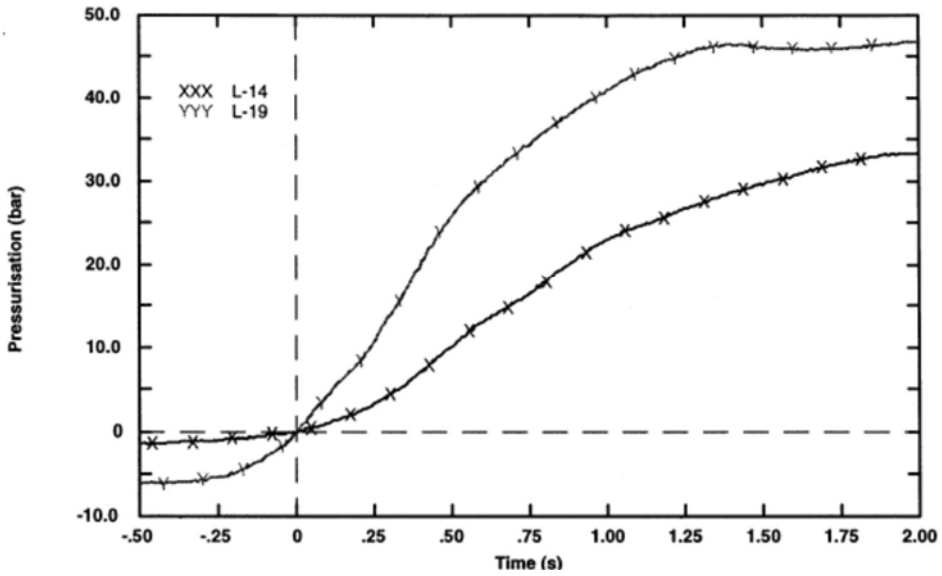
第３図　ＫＲＯＴＯＳ試験装置の概要



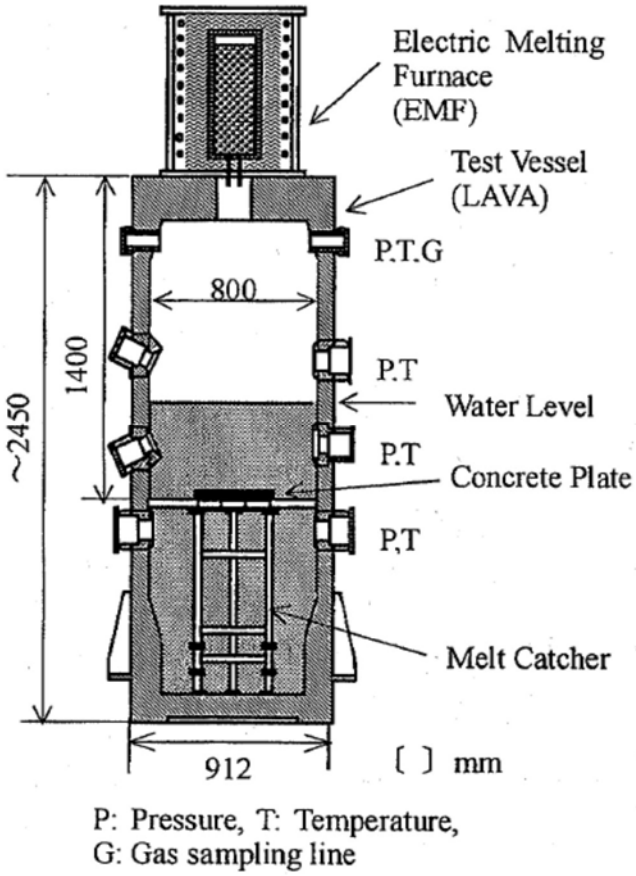
第４図　ＫＲＯＴＯＳ試験の代表的圧力変化の例（K37, K42）



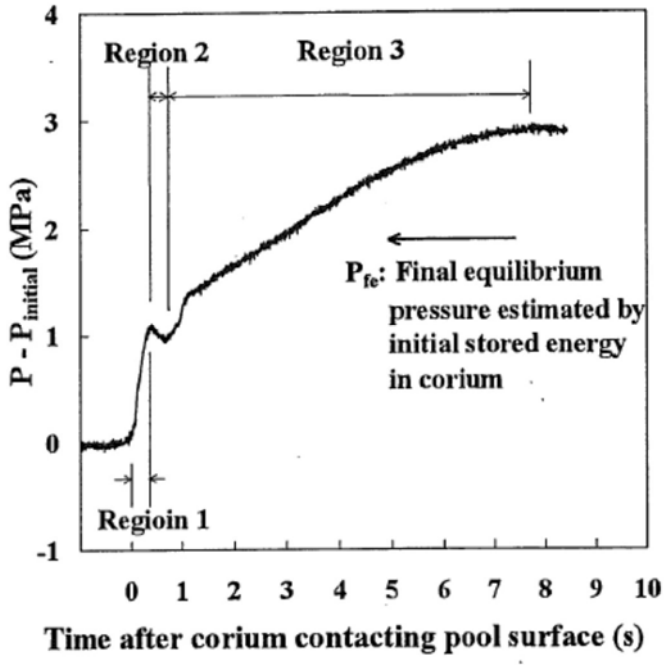
第５図　ＦＡＲＯ試験装置の概要



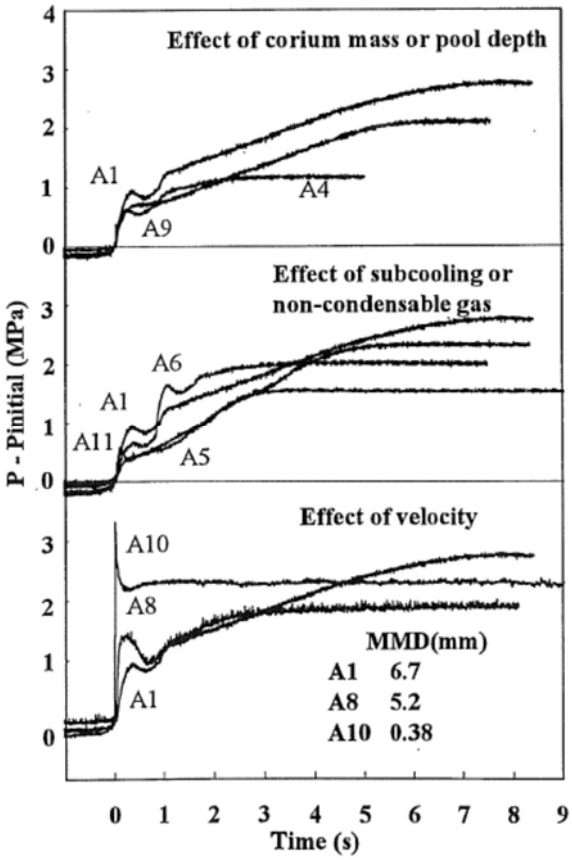
第６図　ＦＡＲＯ試験の圧力変化の例（L-14，L-19）



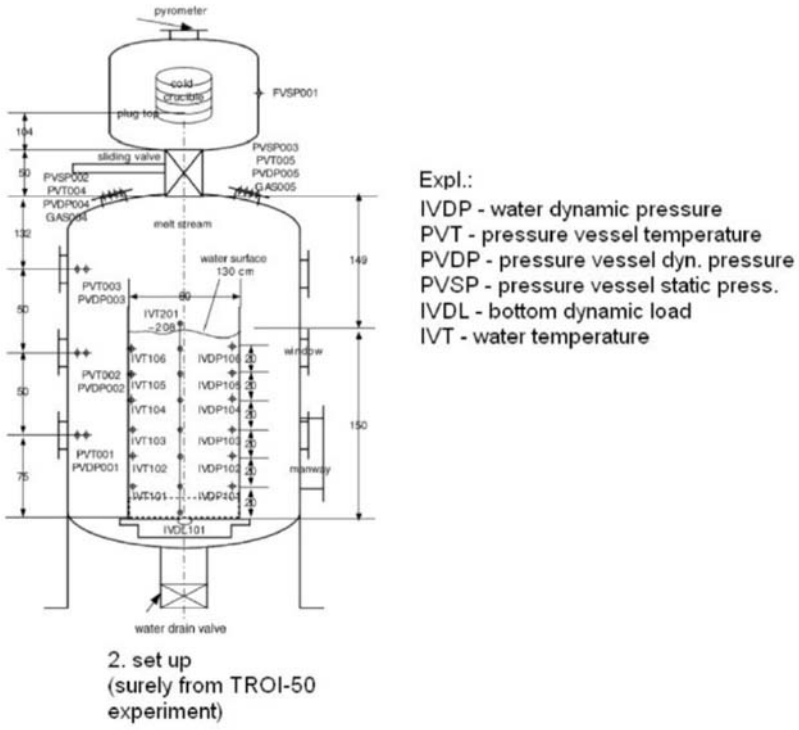
第７図　ＣＯＴＥＬＳ試験装置の概要



第８図　ＣＯＴＥＬＳ試験の圧力変化の例（A1）

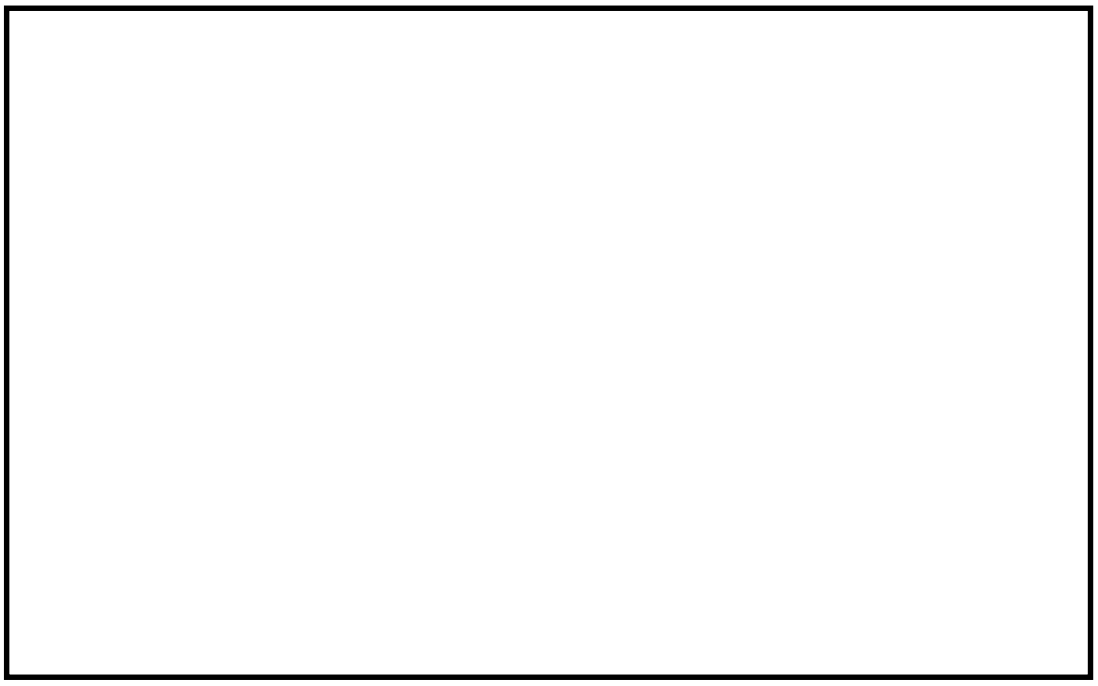


第９図　ＣＯＴＥＬＳ試験の各試験ケースの圧力変化



2. set up
(surely from TROI-50
experiment)

第 10 図　ＴＲＯＩ試験装置の概要

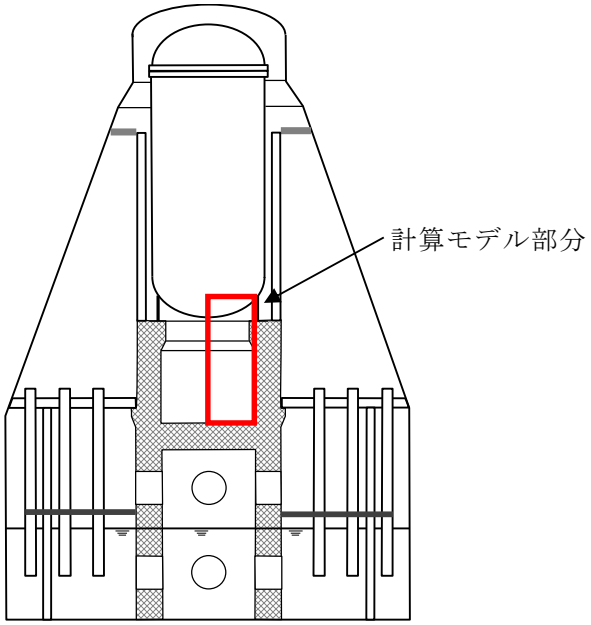


第11図　Ｒｉｃｏｕ－Ｓｐａｌｄｉｎｇ相関式による
粒子化割合のマップ

ＪＡＳＭＩＮＥ解析について

1.　計算体系の幾何形状

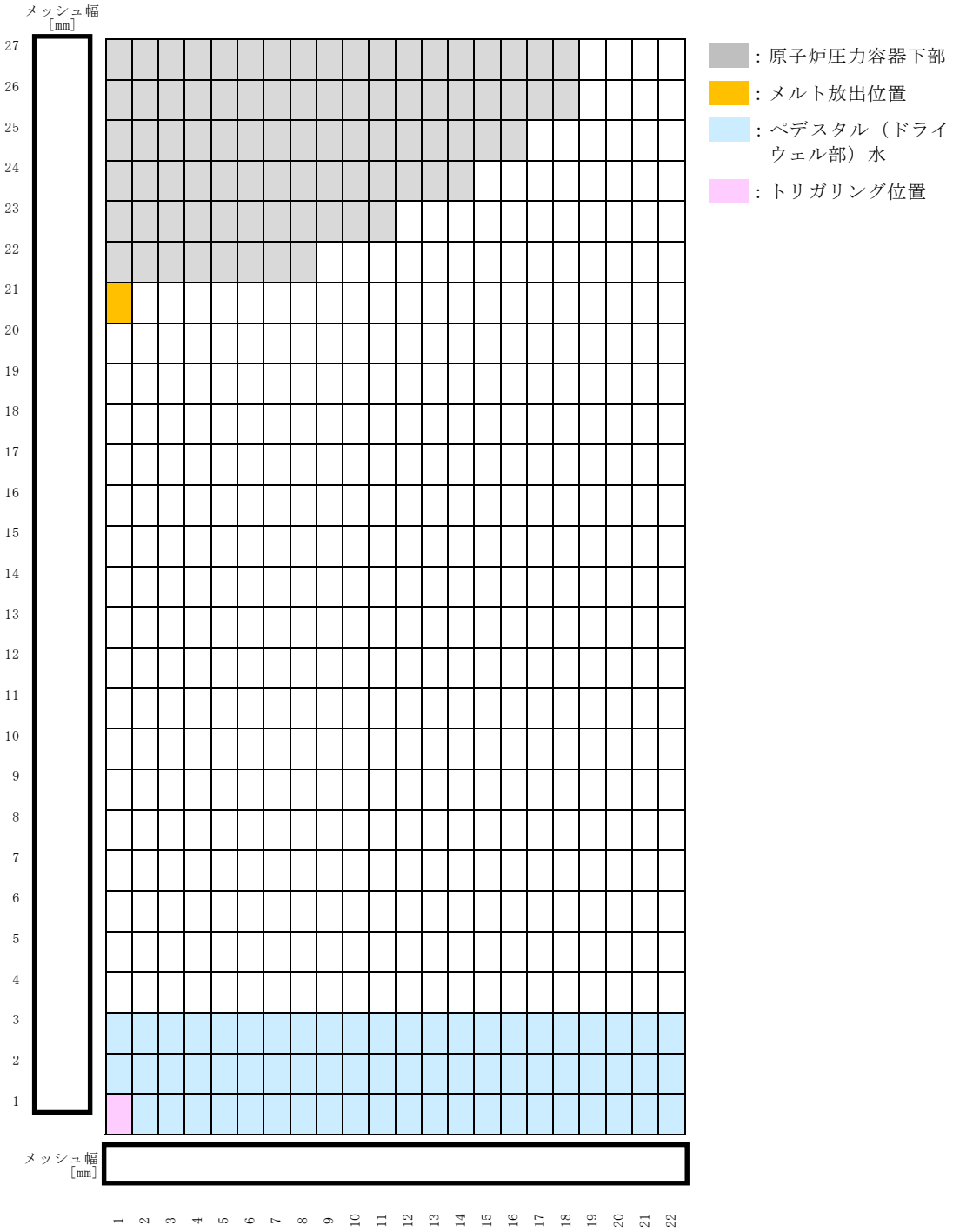
ＪＡＳＭＩＮＥの計算体系にてモデル化した領域を第 1 図に示す。モデル化した領域は，原子炉圧力容器底部，ペデスタル（ドライウェル部）側面及び床面となる。



第 1 図　ＪＡＳＭＩＮＥの計算体系にてモデル化した部分

2.　メッシュ分割

第 1 図に示す計算体系に対するＪＡＳＭＩＮＥコードでのメッシュ分割を第 2 図に示す。メッシュ分割数は，ＪＡＳＭＩＮＥコードの制限値(X 軸 30 セル，Y 軸 40 セル)以内で，おおむね均等セルとなるよう調整した。



第2図　ＪＡＳＭＩＮＥの計算体系モデル

3.　溶融物放出履歴

第 1 表にメルト放出速度，メルト放出口径の時刻歴を示す。

第1表　メルト放出速度，メルト放出口径の時刻歴

時刻[sec]	メルト放出速度[m／s]	メルト放出口径[m]
0		
146.0		
146.1		

4.　溶融炉心の組成

ＪＡＳＭＩＮＥでは溶融炉心の組成を入力条件とはしていない。

5.　溶融炉心物性値

第 2 表に溶融炉心物性値を示す。本解析では，組み込みライブラリ(jasmine.corium2)を用いている。ＪＡＳＭＩＮＥコード付属の溶融コリウム模擬のライブラリ（jasmine.corium，jasmine.corium2，jasmine.corium3）のうち,物性値が実機条件に近いと考えられる jasmine.corium2 を採用した。

6.　主要入力値

第 3 表に主な入力条件を示す。

第2表　溶融炉心物性値

No.	項目	物性値		備考
		数値	単位	
1	溶融点		[K]	組み込みライブラリ（jasmine.corium2）に基づく値
2	固相線温度		[K]	
3	液相線温度		[K]	
4	固相密度		[kg／m^3]	
5	液相密度		[kg／m^3]	
6	液相比熱		[J／(kg･K)]	
7	固相比熱		[J／(kg･K)]	
8	溶融潜熱		[J／kg]	
9	熱伝導率		[W／(m･K)]	
10	粘性係数		[Pa・s]	
11	表面張力		[N／m]	
12	輻射率		[－]	

第3表　主な入力条件（1／2）

No.	入力	値（定義）	単位	備考
1	初期圧力		［Pa］	ＭＡＡＰ解析結果に基づく値
2	プール水温		［K］	
3	落下メルト総重量		［kg］	
4	メルトジェット温度		［K］	jasmine付属のメルトの物性値パッケージjasmine.corium2のリキダス［　　］に，ＭＡＡＰ解析における下部プレナム内の溶融デブリの酸化物層の過熱度としてＢＷＲ代表条件の［　　］を考慮した値
5	メルト放出速度		［m／s］	ＭＡＡＰ解析に基づく原子炉圧力容器破損時のデブリ流入速度の最大値
6	メルト放出口径		［m］	原子炉圧力容器底部の貫通配管で最も口径の大きいＣＲＤチューブ径0.15mを保守的に丸めて［　　］を設定
7	プール水深	1	［m］	手順上定める値
8	粗混合時液滴径		［m］	大規模ＦＣＩ実験結果（ＦＡＲＯ，ＣＯＴＥＬＳ等）の粒径分布から代表粒子径として設定
9	爆発後粒子径	0.00005	［m］	文献[1]記載のＪＡＥＡが実施した検証解析に用いられる条件を採用
10	ブレークアップ係数	1.0	［－］	
11	液滴速度ファクタ	5	［－］	
12	トリガリング位置	ペデスタル（ドライウェル部）中心，底から0.2m	［m］	爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く，爆発の強度が大きくなりやすい条件として，トリガ位置には底部から軸方向1セル目を選定

[1] K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User’s Guide, JAEA-Data/Code 2008-014,July 2008.

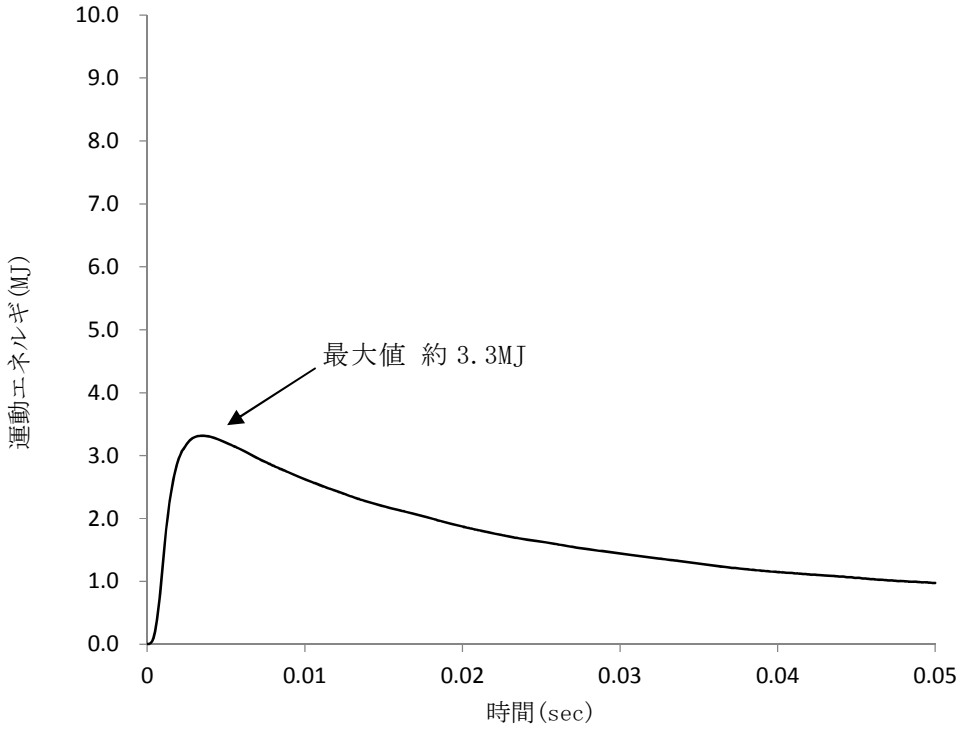
第3表　主な入力条件（2／2）

No.	入力	値（定義）	単位	備考
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	［sec］	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定
14	トリガ閾値	5×10^{5}	［Pa］	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲500kPa-10MPaより，500kPaを設定
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios (1983) モデル	［－］	－
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均温度が融点以上	［－］	－
17	フラグメンテーション係数	0.35	［－］	文献[1]記載のＪＡＥＡが実施した検証解析に用いられる条件を採用
18	フラグメンテーション時間	1×10^{-3}	［sec］	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与：0.02 フラグメント放熱の寄与：0.7	［－］	
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率0.3～0.75でカットオフ	［－］	
21	トリガ点圧力	1×10^{7}	［Pa］	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力500kPaよりも十分大きい圧力として設定
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引き継ぎ	［－］	トリガ気相割合は，粗混合解析の結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定
23	トリガ点ガス温度	1,000	［K］	文献[1]記載のＪＡＥＡが実施した検証解析に用いられる条件を採用

[1] K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User’s Guide, JAEA-Data/Code 2008-014,July 2008.

7.　解析結果

第 3 図に水蒸気爆発に伴う運動エネルギーの推移を示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合にペデスタル（ドライウェル部）の水に伝達される運動エネルギーの最大値は約 3.3MJ である。



第3図　水蒸気爆発による運動エネルギーの推移

水蒸気爆発評価の解析モデルについて

1. はじめに

本資料は，格納容器破損防止対策に関する重大事故等対策の有効性評価において，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対して，水蒸気爆発（以下「ＳＥ」という。）の発生を仮定した場合のペデスタルの構造評価に適用するＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析モデルについて整理したものである。

2. 計算要素

ＬＳ－ＤＹＮＡコードでは，３次元のペデスタルの構造応答の観点より，計算要素は以下のとおり設定している。

・構造材に力を伝える流体には，流体に対して移動境界を比較的容易に表せる ALE Solid 要素を用いる。

・鉄筋コンクリートのコンクリート部分には、境界面が移動又は変形してもメッシュが追従し，主として固体に適用性がある Lagrange Solid 要素を用いる。

・鉄筋コンクリートの鉄筋部分には、Lagrange 要素のうち細い棒状の固体に対して適用性がある Lagrange Beam 要素を用いる。

3. 境界条件

ペデスタルは原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）を支持する，上層円筒部と下層円筒部の間に床スラブを有する円筒形の鉄筋コンクリート構造の構築物である。

解析は３次元モデルを用いて，気相部，液相部，爆発源，コンクリート及

び鉄筋を 1／2 体系でモデル化している。なお，人通用開口部の下端はペデスタル水面より 2m 程度上の位置であり，ＳＥによる動的荷重は直接作用しないことから，当該モデルでは人通用開口部は模擬しない。

ペデスタルは基部の格納容器との取り合い部を介して，ＲＰＶ等から作用する荷重を基礎マットに伝達する構造であることから，格納容器との取り合い部を固定境界とする。ＲＰＶは上部のスタビライザに支持されており，また，ペデスタル外の領域にはコンクリート床（ダイアフラムフロア）等の周辺構造が存在するが，ペデスタルの変形を保守的に大きく評価する観点より，これら周辺構造物による拘束効果は考慮しない。

ペデスタルのＲＰＶ支持機能を評価する観点で，ペデスタル上部に作用するＲＰＶ，原子炉しゃへい壁の自重を考慮する。

ＳＥによってもペデスタル床スラブのデブリ保持機能が維持されることを評価する観点より，解析時刻 0 秒より床スラブに対してＳＥ発生前から生じるデブリジェットによる動的荷重を考慮する。また，保守的にＳＥ発生後のデブリ荷重も考慮することとし，解析時刻 50 ミリ秒からＳＥ発生後に生じるデブリジェットによる動的荷重，及びペデスタル内構造物を含むデブリの自重を負荷する。

ペデスタルの構造概要図を図 3-1 に，解析モデル境界条件を図 3-2 に示す。また，表 3-1 に荷重条件を示す。

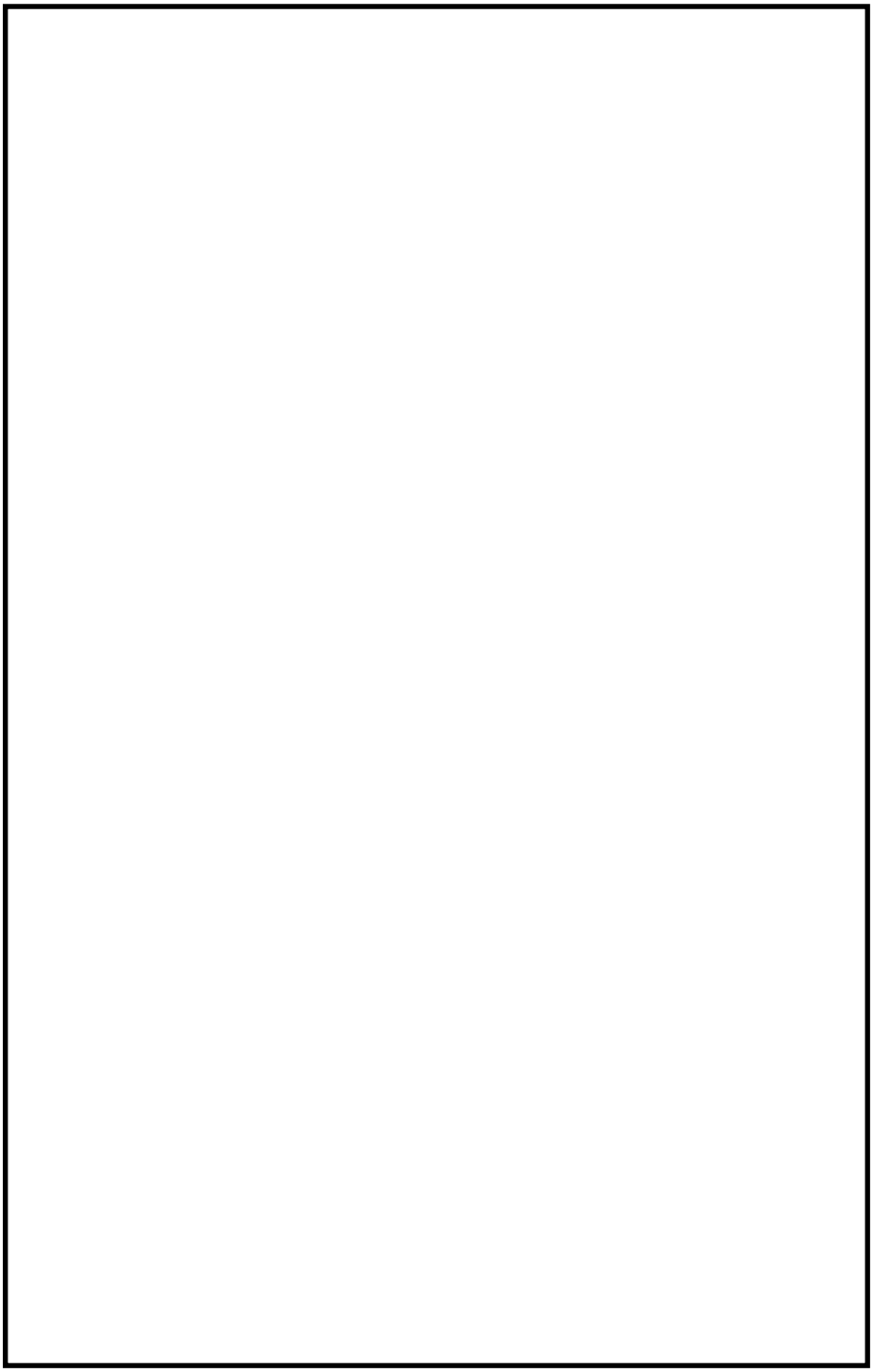


図 3-1　ペデスタル構造概要図

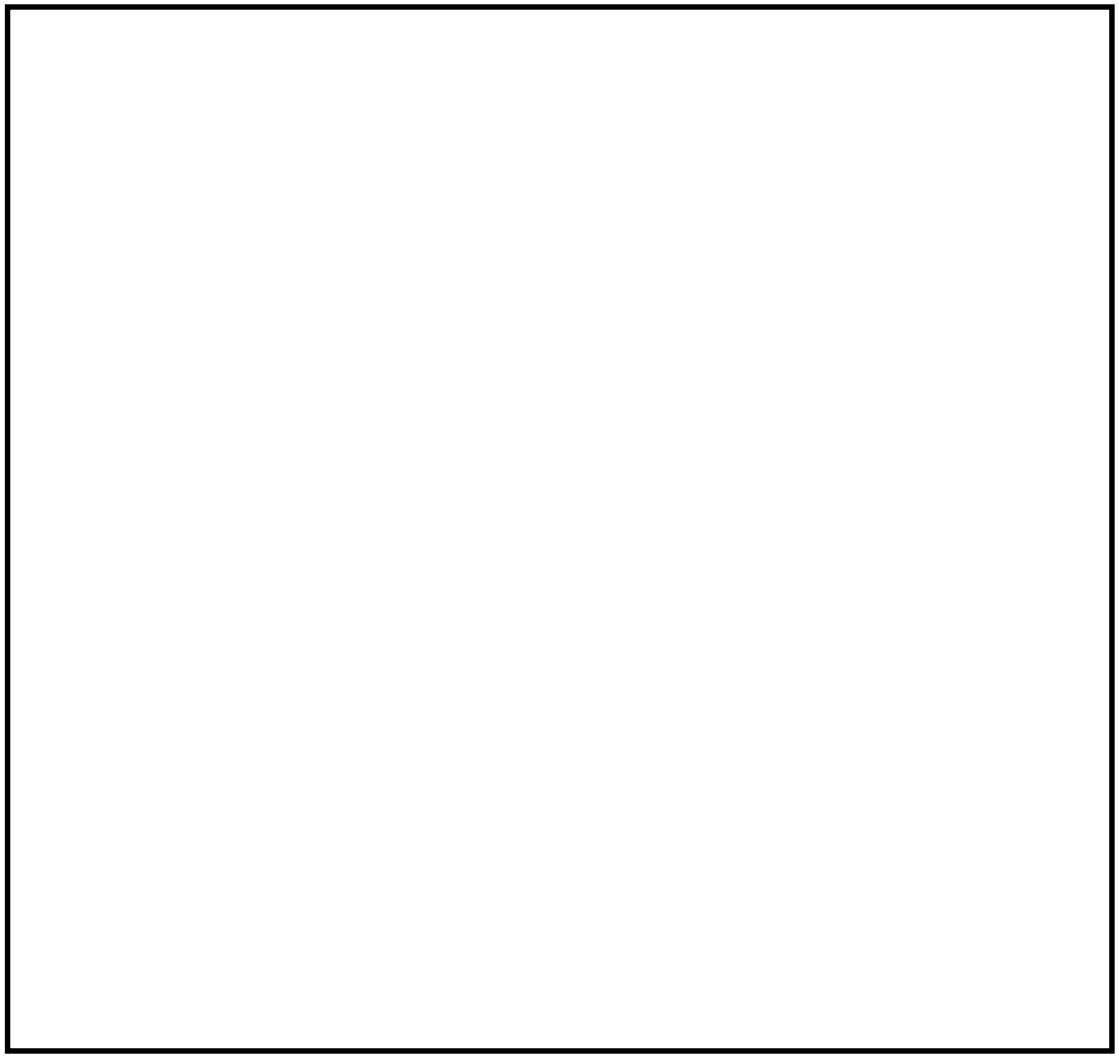


図 3-2　解析モデル境界条件

表 3-1　荷重条件

項目	値	荷重位置
ＲＰＶ等自重	約 2.08×10^{4}kN	ペデスタル上部
ＳＥ前のデブリジェット荷重※1	約 70kN	床スラブ中心
ＳＥ後のデブリジェット荷重※2	約 700kN	床スラブ中心
ＳＥ後のデブリ自重	約 4.17×10^{3}kN	床スラブ全面

※1　ＲＰＶ破損時における破損口径を考慮した荷重条件
※2　ＭＡＡＰ解析におけるアブレーションを考慮した破損口径及びデブリ放出速度に基づく荷重条件

4.　材料モデル

4.1　流体モデル

流体の影響を考慮する際，特定の粒子の運動を知るより，空間に固定されたメッシュ内での流動状態や時間変化を知る方が重要である。また，構造材との連成を考慮した場合，流体は移動境界を比較的容易に表せる ALE 要素を用いるのが適当である。以下に流体要素のプロパティ一覧を示す。

表 4-1　要素プロパティ一覧

部位	要素
爆発源	ALE 要素 (Solid)
液相	ALE 要素 (Solid)
気相	ALE 要素 (Solid)

4.2　構造材モデル

構造材の変形を考慮する際，構造材メッシュの変形を考慮する必要がある。メッシュ自体の変形を考慮する場合，粒子の集まりが時間とともに，どのように動いていくか（メッシュ点がどのように動いていくか）に着目する Lagrange 要素を用いるのが適当である。

鉄筋コンクリートのコンクリート部分については,板厚が大きく,かつ,モデル中に鉄筋を含める必要があるため Lagrange(Solid)要素を用いる。

鉄筋については,少ない要素数で解析精度が確保できる Lagrange(Beam)要素を用いる。

以下に構造材要素のプロパティ一覧を示す。

表 4-2　要素プロパティ一覧

部位	要素
コンクリート	Lagrange（Solid）要素
鉄筋	Lagrange（Beam）要素

4.2.1　コンクリート

表 4-3 にコンクリートの材料特性を示す。

表 4-3　コンクリートの材料特性

項目	設定
状態方程式	非線形
構成則	ＲＨＴモデル
破壊則	ＲＨＴモデル
圧縮強度	22.065MPa （設計基準強度 225kg/cm^2）
密度	[redacted]kg/m^3

本解析ではコンクリート衝撃解析での利用を想定した状態方程式，構成則，破壊則により構成されるＲＨＴモデルを用いる。

構成則は圧力，3 軸応力状態及びひずみ速度効果が考慮されており，コンクリート構造物の構造応答解析に適している。また，本モデルは，ＪＮＥＳによるコンクリート製砂防ダムを模擬した検証解析[1]が行われている。

[1] 平成 13 年度　コンクリート構造物の衝撃破壊挙動解析に係るコード整備に関する報告書，原子力発電技術機構，平成 14 年 3 月

4.2.2　鉄筋

表 4-4 に鉄筋（SD345）の材料特性を示す。

表 4-4　鉄筋（SD345）の材料特性

項目	設定
状態方程式	線形
構成則	等方硬化則
破壊則	限界相当ひずみ則
密度	
ヤング率	
ポアソン比	
降伏応力	
限界相当塑性ひずみ	

4.3　メッシュ分割

図 4-1～図 4-5 に各部のメッシュ分割について示す。ペデスタルの構造応答の観点から，爆発荷重に対する変形挙動を精度良く模擬できるよう，高さ方向及び板厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として要素幅 75mm 程度で基本的な要素数を設定する。なお，ＬＳ－ＤＹＮＡコードでは三次元の構造材を模擬するため，構造材の形状に即してより詳細な要素幅も考慮している。また，構造材に圧力を伝える流体（ALE 要素）のメッシュサイズは，ALE 法を用いることを考慮し，境界面における伝達ロスが生じないように構造材のメッシュサイズと同等とする。

以下に各要素のメッシュ分割図を示す。また，表 4-5 に要素分割の詳細を示す。

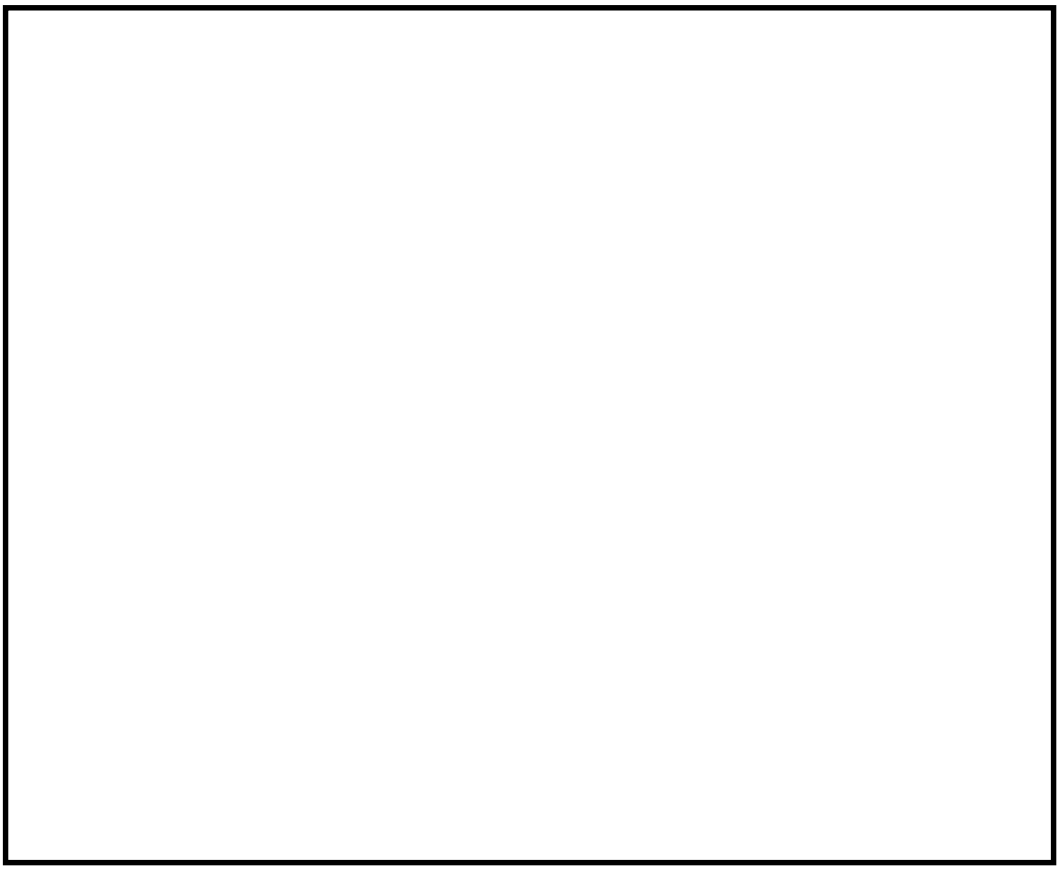


図 4-1　コンクリートのメッシュ図

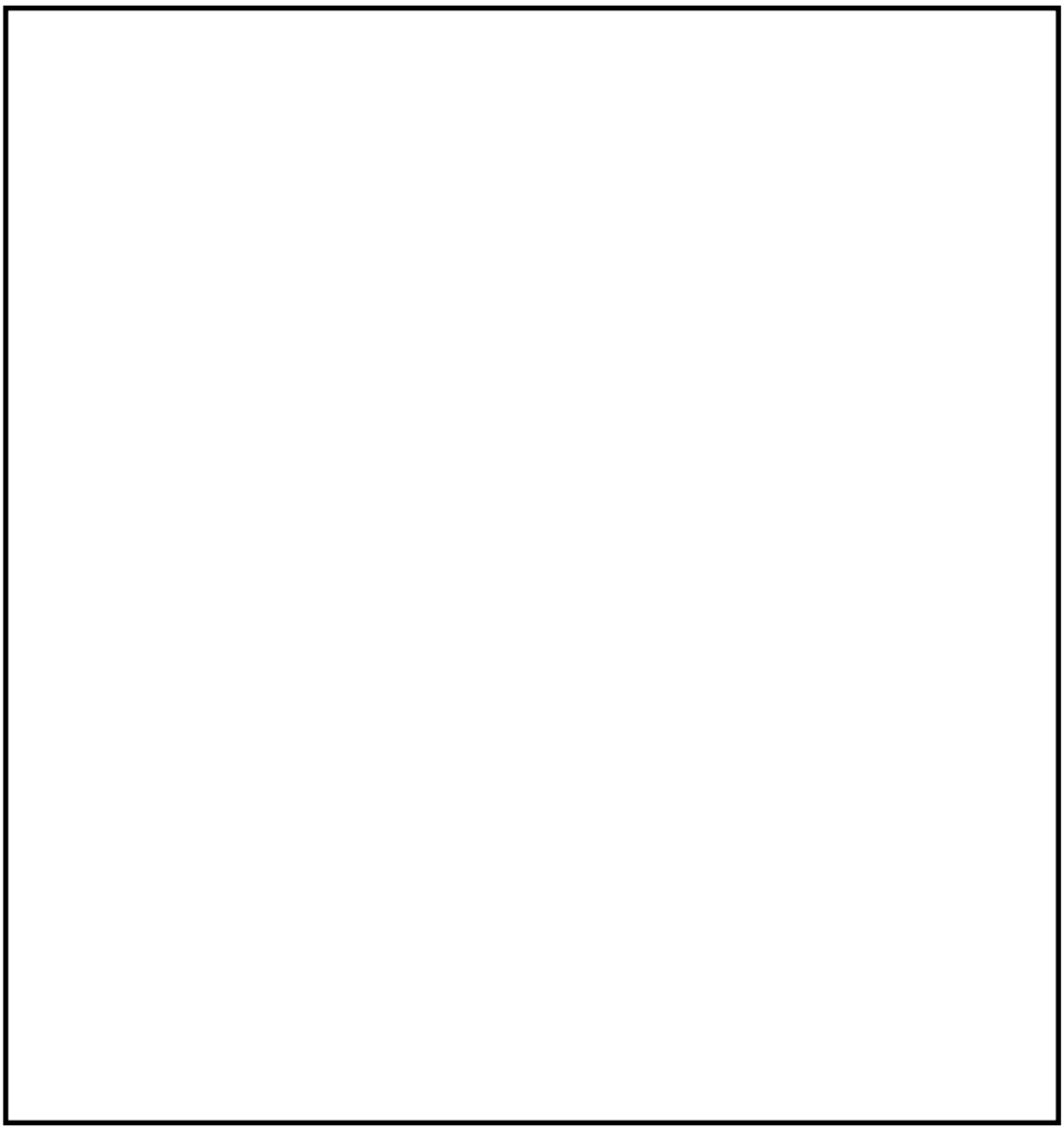


図 4-2　鉄筋のメッシュ図



図 4-3　爆発源のメッシュ図

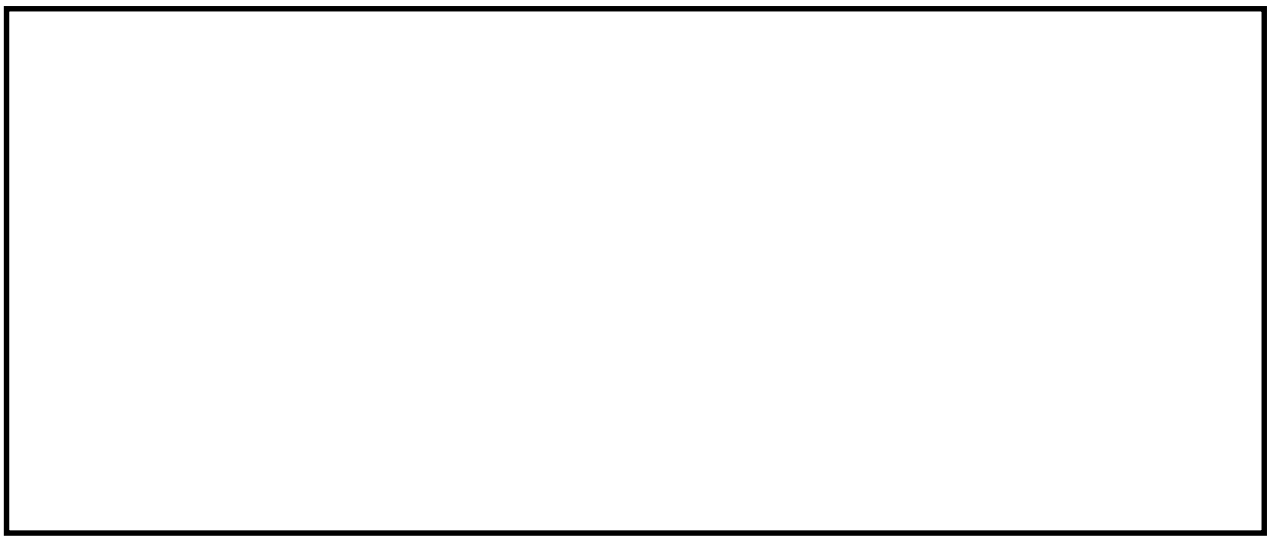


図 4-4　液相のメッシュ図

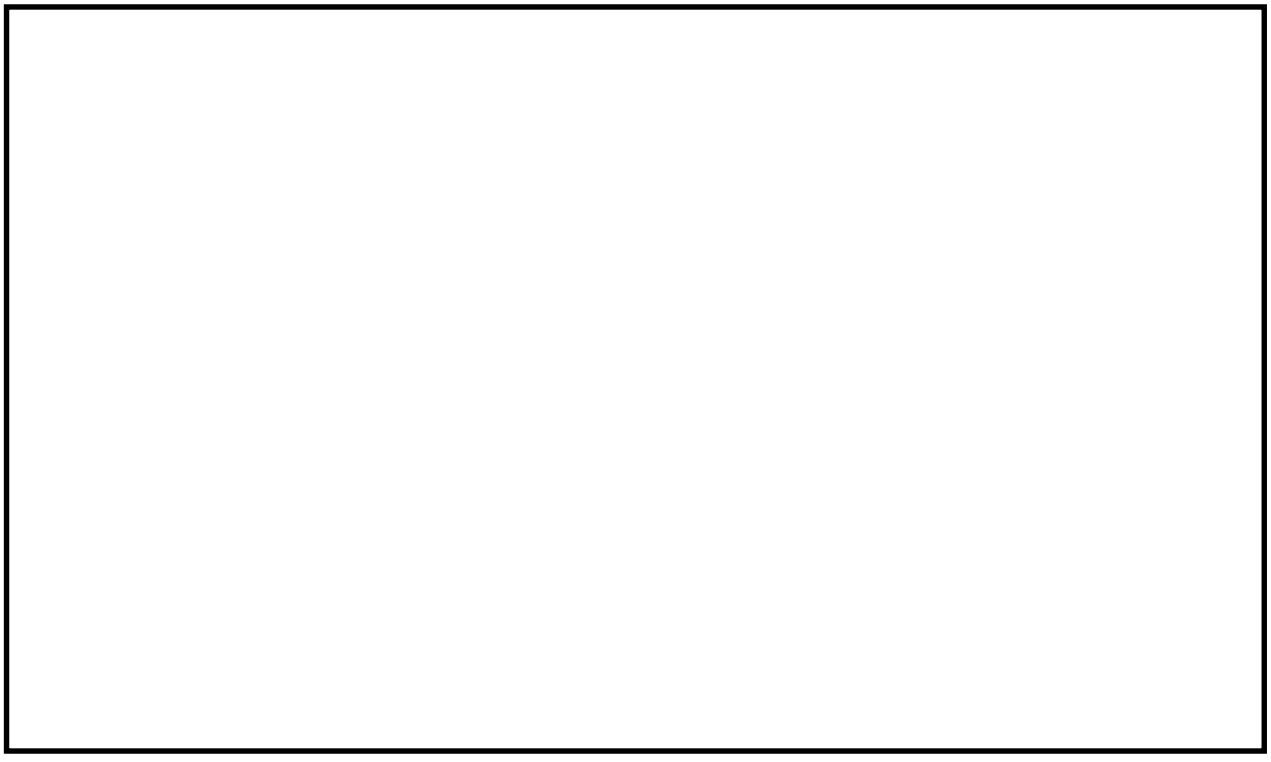


図 4-5　気相のメッシュ図

表 4-5　要素分割の詳細

部位	要素	要素数
爆発源	ALE（Solid）要素	
液相	ALE（Solid）要素	
気相	ALE（Solid）要素	
コンクリート	Lagrange（Solid）要素	
鉄筋	Lagrange（Beam）要素	

5.　爆発源の設定方法

爆発源の初期形状は，ＪＡＳＭＩＮＥコードでの爆発源仕様に基づき半径 , 軸方向高さ とする。

ＪＡＳＭＩＮＥコードの解析による流体の運動エネルギは，ＬＳ－ＤＹＮＡコードで直接入力することはできない。このため，今回の評価では，ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析結果としての爆発源圧力及び流体運動エネルギが，ＪＡＳＭＩＮＥコードの解析の爆発源圧力及び流体運動エネルギを包絡するよう調整する。

これらの設定方法を図 5-1 に示す。また，図 5-2 及び図 5-3 に流体の運動エネルギと爆発源圧力，表 5-1 に爆発源の仕様を示す。

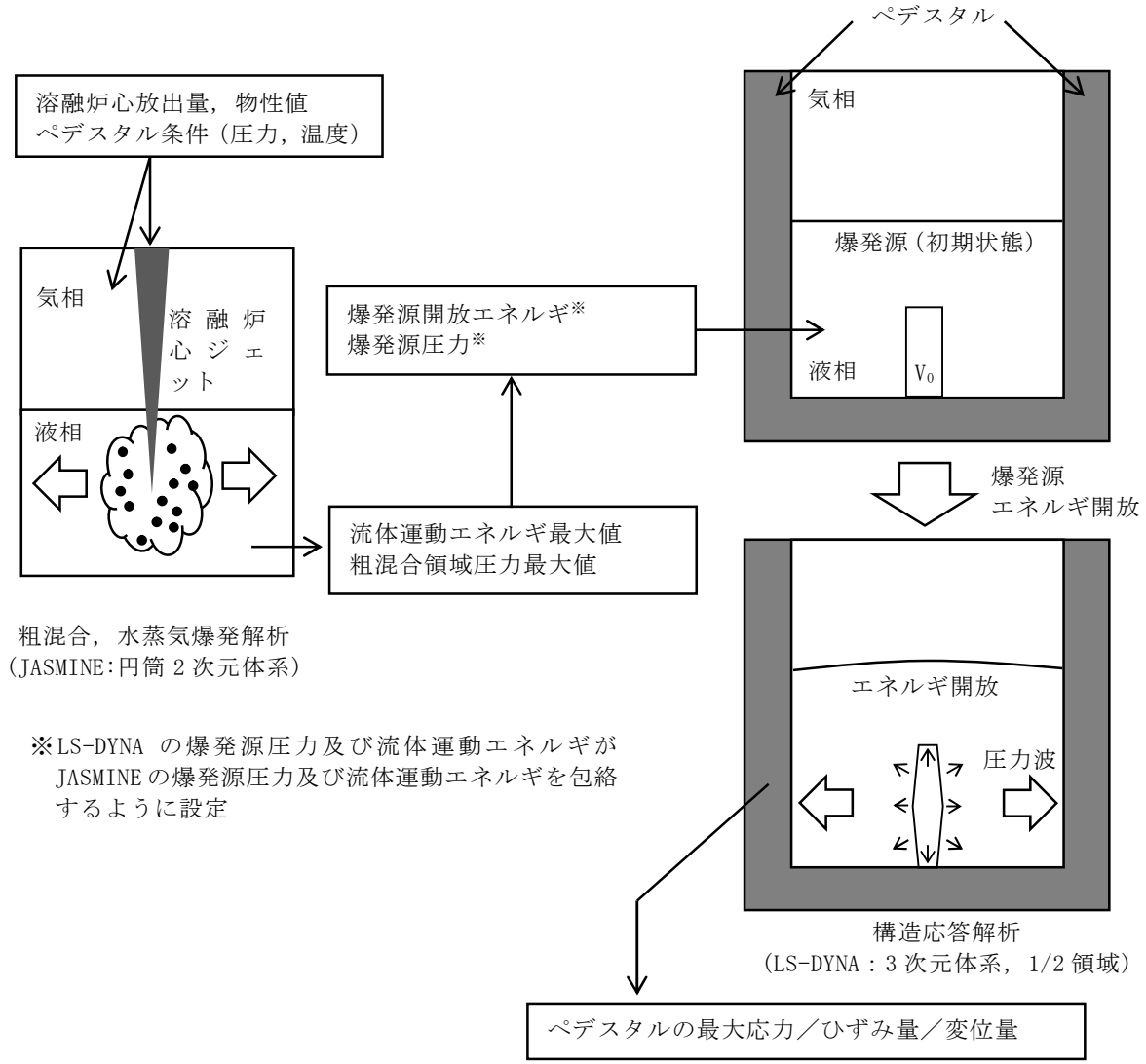


図 5-1　ＬＳ－ＤＹＮＡにおける爆発源の設定方法

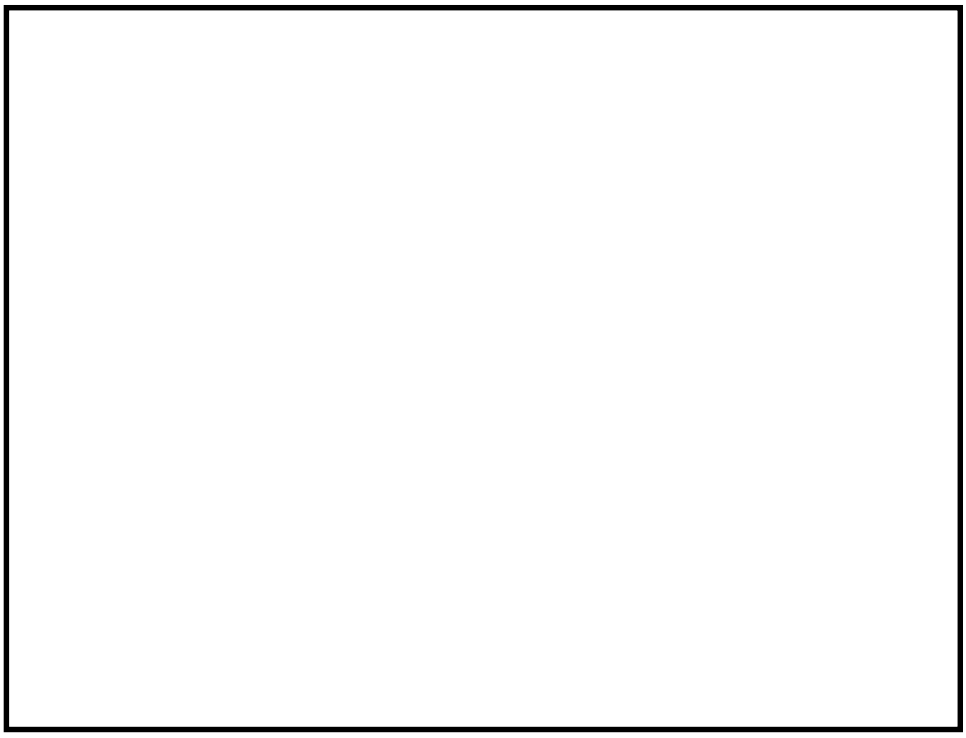


図 5-2　流体の運動エネルギ

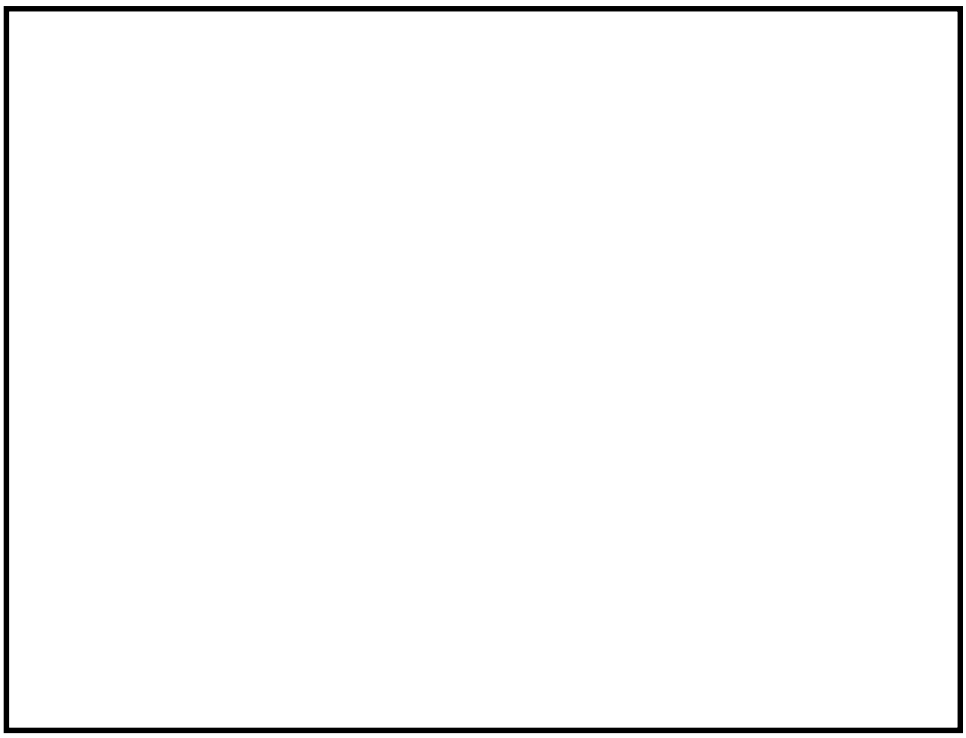


図 5-3　爆発源の圧力

表 5-1　爆発源の仕様

項目	値	設定根拠
初期半径		ＪＡＳＭＩＮＥコードで模擬する爆発源仕様に基づき設定
初期軸方向高さ		
最大圧力※		ＪＡＳＭＩＮＥコード解析結果の流体運動エネルギの最大値を再現する値を設定
流体の運動エネルギ※		

※ 開放エネルギの調整結果として確認される。

6.　解析フロー

図 6-1 にＬＳ－ＤＹＮＡの解析フローを示す。

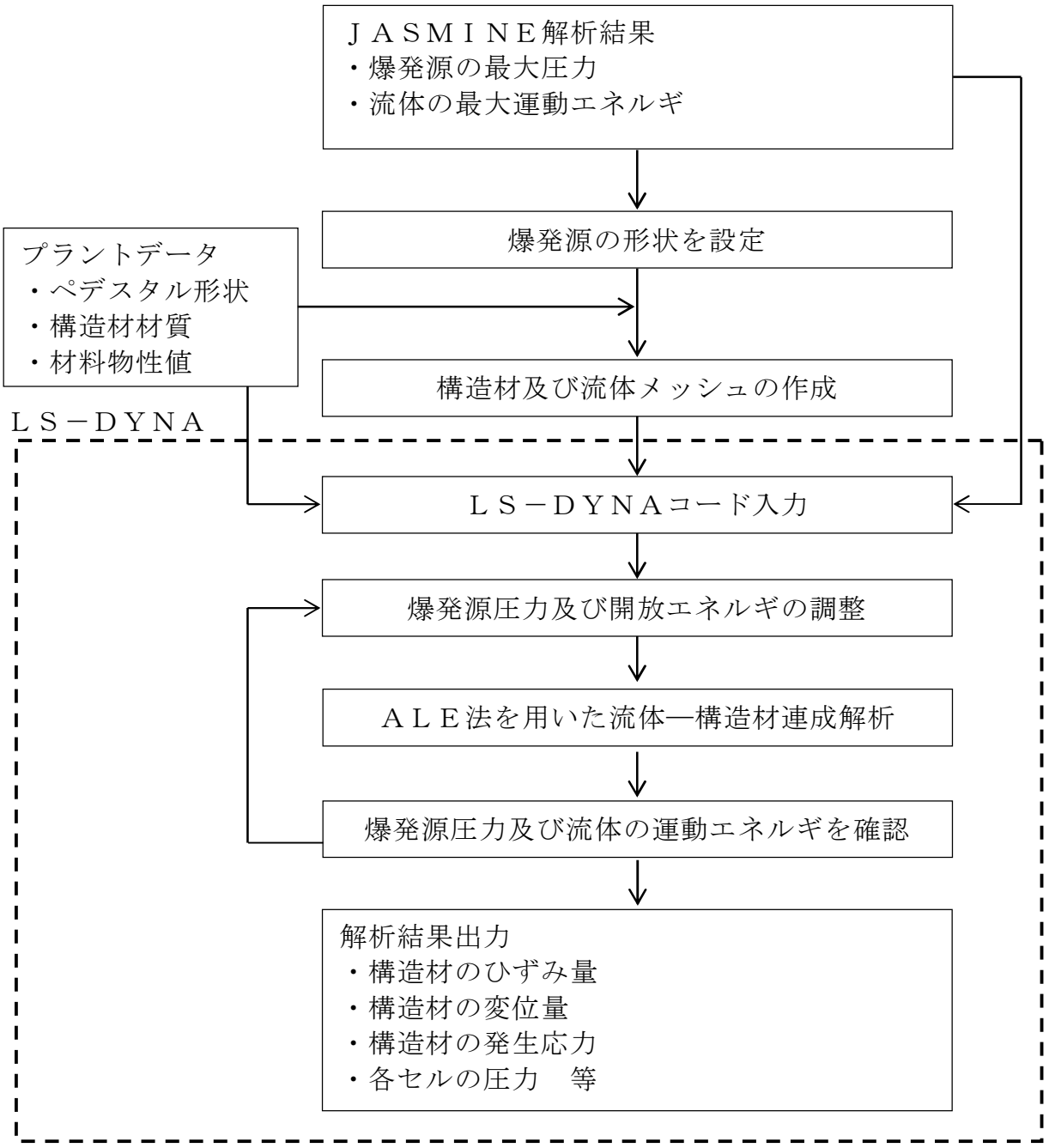


図 6-1　ＬＳ－ＤＹＮＡコード解析フロー図

7.　入出力

ＬＳ－ＤＹＮＡコードの主要な入出力は図 6-1 に示した解析フロー図にも示されるとおりである。ＬＳ－ＤＹＮＡコードのインプットデータは以下のとおり構成される。

① ペデスタル構造物の幾何形状

② 各構造物に対する拘束条件

③ 材料の物性値

④ 流体及び構造材のメッシュデータ

⑤ 流体及び構造材の要素タイプ

⑥ 爆発源の形状・位置

（ＪＡＳＭＩＮＥコードの評価条件・結果に基づく）

⑦ 爆発源の最大圧力，エネルギ

（ＪＡＳＭＩＮＥコードによる評価結果に基づく）

⑧ 側壁及び床スラブの力積履歴

（ＪＡＳＭＩＮＥコードによる評価結果に基づく）

上記をインプットデータとして，水蒸気爆発発生時の構造材衝撃荷重応答を評価し，以下の主要なアウトプットデータを得る。

① 構造材のひずみ量

② 構造材の変位量

③ 構造材の発生応力

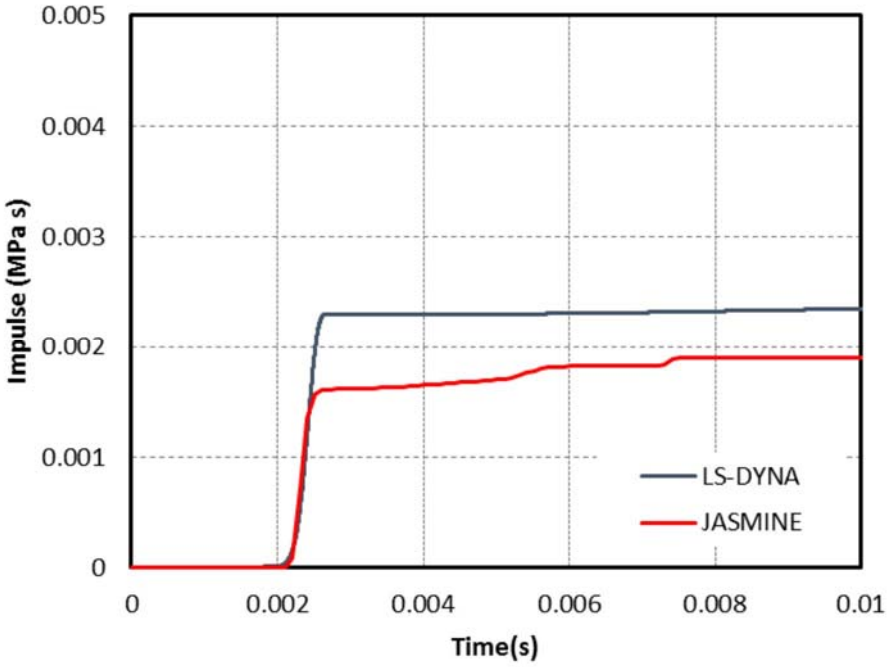
④ 各セルの圧力

別添

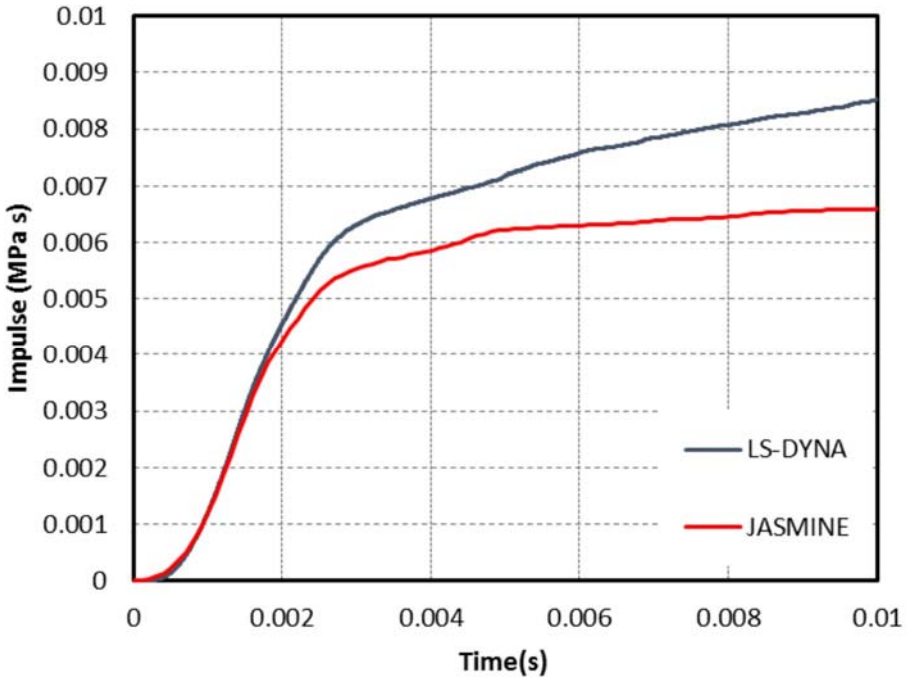
運動エネルギから圧力として伝わるときの考え方について

ＬＳ－ＤＹＮＡコードの評価は，ＪＡＳＭＩＮＥコードの解析結果に基づき設定した水蒸気爆発時の流体の運動エネルギ及び爆発源の圧力に基づいて実施している。すなわち，ＬＳ－ＤＹＮＡコードの評価での水蒸気爆発時の流体運動エネルギ及び爆発源の圧力がＪＡＳＭＩＮＥコードの評価における全領域の流体運動エネルギ及び爆発源の圧力と同等となるように設定している。これは，水蒸気爆発発生時には溶融デブリからの熱エネルギが，爆発による圧力波を介して流体側に運動エネルギとして伝わりこれが構造材のペデスタル壁に作用するためであり，この運動エネルギ及び爆発源の圧力を解析条件としてＬＳ－ＤＹＮＡコードの評価に引き渡すことにより，ペデスタルの構造健全性を適切に評価できると考えられるためである。

上記の考え方の妥当性を確認するために，ＪＡＳＭＩＮＥコードの解析による水蒸気爆発時の壁面及び床スラブの力積履歴と，ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析における爆発源設定時の壁面及び床スラブの力積履歴を比較した。別添図 1-1 及び別添図 1-2 に示すとおり，ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析における壁面及び床スラブの力積履歴はＪＡＳＭＩＮＥコードの解析よりも大きく，解析条件として保守的であることが確認できる。



別添図 1-1　ＳＥによる側壁力積履歴の比較



別添図 1-2　ＳＥによる床スラブ力積履歴の比較

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

1. 評価目的

溶融炉心（以下「デブリ」という。）が原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）の破損口から落下した際に水蒸気爆発（以下「ＳＥ」という。）が発生する可能性は，これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら，ＳＥが発生した場合を考慮し，格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。このため，ここではデブリ落下時のＳＥ発生を想定し，その際の格納容器健全性を評価する。

2. 評価方針

設置許可基準第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）解釈の要求事項，及び鉄筋コンクリート造の上下層円筒部の中間に床スラブを有する東海第二発電所のペデスタル構造を踏まえ，ＳＥの影響に対するペデスタルの構造健全性を評価し，ペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認する。

3. 評価方法

(1) 評価条件

ＳＥの影響を評価するにあたっては，ＳＥによって発生するエネルギ，発生エネルギによる圧力伝播挙動及び構造応答が重要な現象となる。よって，これらの現象を適切に評価することが可能であるＳＥ解析コードＪＡＳＭＩＮＥ，汎用有限要素解析コードＬＳ－ＤＹＮＡを用いてペデスタルの構造健全性を評価する。これらの解析コードに対して構築した評価モデ

ル及び入力の詳細は添付資料 3.3.2 及び添付資料 3.3.3 に示している。なお，ペデスタル（ドライウェル部）の水位は 1m とし，コリウムシールドは模擬しない条件とする。

(2) 判断基準

炉心損傷防止に失敗し，重大事故の発生を想定する防護レベルにおいて，格納容器の健全性維持に必要な安全機能であるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認する観点から，本評価では構造物が終局限界状態に至らないことを確認するための判断基準を設定する。

第 1 表にペデスタル構造健全性評価の判断基準を示す。

ａ．側壁（ＲＰＶ支持機能）

ペデスタルの側壁は上下層円筒構造であることから，同様な円筒形状の構築物の設計規格が示されている，発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）（以下「ＣＣＶ規格」という。）を準用して判断基準を設定する。

コンクリートの圧縮ひずみについては，ＣＣＶ規格 CVE-3511.2 荷重状態Ⅳのシェル部コンクリートの許容ひずみである 3,000μを基準として，ＲＰＶ支持機能に影響を及ぼす範囲の圧壊が生じないこととする。鉄筋の引張ひずみについては，ＣＣＶ規格 CVE-3511.2 荷重状態Ⅳの鉄筋の許容ひずみである 5,000μを超えないこととする。ＳＥ時に発生する面外方向のせん断については，ＣＣＶ規格 CVE-3514.2 荷重状態Ⅳにおける終局面外せん断応力度を設定し，上部側壁で 3.09N／mm^2，下部側壁で 2.65N／mm^{2}を超えないこととする。別添 1 に終局面外せん断応力度の算定過程を示す。

また，ＳＥは爆発事象であり衝撃荷重が問題となることから，建築物

の耐衝撃設計の考え方（（社）日本建築学会，2015））（以下「ＡＩＪ耐衝撃設計の考え方」という。）において進行性崩壊回避の考え方が示されていることを参考に，構造物の崩壊に対する健全性を確認する観点より，ＳＥによる側壁の変位が増大しないことを確認することとする。

ｂ．床スラブ（デブリ保持機能）

コンクリートの圧縮ひずみについては，側壁と同様にＣＣＶ規格を準用することとし，荷重状態Ⅳのコンクリートの許容ひずみである 3,000 μを基準として，デブリ保持機能に影響を及ぼす範囲の圧壊が生じないこととする。鉄筋についても側壁と同様に荷重状態Ⅳの鉄筋の許容ひずみである5,000μを超えないこととする。

ペデスタルは上下層円筒部の中間に円盤形の床スラブを有する構造であるが，この構造に対する面外せん断の判断基準設定にあたり，ＣＣＶ規格には適した規定がないことから，コンクリート標準示方書［構造性能照査編］（（社）土木学会，2002））（以下，「コンクリート示方書」という。）に基づく終局面外せん断応力度を設定し，4.33N／mm^{2}を超えないこととした。別添2に終局面外せん断応力度の算定過程を示す。

また，側壁と同様に，ＡＩＪ耐衝撃設計の考え方を参考に，構造物の崩壊に対する健全性を確認する観点より，ＳＥによる床スラブの変位(たわみ量）が増大しないことを確認することとする。

4.　評価結果

(1)　側壁（ＲＰＶ支持機能）

ａ．側壁の変位

第 1 図に側壁の半径方向変位時刻歴を示す。最大変位はＸ方向で約0.16mmにとどまり，変位は増大していないことから，ＳＥ後の構造物の

進行性の崩壊はない。

b．コンクリートの圧縮ひずみ

第3図に最小主ひずみ（圧縮ひずみ）分布を示す。側壁にはＣＣＶ規格に基づく許容ひずみ 3,000μを超える部位は生じないことから，機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。

c．鉄筋の引張ひずみ

第4図に鉄筋の軸ひずみ（引張ひずみ）分布を示す。側壁の鉄筋に発生する軸ひずみは約184μであり，ＣＣＶ規格に基づく許容ひずみ5,000μを超えない。

d．側壁の面外せん断

第2表に側壁の面外せん断評価結果を示す。発生するせん断応力度は上部約 0.93N／mm^{2}及び下部約 0.77N／mm^{2}であり，それぞれのＣＣＶ規格に基づく終局面外せん断応力度である，3.09N／mm^{2}及び 2.65N／mm^{2}を超えない。

(2) 床スラブ（デブリ保持機能）

a．床スラブの変位（たわみ量）

第2図にペデスタル側壁の鉛直方向変位の時刻歴を示す。最大変位は約2.0mmとどまり，変位は増大していないことから，ＳＥ後の構造物の進行性の崩壊はない。

b．コンクリートの圧縮ひずみ

第3図に示したとおり，ＣＣＶ規格に基づく許容ひずみ3,000μを超える部位は，床スラブ上面の僅かな範囲にとどまることから，機能に影響を及ぼす圧壊は生じない。

c．鉄筋の引張ひずみ

第 4 図に示したとおり，床スラブの鉄筋に発生する軸ひずみは約 364 μであり，ＣＣＶ規格に基づく許容ひずみ 5,000μを超えない。

ｄ．床スラブの面外せん断

第 3 表に床スラブの面外せん断に対する評価結果を示す。発生するせん断応力度は約 3.70N／mm^{2}であり，終局面外せん断応力度 4.33N／mm^{2}を超えない。

第 4 表にペデスタル構造健全性評価の評価結果のまとめを示す。

5. まとめ

ＳＥ解析コードＪＡＳＭＩＮＥ，汎用有限要素解析コードＬＳ－ＤＹＮＡにより，ＳＥの発生を想定した場合の格納容器健全性への影響を評価した。その結果，ＳＥ時のペデスタル（ドライウェル部）床面及び壁面に発生する応力やひずみは判断基準を満足し，ＳＥ後においても変位の増大はないことから，ペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。したがって，ＳＥの発生を想定した場合であっても，格納容器の健全性は維持される。

第１表　ペデスタル構造健全性評価の判断基準

機能	評価部位		項目	判断基準	準用規格等
ＲＰＶ支持機能	側壁	コンクリート	変位	変位が増大せず，ＳＥ後の構造物の進行性の崩壊がない	ＡＩＪ耐衝撃設計の考え方
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000μ）が生じない	ＣＣＶ規格 CVE-3511.2
			面外せん断	終局面外せん断応力度（上部側壁：3.09 N／mm^2，下部側壁 2.65N／mm^2）を超えない	ＣＣＶ規格 CVE-3514.2
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000μ）を超えない	ＣＣＶ規格 CVE-3511.2
デブリ保持機能	床スラブ	コンクリート	変位	変位が増大せず，ＳＥ後の構造物の進行性の崩壊がない	ＡＩＪ耐衝撃設計の考え方
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000μ）が生じない	ＣＣＶ規格 CVE-3511.2
			面外せん断	終局面外せん断応力度（4.33N／mm^2）を超えない	コンクリート示方書
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000μ）を超えない	ＣＣＶ規格 CVE-3511.2

第 2 表　側壁の面外せん断に対する評価結果

評価部位	発生応力度	判断基準	評価※
側壁上部	約 0.93 N／mm^2	3.09 N／mm^2	○
側壁下部	約 0.77 N／mm^2	2.65 N／mm^2	○

※：「○」解析結果の発生応力度が判断基準を満足する

第 3 表　床スラブの面外せん断に対する評価結果

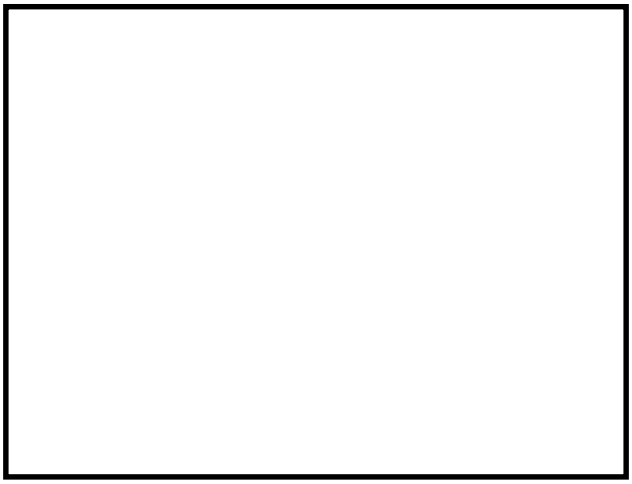
評価部位	発生応力度	判断基準	評価※
床スラブ	約 3.70 N／mm^2	4.33 N／mm^2	○

※：「○」解析結果の発生応力度が判断基準を満足する

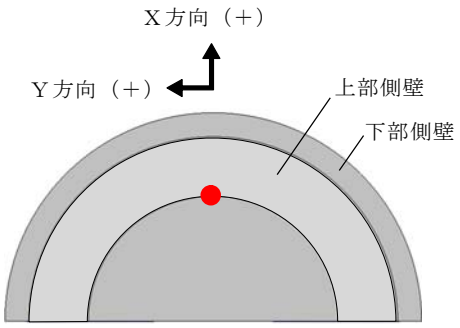
第４表　ペデスタル構造健全性評価の評価結果のまとめ

機能	評価部位		項目	判断基準	解析結果	評価※
ＲＰＶ支持機能	側壁	コンクリート	変位	変位が増大せず，ＳＥ後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000μ）が生じない	圧壊は側壁に生じない	○
			面外せん断	終局面外せん断応力度（上部側壁：3.09N／mm^2，下部側壁2.65N／mm^2）を超えない	上部側壁：約0.93N／mm^2 下部側壁：約0.77N／mm^2	○
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000μ）を超えない	約184μ	○
デブリ保持機能	床スラブ	コンクリート	変位	変位が増大せず，ＳＥ後の構造物の進行性の崩壊がない	変位は増大しない	○
			圧縮ひずみ	機能に影響を及ぼす範囲の圧壊（3,000μ）が生じない	圧壊は床スラブ上面の僅かな範囲にとどまる	○
			面外せん断	終局面外せん断応力度（4.33N／mm^2）を超えない	約3.70N／mm^2	○
		鉄筋	引張ひずみ	許容ひずみ（5,000μ）を超えない	約364μ	○

※：「○」解析結果が判断基準を満足する

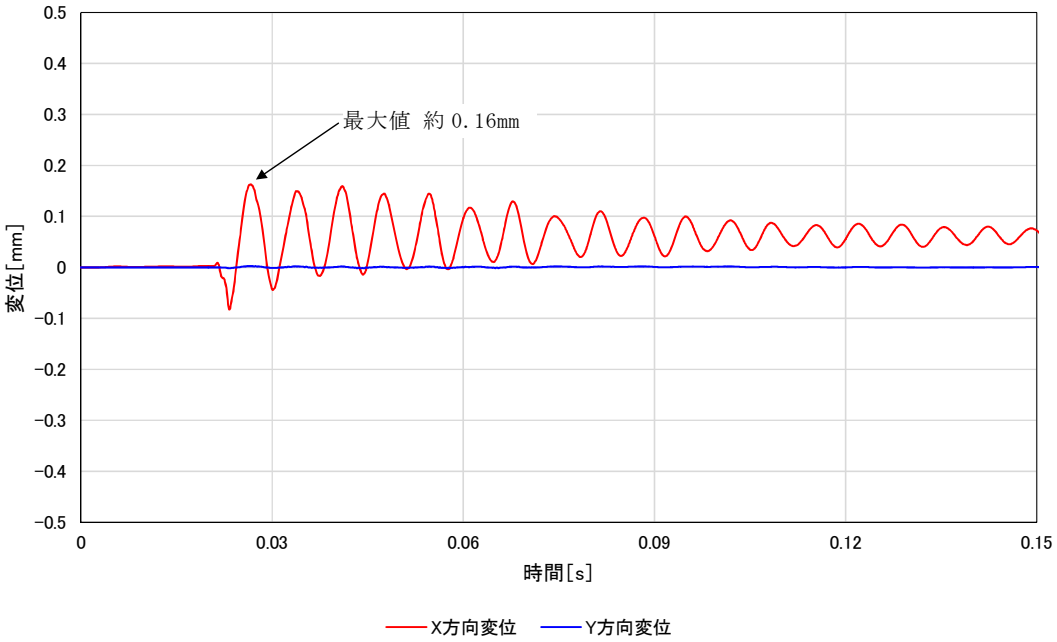


ペデスタル断面

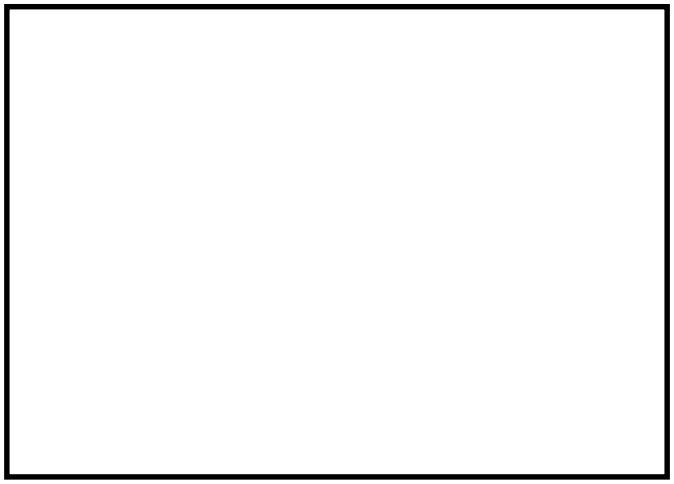


ペデスタル平面

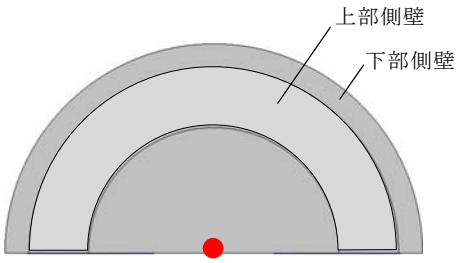
● 対象部位



第１図　ペデスタル側壁の半径方向変位時刻歴

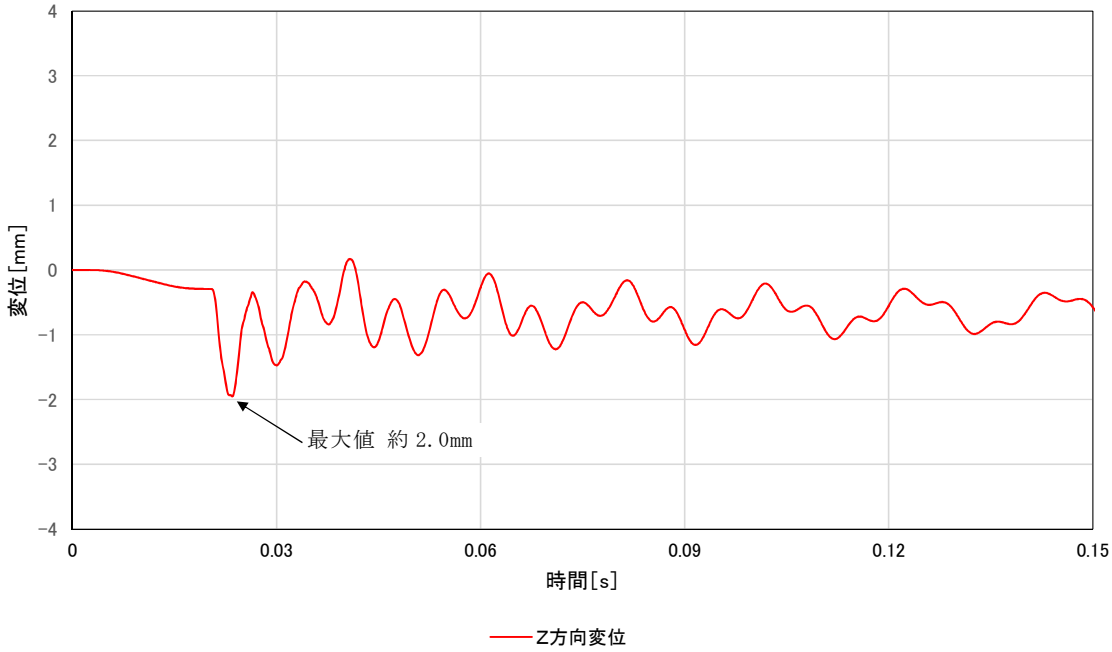


ペデスタル断面

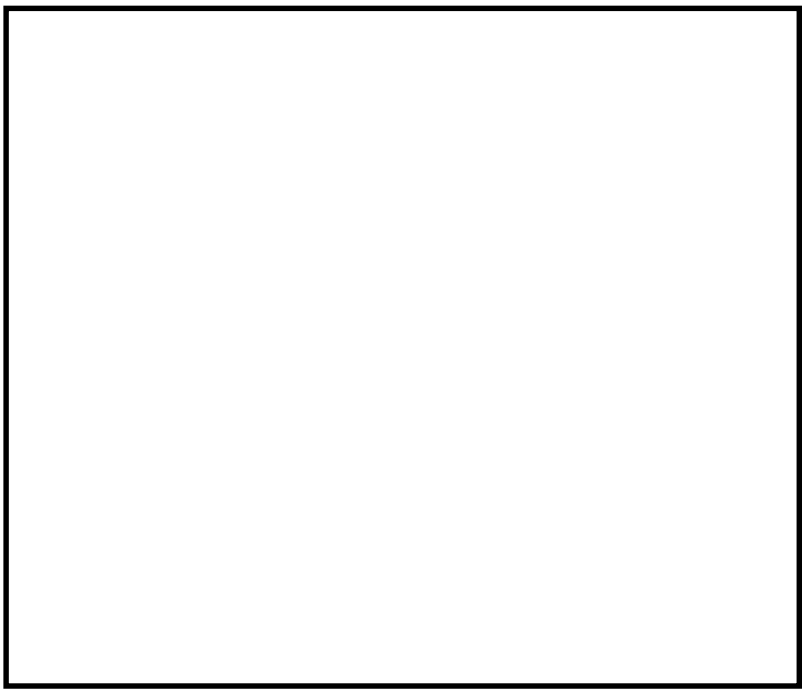


ペデスタル平面

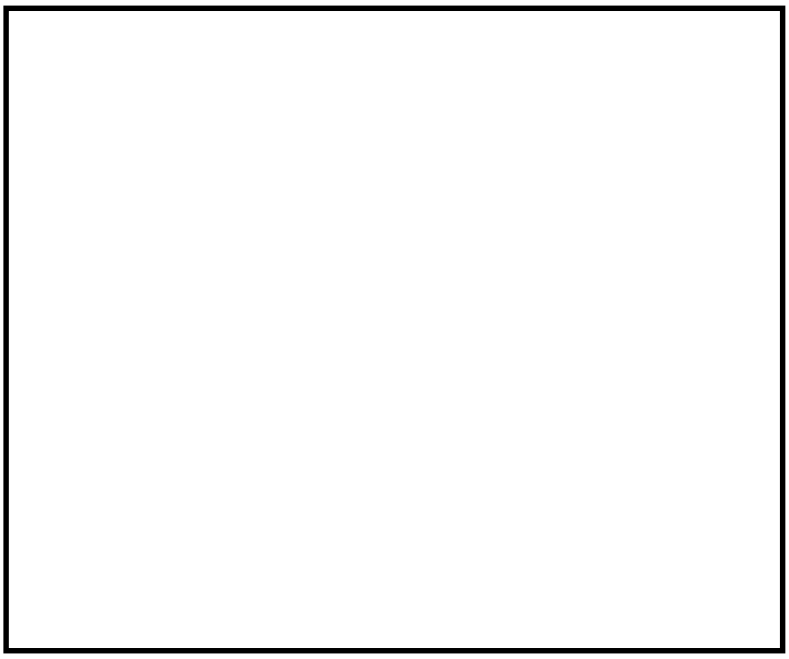
● 対象部位



第 2 図　ペデスタル床スラブの鉛直方向変位時刻歴



第 3 図　コンクリートの最小主ひずみ（圧縮ひずみ）分布



第 4 図　鉄筋の軸ひずみ分布

側壁の終局面外せん断応力度

1. 算定条件

ペデスタルの側壁は，円筒形シェル構造であることから，ＣＣＶ規格 CVE-3514.2 荷重状態Ⅳにおけるシェル部の終局面外せん断応力度の算定式を適用し，側壁の終局面外せん断応力度を算定する。第 1 図に算定対象部位を示す。

$$\tau_H = 10p_{t\theta} \cdot f_y \ / \left(13.2\sqrt{\beta} - \beta\right)$$

ここで，

τ_H ：終局面外せん断応力度（N／mm^2）

$p_{t\theta}$ ：円周方向主筋の鉄筋比（－）

f_y ：鉄筋の許容引張応力度（N／mm^2）

β ：次の計算式により計算した値 $\beta = r/t$

r ：シェル部の胴の厚さの中心までの半径(mm)

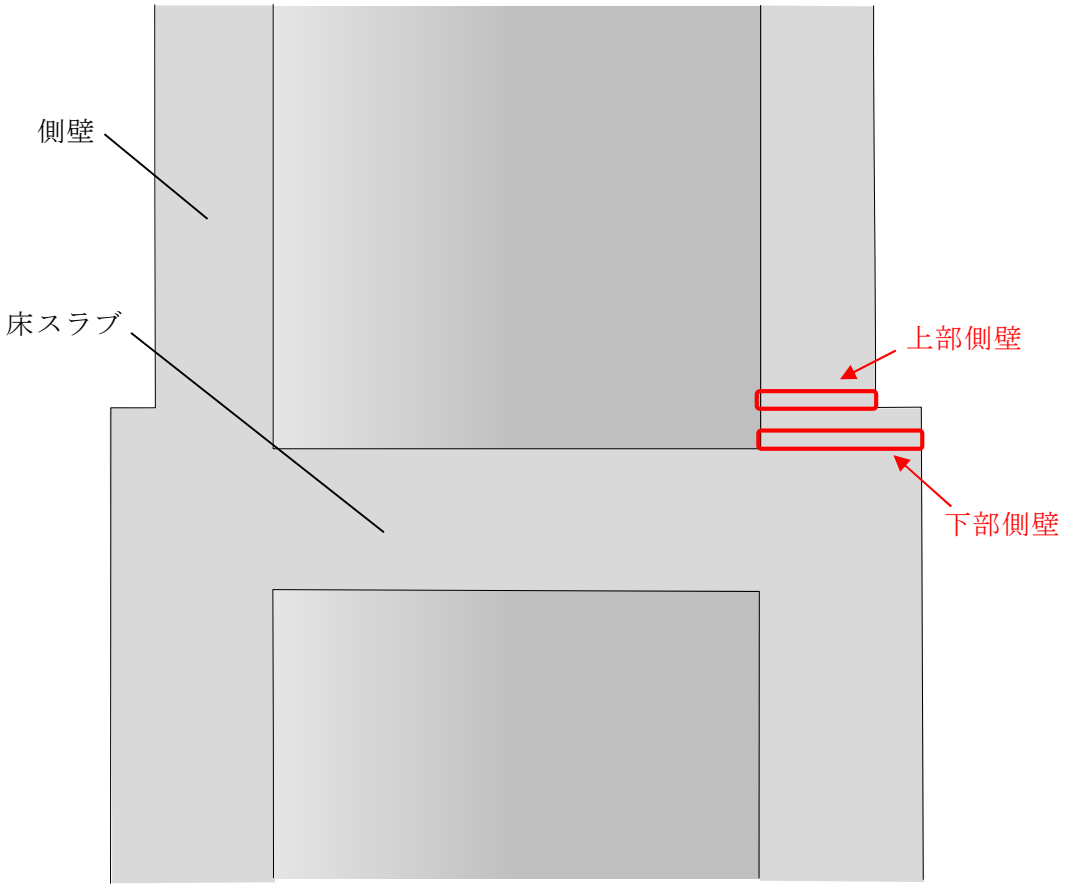
t ：シェル部の胴の厚さ(mm)

各項目の数値を下表に示す。

項目		数値
上部側壁	$p_{t\theta}$：円周方向主筋の鉄筋比	
	f_y：鉄筋の許容引張応力度	345N／mm^2
	r：シェル部の胴の厚さの中心までの半径	
	t：シェル部の胴の厚さ	
下部側壁	$p_{t\theta}$：円周方向主筋の鉄筋比	
	f_y：鉄筋の許容引張応力度	345N／mm^2
	r：シェル部の胴の厚さの中心までの半径	
	t：シェル部の胴の厚さ	

2. 算定結果

算定の結果，側壁の終局面外せん断応力度は上部側壁で 3.09N／mm^2，下部側壁で 2.65N／mm^2 となる。



第 1 図　算定対象部位

床スラブの終局面外せん断応力度

1. 算定条件

ＳＥ時の床スラブのせん断力に対する検討は，コンクリート示方書に基づき，終局限界状態に至らないことを確認する。評価対象となる床スラブの形状は円盤形であり，ＳＥによる分布荷重を受ける。

せん断に対する検討に際して，分布荷重を受ける円盤スラブの部材応力分布について，機械工学便覧を参照し，対象とする部材のせん断力の最大値が生じている断面の曲げモーメント及びせん断力と躯体の形状寸法より，せん断スパン比が 1.0 以下であることを確認した。一般的に，せん断スパン比が 1.0 以下である梁部材はディープビームと呼ばれており，本検討では，コンクリート示方書に示されるディープビームの設計せん断耐力式を適用し，床スラブの終局面外せん断応力度を設定する。

$$V_{cdd} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_a \cdot f_{dd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_b$$

ここで，

$f_{dd} = 0.19\sqrt{f'_{cd}}$ （N／mm^2）
$\beta_d = \sqrt[4]{1/d}$ ただし，β_p >1.5 となる場合は 1.5 とする
$\beta_p = \sqrt[3]{100p_w}$ ただし，β_p >1.5 となる場合は 1.5 とする
$\beta_a = \frac{5}{1+(a/d)^2}$
f'_{cd} ：コンクリートの設計圧縮強度（N／mm^2）
d ：有効せい（m）
p_w ：引張鉄筋比（－）
a/d ：せん断スパン比（－）
b_w ：腹部の幅（mm）
γ_b ：部材係数（－）

各項目の数値を下表に示す。

項目	数値
f'_{cd}：コンクリートの設計圧縮強度	32.86N／mm^2
コンクリートの設計基準強度	22.06N／mm^2
圧縮強度動的増倍率※	1.49
d：有効せい	
p_w：引張鉄筋比	
a/d：せん断スパン比	0.43
b_w：腹部の幅	
γ_b：部材係数	1.3

※次項参照

2. 圧縮強度動的増倍率の算定

一般に，コンクリートの強度，ヤング係数等の材料特性は，コンクリートに作用する荷重の載荷速度に依存する。その強度とヤング係数は，応力速度又はひずみ速度の対数に比例して増加することが明らかになっていることより，床スラブの終局面外せん断応力度算定においては，圧縮に対する材料強度にひずみ速度効果を考慮することとし，本評価ではコンクリート示方書において具体的計算方法が示されている，CEB-FIP Model Code 1990 による圧縮強度動的増倍率を設定した。

ＬＳ－ＤＹＮＡコードによるＳＥ解析では，せん断検討範囲の床スラブのコンクリート要素が経験するひずみ速度が 30s^{-1}以下であるため，その範囲における CEB-FIP Model Code 1990 の圧縮強度動的増倍率の算定式を以下に示す。

$f_{c,imp}/f_{cm} = (\dot{\varepsilon_c}/\dot{\varepsilon_{c0}})^{1.026\alpha_s}$　for　$|\dot{\varepsilon_c}| \leq 30s^{-1}$

with

$$\alpha_s = \frac{1}{5 + 9f_{cm}/f_{cm0}}$$

$f_{c,imp}$　：衝撃時の圧縮強度
f_{cm}　：圧縮強度 ＝ 225kg／cm^2×0.0980665 ≒ 22.06 MPa
f_{cm0}　：10MPa
$\dot{\varepsilon_c}$　：ひずみ速度※ ＝ 0.5 s^{-1}
$\dot{\varepsilon_{c0}}$　：30×10^{-6} s^{-1}

※：ＬＳ－ＤＹＮＡコードを用いたＳＥ解析における床スラブ端部のひずみ速度に基づき設定

以上より，圧縮強度の動的増倍率は 1.49 となる。

3.　算定結果

ディープビームの設計せん断耐力V_{cdd}は，約 6,078 kN となり，終局面外せん断応力度として 4.33 N／mm^{2}となる。

ＳＥ発生時の面外せん断応力度の算定方法

1. 面外せん断に対する検討範囲

(1) 床スラブの検討範囲

第 1 図にペデスタルの床スラブの形状寸法を示す。ペデスタルの床スラブは直径[redacted]，板厚[redacted]の円盤形状であり，ＳＥ時には圧力波の伝播による分布荷重を受ける。面外せん断に対する検討に際して，分布荷重を受ける円盤スラブの部材応力分布について，機械工学便覧の円板の応力計算式に基づき，対象とする部材のせん断力（Q）の最大値が生じている断面の曲げモーメント（M）及びせん断力（Q）によりせん断スパン比を確認した。第 2 図に曲げモーメント及びせん断力分布図を示す。せん断力の最大値が生じる断面はスラブ端部であり，曲げモーメントとの関係を算定した結果，せん断スパン比が 1.0 以下であった。一般的にせん断スパン比が 1.0 以下である梁部材は，ディープビームと呼ばれており，本検討では，コンクリート示方書に示されるディープビームの設計せん断耐力式に適用し，終局限界に対する構造健全性を確認する。

前述の通り，東海第二発電所のペデスタルの床スラブは，躯体の形状，寸法及び応力状態より，せん断スパン比が小さい構造物である。本評価に用いる検討範囲及び検討用のせん断力については，原子力発電所耐震設計技術規程ＪＥＡＣ4601-2008（（社）日本電気協会，2008）において，主要な荷重が分布荷重又は多点荷重で，材料非線形解析手法を用いて具体的な部材性能照査を行う場合の参考図書として記載されている原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（(社) 土木学会, 1992）を用いて検討範囲及び検討用せん断力の設定を行った。

第3図に床スラブの形状及び発生するせん断力分布の概念図を示す。検討断面の位置は側壁内側のスラブ端部からの距離xに設定する。なお，距離xの上限値として有効せいの1.5倍,下限値として断面せいの1／2倍と規定されているため，本評価においては，安全側に下限値となる断面せいの1／2倍である[redacted]とし，更に検討用のせん断力についても，スラブ端部から[redacted]の位置のせん断力ではなく，距離xから部材端部までのせん断力分布の平均値を用いた値を検討用のせん断力とした。第4図に，解析モデルにおける床スラブ検討範囲（ＬＳ－ＤＹＮＡ解析結果の評価におけるせん断力の抽出範囲）を示す。

(2) 側壁の検討範囲

第5図に側壁検討範囲を示す。ペデスタルの側壁はEL.12.184mにて上部と下部の二階層に分けられている設計である。ＳＥ発生時の水張高さであるペデスタル床面高さ1mまでの側壁に直接動的荷重が加わることから,側壁の検討断面は上部，下部のそれぞれの水の接する高さの断面とした。

2. 面外せん断応力度の算定

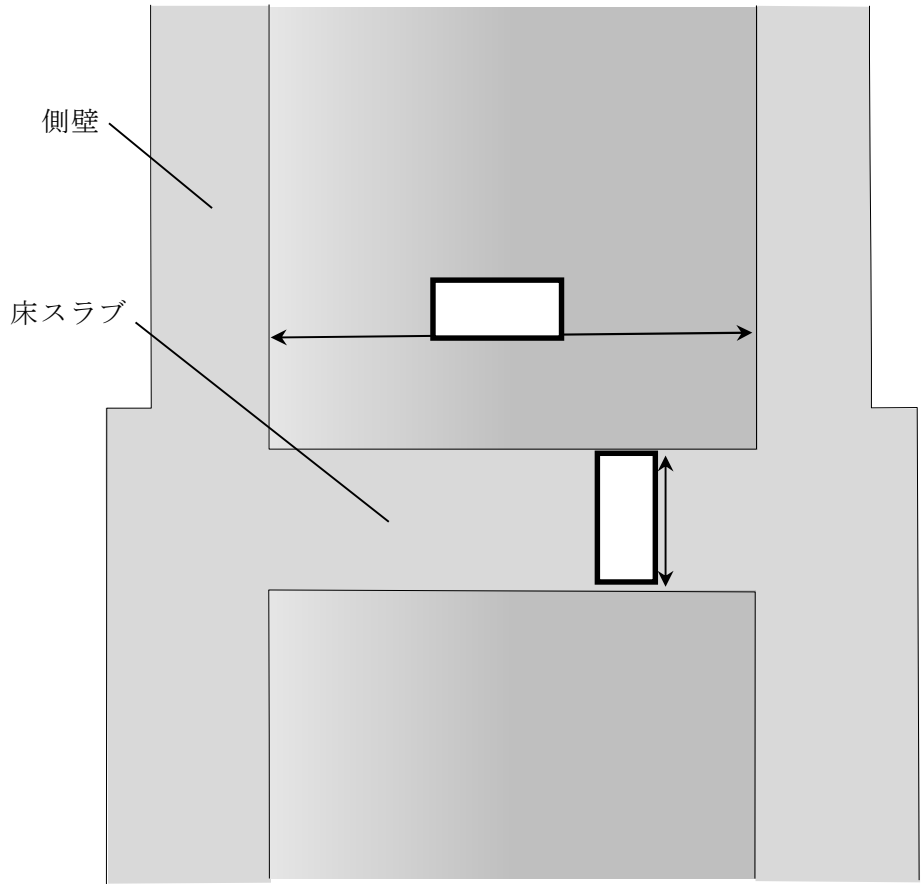
面外せん断応力度の算定について，床スラブを例に説明する。なお，側壁についても床スラブと同様に面外せん断応力度を算定している。

第6図にペデスタル床スラブ端部の躯体形状の概念を示す。また，第7図に直交座標系応力成分を示す。床スラブ端部 1 列目の各要素のせん断力（Q（1，1）～Q（1，j））は，直交座標系におけるτ_{yz}応力成分に相当するせん断応力度（τ_{yz}（1，1）～τ_{yz}（1，j））を要素毎に取り出し，要素毎のせん断断面積（A（1，1）～A（1，j））をそれぞれ乗じることにより算定する。床スラブ端部の１列目の要素幅あたりの面外せん断応力度は，スラブの厚さ

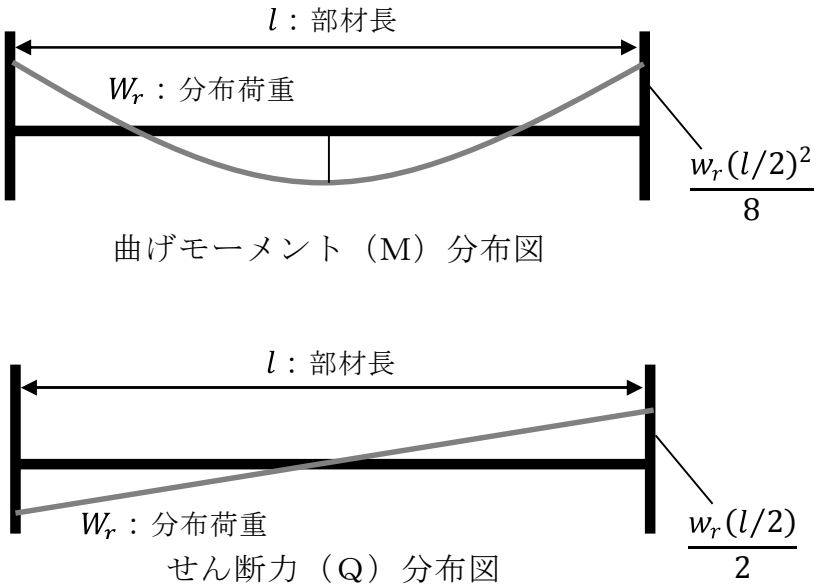
方向（1～j 行目）の各要素のせん断力（Q（1，1）～Q（1，j））を合算した値（$\sum_{i=1}^{j} Q_{(1,\ i)}$）に 1 列目のせん断断面積（$\sum_{i=1}^{j} A_{(1,\ i)}$）で除して，スラブ端部 1 列目の面外せん断応力度（τ_1）を算定する。したがって，k 列目の面外せん断応力度（τ_k）は，$\tau_k = \sum_{i=1}^{j} Q_{(k,\ i)} / \sum_{i=1}^{j} A_{(k,\ i)}$で表すことができる。次に，列毎の面外せん断応力度（τ_1～τ_k）に，それぞれの半径方向要素幅を乗じて合算した値を検討範囲の幅で除すことにより，検討範囲における面外せん断応力度を算定する。第 1 表に本手順により算定したＳＥ発生時の面外せん断応力度を示す。

第 1 表　ＳＥ発生時の面外せん断応力度

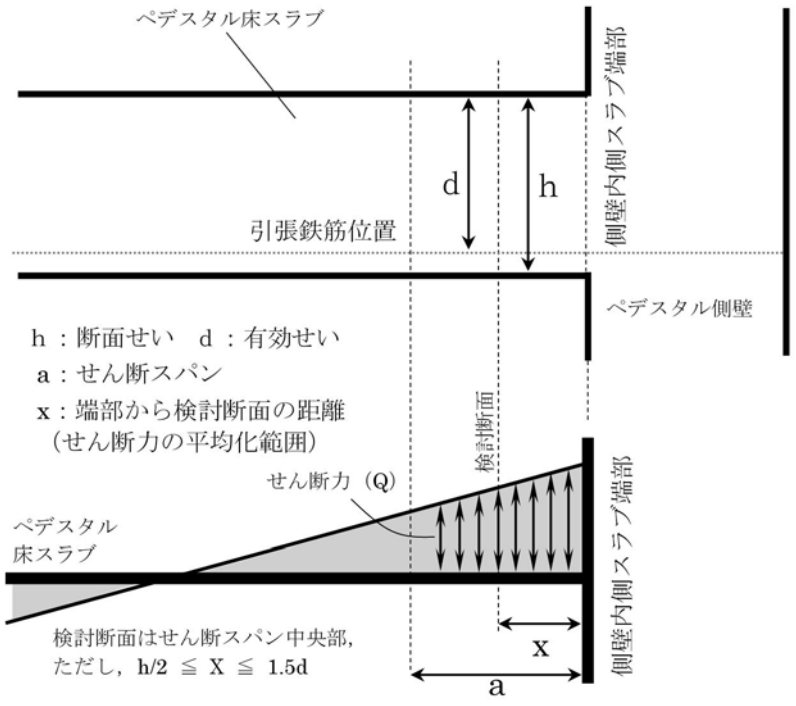
評価対象部位		発生応力度
側壁	上部	約 0.93 N／mm^2
	下部	約 0.77 N／mm^2
床スラブ		約 3.70 N／mm^2



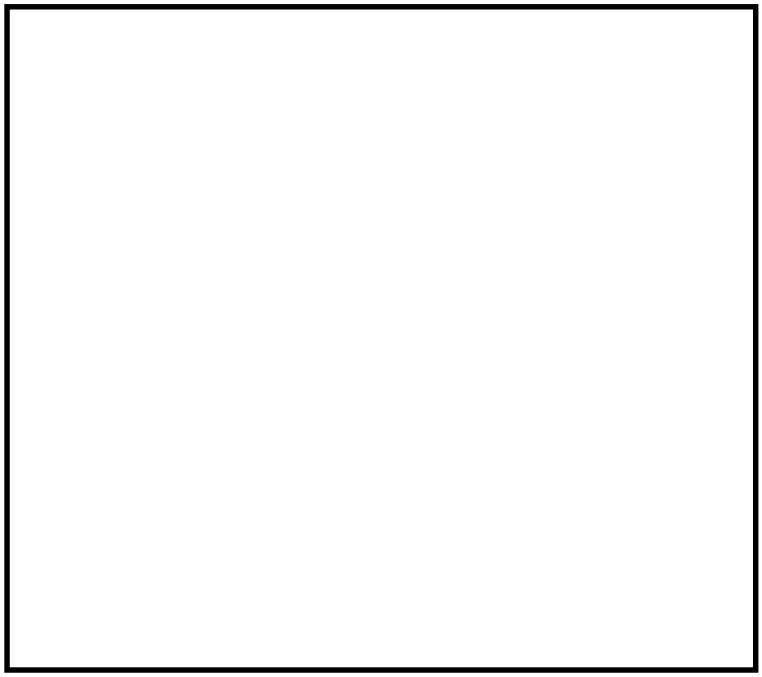
第 1 図　ペデスタルの床スラブの形状寸法



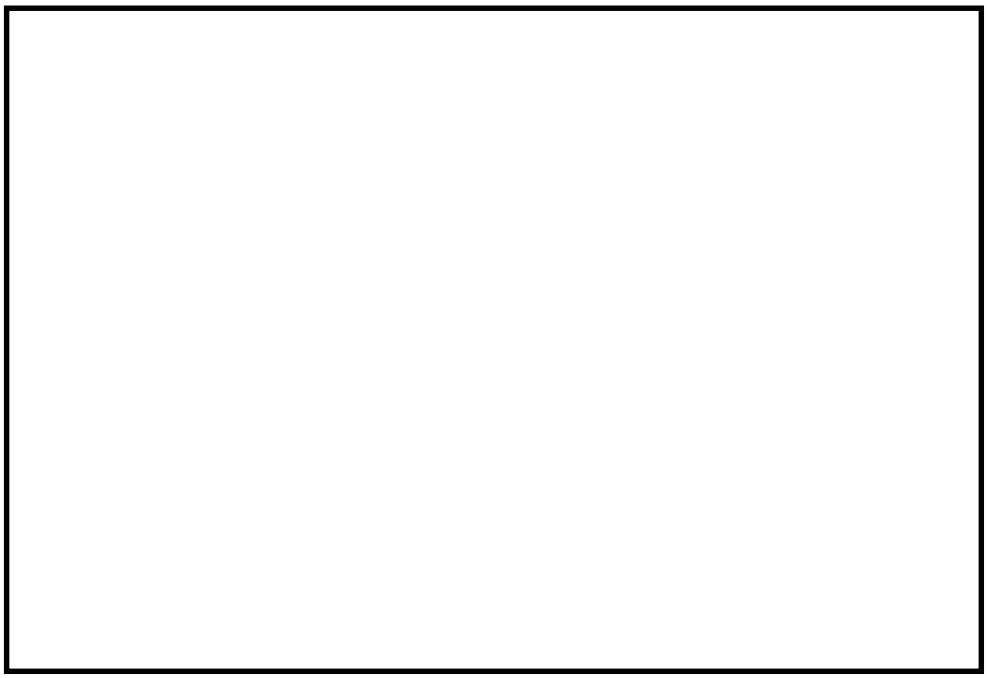
第 2 図　曲げモーメント及びせん断力分布の関係



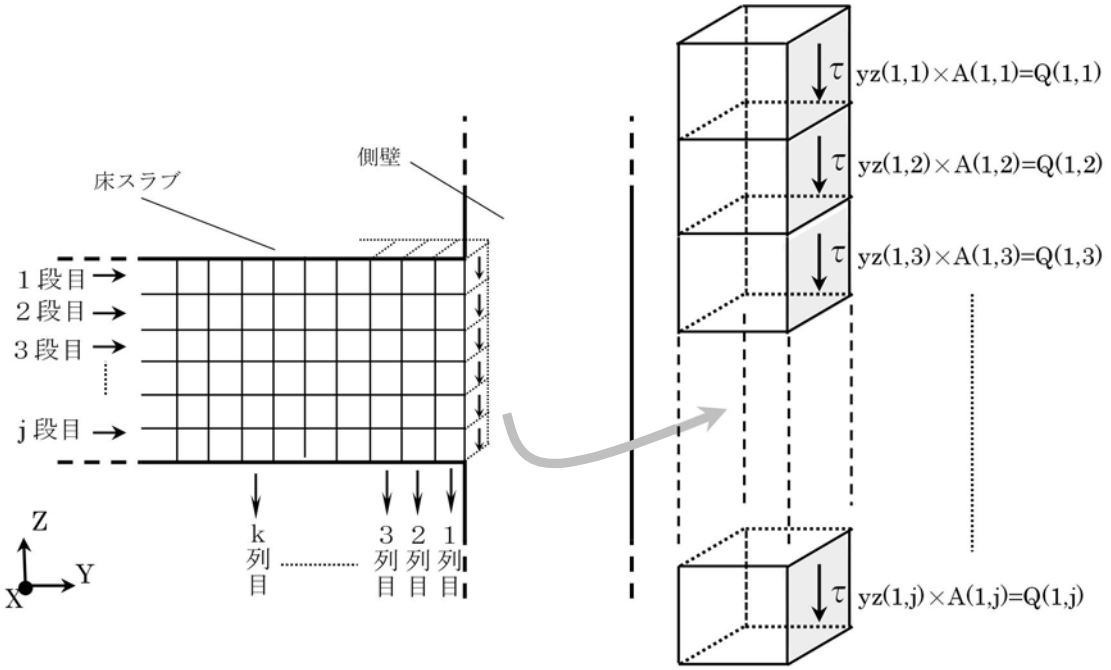
第 3 図　床スラブの形状及び発生するせん断力分布の概念



第 4 図　床スラブ部解析モデルにおける面外せん断力の検討範囲

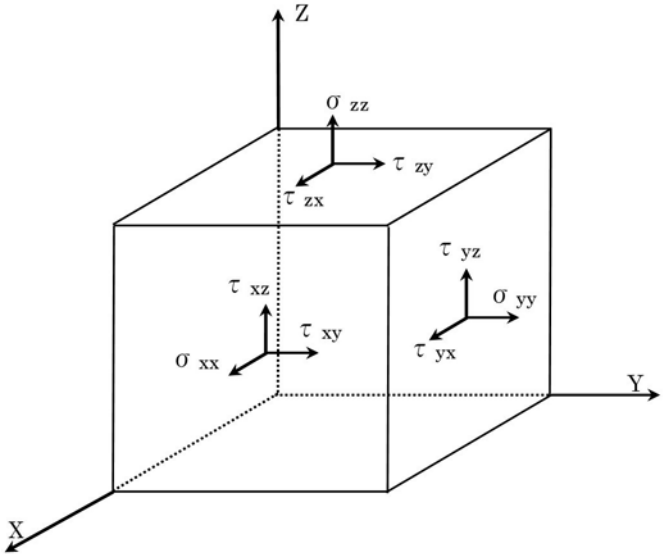


第 5 図　側壁部解析モデルにおける面外せん断力の検討範囲



＜1 列目の面外せん断応力の算出＞

第 6 図　床スラブ端部躯体形状概念図



第 7 図　直交座標系応力成分

ペデスタルに作用する圧力について

1. ペデスタル躯体に作用する圧力の分布

水蒸気爆発は，溶融デブリが水中に落下し，融体が膜沸騰状態で分散混合することで粗混合領域が形成され，さらに，この粗混合量領域においてトリガリングが発生することで，融体の細粒化，急速放熱に伴い圧力波が粗混合領域内を伝播し，この相互作用の結果，高圧領域（爆発源）が形成される事象である。ペデスタル中心でＳＥが発生すると，高圧領域より生じた圧力波は，水中で減衰（距離減衰）しながら側壁の方向へ進行する。

第 1 図及び第 2 図にＬＳ－ＤＹＮＡ解析におけるペデスタル躯体に作用する圧力の分布を示す。ＬＳ－ＤＹＮＡ解析では，床スラブには最大約 55MPa，側壁には最大約 4MPa の圧力が作用する。

なお，ＬＳ－ＤＹＮＡにおける爆発源の調整の結果，側壁及び床スラブの力積がＳＥ解析コードＪＡＳＭＩＮＥの解析結果を包絡していることを確認している。（添付資料 3.3.3 別添）

2.　手計算との発生応力の比較

ペデスタル躯体に作用する圧力より材料力学に基づく手計算手法を用いて求めたコンクリートの応力と，ＬＳ－ＤＹＮＡ解析におけるコンクリートの応力を比較した。

第 3 図に手計算及び解析結果の応力比較を示す。下部側壁に作用する圧力の平均値（最大約 2MPa）より機械工学便覧に示されている内圧を受ける円筒の弾性応力算定式にて求めた面外方向応力の平均値は最大約 0.70N／mm^{2}であり，解析結果の約 0.77N／mm^{2}と比較して両者はよく一致している。したがって，ＬＳ－ＤＹＮＡ解析では構造物の応答が適切に評価されている。

$$\sigma_r = -\frac{k^2/R^2 - 1}{k^2 - 1} P_a$$

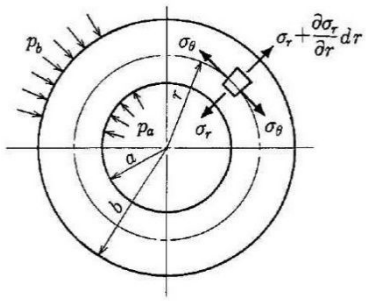


図 6･9　内外圧を受ける円筒
（機械工学便覧 基礎編 a3 材料力学）

ここで，

k　：b/a により計算した値

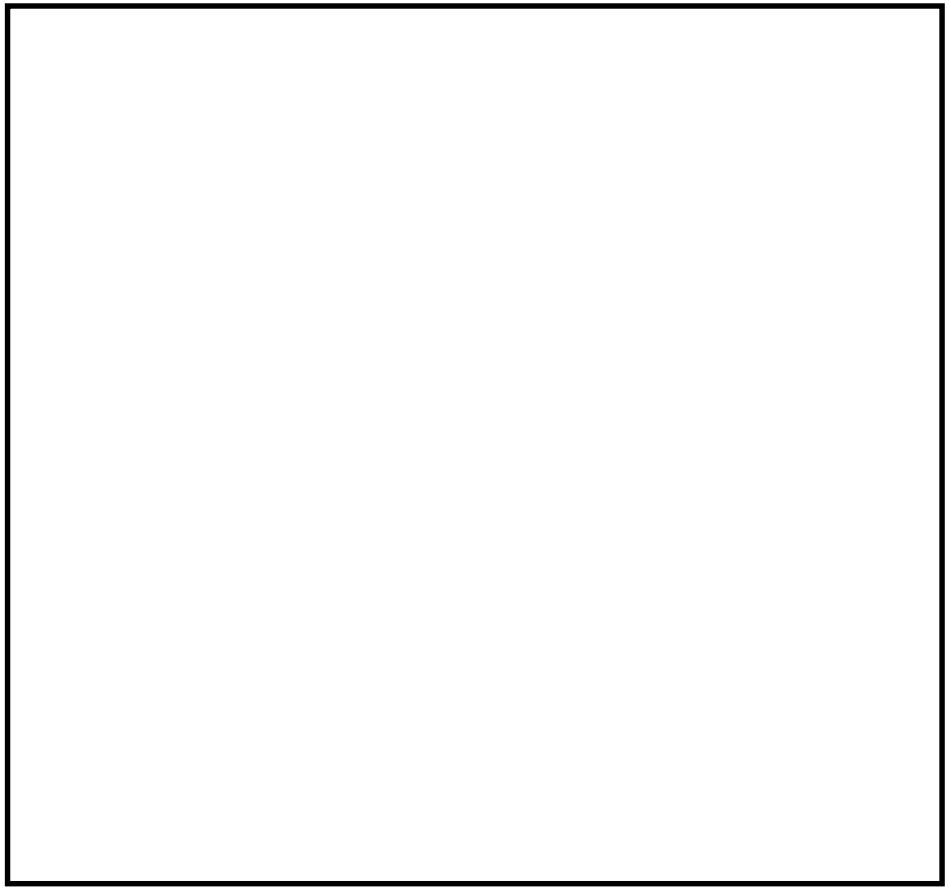
R　：r/a により計算した値

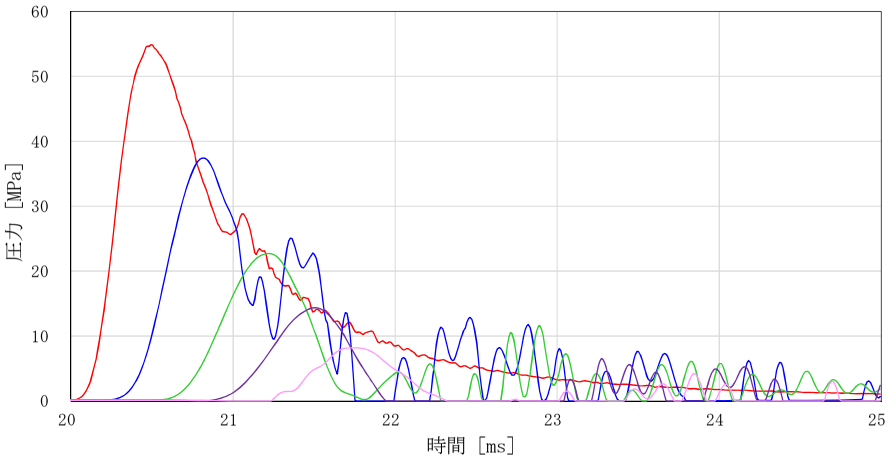
a　：内半径（mm）‥[　　]

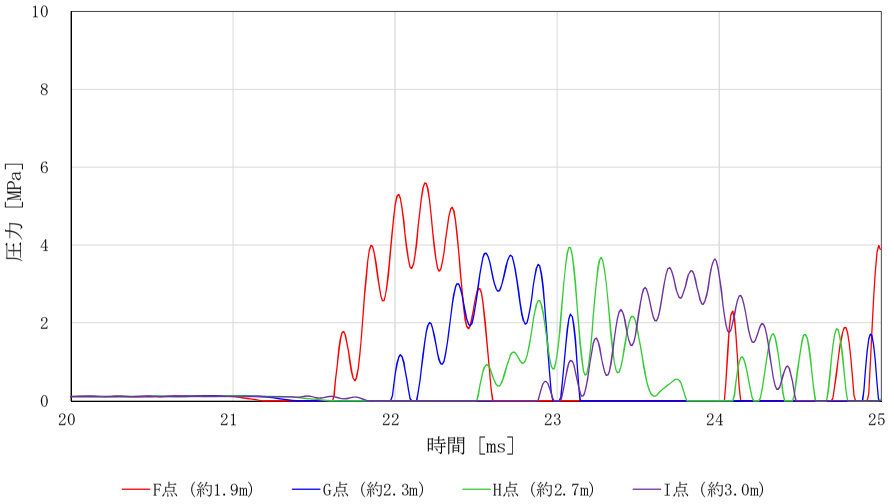
b　：外半径（mm）‥[　　]

r　：半径方向の座標（mm）‥[　　]（下部側壁の壁厚中心）

P_a　：内圧（MPa）

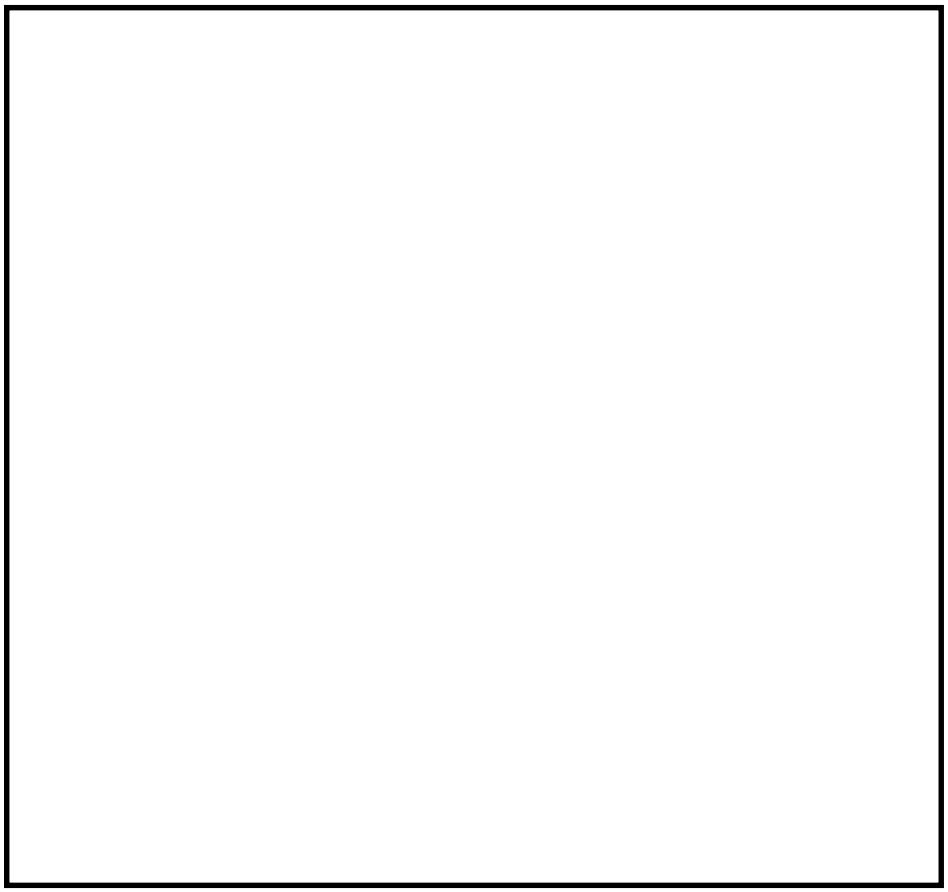


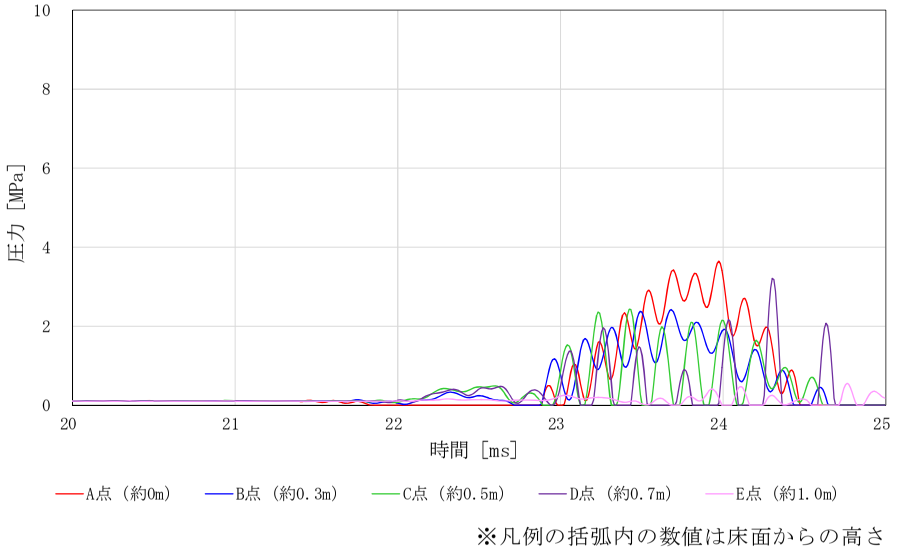




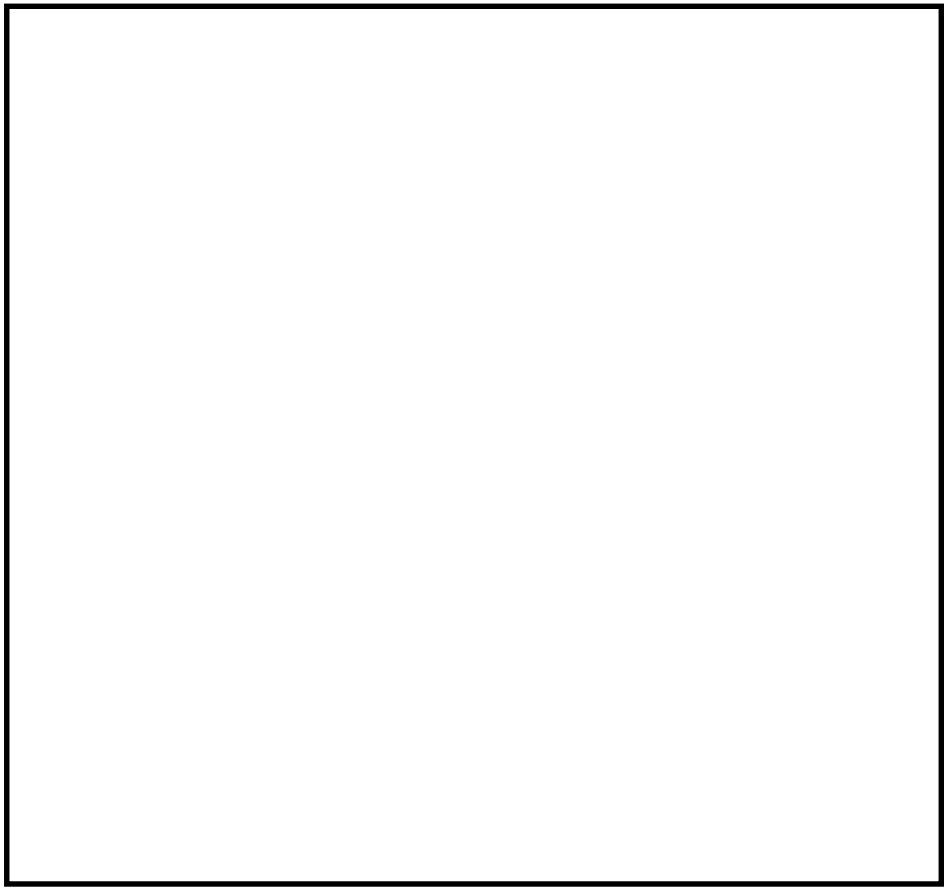
※凡例の括弧内の数値は床スラブ中心からの距離

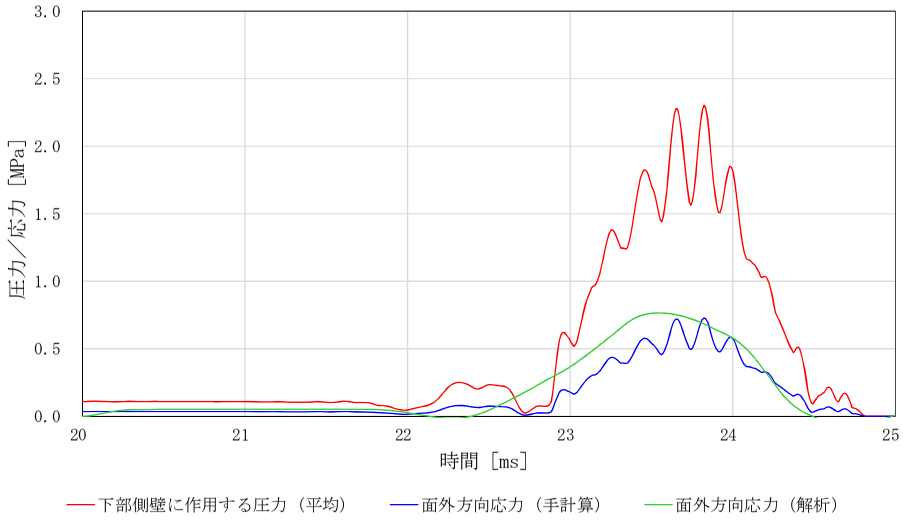
第１図　床スラブに作用する圧力の分布





第２図　側壁に作用する圧力の分布





第 3 図　手計算及び解析結果の応力比較（下部側壁）

ＳＥ後のコンクリートの残留ひび割れの影響（参考）

1. はじめに

東海第二発電所では，ＳＥによって残留熱除去系及び代替循環冷却系の水源となるサプレッション・プールに大量のデブリが移行するような経路が形成されないことを確認するため，ＳＥによってペデスタルの構造が終局状態に至らないことを評価し，ＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が維持されることを確認している。しかしながら，ＳＥによって躯体に生じた残留ひび割れより，デブリの冷却水がペデスタルの外へ漏えいすることも考えられることから，デブリ冷却性の観点で残留ひび割れからの漏水影響を検討する。

2. 残留ひび割れ幅の算定

(1) 算定方法

ＬＳ－ＤＹＮＡコードによるＳＥ解析終了時刻における鉄筋の軸方向の引張応力状態により，コンクリート標準示方書［設計編］（（社）土木学会，2012））（以下，「コンクリート示方書［設計編］」という。）のひび割れ幅の算定式を用いてペデスタル躯体の残留ひび割れ幅を算定する。

鉄筋コンクリート部材に曲げモーメントが作用した場合，曲げモーメントの増加と共にひび割れが発生し，その本数が増加することでひび割れ間隔が小さくなっていく。しかし，曲げモーメントがある程度以上大きくなると，新たなひび割れが発生しない状態となる。この時，鉄筋コンクリートのひび割れ幅（W_{cr}）は，一般的に（1）式で表すことができ，鉄筋コンクリートのひび割れ間隔に，ひび割れ間のコンクリートと鉄筋のひずみ差を乗じた値として与えられることになる。

$$W_{cr} = \int_0^{l_{cr}} (\varepsilon_s - \varepsilon_c)\, d_x \quad \cdots (1)$$

ここで，

l_{cr}　　：ひび割れ間隔
$\varepsilon_s - \varepsilon_c$　：鉄筋とコンクリートのひずみ差

これを基に，コンクリート標準示方書［設計編］では，鉄筋のかぶりや鋼材の表面形状等を考慮し，（2）式のように示されている。

$$W_{cr} = 1.1 k_1 k_2 k_3 \{4c + 0.7(C_S - \emptyset)\} \left(\frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon'_{csd}\right) \quad \cdots (2)$$

ここで，

k_1　：鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数（－）
k_2　：コンクリートの品質がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数で（3）式による
　　$k_2 = \frac{15}{f'_c + 20} + 0.7$ …（3）
f'_c　：コンクリートの圧縮強度（N／mm^2）
k_3　：引張鋼材の段数の影響を表す係数で（4）式による
　　$k_3 = \frac{5(n+2)}{7n+8}$ …（4）
n　：引張鋼材の段数（－）
c　：かぶり（mm）
C_s　：鋼材の中心間隔（mm）
$\emptyset$　：鋼材径（mm）
σ_{se}　：鋼材位置のコンクリートの応力が 0 の状態からの鉄筋応力度の増加量（N／mm^2）
E_s　：鉄筋のヤング係数（N／mm^2）
ε'_{csd}　：コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値（－）

（1）式及び（2）式よりＳＥによりペデスタル躯体に生じる残留ひび割れ幅（W_{cr}）を算出する。

$$W_{cr} = l_{cr} \left(\frac{\sigma_{se}}{E_s} + \varepsilon'_{csd}\right) \quad \cdots (5)$$

各項目の数値を下表に示す。

項目	数値
k_1 ：鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数（異形鉄筋）	1.0
f'_c ：コンクリートの圧縮強度	22.06 N／mm^2
n ：引張鋼材の段数	
c ：かぶり	
C_s ：鋼材の中心間隔	
$\emptyset$ ：鋼材径	
E_s ：鉄筋のヤング係数	2.05×10^5 N／mm^2
ε'_{csd} ：コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値	150×10^{-6}

(2) 算定結果

第 1 図に側壁部及び床スラブ部での残留ひび割れ幅を示す。解析終了時刻における鉄筋の軸方向引張応力状態に基づき算定した各鉄筋位置における残留ひび割れ幅の最大値は側壁部で約 0.05mm, 床スラブ部（最下段鉄筋）で約 0.13mm である。

3.　ＳＥ後の残留ひび割れによる漏水影響の検討

(1)　ペデスタル躯体の応力状態を考慮した漏水影響の検討

残留ひび割れによる漏水影響が表れやすいと考えられる床スラブを対象に，ペデスタル躯体の応力状態より漏水影響について検討する。

第2図に鉄筋の応力－ひずみ関係を示す。解析終了時刻における床スラブ下端鉄筋の1段目の軸方向の引張ひずみは200μ程度である。これは，鉄筋の応力－ひずみ関係で表現した場合，ほぼ初期状態に当たる長期許容応力度（195N／mm^2）の1／5に相当する応力レベルであり，床スラブ下端側に作用する引張応力に対する強度は損なわれていない。

第3図に床スラブ断面応力状態を示す。ＳＥ後にはデブリ自重等の荷重が作用した状態となることから，構造的に床スラブ断面内では中立軸を境に鉄筋が配置される床スラブ下端側に引張応力が作用するが，床スラブ上端側ではひび割れを閉鎖させる方向の圧縮応力が作用する。また，ＳＥ後においても，ペデスタル（ドライウェル部）へ落下したデブリによって床スラブの上端側のコンクリートが加熱されることで，圧縮応力が作用した状態となる。

以上のことより，ペデスタル躯体の応力状態を考慮すると，実機においてＳＥ後の残留ひび割れが生じた場合においても，漏水量は相当小さい値になると考えられる。

(2)　既往の知見を踏まえた漏水影響の検討

「コンクリートのひび割れ調査，補修・補強指針―2009―」において，建築物を対象とした漏水実験や実構造物における実態調査がまとめられている。この中で坂本他の検討※1では，10～26cm までの板厚による実験を行っており，板厚が厚くなる方が漏水に対して有利であり，26cm では漏水が生じるひび割れ幅は 0.2mm 以上であったと報告されている。これに対して，実機ペデスタルの側壁（厚さ：上部[redacted]，下部[redacted]）及び床スラブ（厚さ：[redacted]）は，26cm 以上の板厚を有している。

また，一般に，ひび割れ幅が 0.2mm 未満であれば，水質による目詰まりやひび割れ内部のコンクリートの水和反応による固形物の析出等により，漏水流量が時間とともに減少する※2ことが分かっている。

※１：コンクリート壁体のひびわれと漏水の関係について（その 2）（日本建築学会大会学術講演便概集，昭和 55 年 9 月）

※２:沈埋トンネル側壁のひび割れからの漏水と自癒効果の確認実験(コンクリート工学年次論文報告集，Vol.17，No.1 1995)

(3)　ＭＣＣＩ影響抑制対策施工に伴う漏水影響の低減効果について

ＭＣＣＩ影響抑制対策であるコリウムシールドの設置に伴い，水密性確保の観点でペデスタル躯体とコリウムシールドの間をＳＵＳ製ライナでライニングする計画としている。このため，デブリが落下した以降の状態においても，ＳＵＳ製ライナが残留ひび割れからの漏水影響低減に寄与すると考えられる。

4.　残留ひび割れからの漏水を仮定したデブリ冷却性への影響評価

前述のとおり，ペデスタル躯体の応力状態や既往の知見等を考慮すると，実機において残留ひび割れから漏えいが発生した場合においても，漏水量は相当小さくなると考えられるが，ここでは残留ひび割れからの漏水を仮定した場合のデブリ冷却性への影響について定量的に検討する。

(1)　漏水量の評価

漏水量は「コンクリートのひび割れ調査，補修・補強指針－2009－付：ひび割れの調査と補修・補強事例（社団法人日本コンクリート工学協会）」における漏水量の算定式に基づき，残留ひび割れ幅に対する漏水量を評価する。なお，本評価における算定条件は漏水量を多く見積もる観点で保守的な設定とする。

【漏水量算定式】

$$Q = \frac{C_w \cdot L \cdot w^3 \cdot \Delta p}{12\nu \cdot t}$$

ここで，

Q　：漏水量（mm^3／s）
C_w：低減係数（－）
L　：ひび割れ長さ（mm）
w　：ひび割れ幅（mm）
Δp：作用圧力（N／mm^2）
ν　：水の粘性係数（Ns／mm^2）
t　：部材の厚さ（ひび割れ深さ）（mm）

項目の数値を下表に示す。

項目	数値
C_w ：低減係数※1	0.01
L ：ひび割れ長さ※2	上部側壁：112,000mm 下部側壁： 27,000mm 床スラブ： 74,000mm
w ：ひび割れ幅※3	側　　壁：0.05mm 床スラブ：0.13mm
Δp ：作用圧力※4	0.25 N／mm^2
ν ：水の粘性係数※5	1.82×10^{-10} Ns／mm^2
t ：部材の厚さ（ひび割れ深さ）	

※１：構造体の壁厚さ 1m の実験結果（「沈埋トンネル側壁のひび割れからの漏水と自癒効果実験」コンクリート工学年次論文報告集 vol.17 No.1 1995）に基づく値
※２：コンクリート示方書［設計編］の算定式にて評価したひび割れ間隔及びペデスタル躯体寸法に基づき設定したひび割れ長さ
※３：ＬＳ－ＤＹＮＡ解析結果に基づき算定した床スラブ及び側壁の残留ひび割れ幅の最大値
※４：デブリ全量落下後に人通用開口部高さまで水張りされた状態（床面より約 3m 高さ）での床スラブ上面での水頭圧，及びＲＰＶ破損後のドライウェルーウェットウェル差圧を考慮した圧力（側壁部の漏水量算定においても，保守的に同じ作用圧力を適用）
※５：ＲＰＶ破損後のウェットウェル温度に基づき 150℃の値を設定

(2)　漏水量の算定結果

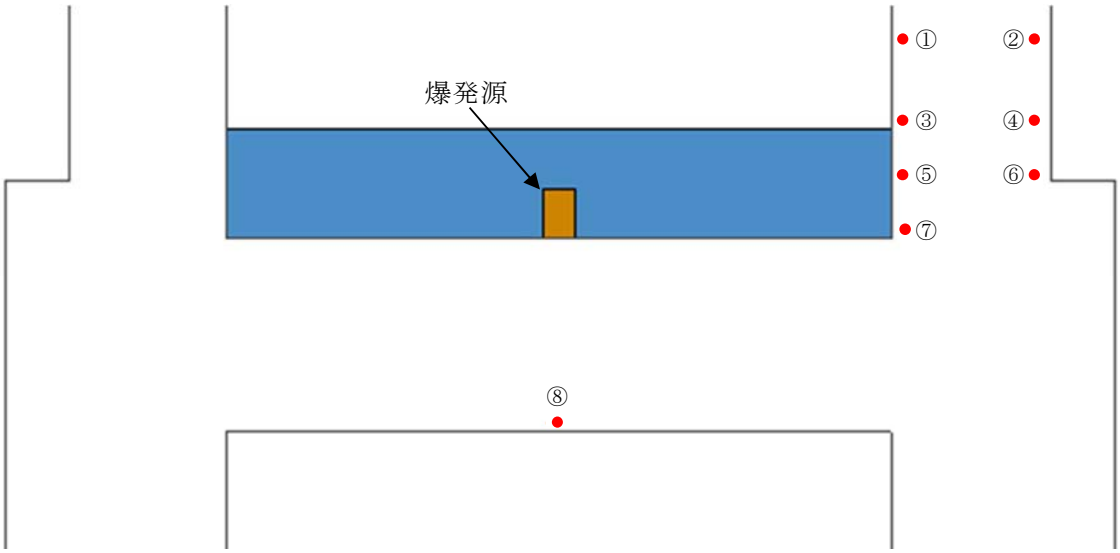
上記の条件にて求めた漏水量は，側壁部で約 0.05m^3／h，床スラブで約 0.38m^3／h となり，合計約 0.43m^3／h である。

(3)　漏水量に対するデブリ冷却性への影響評価

算定した床スラブ及び側壁の漏水量は合計で約 0.43m^3／h であるが，これに対して格納容器下部注水系（常設）にて 80m^3／h のペデスタル注水が可能である。したがって，万が一ＳＥ後のコンクリートの残留ひび割れによる漏水が生じた場合においても，漏水量を十分に上回る注水量を確保できることから，デブリ冷却性への影響はない。

5.　まとめ

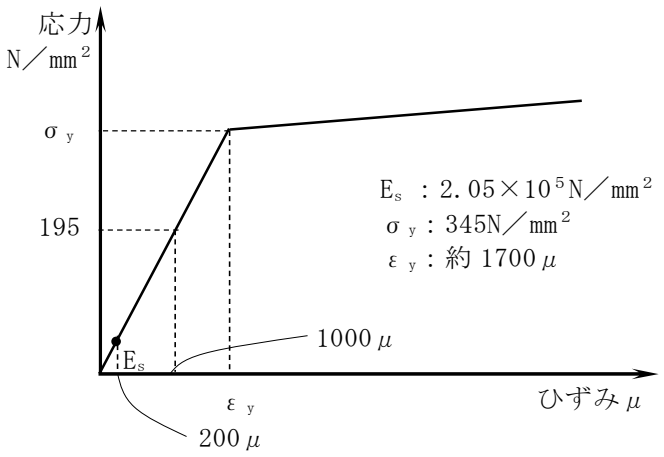
ＬＳ－ＤＹＮＡコードの解析結果に基づきペデスタル躯体に発生する残留ひび割れ幅は側壁部で約 0.05mm，床スラブ部で約 0.13mm であることを評価した。これに対して，ペデスタル躯体の応力状態，既往の知見等を考慮すると残留ひび割れからの漏水量は相当小さくなると考えられる。さらに，残留ひび割れからの漏水を仮定して保守的に評価した漏水量約 0.43m^3／h に対して，ペデスタルの床面に落下したデブリを冷却するための格納容器下部注水系（常設）は 80m^3／h で注水可能であることから，万が一ＳＥ後の残留ひび割れによる漏水が生じた場合においても，ペデスタルの床面に落下したデブリを十分に冷却することが可能である。



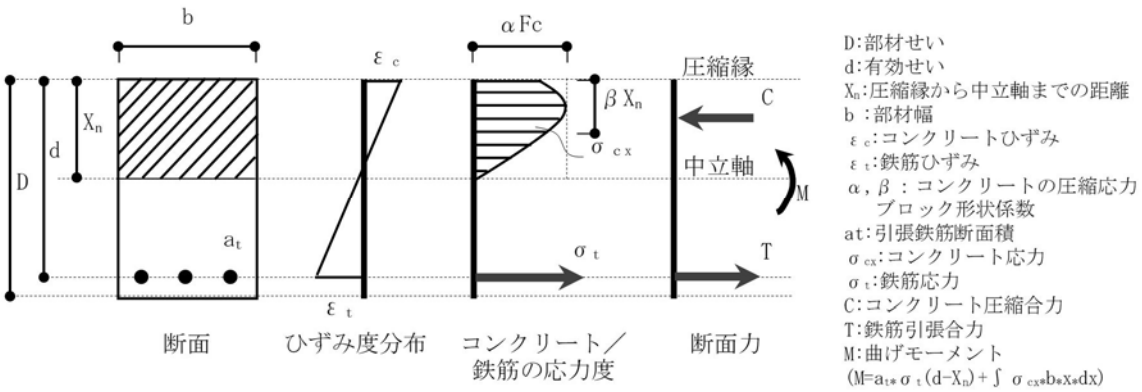
	要素番号	残留ひび割れ幅 ※
①	B699530	約 0.04 mm
②	B678799	約 0.04 mm
③	B696183	約 0.04 mm
④	B704282	約 0.04 mm
⑤	B703078	約 0.04 mm
⑥	B704112	約 0.04 mm
⑦	B696021	約 0.05 mm
⑧	B601447	約 0.13 mm

※解析終了時刻における鉄筋の軸方向引張応力より算定

第 1 図　側壁部及び床スラブ部の鉄筋位置における残留ひび割れ幅



第 2 図　鉄筋の応力－ひずみ関係とＳＥ後の鉄筋の応力レベル（SD345 鉄筋）



第 3 図　床スラブ断面応力状態

水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響

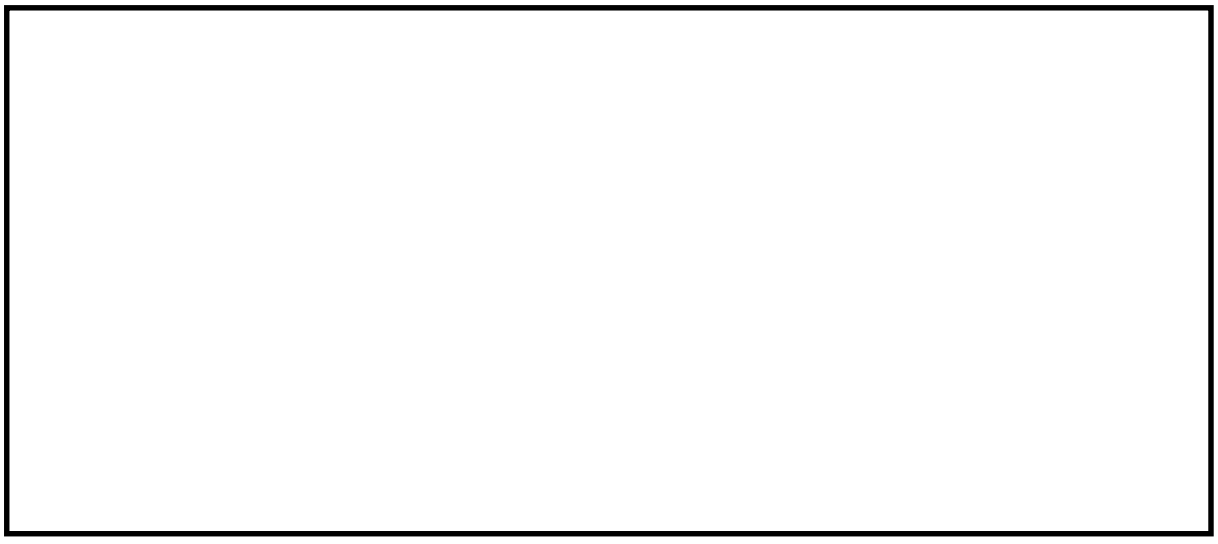
1. はじめに

溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食影響を緩和するための耐熱材としてペデスタル内に敷設するジルコニア製コリウムシールドについて，水蒸気爆発が発生した場合の影響を評価する。

2. コリウムシールドの設置構造

コリウムシールドの設置構造を第 1 図に示す。コリウムシールドは複数分割した部材を敷き詰める構造とし，固定用のボルトやアンカを部分的に使用することで，水蒸気爆発時の衝撃による周方向の荷重を分散し，水蒸気爆発による破損を防止する設計とする。

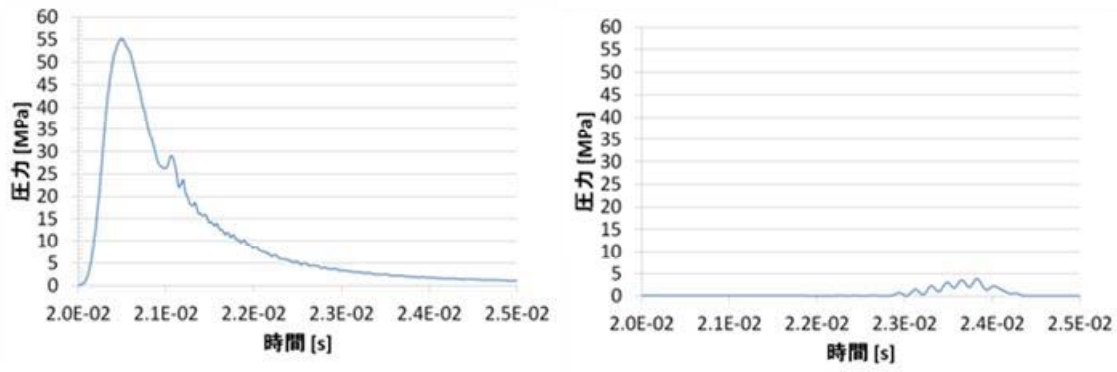
＜側面図＞　　＜正面図＞



第 1 図　コリウムシールド設置構造

3.　コリウムシールド部材（ジルコニア）の強度

水蒸気爆発によってペデスタルの床面及び壁面にかかる圧力荷重は第2図のとおり。ジルコニアの圧縮強度は試験によって［　　］以上が確認されていることから，コリウムシールドの健全性は維持可能である。



(a)床面荷重最大位置　　(b)壁面荷重最大位置

第2図　床面及び壁面にかかる圧力荷重の推移

4.　まとめ

水蒸気爆発の発生を想定した場合においても，コリウムシールドの健全性を維持可能である。

別紙

ジルコニアの圧縮強度について

水蒸気爆発発生時のジルコニア（ZrO_2）の圧縮強度は，試験測定結果に基づき設定している。測定方法と結果を以下に示す。

1. 試験条件

(1) 供試材

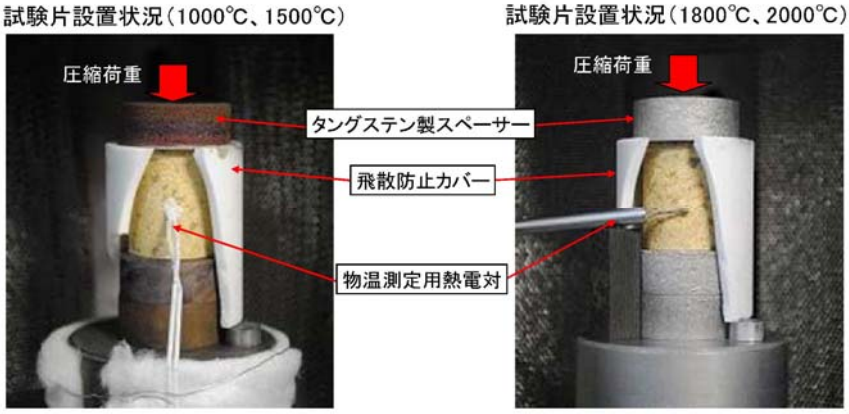
耐熱材：ZrO_2耐火材

形　状：円柱状（φ25×30mm）

(2) 試験条件（第1表，第1図）

第1表　試験条件

試験温度	室温，1,000℃，1,500℃，1,800℃，2,000℃
試験雰囲気	室温：大気中，それ以外：アルゴン
試験速度	クロスヘッド速度　0.5mm／min
昇温速度	20℃／min
温度保持時間	試験温度到達後 10min 保持
試験片本数	2本／条件



第1図　試験装置

(3)　圧縮強度の算出

圧縮強度σ_cは下式によって算出した。

$\sigma_c = P / S$

P：圧縮試験時の最大荷重［N］

S：試験片の断面積［mm^2］

2.　試験結果及び圧縮強度の設定

試験結果のうち，室温（20℃）及び1,000℃における結果を第2表に示す。水蒸気爆発発生時点におけるZrO_2耐熱材温度は水プールの水温程度と考えられ，室温から 1,000℃の範囲において圧縮強度は［　　］以上が確認されていることから，水蒸気爆発発生時点で考慮する圧縮強度として［　　］を設定する。

第2表　圧縮強度試験結果

温度（℃）	圧縮強度（MPa）		
	最小	最大	平均
20			
1,000			
1,500			
1,800			
2,000			

※本試験は，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。

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）

第 1 表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生，炉心領域での溶融進展状態について，TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における，燃料被覆管，制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について，測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し，仮想的な厳しい振り幅ではあるが，ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQUV，大破断 LOCA シーケンスともに，炉心溶融の開始時刻への影響は 小さい ・炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は，ほぼ変化しない	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。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，炉心溶融時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり，影響は小さいことを確認している。 本評価事故シーケンスでは，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。	炉心ヒートアップに関するモデルは，TMI 事故についての再現性及び CORA 実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，格納容器圧力挙動への影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	TQUX シーケンス及び中小破断 LOCA シーケンスに対して，MAAP コードと SAFER コードの比較を行い，以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり，その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認していることから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コード SAFER の評価結果との比較により水位低下幅は解析コード MAAP の評価結果の方が保守的であることを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	気液分離（水位変化）・対向流				
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析では，格納容器圧力及び温度について，温度成層化含めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器雰囲気温度を十数℃程度高めに，格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが，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種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また，非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。 CSTF 実験解析では，格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について，解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度，格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向を確認しているが，BWR の格納容器内の区画とは異なる等，実験体系に起因するものと考えられ，実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし，全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できている。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小さい。	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。

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，TMI事故分　析結果と一致することを確認した ・リロケーションの進展が早まることを想定し，炉心ノード崩壊のパラ　メータを低下させた感度解析により影響を確認した ・TQUV，大破断LOCAシーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した	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。	溶融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達				
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし，仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり，実機における影響は十分小さいと判断される。	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，原子炉圧力容器下鏡部温度が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。	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。
格納容器（炉心損傷後）	原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心挙動）	原子炉圧力容器外FCI現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，原子炉圧力容器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析によりBWR-5（Mark－Ⅰ改良型格納容器プラント）においては原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。このうち，BWR-5（Mark－Ⅱ型格納容器プラント）においては，最も感度のあるエントレインメント係数について感度解析を行った結果，エントレインメント係数を変化させた場合においても原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認していることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 （添付資料3.3.7）
	原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）				

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1／5）

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	約 3,279MW～約 3,293MW（実績値）	定格熱出力を設定	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	約 6.91～約 6.94MPa[gage]（実績値）	定格圧力を設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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（セパレータスカート下端から約＋122cm～約＋132cm）（実績値）	通常運転水位を設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，原子炉スクラム 10 分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位約 3m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48,300t／h（定格流量（100％））	定格流量の約 86％～約 104％（実績値）	定格流量を設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に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。	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃　料	９×９燃料（Ａ型）	装荷炉心ごと	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定	最確条件とした場合は，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，９×９燃料のＡ型又はＢ型炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd／t	燃焼度 33GWd／t 以下（実績値）	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。	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，発生する水蒸気は少なくなり，原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（緊急用海水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。	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，溶融炉心の持つエネルギが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／5)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2.2～約 4.7 kPa[gage]（実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるが，格納容器圧力を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるため，格納容器圧力が低めに推移するが，評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約 25℃～約 58℃（実績値）	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ドライウェル雰囲気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。	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによるドライウェル雰囲気温度の解析条件からの上昇は約 1℃であり，初期温度から格納容器限界温度 200℃までの余裕に対して十分に小さく，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	5,700m^3（設計値）	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器体積（ウェットウェル）	空間部：4,100m^3 液相部：3,300m^3	空間部： 約 4,092m^3～ 約 4,058m^3 液相部： 約 3,308m^3～ 約 3,342m^3 （実績値）	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	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによる格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによる格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水位	6.983m（通常運転水位－4.7cm）	約 7.000m～ 約 7.070m （実績値）	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	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによるサプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによるサプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことからく，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水温度	32℃	約 15℃～約 32℃（実績値）	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	最確条件とした場合は，解析条件で設定しているサプレッション・プール水温度よりおおむね低くなるが，サプレッション・プール水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，解析条件で設定しているサプレッション・プール水温度よりおおむね低くなるため，圧力スパイクへの影響としては，発生する蒸気量の低下が考えられるが，評価項目となるパラメータに対する影響は小さい。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3／5)

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）（設定値）	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）（設定値）	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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）底面から 1m	ペデスタル（ドライウェル部）底面から 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小さく抑えつつ，「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	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	最確条件とした場合は，ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度がおおむね低くなるが，注水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，ペデスタル（ドライウェル部）への注水温度がおおむね低くなり，原子炉圧力容器破損後時のペデスタル（ドライウェル部）プール水温度が低くなるが，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水温度が低い場合は，顕熱によるエネルギの吸収量が多くなり，潜熱で吸収するエネルギが相対的に減少し，圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部水源の容量	約 9,300m^3	9,300m^3以上（淡水貯水池＋代替淡水貯槽）	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上（軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク）	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(4／5)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	－	原子炉水位低下の観点で厳しい事象を設定	事故条件の起因事象は，解析条件の不確かさとして，大破断 LOCA を考慮した場合，原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが，操作手順（緊急用海水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。 （添付資料 3.3.8）	溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は，事故シーケンスを「大ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋全交流動力電源喪失」とし，本評価事故シーケンスの解析条件と同様，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合，原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果，事象発生から約 3.3 時間後に原子炉圧力容器破損に至り，圧力スパイクの最大値は約 0.20MPa[gage]となったが，圧力スパイクの最大値は本評価の結果と同程度であり，評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）以下であることから，評価項目を満足する。 （添付資料 3.3.8）
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失 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	－	－
	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を考慮しない	－	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		

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(5／5)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	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）にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合は，原子炉熱出力の低下が早くなるため，溶融炉心の持つエネルギが小さくなり，原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになるが，操作手順（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開始すること）に変わりはないことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，原子炉熱出力の低下が早くなるため，溶融炉心の持つエネルギが小さくなるが，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下（レベル２）信号	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閉止するものとして設定	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。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。	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが．その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。
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止（事象発生と同時）	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	逃がし安全弁	安全弁機能 7.79～8.31 MPa[gage] 385.2～410.6 t／h／個	安全弁機能 7.79～8.31 MPa[gage] 385.2～410.6 t／h／個 （設計値）	逃がし安全弁の安全弁機能の設計値として設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		逃がし安全弁（自動減圧機能）の２弁開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能）の２弁開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替循環冷却系	総循環流量：250m^3／h 格納容器スプレイ：250m^3／h 又は 150m^3／h 原子炉注水：100 m^3／h	総循環流量：250m^3／h 格納容器スプレイ：250m^3／h 又は 150m^3／h 原子炉注水：100 m^3／h	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	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第３表　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

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析条件	条件設定の考え方					
操作条件	緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系による海水通水操作及び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	事象発生から 90 分後	操作所要時間を踏まえて設定	【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可による残留熱除去系を用いた格納容器除熱不可と判断し，これにより緊急用海水系の起動準備を開始する手順としている。そのため，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 中央制御室における操作は，ポンプ起動，系統構成にかかる時間として緊急用海水系の起動に 20 分，代替循環冷却系の起動に 35 分を想定しており，操作時間に余裕を確保している。 【他の並列操作有無】 並列操作はなく，操作開始時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	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は事象発生 90 分後に開始することとしているが，余裕時間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。また，本操作の操作開始時間は，緊急用海水ポンプを用いた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，緊急用海水ポンプを用いた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，代替循環冷却系ポンプを用いた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。	緊急用海水ポンプを用いた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，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が大きくなる。	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 時間程度の余裕があることから，時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータ（模擬操作含む。）にて訓練実績を取得。訓練では緊急用海水ポンプを用いた緊急用海水系起動に約 16 分。代替循環冷却系ポンプを用いた代替循環冷却系起動に約 27 分。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。
	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実施から 19 分後	操作準備に必要な時間を考慮して設定	【認知】 格納容器下部水位確保操作は，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実施後に実施する手順としているため，認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 格納容器下部水位確保操作の所要操作時間は，以下のとおり。これらの操作を一連として行うため，操作所要時間は最長で 19 分間となる。 ●非常用母線からの負荷切替操作として 4 分を想定 ●格納容器下部注水系（常設）による注水操作として 15 分を想定 当該操作は中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり，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。	実態の操作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。	事象発生から 90 分後の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実施に対し，原子炉圧力破損までの時間は事象発生から約 4.5 時間ある。操作時間は約 19 分間であることから、操作完了後の排水時間 5 分を考慮しても，操作遅れに対して約 2.5 時間程度の余裕があることから，時間余裕がある。	中央制御室における操作のため，シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では，条件成立を前提として，格納容器下部注水系（常設）による注水開始に 5 分，注水停止に 3 分で操作可能であり，想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した

エントレインメント係数の圧力スパイクに対する影響

東海第二発電所（ＢＷＲ５，Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器）について，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における圧力スパイクに対して不確かさを有すると考えられるパラメータのうち，エントレインメント係数を変化させた場合※の影響を確認した。確認結果を以下に示す。

※「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて　第5部ＭＡＡＰ　添付2溶融炉心と冷却材の相互作用について」では，ＢＷＲ，Ｍａｒｋ－Ｉ改良型格納容器について，デブリ粒子径を変化させた場合の圧力スパイクに対する感度を評価しているが，その結果，デブリ粒子径を変化させても圧力スパイクはほぼ変わらないことを確認しているため，Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器に対するデブリ粒子径に関する感度の評価は不要と判断した。

1.　評価条件

・エントレインメント係数を除き，今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）と同じ評価条件とした。

・第1表に感度解析の条件を示す。エントレインメント係数について，ベースケースではＭＡＡＰ推奨範囲（□～□）のうちおよそ中間となる□を設定しているが，感度解析ケースでは，ＭＡＡＰの当該係数の推奨範囲のうち最大値（□）と最小値（□）を設定した。

2.　評価結果

第2表及び第1図から第3図にベースケース及びエントレインメント係数についての感度解析の評価結果を示す。感度解析の結果，事象発生約4.5時

間後に原子炉圧力容器の破損が発生した直後の格納容器圧力は，感度解析ケース（最大値）の方が僅かに大きい結果となったが，評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）を下回る結果となった。

3. 結論

エントレインメント係数を変動させた場合であっても，圧力スパイクのピークが評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）を下回ることを確認した。

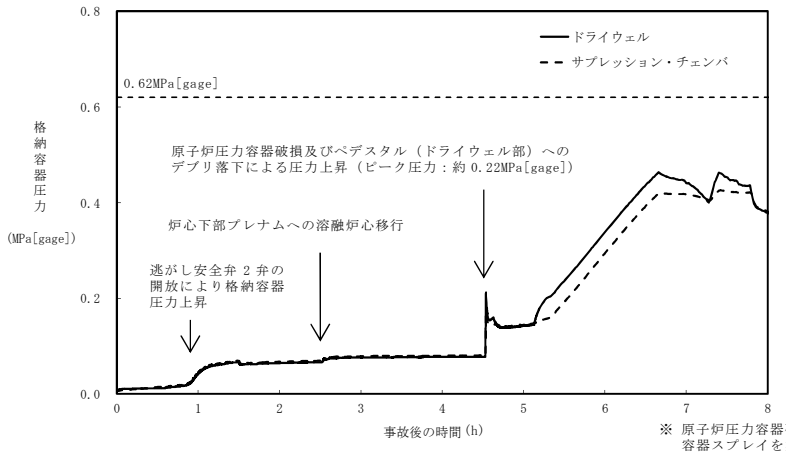
また，ＢＷＲ５，Ｍａｒｋ－Ⅱ型格納容器の場合についても，エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度は小さく，その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいことを確認した。

第 1 表　解析条件のまとめ

条件	ベースケース	感度解析ケース	
エントレインメント係数	□	□	□
設定根拠	MAAP 推奨値のノミナル値	MAAP 推奨範囲の最小値	MAAP 推奨範囲の最大値

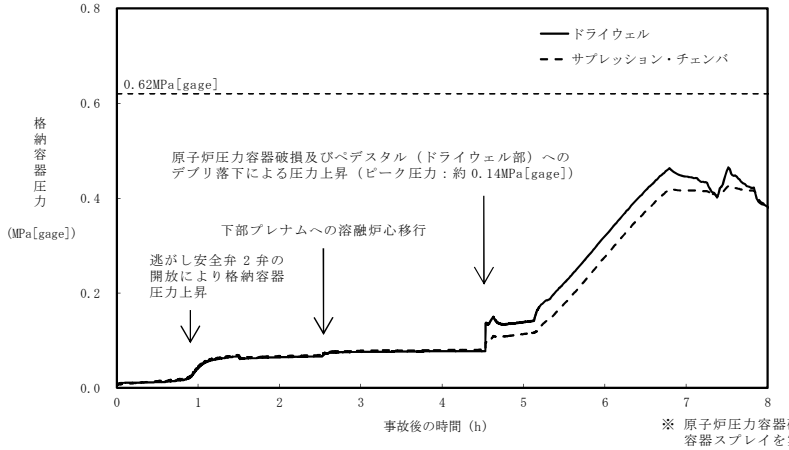
第 2 表　解析結果のまとめ

事象進展	ベースケース	感度解析ケース（最小値）	感度解析ケース（最大値）
炉心損傷	約 35 分	約 35 分	約 35 分
炉心支持板破損	約 2.5 時間	約 2.5 時間	約 2.5 時間
RPV 破損	約 4.5 時間	約 4.5 時間	約 4.5 時間
溶融炉心落下による PCV ピーク圧力	約 0.22MPa[gage]	約 0.14MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]



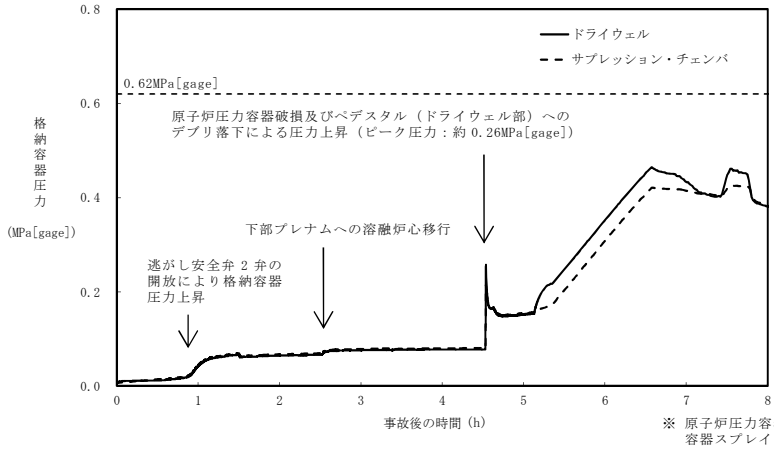
※ 原子炉圧力容器破損判断後は，格納容器スプレイを実施し，格納容器スプレイによって格納容器圧力の上昇を抑制する。

第 1 図　格納容器圧力の推移（ベースケース）



※ 原子炉圧力容器破損判断後は，格納容器スプレイを実施し，格納容器スプレイによって格納容器圧力の上昇を抑制する。

第 2 図　格納容器圧力の推移（感度解析ケース（最小値））



※ 原子炉圧力容器破損判断後は，格納容器スプレイを実施し，格納容器スプレイによって格納容器圧力の上昇を抑制する。

第 3 図　格納容器圧力の推移（感度解析ケース（最大値））

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

1. 評価の目的

今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では，格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスのプラント損傷状態として，水蒸気爆発に対する条件設定の厳しさを考慮し，溶融炉心の内部エネルギの観点でより厳しいと考えられるＴＱＵＶを選定しており，起因事象としては原子炉水位の低下の観点で最も厳しい給水流量の全喪失を設定している。

一方，起因事象として大破断ＬＯＣＡを仮定した場合，原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の放出によって格納容器圧力が上昇することに加え，原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなり，圧力スパイクの最大値がベースケースに比べて高い値となる可能性が考えられる。

このため，解析条件のうち初期条件の不確かさとして，起因事象が大破断ＬＯＣＡの場合の圧力スパイクへの影響を確認する。

2. 評価条件

ベースケースの評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は，ベースケースの評価条件と同等である。

・起因事象を大破断ＬＯＣＡとし，事故シーケンスを「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋ＦＣＩ（ペデスタル)」とした。

・起因事象を大破断ＬＯＣＡとした場合，リロケーションに伴い格納容器温度が急激に上昇するため，これに備えた運転手順に従い，事象発生の 25 分後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

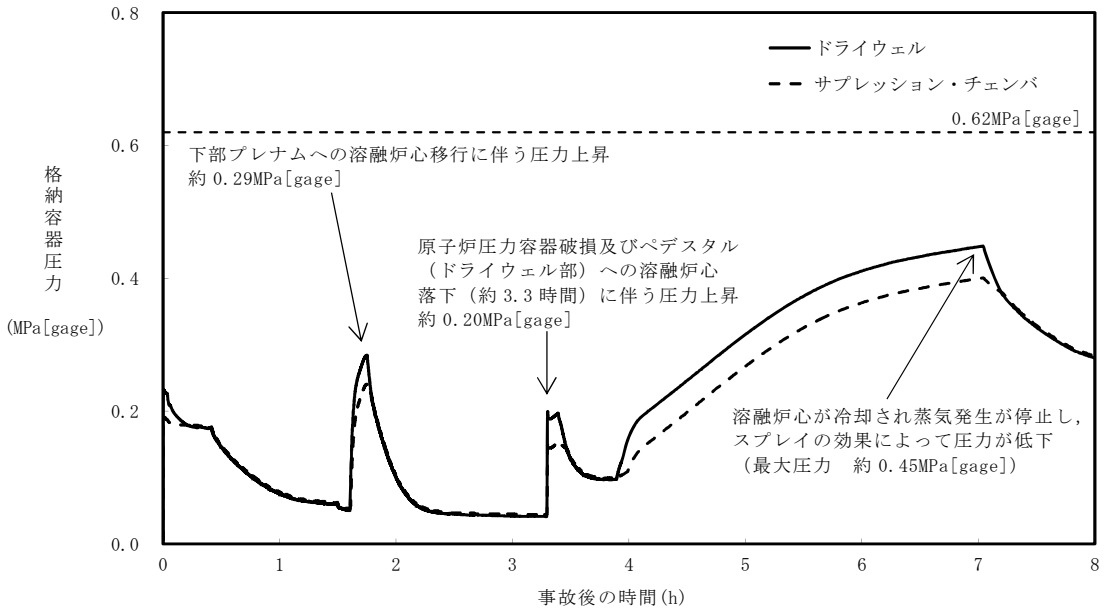
（常設）によるドライウェルスプレイを 130m^3／h で開始し，事象発生の 90 分後に代替循環冷却系による格納容器除熱を開始した時点で停止するものとした。

・リロケーション発生時には，代替循環冷却系による格納容器除熱を実施している状態でも格納容器温度が上昇するため，格納容器温度が 171℃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）によるドライウェルスプレイを 300m^3／h で再開し，格納容器温度が 151℃まで低下した時点で停止するものとした。

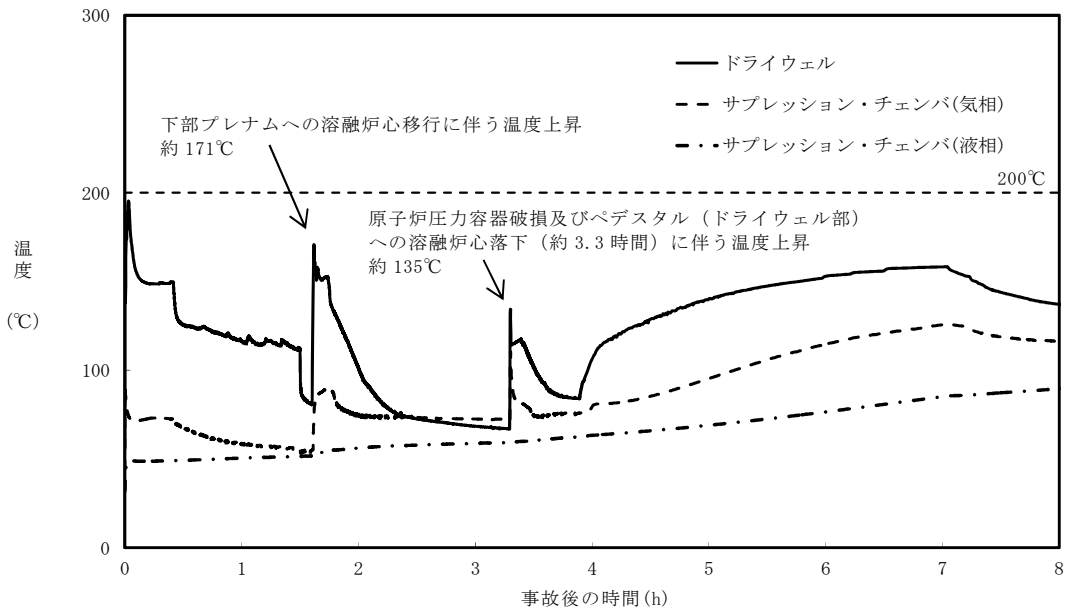
3. 評価結果

格納容器圧力の評価結果を第 1 図，格納容器雰囲気温度の評価結果を第 2 図に示す。

事象発生から約 3.3 時間後に原子炉圧力容器破損に至り，圧力スパイクのピーク値は約 0.20MPa[gage]となり，圧力スパイクのピーク値はベースケースの結果より低く，評価項目である最高使用圧力の 2 倍（0.62MPa[gage]）を下回るため，格納容器バウンダリの機能は維持されることを確認した。



第 1 図　格納容器圧力の推移



第 2 図　格納容器雰囲気温度の推移

3.4　水素燃焼

3.4.1　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「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。

(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「水素燃焼」では，ジルコニウムー水反応，水の放射線分解，金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等により発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し，水の放射線分解により発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため，緩和措置がとられない場合には，格納容器内の水素と酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ，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，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び格納容器内への窒素供給によって，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に維持し，格納容器の破損を防止する。また，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」のとおり，コリウムシールドの設置及びペデスタル（ドライウェル部）への注水によって水素発生を抑制する。

なお，格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断されるが，東海第二発電所において重大事故が発生した場合，ジルコニウムー水反応によって水素濃度は 13vol%を大きく上回る。このため，本格納容器破損モー

ドによる格納容器の破損を防止する上では，酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。

(3)　格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給により，水素燃焼による格納容器破損を防止する。

「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり，格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。

3.4.2　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，国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シーケンスであるが，格納容器において事象進展を緩和できると考えられる事故シーケンスとして抽出されている「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」である。

この事故シーケンスは，「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）」の評価事故シーケンスと同じであることから，本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また，評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は，「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」では格納容器圧力逃がし装置に期待することで，格納容器内の気体が排出され，水素及び酸素の絶対量が減少することで，格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

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，原子炉圧力容器破損，放射線水分解等による水素・酸素発生，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，スプレイ冷却，放射線水分解等による水素・酸素発生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により格納容器圧力，格納容器雰囲気温度，格納容器内の気相濃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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。この他に，本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第 3.4-1 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．初期条件

(a)　初期酸素濃度

格納容器の初期酸素濃度，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は，運転上許容される上限の 2.5vol%（ドライ条件）とする。

ｂ．事故条件

(a)　炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量

炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，全炉心内のジルコニウム量の 75%が水と反応した場合と解析コードＭＡＡＰの評価結果であるジルコニウム－水反応量（約 10.1%）を比較し，水素発生量が少ない解析コードＭＡＡＰの評価結果を用いた。これは，重大事故が発生した場合，ジルコニウム－水反応によって水素濃度は 13vol%を大きく上回ること及び格納容器内の水素濃度が低い場合，相対的に酸素濃度は高くなることから，酸素濃度の上昇による可燃限界到達の観点で厳しいシーケンスとなるためである。

(b)　水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合

水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は，解析コ

ードＭＡＡＰで得られる崩壊熱をもとに評価する。ここで，水素及び酸素の発生割合（Ｇ値（100eV 当たりの分子発生量），以下，「Ｇ値」という。）は，それぞれ 0.06，0.03 とする。また，原子炉冷却材による放射線エネルギの吸収割合は，サプレッション・プール内の核分裂生成物については，β線，γ線ともに 1，サプレッション・プール以外に存在する核分裂生成物ついてはβ線，γ線ともに 0.1 とする。

（添付資料 3.4.1，3.4.2）

(c)　金属腐食等による水素発生量

格納容器内の亜鉛の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は，ジルコニウムー水反応による水素発生量に比べて少なく，また，水素の発生は，格納容器内の水素濃度を上昇させ，酸素濃度を低下させると考えられることから，金属腐食等による水素発生量は考慮しない。

（添付資料 3.1.2.10）

(3)　有効性評価の結果

本評価事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。この他に，本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として，格納容器圧力，格納容器雰囲気温度，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 3.4-1 図から第 3.4-10 図に，事象発生から 7 日間における酸素濃度の最大値と到達時間を第 3.4-2 表に示す。

ａ．事象進展

事象進展は3.1.2.2(4)ａ.と同じである。

上記の事象進展に伴い，主に炉心の露出から炉心再冠水までの間に，全炉心のジルコニウム量の約 10.1%が水と反応して水素が発生する。また，炉心の冠水に伴い，事象発生から約2.7時間後にジルコニウムー水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに，破断口からドライウェルに流入する。また，原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバ内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は，サプレッション・チェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い，格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。事象発生から約84 時間後に，格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し，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，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，格納容器圧力が310kPa[gage]に到達した時点で停止する。

ｂ．評価項目等

格納容器内の水素濃度は，事象発生直後から 13vol%を上回るが，格納容器内酸素濃度が 4.0vol%（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 4.0vol%であり，可燃限界を下回る。

その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し,格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る可能性のある場合については,格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作によって水素及び酸素を排出し，水素濃度及び酸素濃度を低減することで，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」に示す(6)の評価項目について，酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また，(7)の評価項目について，可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち，可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については，評価事故シーケンス及び格納容器破損防止対策が同じである「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。

なお，本評価は選定された評価事故シーケンスに対する，「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(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を評価するものであり，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合の水素発生の影響については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において，「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(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。

3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスは，「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）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「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」と同様である。よって以下では，格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。

(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ける，解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は，「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。

(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，「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが，本評価事故シーケンスを評価する上で，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

初期条件の初期酸素濃度は，解析条件の 2.5vol％に対して最確条件は約 1～2vol％であり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，初期酸素濃度が低くなるため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウムー水反応による水素発生量は，解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1％ が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には水素発生量が変動する可能性があるが，本評価事故シーケンスにおいては，水素発生量を

操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

金属腐食等による水素発生量は，最確条件とした場合には水素発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるがため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

事故条件の水の放射線分解によるG値は，解析条件の水素：0.06，酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが，G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合，格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には，格納容器圧力逃がし装置を使用し，格納容器内の気体を排出する必要がある。なお，格納容器圧力逃がし装置に係る運転員等の操作については，「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」において，成立性を確認している。

（添付資料 3.4.3，3.4.4）

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の初期酸素濃度は，解析条件の 2.5vol％に対して最確条件は約 1～2vol％であり，本解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には初期酸素濃度が低くなるため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。

事故条件の炉心内のジルコニウムー水反応による水素発生量は，解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約 10.1％ が水と反応して発生

する水素量に対して，最確条件は事象進展に依存するものであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウムー水反応による水素発生量は，運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間については，「3.1.2.3(2)ｂ．操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており，炉心内のジルコニウムー水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合，第 3.4-11 図及び第 3.4-12 図に示すとおり，全炉心内のジルコニウム量の約 15.3% が水と反応し，炉心内のジルコニウムー水反応による水素発生量は 5 割程度増加 するが，ドライ条件における酸素濃度は，酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.4vol% であり，可燃限界を下回る。また，本評価における酸素濃度と同等の値であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，仮に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合，第 3.4-13 図及び第 3.4-14 図に示すとおり，全炉心内のジルコニウム量の約 7.6% が水と反応し，炉心内のジルコニウムー水反応による水素発生量は 1 割程度減少 するが，ドライ条件における酸素濃度は，酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.6vol% であり，可燃限界を下回る。また，本評価における酸素濃度と同等の値であることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

金属腐食等による水素発生量は，最確条件とした場合には水素発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素

濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。

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

G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合として，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評価に用いているG値（沸騰状態の場合，水素：0.4，酸素：0.2，非沸騰状態の場合，水素：0.25，酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。第 3.4-15 図から第 3.4-17 図に示すとおり，格納容器内の酸素濃度は，ドライ条件において事象発生から約 26.4 時間 で 4.3vol％に到達するが，格納容器圧力逃がし装置を用いた格納容器内の気体の排出操作には十分な時間余裕がある。4.3vol％到達時点で格納容器内の気体の排出操作を実施すると，水蒸気とともに非凝縮性が格納容器外に押し出される。また，可搬型窒素供給設備を用いた格納容器内への窒素供給により，ドライ条件においても酸素濃度は可燃限界である 5vol％に到達しないため，水素燃焼が発生することはない。

格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合，その対応フローは「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）」のうち，「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」と同じで

あり，格納容器圧力逃がし装置等の操作が必要となる時間は，「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」よりも，本感度解析による評価結果の方が遅いことから，水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中へのＣｓ－137 の総放出量の観点でも，本感度解析による評価結果の方が，事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから，「3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合」の評価結果である約 3.6TBq を超えることはなく，評価項目である 100TBq を十分に下回る。

（添付資料 3.4.3，3.4.4，3.4.5）

ｂ．操作条件

本評価事故シーケンスにおける操作条件は，「3.1.2.3(2)ｂ．操作条件」と同様である。

(3) 操作時間余裕の把握

本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。

(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。この他，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

3.4.4　必要な要員及び資源の評価

本評価事故シーケンスは，「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち，「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから，必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。

3.4.5　結論

格納容器破損モード「水素燃焼」では，ジルコニウムー水反応等によって発生した水素と，水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ，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「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。

格納容器破損モード「水素燃焼」では，酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ，炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている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，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により，酸素濃度はドライ条件においても可燃限界である 5vol%以下となることから，水素燃焼に至ることはなく，評価項目を満足している。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，窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化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「水素燃焼」に対して有効である。

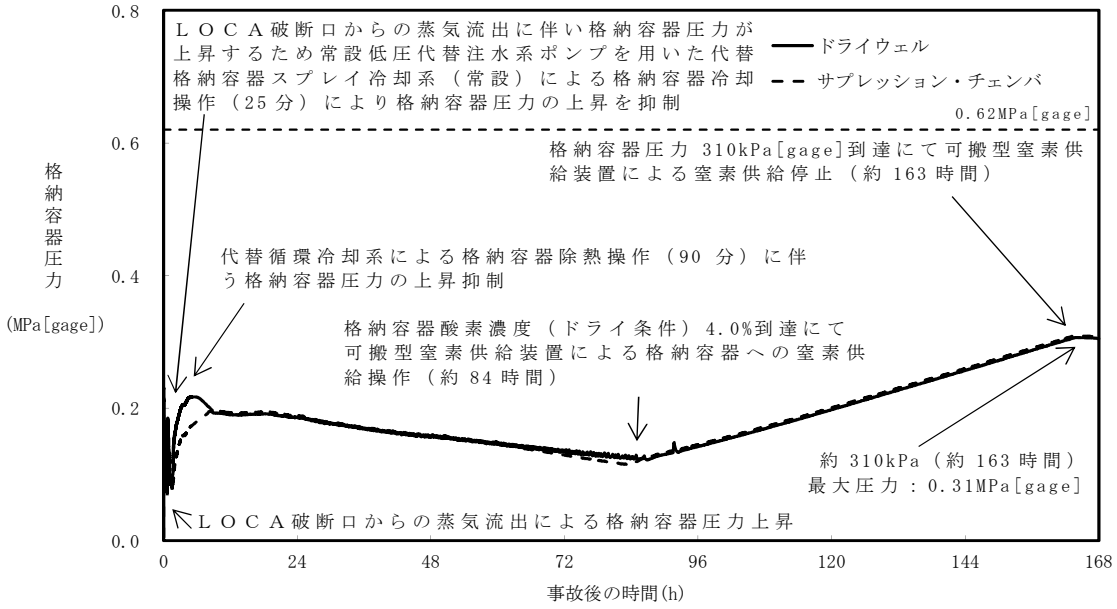
第 3.4-1 表　主要解析条件（水素燃焼）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	初期酸素濃度	2.5vol％	運転上許容する値の上限として設定
事故条件	炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 10.1％が水と反応して発生する水素量	解析コードＭＡＡＰによる評価結果
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素：0.06 分子／100eV 酸素：0.03 分子／100eV	重大事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

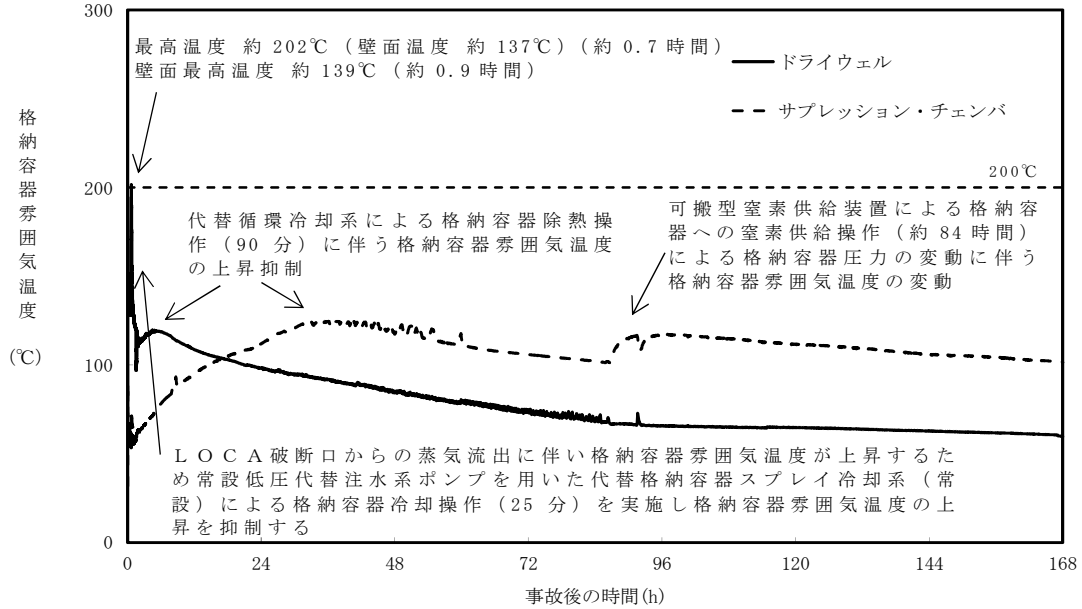
第 3.4-2 表　事象発生から 7 日間（168 時間）における酸素濃度の最大値及び到達時間※

	ウェット条件	ドライ条件
ドライウェル	約 2.7vol％（約 115 時間）	約 2.8vol％（約 106 時間）
サプレッション・チェンバ	約 2.5vol％（約 0.3 時間）	約 4.0vol％（約 84 時間）

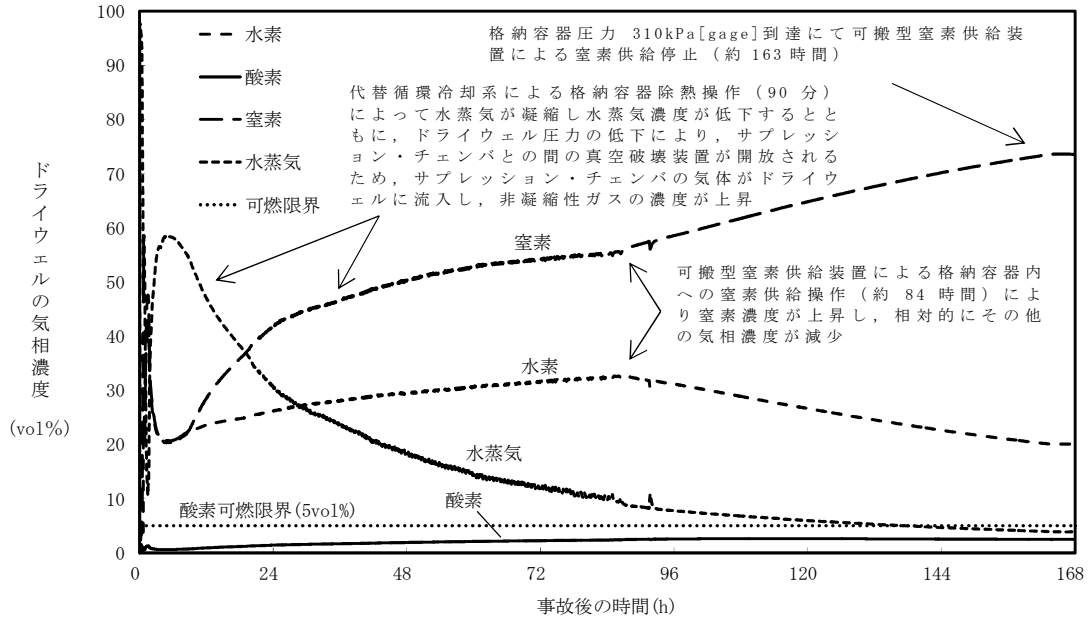
※　全炉心内のジルコニウム量の約 10.1％が反応した場合



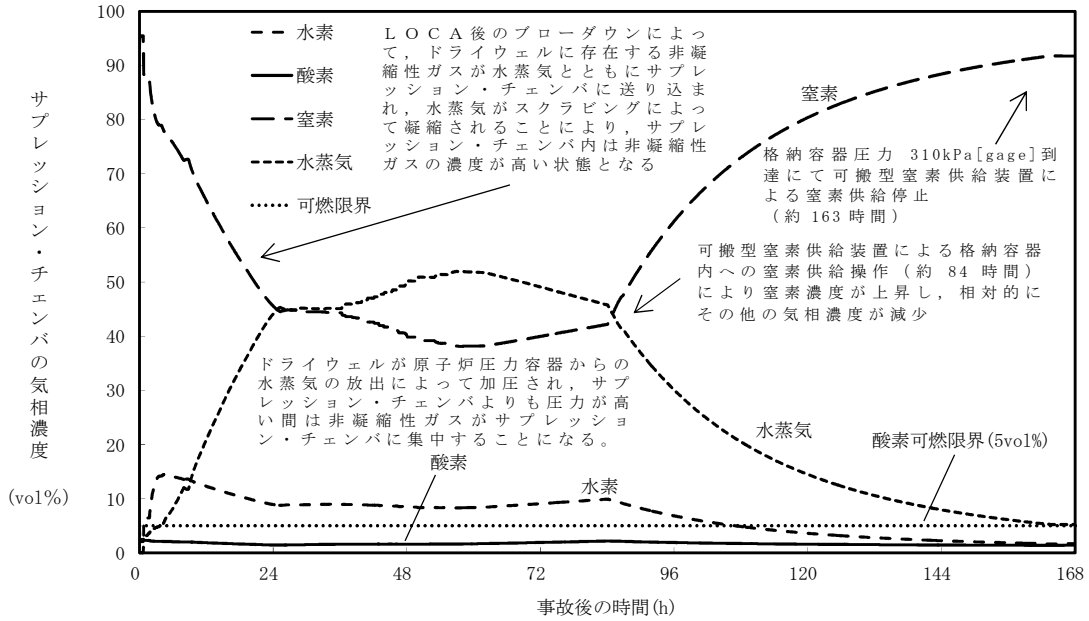
第 3.4-1 図　格納容器圧力の推移



第 3.4-2 図　格納容器雰囲気温度の推移

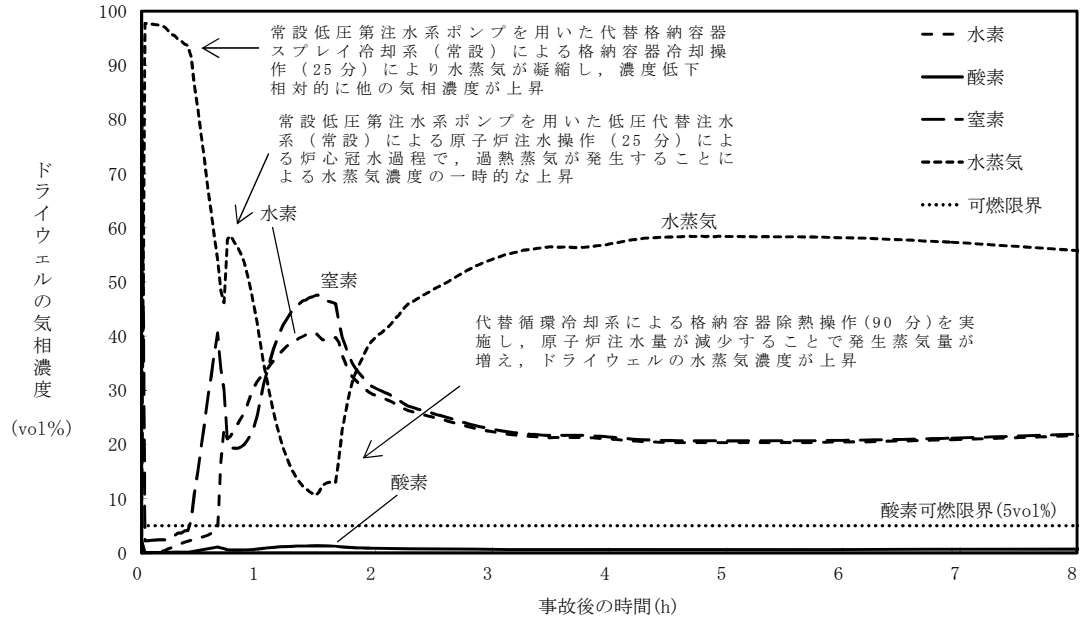


第 3.4-3 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）



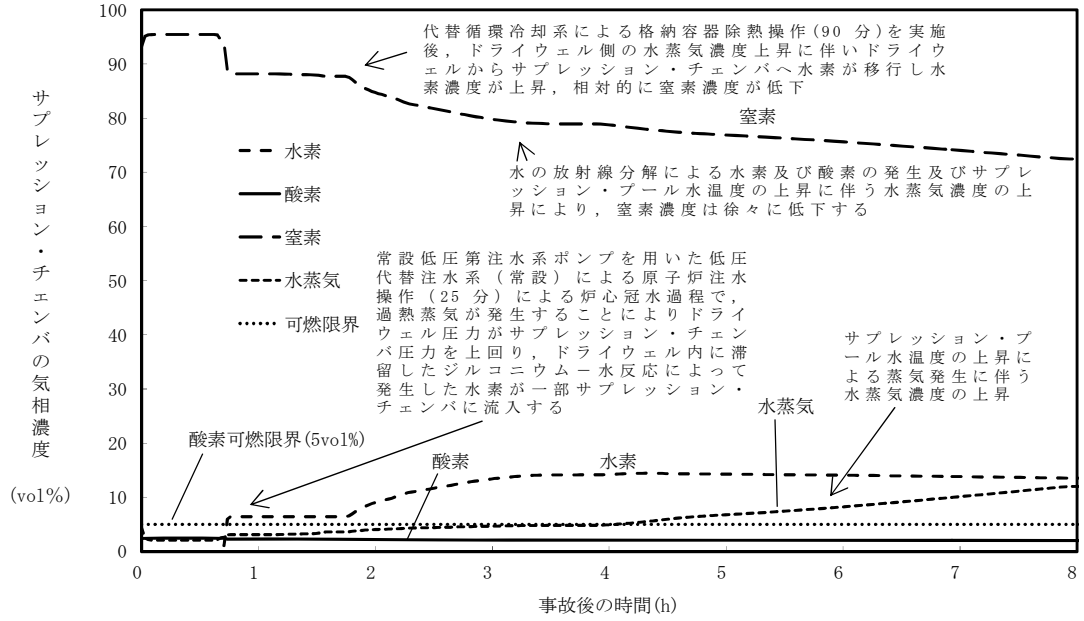
第 3.4-4 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移

（ウェット条件）



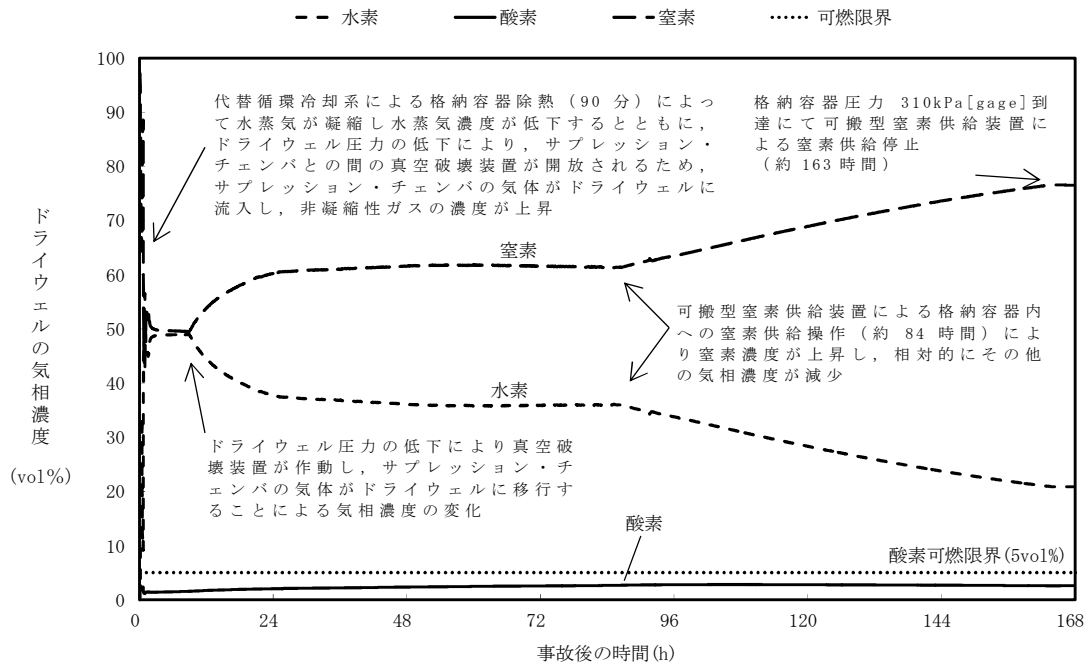
第 3.4-5 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

（短期挙動）

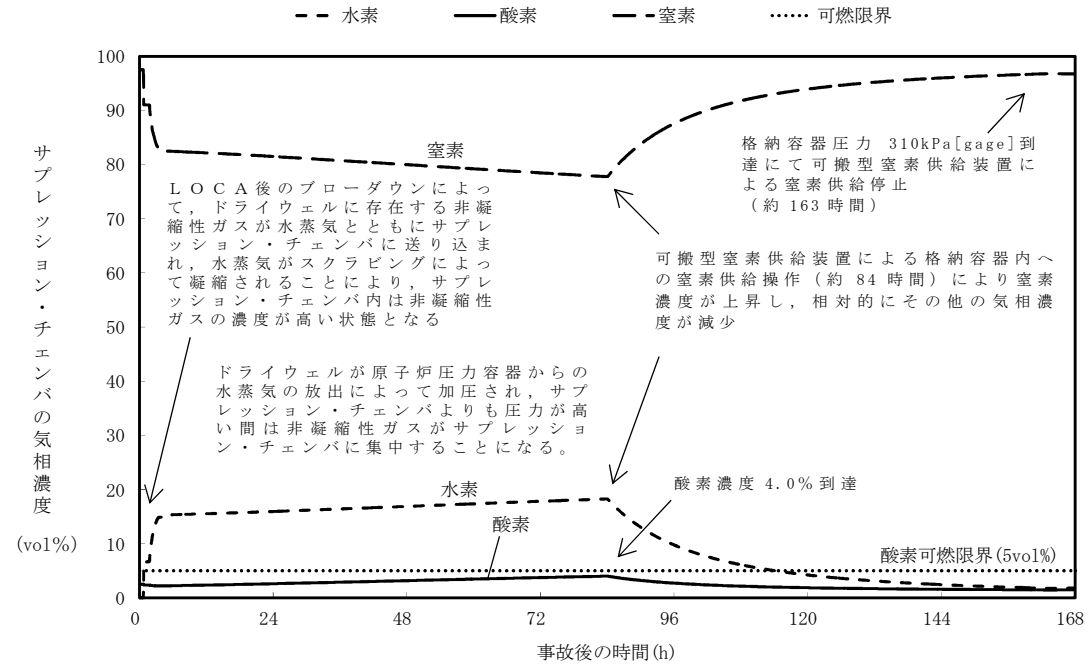


第 3.4-6 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移

（ウェット条件）（短期挙動）

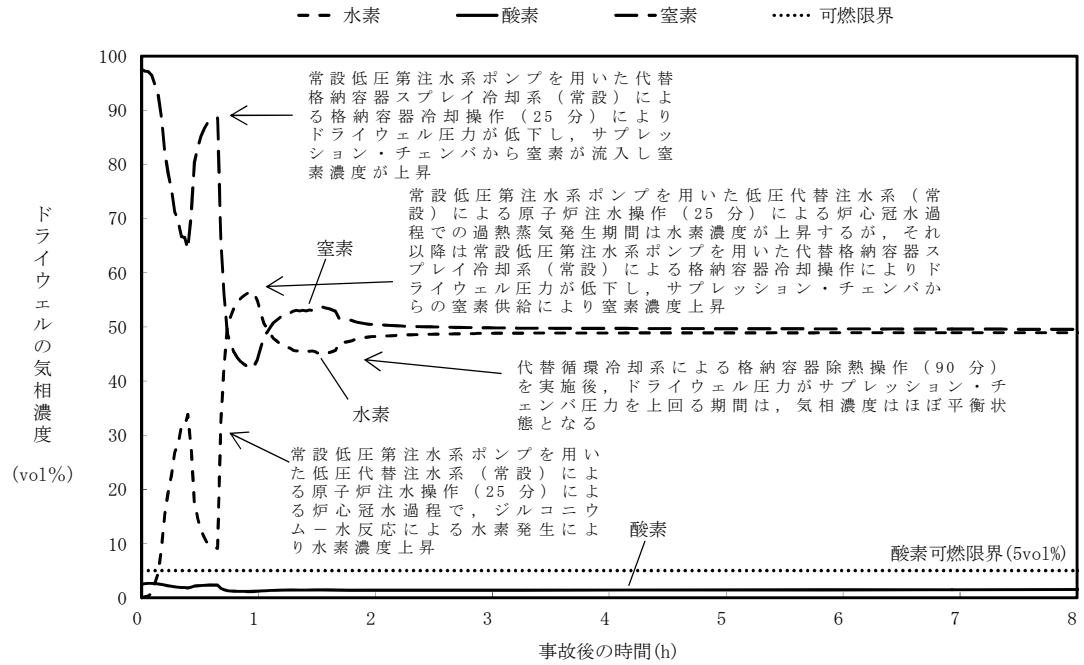


第 3.4-7 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



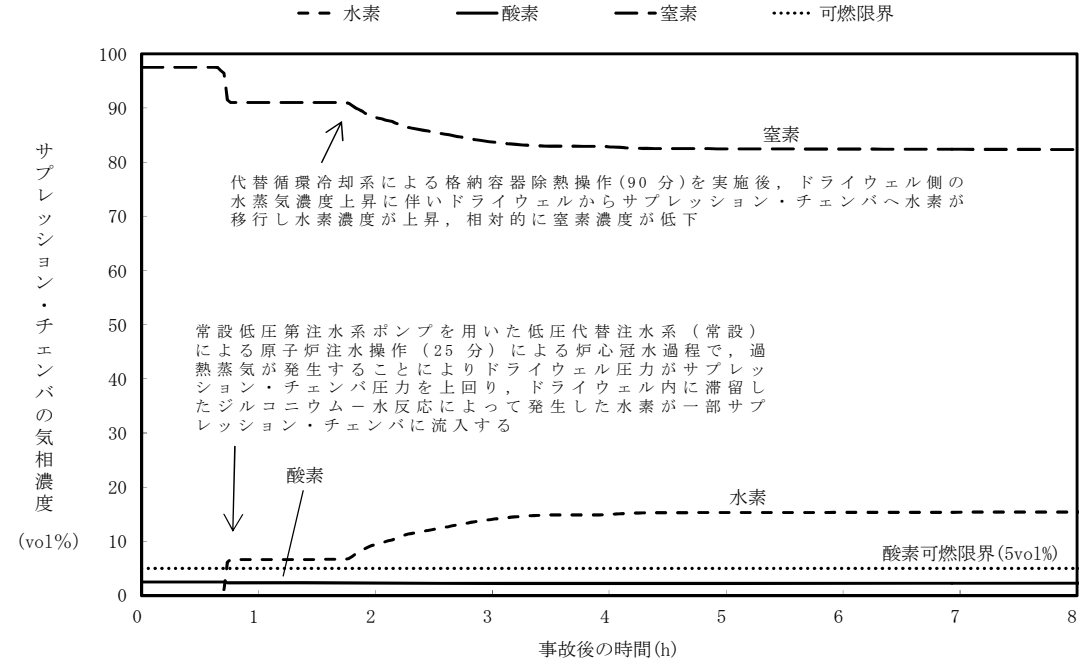
第 3.4-8 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移

（ドライ条件）



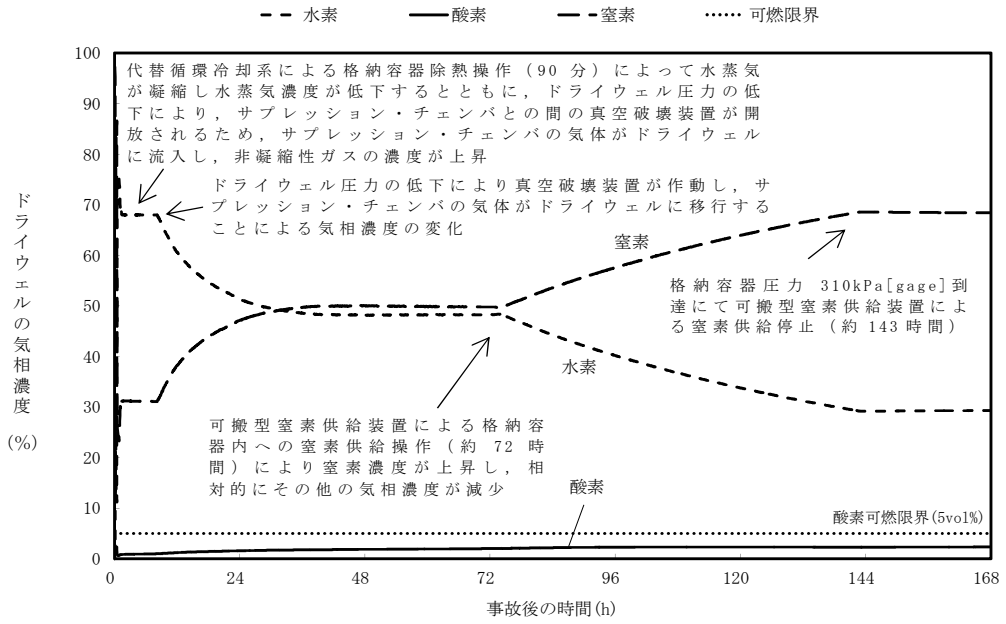
第 3.4-9 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

（短期挙動）

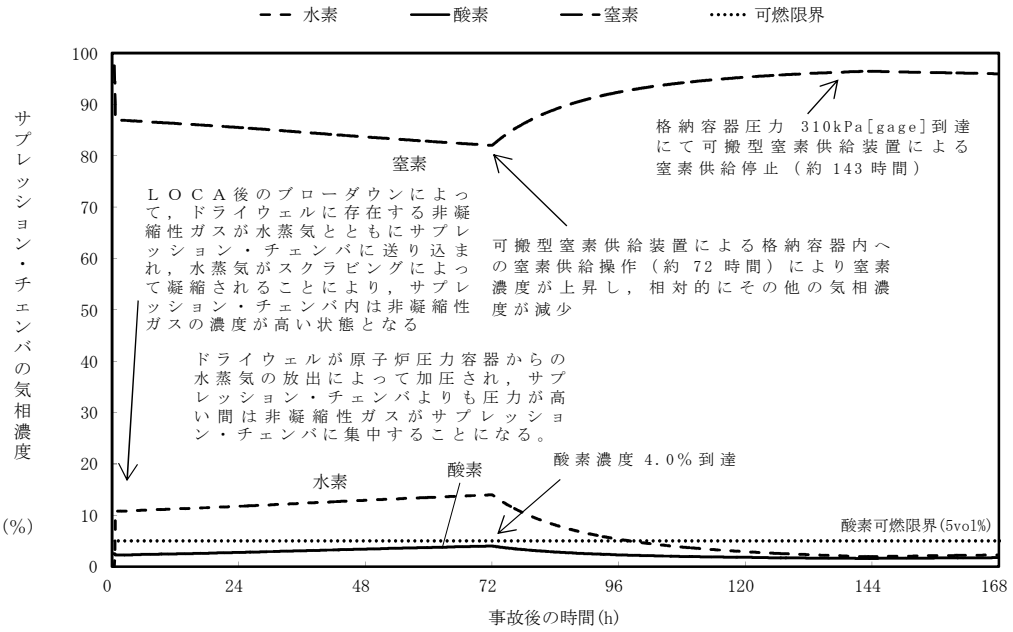


第 3.4-10 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移

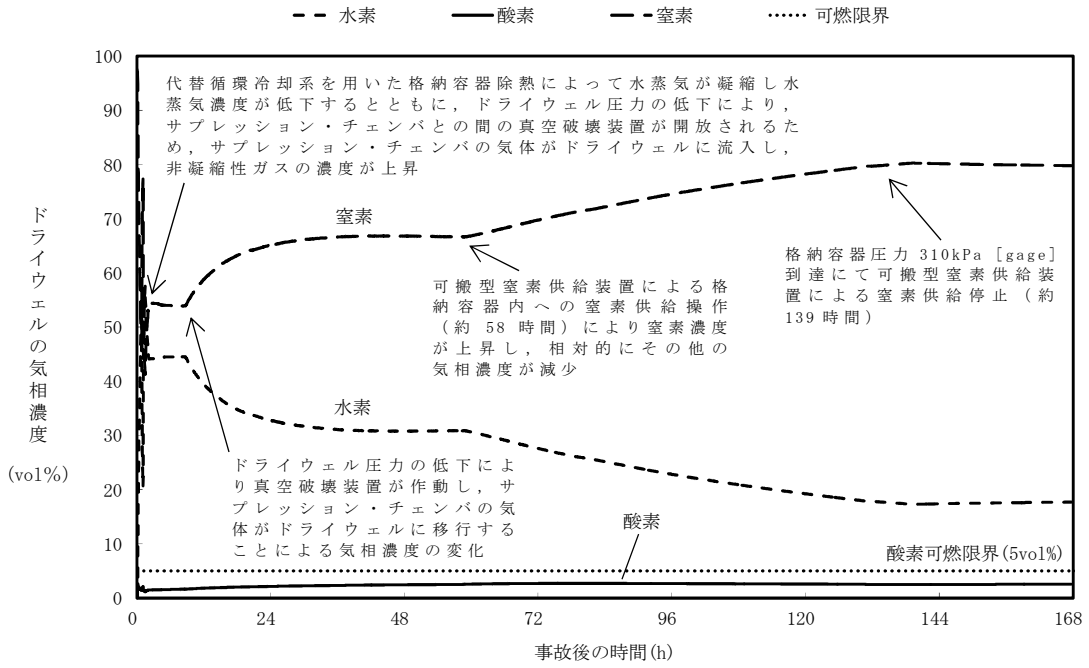
（ドライ条件）（短期挙動）



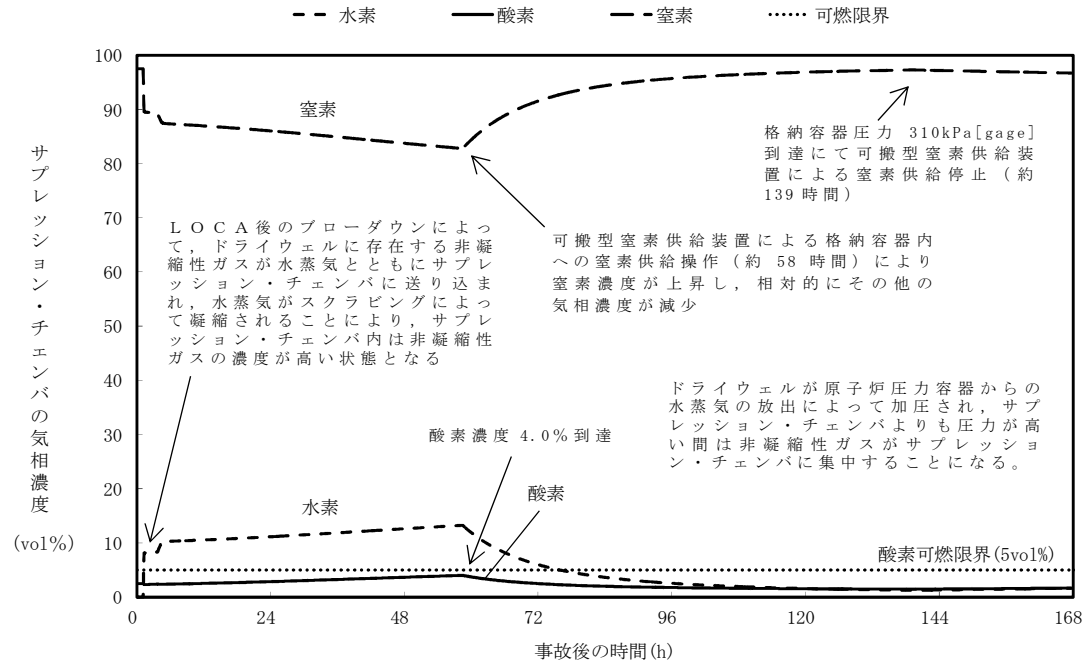
第 3.4-11 図　事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



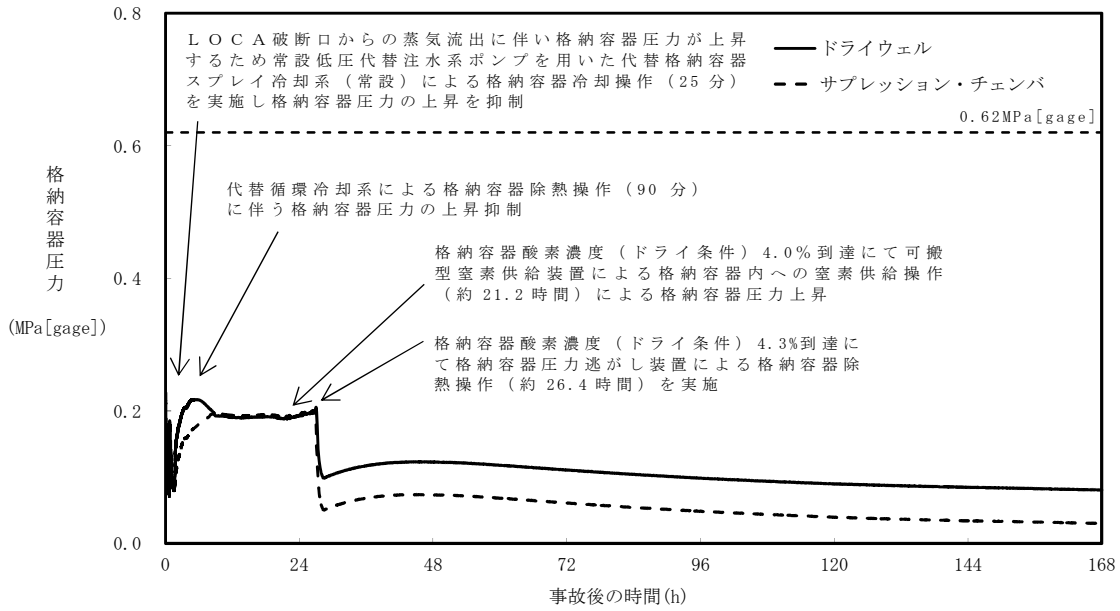
第 3.4-12 図　事象発生から 15 分後に原子炉注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



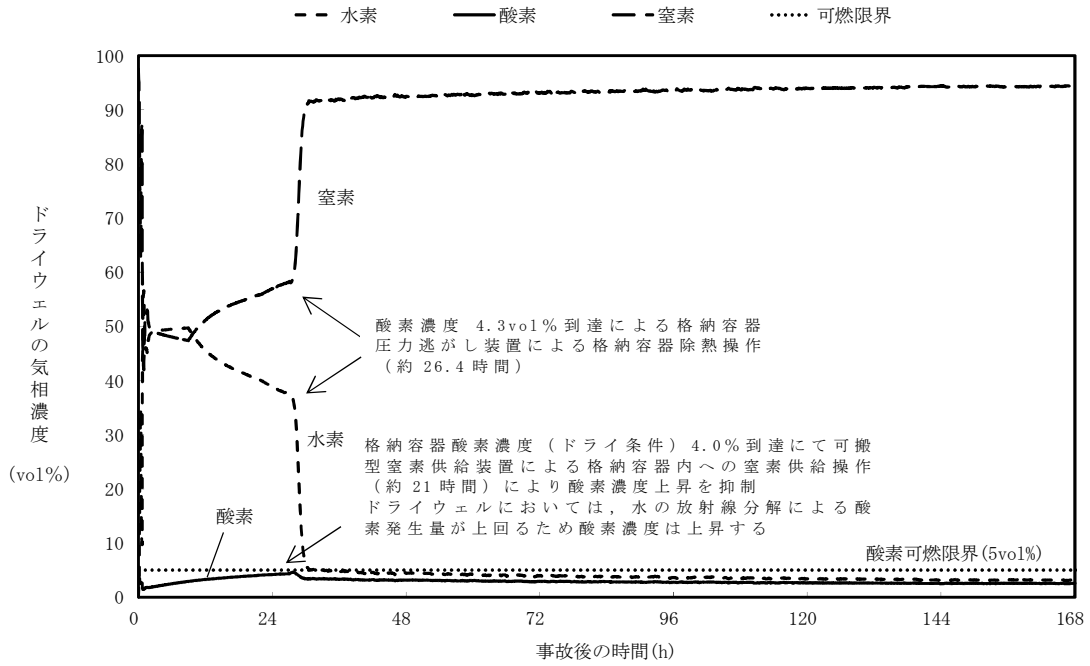
第 3.4-13 図　事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



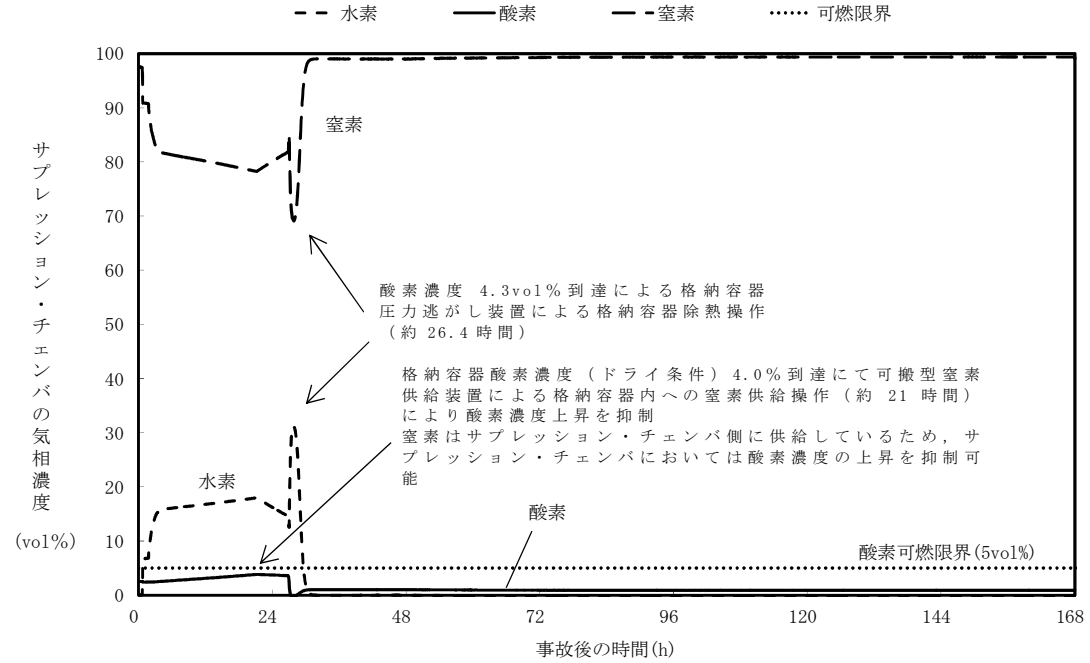
第 3.4-14 図　事象発生から 50 分後に原子炉注水を開始した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 3.4-15 図　Ｇ値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移



第 3.4-16 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合の
ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 3.4-17 図　G 値を設計基準事故ベースとした場合の
サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

水の放射線分解の評価について

1. 水の放射線分解の考慮

水がγ線等の放射線エネルギを吸収すると非常に短時間の間に水の放射線分解が起こり，H（水素原子），OHラジカル，e_{aq}^{+}（水和電子），HO_2ラジカル，H^{+}（水素イオン）及び分子生成物のH_2，H_2O_2（過酸化水素）を生じる。また，これらの反応と並行して以下の化学反応が生じ，H_2がOHラジカルと反応して水に戻る等の再結合反応が起こる。なお，酸素は過酸化水素の分解によって生成される。

$H_2 + OH \rightarrow H + H_2O$　　式①

$H + H_2O_2 \rightarrow OH + H_2O$　　式②

$H + OH \rightarrow H_2O$　　式③

格納容器破損モード「水素燃焼」における重大事故等対策の有効性評価では，水の放射線分解による水素及び酸素の生成をモデル化している。

東海第二発電所は，運転中，格納容器内が窒素で置換されている。炉心損傷に至った場合及びその後の原子炉圧力容器破損後には，水－ジルコニウム反応や溶融炉心・コンクリート相互作用等，水素については多量に放出されるメカニズムが考えられるものの，酸素に関しては水の放射線分解が支配的な生成プロセスである。水素に関しては上記の反応によって比較的短時間で可燃限界の濃度を超えることから，格納容器内の気体の濃度を可燃限界以下に維持する観点では酸素濃度を低く維持することが重要となる。

以下では，この酸素の支配的な生成プロセスである水の放射線分解について，本評価で用いた考え方を示す。

2.　水の放射線分解による水素及び酸素量の計算

水の放射線分解による水素及び酸素の生成量は以下の式（１）で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.6\times10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02\times10^{23}} \times \Delta t \qquad \text{式（１）}$$

式（１）のパラメータは以下のとおり。

Δn　　：水の放射線分解による水素（酸素）発生量[mol]

Q_{decay}　　：崩壊熱[W]

E　　：放射線吸収割合[-]

－サプレッション・プール以外のＦＰ：β線，γ線ともに 0.1

－サプレッション・プール内のＦＰ：β線，γ線ともに 1

G　　：実効Ｇ値[分子／100eV]

－水素　：G(H2)＝0.06

－酸素　：G(02)＝0.03

Δt　　：タイムステップ[sec]

放射線吸収割合について，炉内については，炉心から放出される放射線が水に吸収される割合を解析によって評価した結果，約 1%となったことから，これを保守的に考慮して 10%とした。また，炉外のＦＰについては水中に分散していることを考慮し，保守的に放射線のエネルギの 100%が水の放射線分解に寄与するものとした。[1]

今回はβ線及びγ線を考慮の対象とし，α線については考慮の対象としていない。α線については飛程が短いため，大部分が溶融炉心等に吸収されるものと考え，α線による水の放射線分解への寄与は無視できるものとした。また，本評価では電力共同研究（以下「電共研」という。）において求めたＧ値を用いているが，これはγ線源による照射によって得られた実験結果であ

る。β線はγ線に比べて飛程が短いことから溶融炉心等に吸収され易く，γ線源による実験結果のＧ値をβ線に対して適用することは，放射線分解に伴う水素及び酸素濃度を多く見積もる点で保守的な取り扱いと考えられる。

放射線の吸収エネルギ 100eV 当たりに生成する原子･分子数をＧ値と呼ぶ。Ｇ値には水の放射線による分解作用のみを考慮した初期Ｇ値と，これに加えて放射線分解による生成物が再結合して水分子等に戻る化学反応の効果を考慮した実効Ｇ値がある。

照射が始まり，放射線分解による生成物が増加すると，その生成物の濃度に応じて生成物が再結合して水に戻る等の化学反応も増加するため，水素分子及び酸素分子の生成割合は照射初期から徐々に低下する。水素濃度や酸素濃度の水の吸収線量との関係の傾向は，一時的に水素濃度や酸素濃度の上昇ピークが現れるのではなく，水素濃度や酸素濃度の上昇が徐々に抑制されていく形の曲線となる。格納容器内の濃度上昇というマクロな現象を評価する観点では再結合等の化学反応の効果を含めた実効Ｇ値を用いることが適切であると考えられるため，本評価では実効Ｇ値を用いる。また，実効Ｇ値には電共研の実験結果[2]に基づく値を用いた。

3. 格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した格納容器内の水素・酸素濃度の評価方法は次のとおり。また，格納容器内の水素・酸素濃度の評価の流れを第１図に示す。

- ＭＡＡＰ解析から得られるドライウェル及びサプレッション・チェンバの窒素モル数から，格納容器の初期酸素濃度を 2.5vol％とした時の酸素モル数と窒素モル数を計算する。
- ドライウェル及びサプレッション・チェンバにおける崩壊熱から，水の放射線分解による酸素発生量と水素発生量を計算する。

・ 水の放射線分解によって生成する水素及び酸素については、ＭＡＡＰ結果に基づいてドライウェルとサプレッション・チェンバ間のベント管を介した移行量を評価し，移行量に応じてドライウェルとサプレッション・チェンバに分配する。

・ 上記を重ね合わせることにより，格納容器内の気相濃度を計算する。

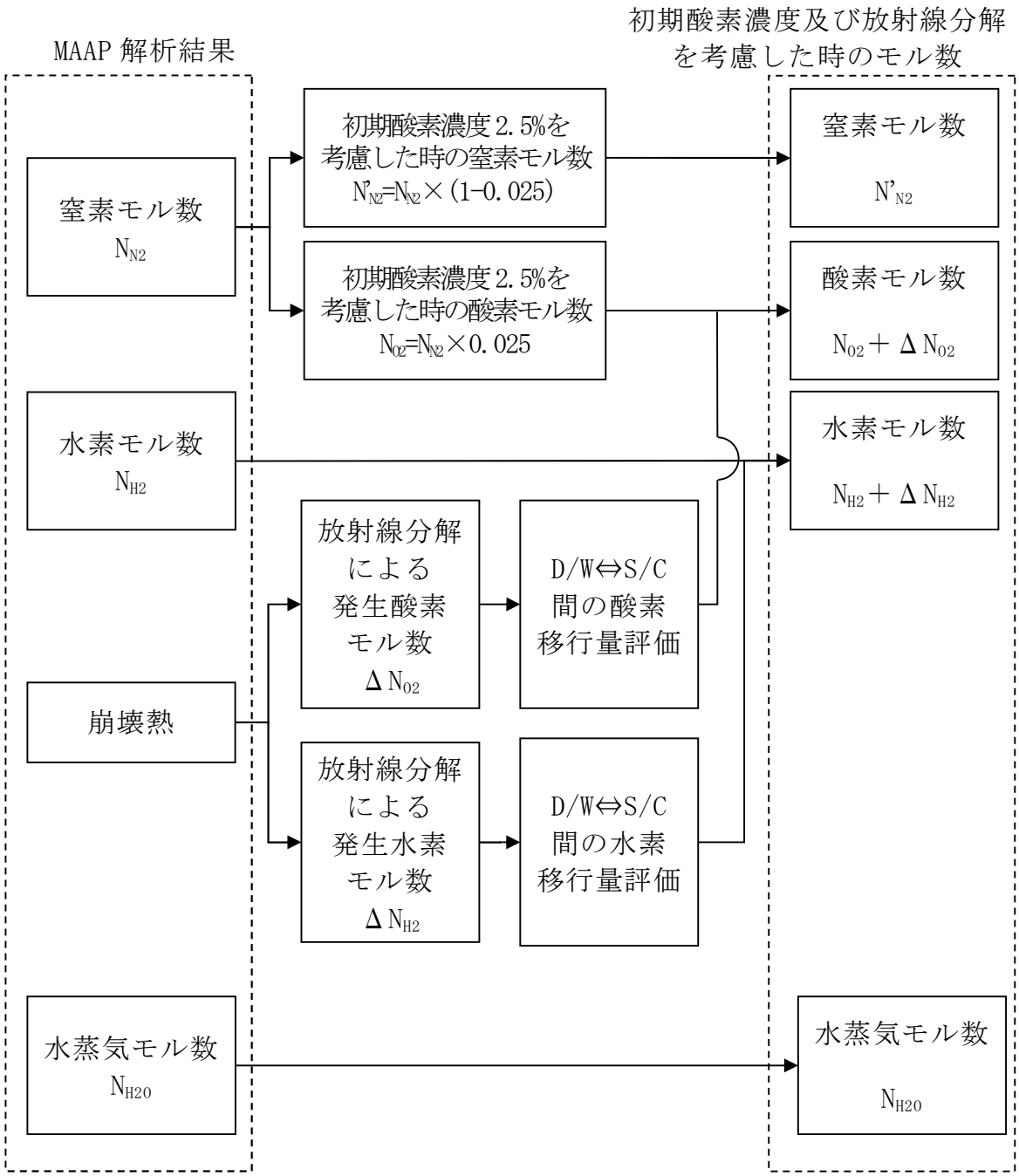
4. 参考文献

[1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」ＢＷＲ電力共同研究，平成 12 年 3 月

[2]「事故時放射線分解に関する研究」ＢＷＲ電力共同研究，昭和 63 年 3 月

[3]Zittel,H.E,“Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part Ⅷ (1970).

[4]Parczewski, K.I., et.al.,“Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWR's”, U.S. NRC Joint ANS/ASME Conference, Aug.(1984).



第1図　水素・酸素濃度の評価フロー図

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

1. これまでの許認可解析に用いたＧ値と今回の申請で採用したＧ値について

従来，Ｇ値は可燃性ガス濃度制御系性能評価解析（以下「ＦＣＳ性能解析」という。）で使用しており，以前にはその値として，Regulatory Guide 1.7(Rev.2)の記載に基づき G(H2)/G(O2)=0.5/0.25 が使用されていた。この値は Regulatory Guide1.7 の前身である Safety Guide 7(1971 年 3 月)[1]に記載されている。当時，既に一般的知見として，水の放射線分解の短時間内の一次反応に基づくＧ値（以下「初期Ｇ値」という。）は G(H2)=0.43～0.45 となることが知られており，Regulatory Guide 1.7(Rev.2)のＧ値はこの初期Ｇ値を包絡するものとなっている。

しかし，この初期Ｇ値は水の放射線分解の一次反応に基づく値であるため，その後の二次反応，つまり水素と酸素の再結合反応を含めた最終的な水素，酸素の発生割合を示す実効的なＧ値（以下「実効Ｇ値」という。）に比べてかなり大きい値となる。

格納容器内の可燃性ガス濃度の評価において必要となるのは，正味の発生割合を表す実効Ｇ値である。これに関して，電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（昭和 61～62 年度）[2]（以下「基本実験」という。）において水の放射線分解に関する実験を実施し，可燃性ガス濃度系性能評価条件下での実効Ｇ値として次の結果を得た。

沸騰状態　：G(H2)＜0.4，G(O2)＜0.2

非沸騰状態：G(H2)＜0.25，G(O2)＜0.125

この結果に基づき，東海第二発電所等の沸騰水型原子力発電所では，可燃性ガス濃度の評価[3]において，沸騰状態で G(H2)/G(O2)=0.4/0.2，非沸騰状態で G(H2)/G(O2)=0.25/0.125 を採用している。

基本実験では，重大事故条件を想定した環境下でも実験を実施しており，実効Ｇ値として次の結果を得ている。

沸騰状態　：G(H2)＜0.27，G(O2)≒0

非沸騰状態：G(H2)＜0.06，G(O2)＜0.03

この結果に基づき，今回の申請では，水素燃焼の評価において，非沸騰状態でのＧ値（G(H2)/G(O2)=0.06/0.03）を採用している。

また，電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究（以下「追加実験」という。）」[4]において，水の放射線分解に係る追加実験を行った。追加実験では，試験条件の温度，沸騰状態，水素濃度，よう素濃度の感度によるＧ値への影響を確認しており，基本実験の結果を用いることは妥当であることを確認している。

各評価で用いるＧ値について，第１表に示す。

2.　電力共同研究「事故時放射線分解に関する研究」（基本実験）

2.1　基本実験の概要

(1)　実験装置及び実験方法

基本実験では，ＢＷＲの実機事故条件を模擬した水の放射線分解実験を実施することにより，種々の事故条件下で生成される可燃性ガスの生成割合（Ｇ値）の検討を行った。

実験に使用した実験装置を第１図及び第２図に示す。非沸騰実験では15リットルの硬質ガラス製照射容器を使用。また，沸騰実験では1.8リットルのステンレス製照射容器を使用している。

実験は，照射容器内に純水を所定量注入した後，高純度アルゴン（Ａｒ）ガスで脱気し，水素ガス，酸素ガスボンベを用いて雰囲気条件（気液相の水素，酸素初期濃度）を設定する。その後，よう素，鉄，銅等の不純物を

所定量添加し，循環ポンプで均一混合させる。沸騰実験の場合，更にマントルヒータにより加熱，沸騰させる。

全ての条件が定常状態に達した後，Ｃｏ－60 の γ 線源に照射を開始，水の放射線分解で生成される水素，酸素濃度を溶存水素計（ＤＨ計），溶存酸素計（ＤＯ計）及びガスクロマトグラフで測定する。水の吸収線量は，水を媒体とした標準的な換算係数を用いて評価した。

実機の事故条件を考慮して，実験ではＬＯＣＡ条件，ＦＣＳ性能解析条件及び重大事故条件の三種類の条件を想定し，各条件下でＧ値の実測を実施した。

なお，以下で示す第 3 図から第 8 図は，連続測定である液相中の濃度を除き，サンプリングにより計測された濃度測定値に基づいてフィッティングを行っている。

(2)　試験条件及び実験結果

実験結果を第 2 表，第 3 図から第 8 図に示す。

実験結果は，γ線の吸収線量に対する液相中及び気相中の水素及び酸素濃度（絶対量）で整理している。また，γ線の吸収線量とこれによる分子量の増加量から実効Ｇ値を求めている。

なお，Ｇ値とは 100eV の放射線エネルギー吸収により発生する分子数であるが，水の放射線分解で生成する水素及び酸素は，水中で起こる化学反応により分子数が変化するため，ここでは，化学反応による変化（よう素等の不純物の影響）を考えに入れた値を実効Ｇ値として評価している。

ａ．ＬＯＣＡベースの結果：第 3 図，第 4 図

非沸騰条件の場合には，液相中及び気相中の水素及び酸素濃度にほとんど変化がないことから，実効Ｇ値は 0 と見なしうる。

沸騰条件の場合には，水素濃度の実効Ｇ値は，照射開始初期は約 0.4 分子/100eV と高いが，その後に安定し 0.2 分子/100eV 程度になる。また，酸素濃度の場合は 0 と見なしうる。

沸騰実験で得られた実効Ｇ値は，非沸騰実験に比べガスの気相への移行速度が大きくなるため全般に大きくなる。

ｂ．ＦＣＳ性能解析ベースの結果：第 5 図，第 6 図

非沸騰条件の場合には，得られた実効Ｇ値として水素は 0.14 分子/100eV，酸素は 0.06 分子/100eV である。

沸騰条件の場合には，照射開始初期の水素は 0.43 分子/100eV だが，その後安定し 0.36 分子/100eV 程度になる。また，酸素は 0.14 分子/100eV である。

ＦＣＳ性能解析では，沸騰条件の水素のＧ値として実験結果の 0.36 分子/100eV に余裕を見て 0.4 分子/100eV の一定値を用いている。

ｃ．重大事故ベースの結果：第 7 図，第 8 図

非沸騰条件の場合には，初期水素濃度が高いことによる抑制効果（再結合効果）によって，得られた実効Ｇ値として水素は 0.06 分子/100eV，酸素は 0.03 分子/100eV となり，ＦＣＳ性能解析ベースの約半分である。

沸騰条件の場合には，非沸騰条件の場合と同様，水素による抑制効果により実効Ｇ値は低減され，水素は 0.27 分子/100eV，酸素はほぼ 0 になる。

(3)　実験から得られた知見

以上の実験結果及び他のパラメータ実験結果からの知見を以下に示す。

ａ．よう素放出のないＬＯＣＡ条件下，非沸騰状態での実効Ｇ値は水素，酸素のいずれも 0 と見なしうる。ＬＯＣＡ条件下での実効Ｇ値は以下

の値となる。

沸騰状態　：G(H2)＜0.2，G(02)＜0.1

b．多量のよう素放出と小さな金属－水反応を仮定したＦＣＳ性能解析条件下での実効Ｇ値は以下の値となる。

沸騰状態　：G(H2)＜0.4，G(02)＜0.2

非沸騰状態：G(H2)＜0.25，G(02)＜0.125

c．多量のよう素放出と大きな金属－水反応を仮定した重大事故条件下での実効Ｇ値は以下の値となる。上記b．のＦＣＳ性能解析条件下での値より小さくなる理由は，金属－水反応によって格納容器中に水素が多く存在するため，水素と酸素の再結合反応が促進されたことによるものと考えられる。

沸騰状態　：G(H2)＜0.27，G(02)≒0

非沸騰状態：G(H2)＜0.06，G(02)＜0.03

d．a．～c．により，実効Ｇ値はよう素放出量が高くなると増加し，金属－水反応割合（水素放出量）が大きくなると減少する。

e．初期酸素濃度の実効Ｇ値に及ぼす影響は小さい。ただし，酸素濃度が高くなると若干増加する傾向がある。

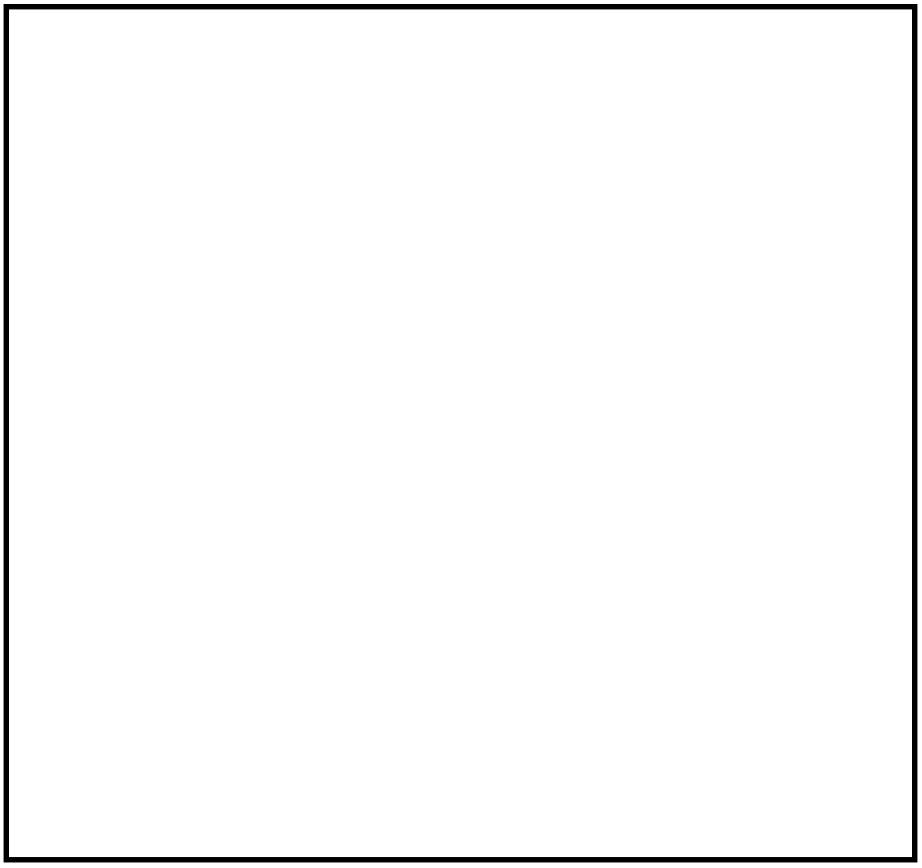
f．よう素以外の不純物（Fe^{2+}，Cu^{2+}等）の実効Ｇ値に及ぼす影響は小さく，よう素を多量に含む場合は無視しうる。また，よう素を含まない場合には実効Ｇ値を幾分増加させるが，Fe^{2+}については酸素を減少させる傾向がある。

第１表　各評価で用いるＧ値

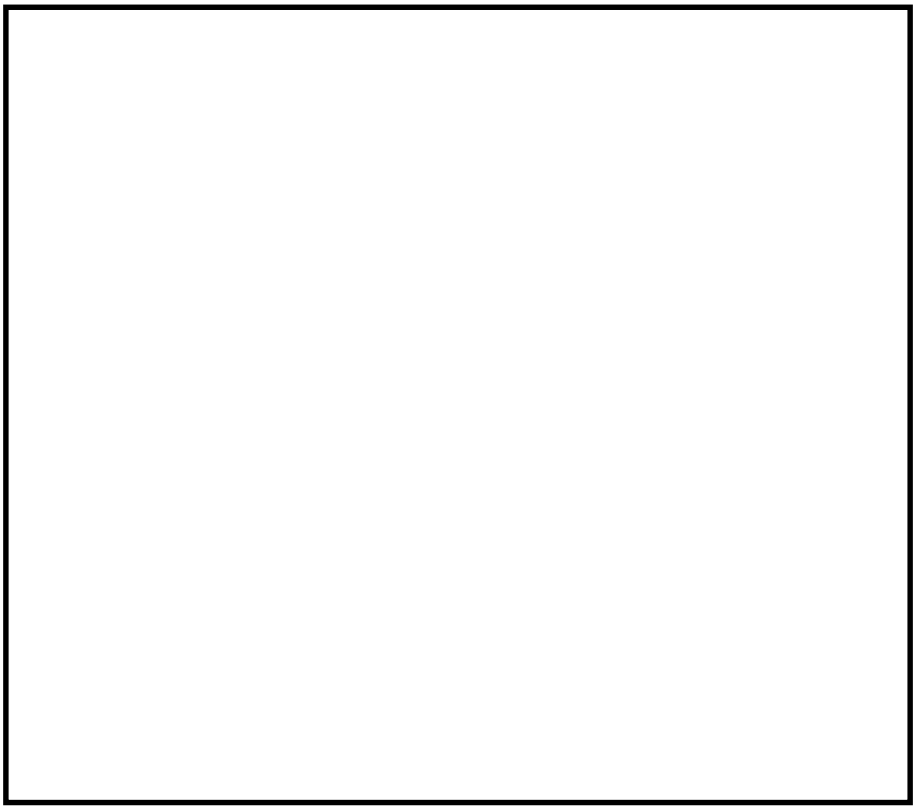
	可燃性ガス濃度評価	格納容器破損防止対策の有効性評価
沸騰	G(H2)=0.4 G(O2)=0.2	G(H2)=0.06 G(O2)=0.03
非沸騰	G(H2)=0.25 G(O2)=0.125	

第２表　実験結果

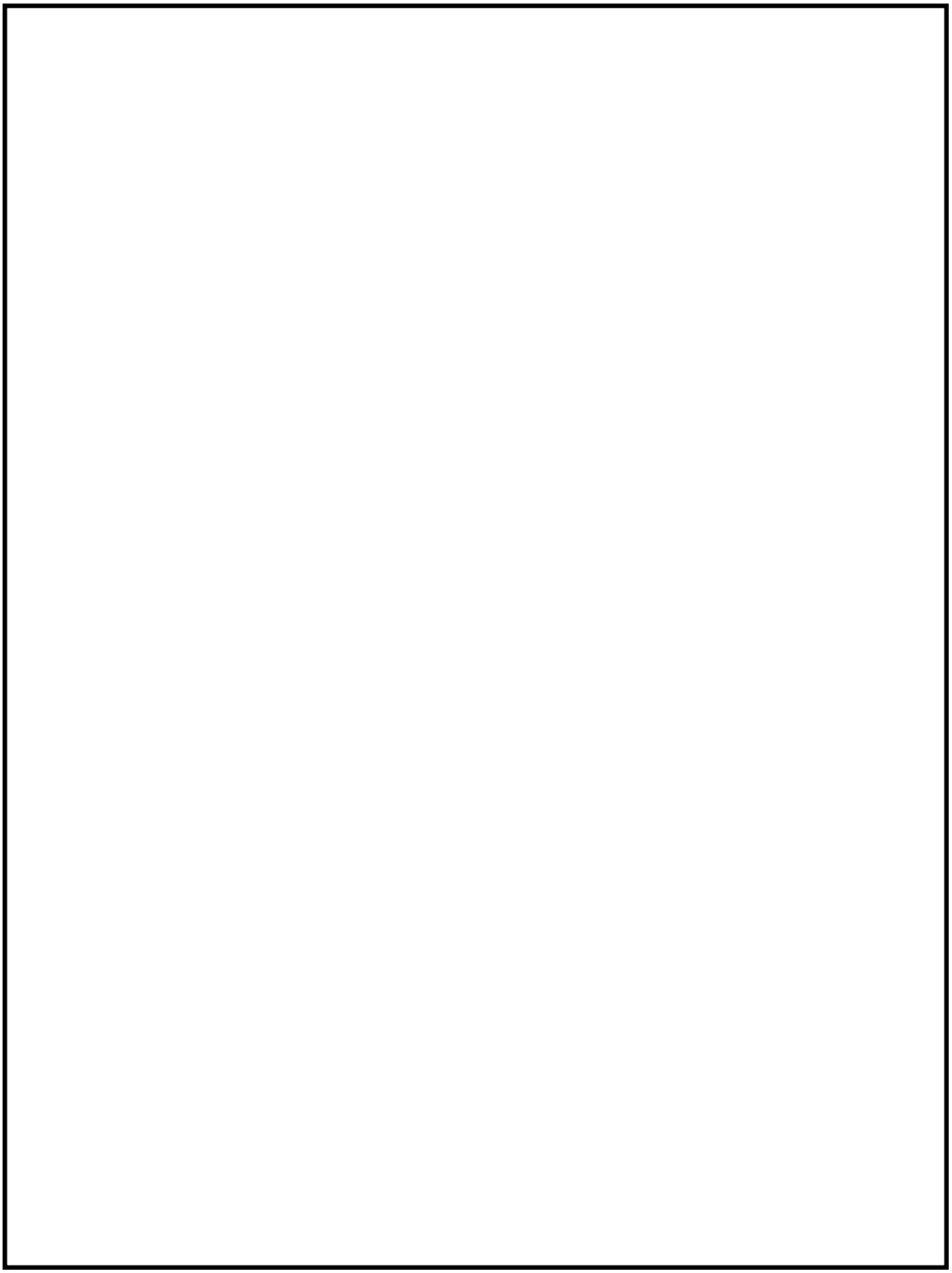
事故条件		パラメータ					実測値（実効G値）［分子/100eV］	
		金属－水反応割合	初期酸素濃度	よう素放出割合	不純物添加	温度	Ｇ（H2）	Ｇ（O2）
LOCA条件	非沸騰							
	沸騰							
FCS性能解析条件	非沸騰							
	沸騰							
重大事故条件	非沸騰							
	沸騰							



第 1 図　非沸騰実験装置の概要

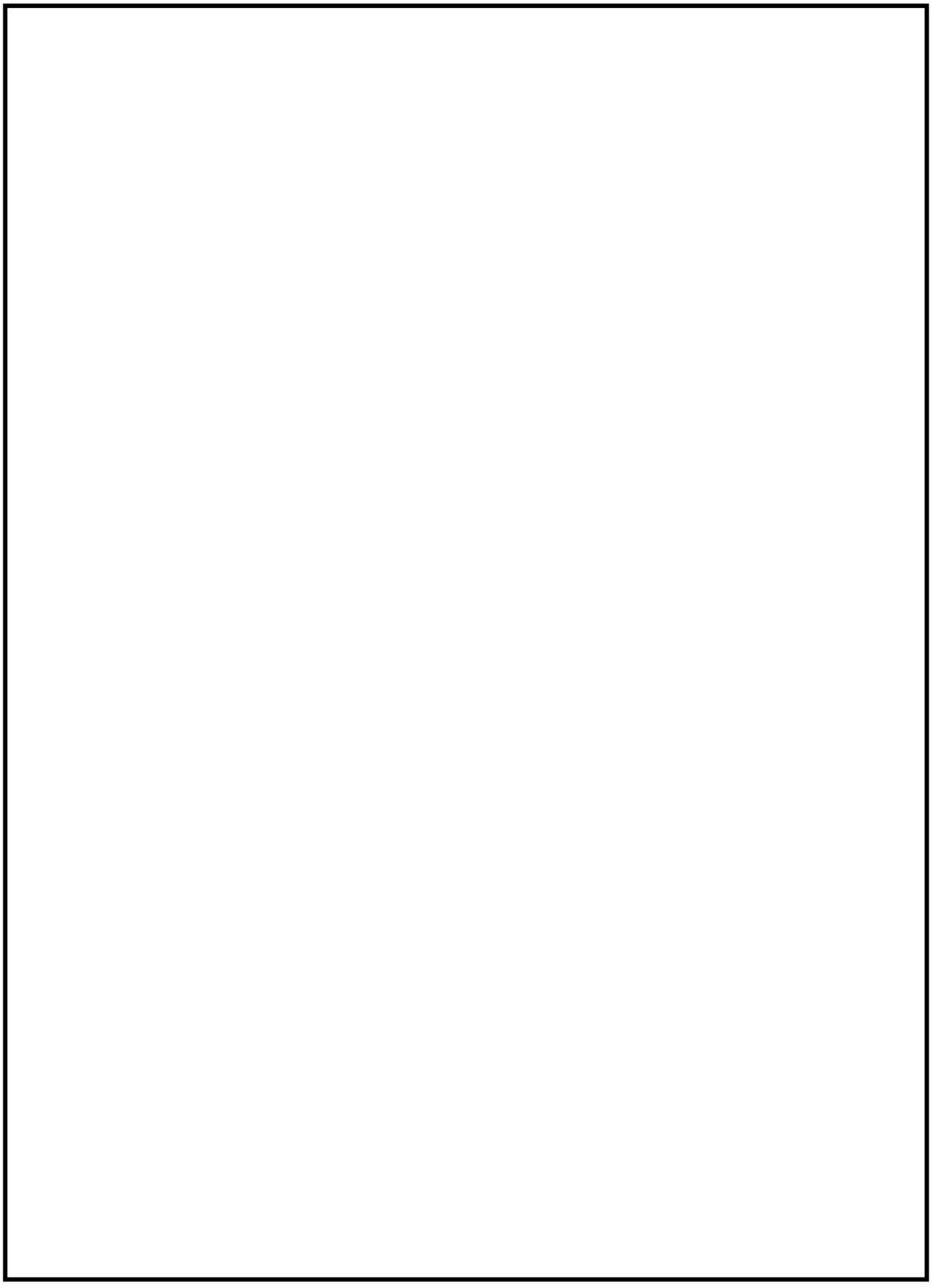


第 2 図　沸騰実験装置の概要

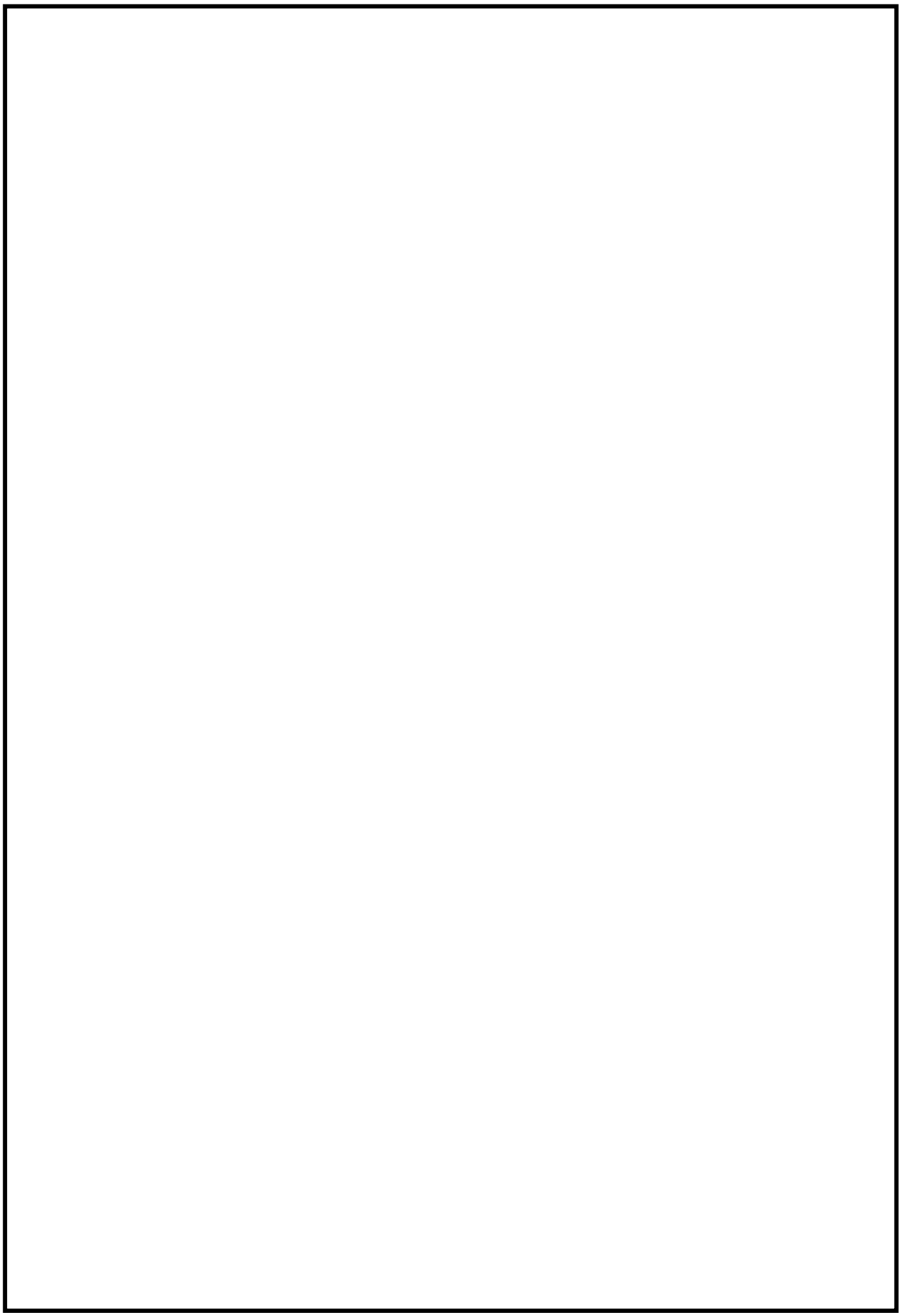


第 3 図　気相部と液相部における水素及び酸素濃度

（LOCA ベース：非沸騰状態）

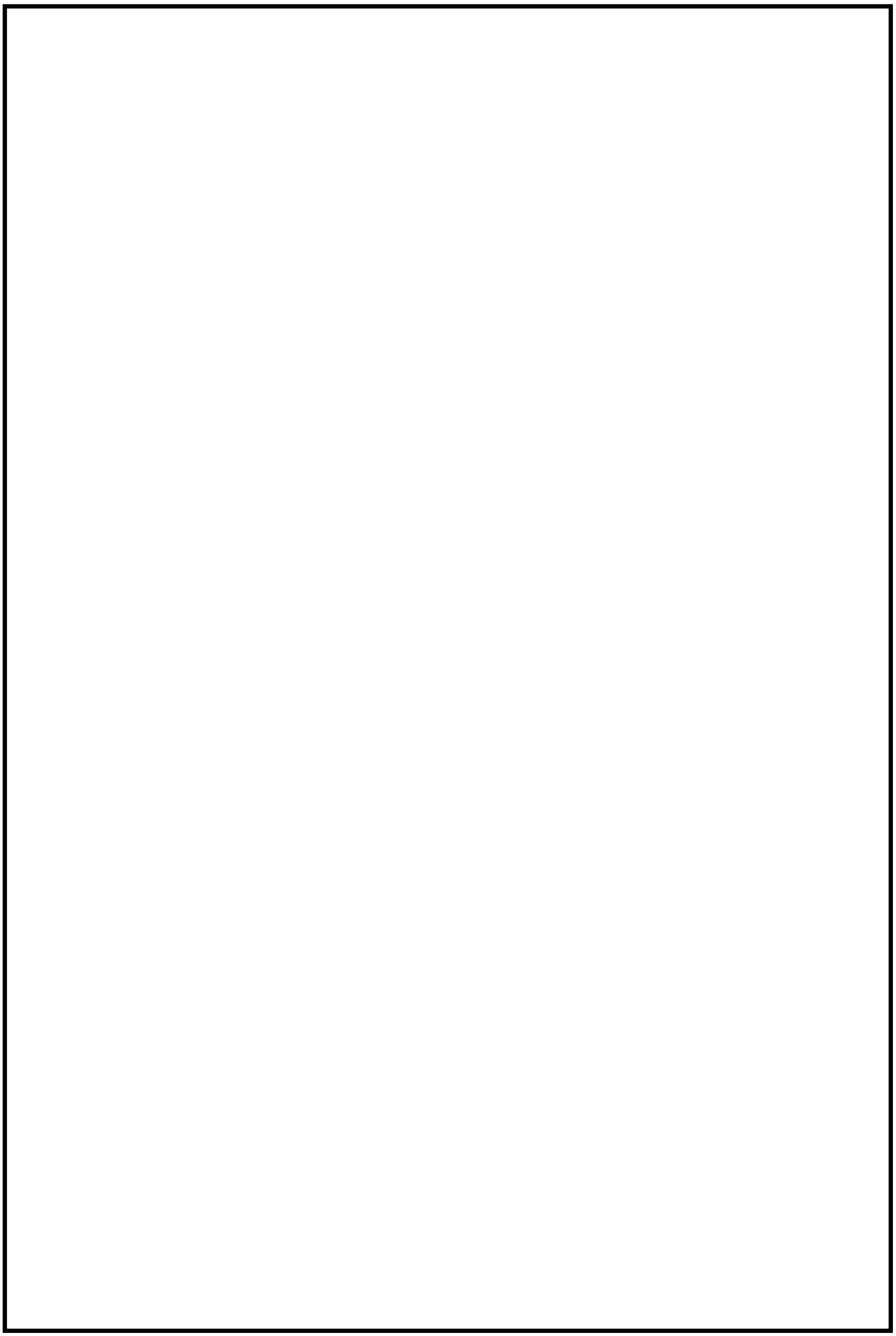


第 4 図　気相部と液相部における水素及び酸素濃度



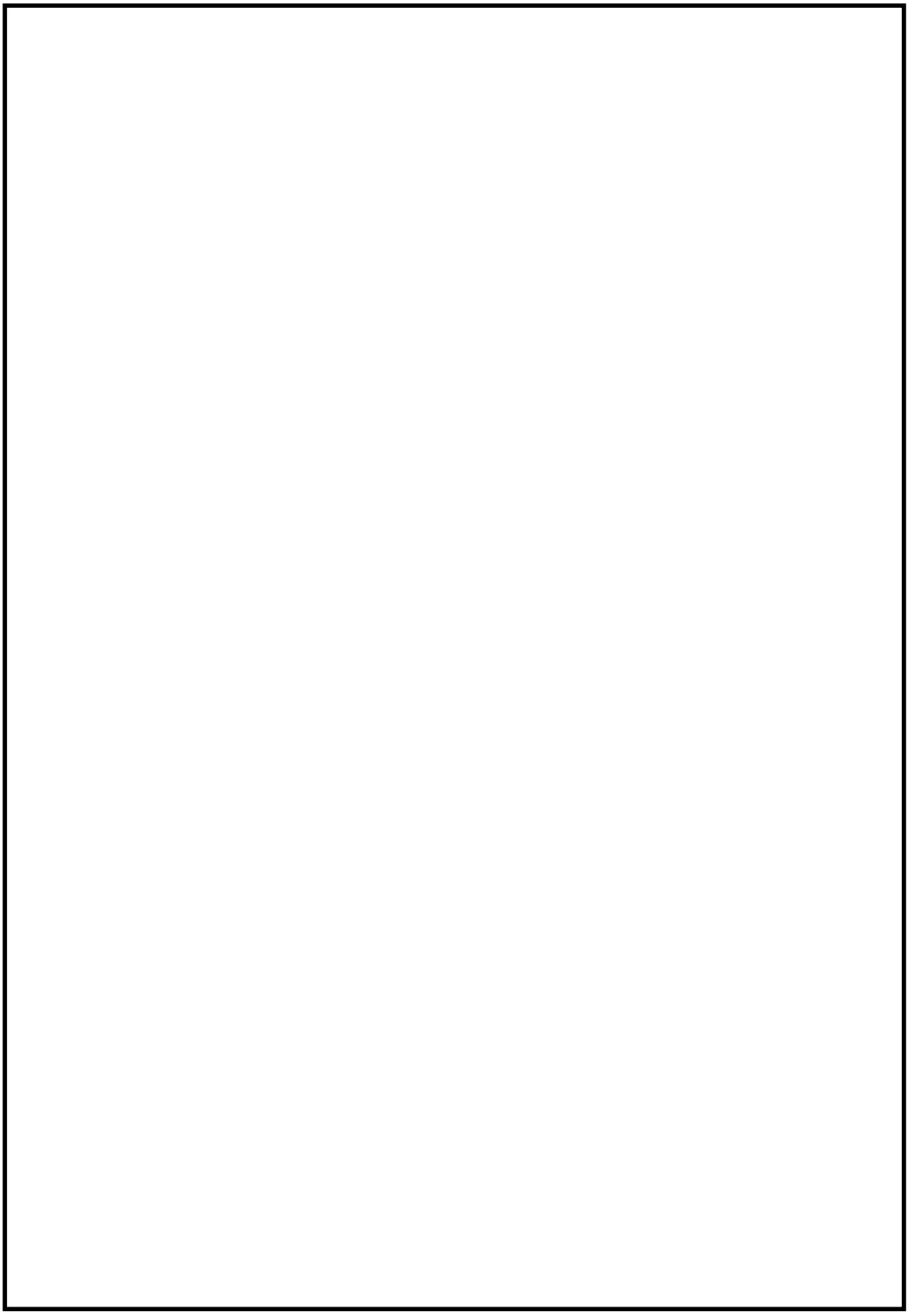
第 5 図　気相部と液相部における水素及び酸素濃度

（ＦＣＳ性能解析ベース：非沸騰状態）



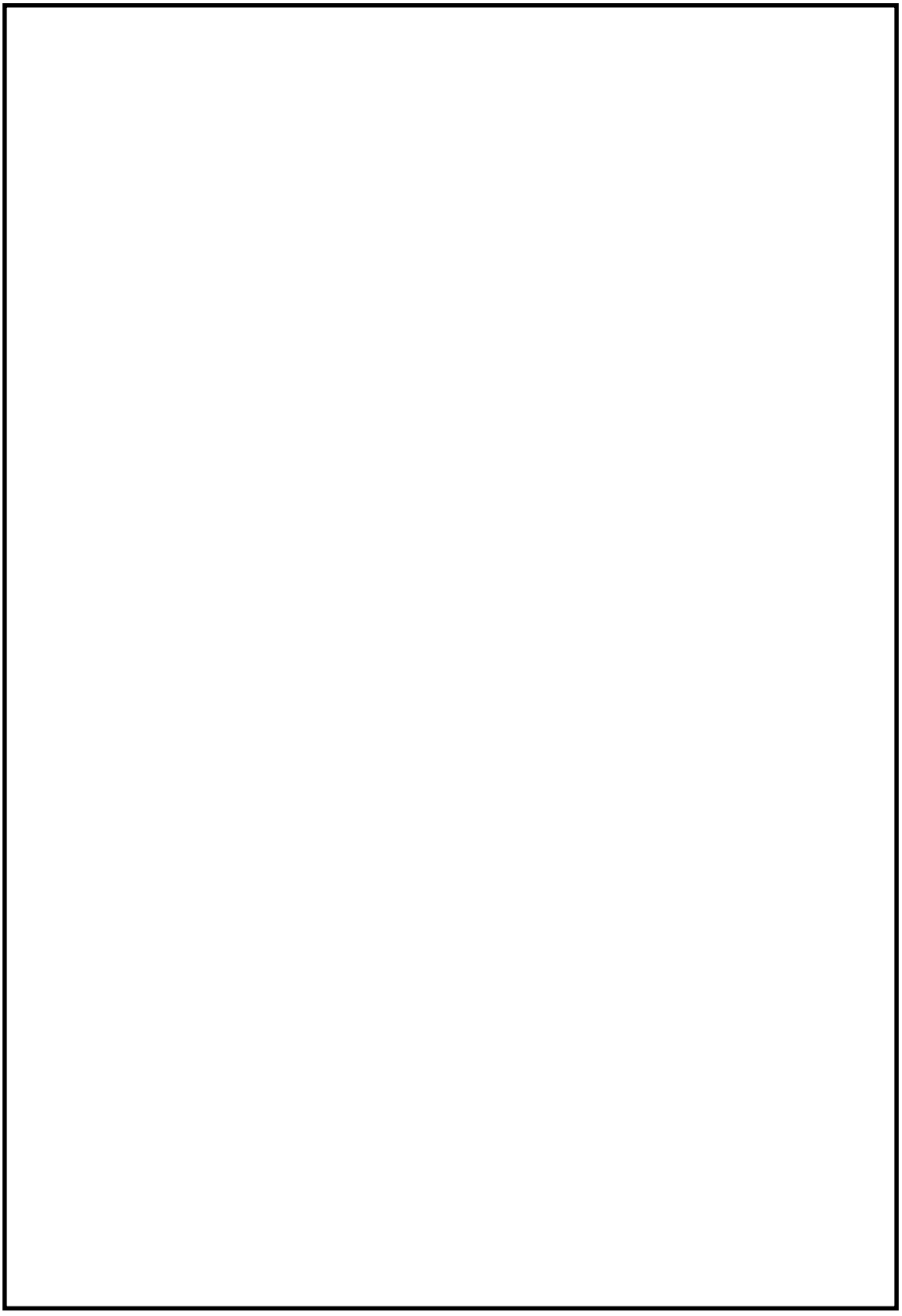
第 6 図　気相部と液相部における水素及び酸素濃度

（ＦＣＳ性能解析ベース：沸騰状態）



第 7 図　気相部と液相部における水素及び酸素濃度

（苛酷事故ベース：非沸騰状態）



第 8 図　気相部と液相部における水素及び酸素濃度

（苛酷事故ベース：沸騰状態）

2.2 基本実験の実機への適用性

基本実験において評価したＧ値を用いるにあたり,実験条件(重大事故条件のうち非沸騰)と実機条件を比較した確認結果を第3表及び第4表に示す。

第3表では，各種パラメータが酸素の実効Ｇ値に与える影響を評価しており，実験条件は実機で想定されるシビアアクシデント環境を考慮した場合においても評価結果に与える影響は軽微であることを確認している。

・吸収線量については，水素の実効Ｇ値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり[2][5]，酸素についても同様の傾向であることを確認している[2]。酸素濃度の長期（7 日間）の推移を見る観点では，事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する1×10^{4}Ｇｙで求めた実効Ｇ値を用いることは保守的であり妥当と考える。（第9図参照）

・よう素放出割合については，水素の実効Ｇ値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり[2][6]，酸素についても同様の傾向であることを確認している[2]。しかしながら，第10図を参照すると，左記の程度の割合の相違であれば，Ｇ値（測定データの傾き）に大きな違いは現れないと考えられることから，今回申請における評価において，電共研の実験結果に基づく実効Ｇ値を用いることは妥当と考える。

・ジルコニウムー水反応割合（溶存水素濃度）については，水素の実効Ｇ値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり[2][4]，酸素についても同様の傾向であることを確認している[2]。このことから，ジルコニウムー水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効Ｇ値を用いることは妥当と考える。（第11図参照）

・初期酸素濃度については，少なくとも初期酸素濃度数 vol％程度では，初期酸素濃度は酸素の実効Ｇ値に影響を及ぼすものではないと考える[2]。（第12図参照）

・沸騰・非沸騰については，沸騰状態では酸素の実効Ｇ値はほぼ 0 となる傾向がある。このことから，非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効Ｇ値を用いることは妥当と考える[2]。（第 13 図参照）

・温度については，温度が高いほど，再結合反応が促進されるため実効Ｇ値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため，室温での電共研の実験結果に基づく実効Ｇ値を用いることは保守的であり妥当と考える[2][5]。（第 14 図参照）

・ｐＨについては，中性環境下では酸素の実効Ｇ値は僅かに小さい傾向を示すが，その差は小さい。このため，中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効Ｇ値を用いることに問題はないと考える[2]。（第 15 図参照）

第 4 表では，シビアアクシデント環境下で発生し得る不純物の影響について評価を行い，Ｇ値への影響が軽微であることを確認している。

・金属イオン等（Ｆｅ，Ｃｕ，Ｂ）については，よう素存在条件下において，金属イオン等（Ｆｅ，Ｃｕ，Ｂ）が添加された場合の解析結果からは，実効G値への影響は見られない[2]。（第12図参照）

・ホウ酸については，水のｐＨに影響するが，ｐＨの違いによる実効G値への影響は小さい[2]。

・コンクリートについては，安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し，水にはほとんど溶けないので，放射線分解への影響は小さい。また，ＭＣＣＩ時にCO_2が発生し水のｐＨに影響するが，ｐＨの変化によるG値への影響は小さい[2][4]。

・有機物については，酸素を消費する反応に寄与し，実効G値を低減する[4]。（第16，17図参照）

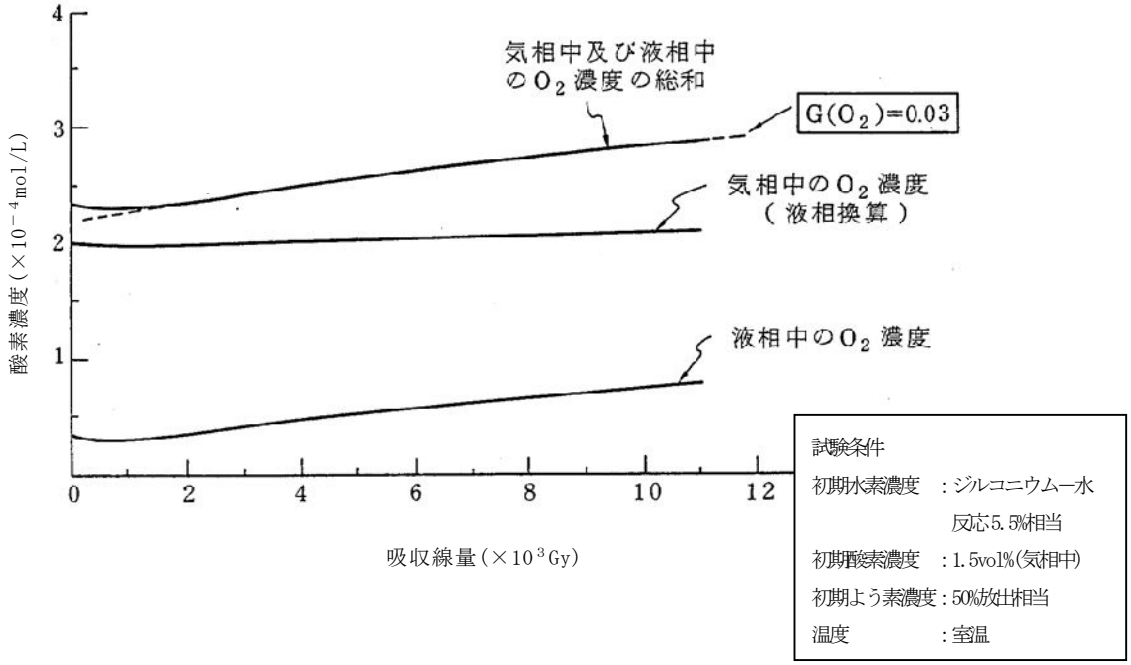
以上から，格納容器破損防止対策の有効性評価において，基本実験において評価したＧ値を用いることは妥当であると判断した。

第3表　各種パラメータが酸素の実効G値に与える影響

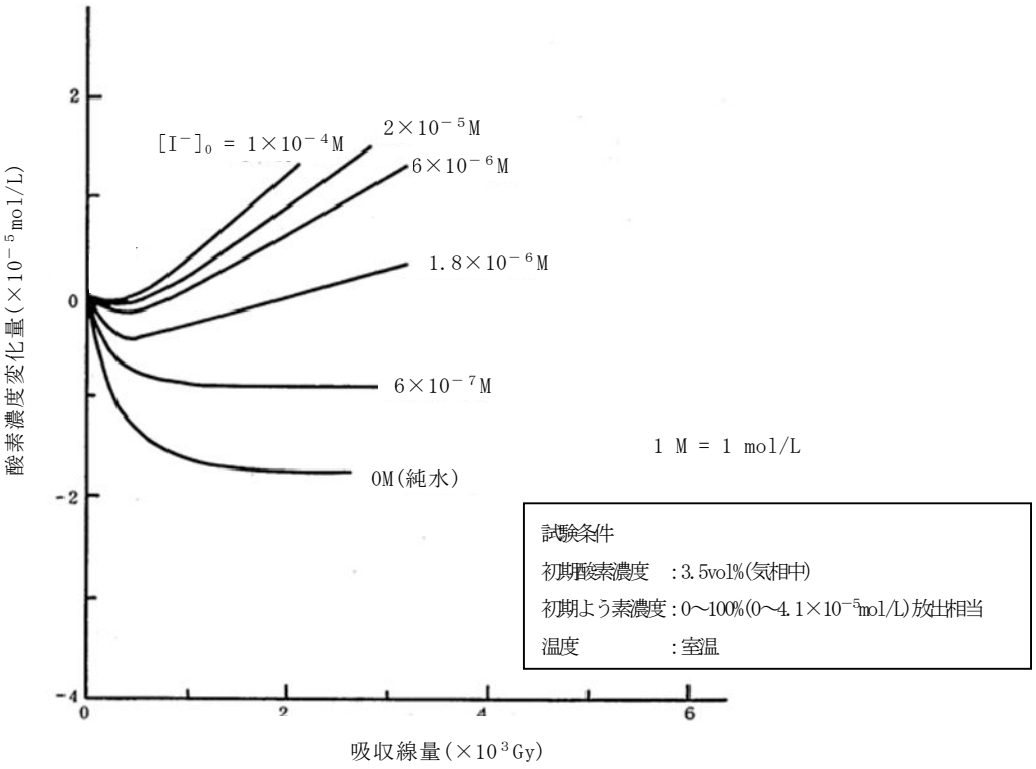
パラメータ	電共研の実験	今回申請における評価	酸素の実効G値への影響と保守性
吸収線量	～1×10^4Gｙ	サプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から約1.5時間後で1×10^4Gｙを超える。	水素の実効G値は吸収線量が多いほど小さくなる傾向があり[2][5]，酸素についても同様の傾向であることを確認している[2]。酸素濃度の長期（7日間）の推移を見る観点では，事象進展を考えた上で事象発生から約1.5時間後の吸収線量に相当する1×10^4Gｙで求めた実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える。（第9図参照）
よう素放出割合	50% （立地審査指針における仮想事故条件を設定）	約64%	水素の実効G値はよう素濃度が高いほど大きくなる傾向があり[2][6]，酸素についても同様の傾向であることを確認している[2]。しかしながら，第10図を参照すると，左記の程度の割合の相違であれば，G値（測定データの傾き）に大きな違いは現れないと考えられることから，今回申請における評価において，電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。
ジルコニウムー水反応割合（溶存水素濃度）	5.5%	約10.1%	水素の実効G値は溶存水素濃度が高いほど小さくなる傾向があり[2][4]，酸素についても同様の傾向であることを確認している[2]。このことから，ジルコニウムー水反応割合が小さい電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える。（第11図参照）
初期酸素濃度	1.5%	2.5%	少なくとも初期酸素濃度数vol%程度では，初期酸素濃度は酸素の実効G値に影響を及ぼすものではないと考える[2]。（第12図参照）
沸騰・非沸騰	非沸騰状態	炉内：沸騰状態 サプレッション・プール：非沸騰状態	沸騰状態では酸素の実効G値はほぼ0となる傾向がある。このことから，非沸騰状態での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは妥当と考える[2]。（第13図参照）
温度	室温	室温以上	温度が高いほど，再結合反応が促進されるため実効G値は小さくなる傾向がある。事故時には温度は室温を上回るため，室温での電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることは保守的であり妥当と考える[2][5]。（第14参照）
ｐＨ	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	中性環境下では酸素の実効G値は僅かに小さい傾向を示すが，その差は小さい。このため，中性条件下の試験で求めた電共研の実験結果に基づく実効G値を用いることに問題はないと考える[2]。（第15図参照）

第 4 表　よう素以外の不純物が酸素の実効Ｇ値に与える影響

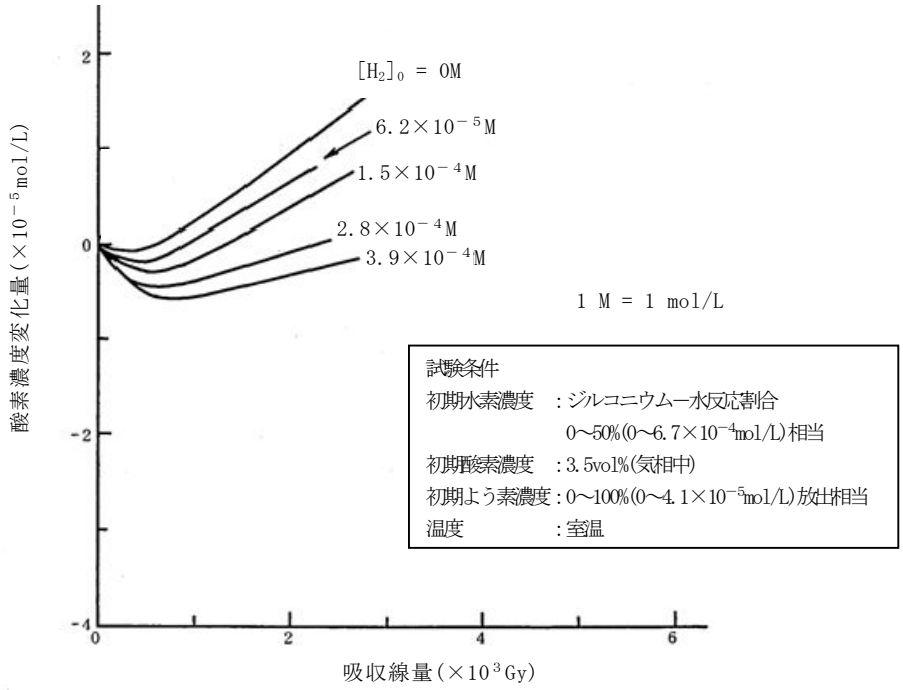
物質	発生原因	シビアアクシデント環境下における発生量	酸素の実効G値への影響
金属イオン等（Ｆｅ，Ｃｕ，Ｂ）	炉内構造物等	0～2ppm（TMI-2 事故時の冷却材中不純物濃度やBWRプラント通常運転時における金属濃度等の評価を参考に設定）	よう素存在条件下において，金属イオン等（Ｆｅ，Ｃｕ，Ｂ）が添加された場合の解析結果からは，実効G値への影響は見られない[2]。（第 12 図参照）
ホウ酸	制御棒材の酸化，ＭＣＣＩ時の化学反応	約1×10^{-3}mol／L（格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算）	水のｐＨに影響するが，ｐＨの違いによる実効G値への影響は小さい[2]。
コンクリート	主成分のSiO_2，ＣａＯ，Al_2O_3，ＭｇＯなどがMCCＩ時に放出	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し，水にはほとんど溶けない	安定な酸化物でエアロゾルとして挙動し，水にはほとんど溶けないので，放射線分解への影響は小さい。また，ＭＣＣＩ時にCO_2が発生し水のｐＨに影響するが，ｐＨの変化によるG値への影響は小さい[2][4]。
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	約1.1×10^{-6}mol／L（格納容器内での想定発生量とサプレッション・プール液相体積から概算）	酸素を消費する反応に寄与し，実効G値を低減する[4]。（第 16, 17 図参照）



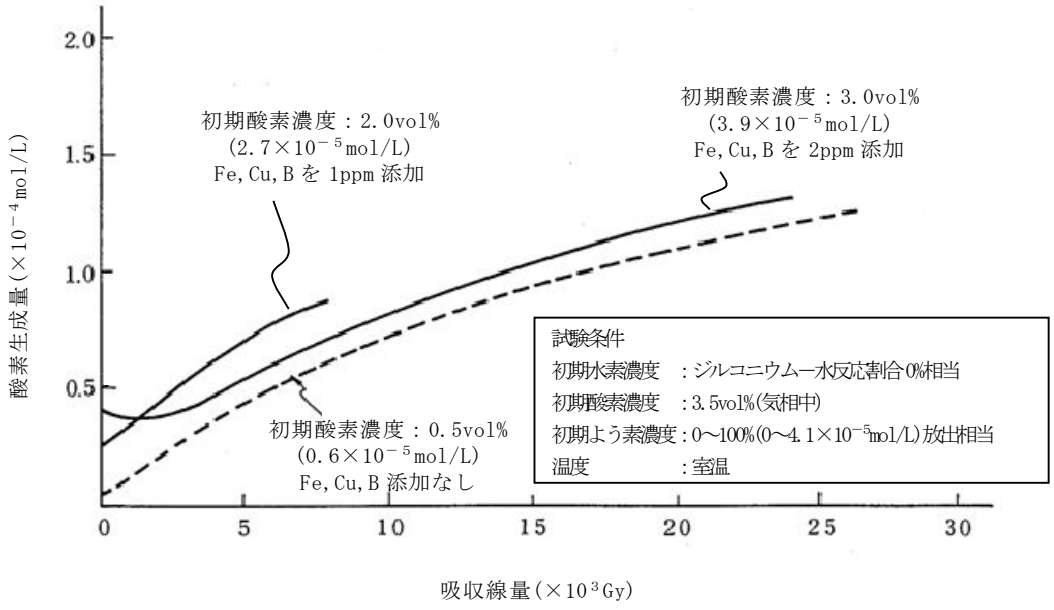
第 9 図　本評価における実効Ｇ値の設定根拠とした電共研の実験結果



第 10 図　溶存酸素濃度と吸収線量の関係（よう素濃度を変化させた場合）

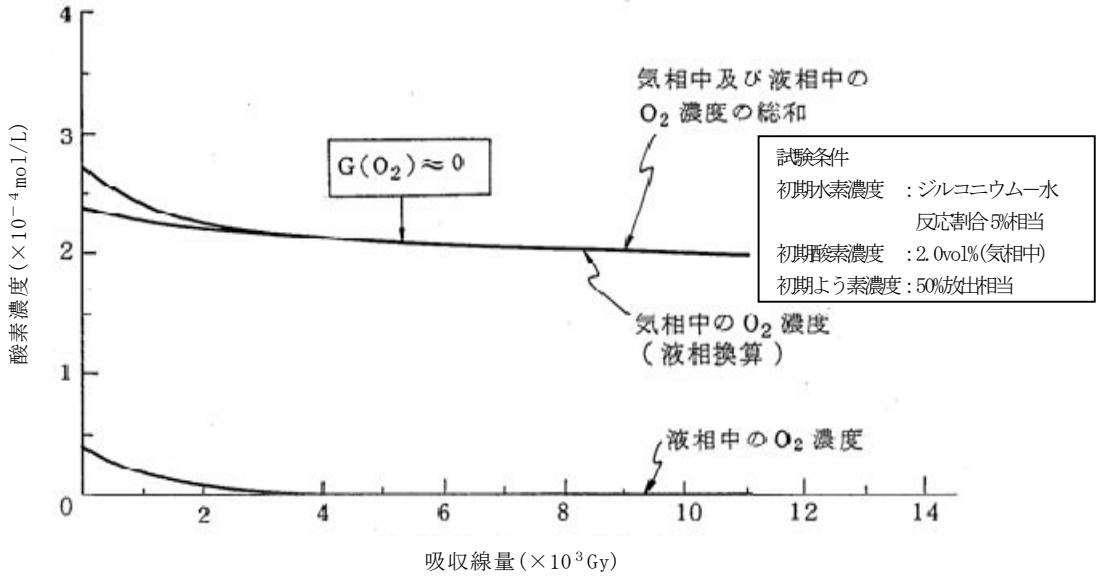


第 11 図　溶存酸素濃度と吸収線量の関係（溶存水素濃度を変化させた場合）

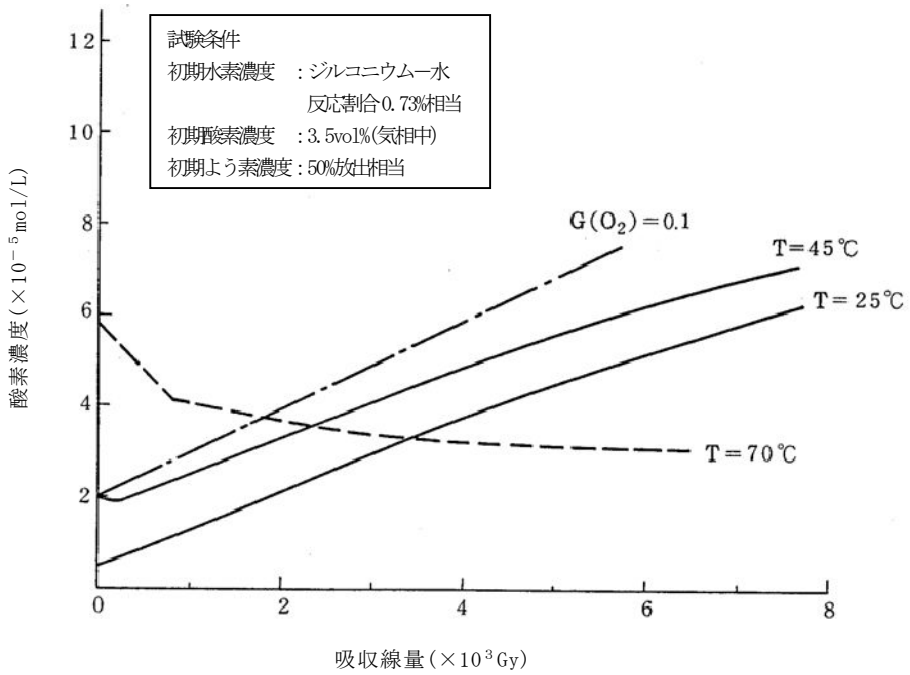


第 12 図　溶存酸素濃度及び不純物（Ｆｅ，Ｃｕ，Ｂ）の有無と吸収線量の関係

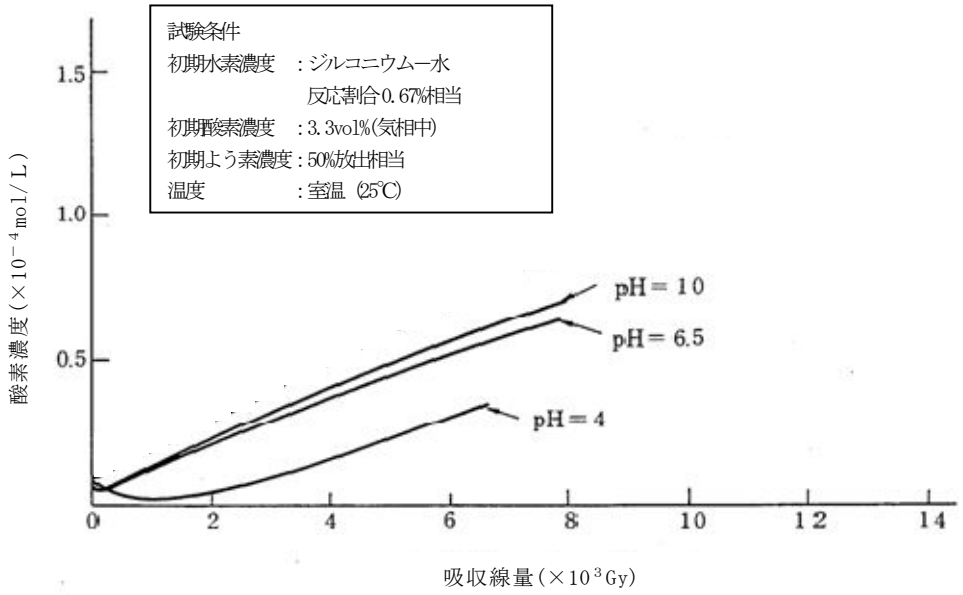
（酸素濃度及び不純物（Ｆｅ，Ｃｕ，Ｂ）の添加量を変化させた場合）



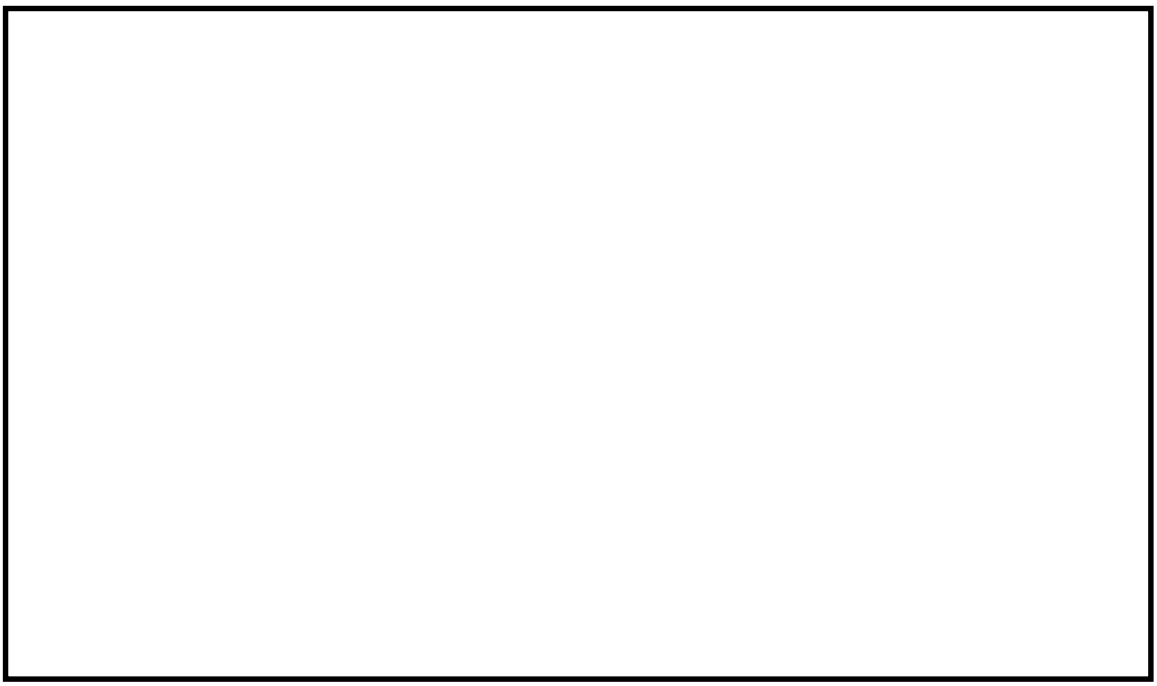
第 13 図　溶存酸素濃度と吸収線量の関係（沸騰状態）



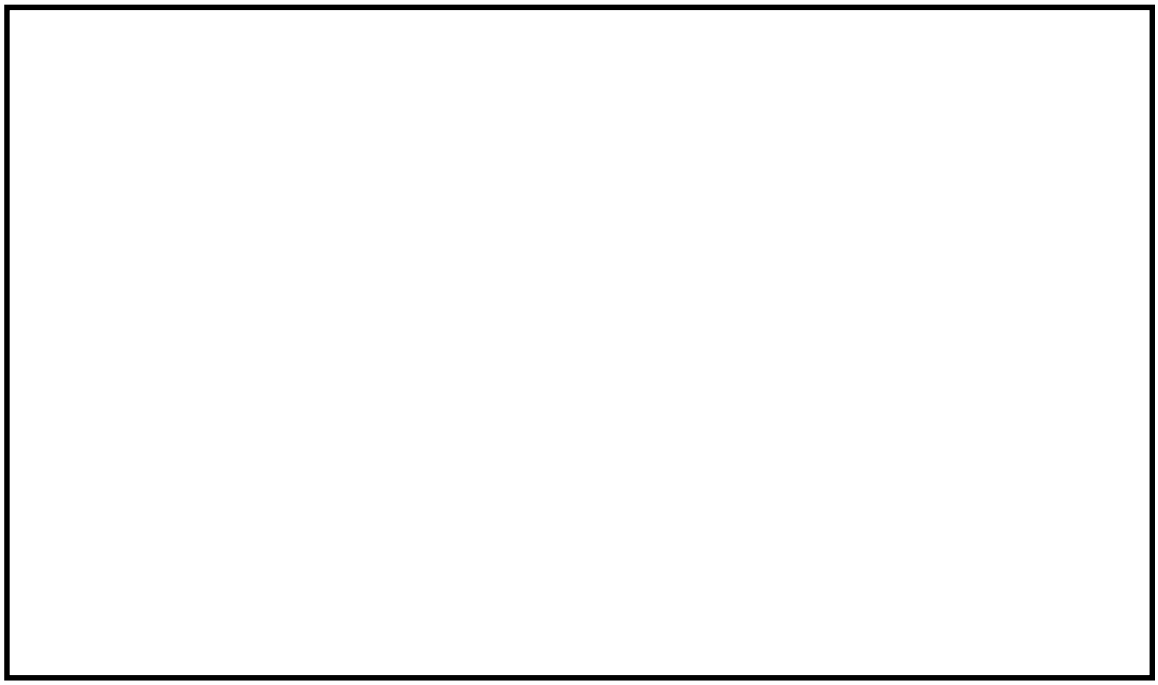
第 14 図　溶存酸素濃度と吸収線量の関係（温度を変化させた場合）



第 15 図　溶存酸素濃度と吸収線量の関係（ｐＨを変化させた場合）



第 16 図　溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加なし）



第 17 図　溶存酸素濃度と吸収線量の関係（エタノール添加あり）

2.3 基本実験の妥当性に関する補足

基本実験では，研究を進める上での手法の妥当性を確認するため，実験結果に関係する過去の知見[5][6]との比較を行っている。また，この基本実験の結果から得られたＧ値は，可燃性ガス濃度制御系の性能確認に使用されている[3]。以下，基本実験と過去の知見との比較の概要について示す。

(1) 実験方法について

基本実験では，純水に対する照射を行い，照射量と水素及び過酸化水素濃度について確認している。また，オークリッジ国立研究所（ＯＲＮＬ）においても純水に対する照射の実験が行われており，照射量と水素濃度の関係が報告されている[5]。これらの結果は，照射量に対する水素の生成割合が照射開始から徐々に低下する点で同等の傾向を示している。純水に対する照射試験について，基本実験及びＯＲＮＬにおける実験の概要を第 18 図及び第 19 図，実験の結果を第 20 図及び第 21 図に示す。

基本実験では，上記の純水に対する照射を行った試験装置を用い，よう素や水素濃度を上昇させた条件での実験を行っている。このことから，照射及びこれに伴って生じる水素及び酸素の濃度を測定する点で，基本実験での実験方法は妥当なものと考える。

(2) 添加物の影響とＧ値の増減

水中に添加された場合にＧ値に影響を及ぼすよう素と水素について，添加量とＧ値の変化の傾向について確認するとともに，過去の知見[6]と基本実験の実験結果の傾向が同様であることを確認している。

ａ．よう素を添加した場合

水中へのよう素の添加がＧ値を上昇させる側に作用することについて

は，従来から知られていたものの[5]，基本実験では実験系内によう素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として，よう素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は上昇する傾向を示している。また，この増加の要因は，式（１）の再結合反応が，式（２）のよう素がＯＨラジカルを還元する反応によって阻害されることによるものと考えられる。これは，式（２）の反応速度定数 k2 と式（１）の反応速度定数 k1 に大きな差があることからも推定できる。

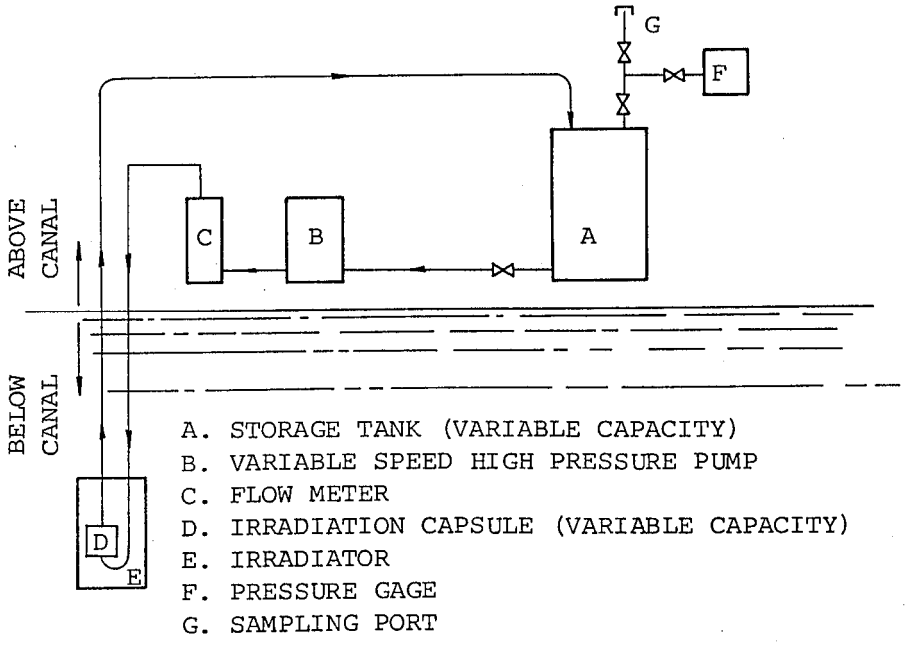
$H_2 + OH \rightarrow H + H_2O$　　$k1 = 3.5 \times 10^{7}$ mol/L/s　　（１）

$I^- + OH \rightarrow I + OH^-$　　$k2 = 1.5 \times 10^{10}$ mol/L/s　　（２）

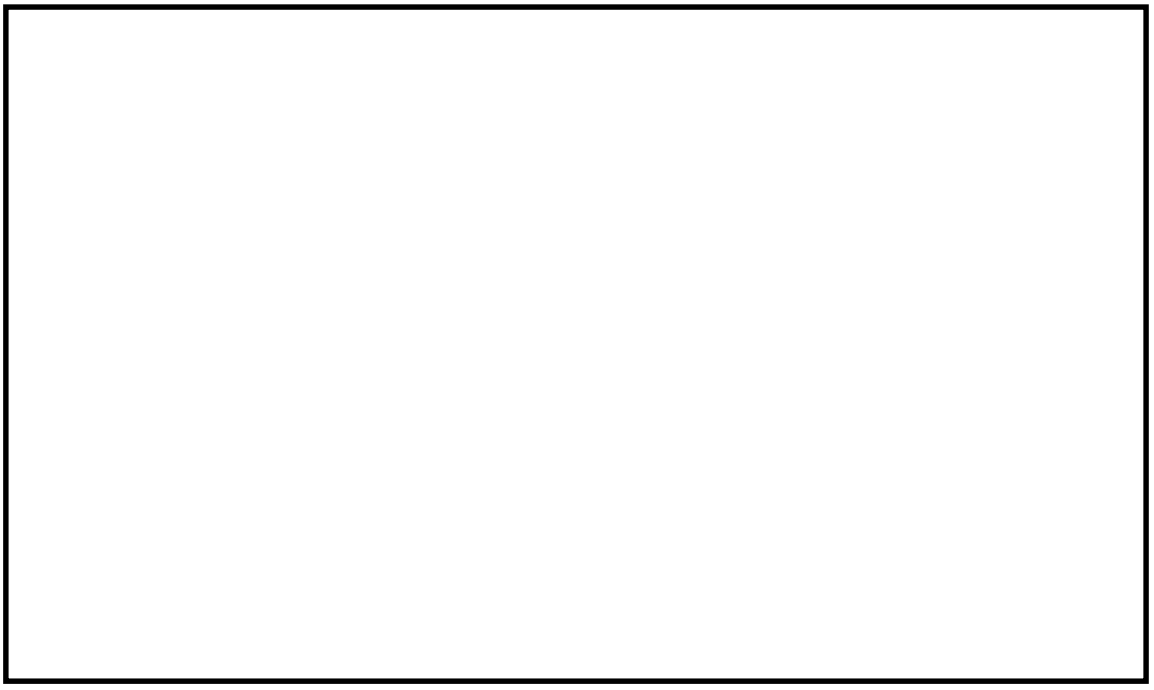
ｂ．よう素及び水素を添加した場合

基本実験では，実験系内に水素を添加した場合についての添加量とG値の関係を確認している。傾向として，水素の添加量が増加すると水素及び酸素共にG値は低下する傾向を示している。水素のG値の傾向については，米国原子力規制委員会(ＮＲＣ)によって反応モデルの作成および評価が実施されており，よう素が添加されていても水素の添加量が増加するとG値は低下すると報告されている[6]。また，この低下の要因は，水素濃度の増加によって式（１）の再結合反応が促進されることで，水素及び酸素の発生割合が低下することによるものと考えられる。ＮＲＣにおける評価の結果を第 22 図に，基本実験における実験の結果を第 23 図に示す。

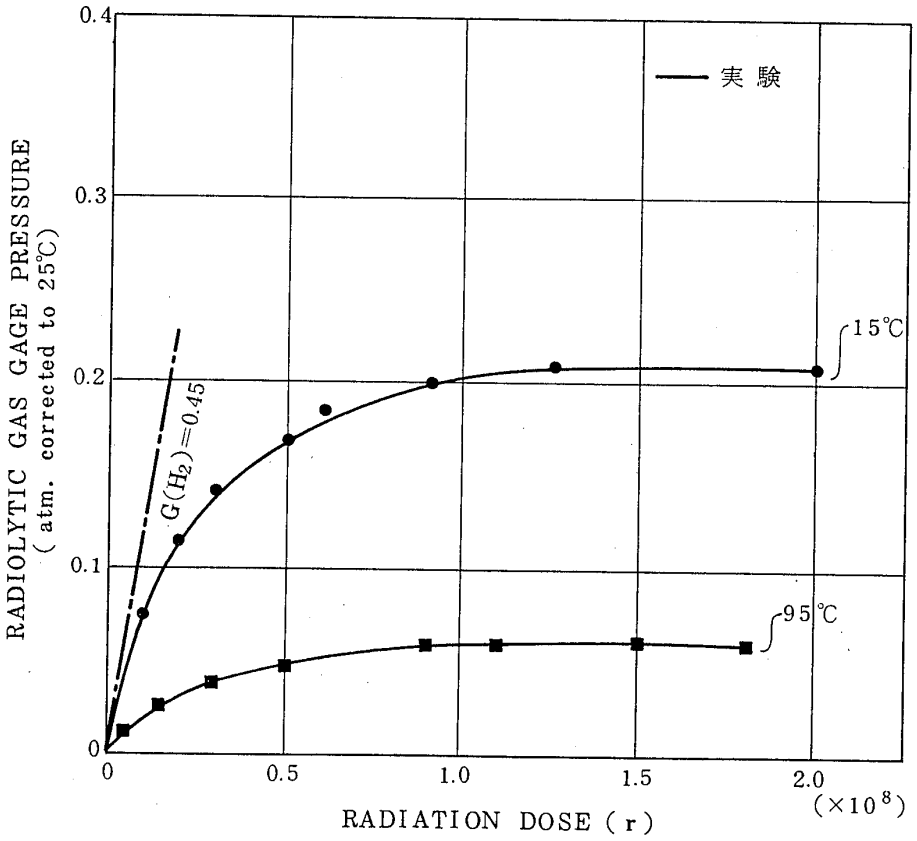
容積	カプセル液相	100cm^3
	タンク気相	350cm^3
	タンク液相	250cm^3
循環流量		14cm^3/min
初期温度 （実験パラメータ）		15℃，95℃



第18図　ＯＲＮＬによる照射実験のループ

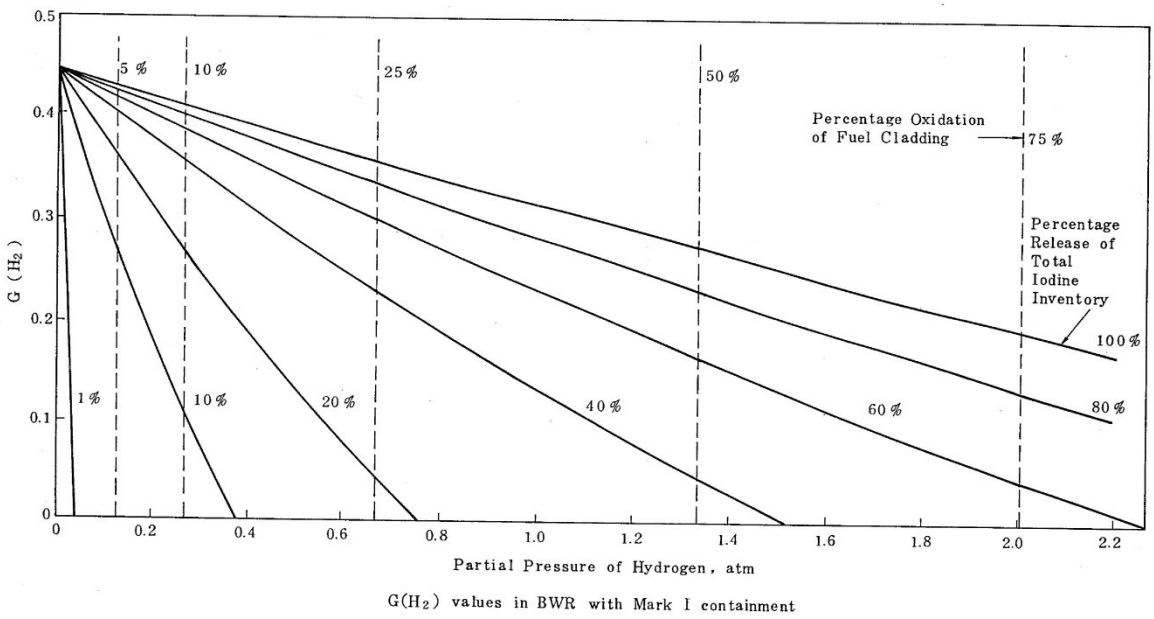


第 19 図　基本実験による純水照射の手順と実験で用いた容器の概略



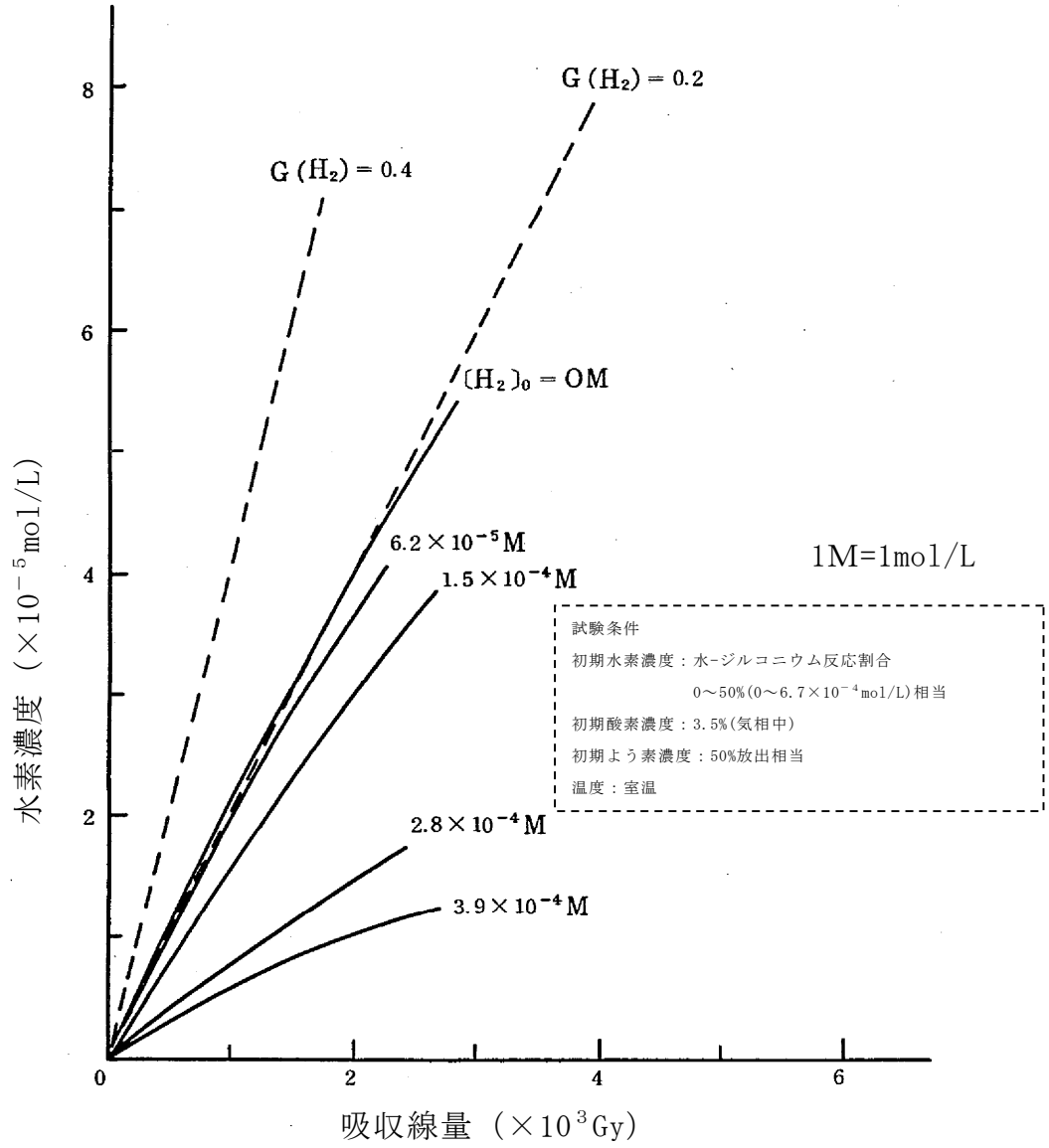
第 20 図　ＯＲＮＬによる実験結果（純水に対する照射）

第 21 図　基本実験による実験結果（純水に対する照射）



第 22 図　ＮＲＣによる評価結果

（よう素及び水素の濃度とＧ（Ｈ２）の変化）



第 23 図　基本実験による実験結果

（溶存水素濃度と吸収線量の関係（溶存水素濃度を変化させた場合））

3.　電力共同研究「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」（追加実験）

3.1　追加実験の概要

(1)　実験装置及び実験方法

追加実験では，常温から高温に至るケースについて試験を行うため，170℃（飽和蒸気圧 691kPa[gage]）までの試験が可能な照射容器を用いた。

実験に使用した装置を第 24 図に示す。装置は，照射容器，液相循環ライン，気相サンプリングライン，ガス注入ライン等から成る。照射容器はステンレス製で，容量は 2L である。照射容器内には 3 本のガス注入ラインが接続されており，水素，酸素，窒素ガスにより所定の初期水質に調整することができる。照射容器内の水はバンドヒーターにより所定の温度に昇温される。液相中の水はポンプにより循環される。液相循環ラインには溶存水素計（DH 計），溶存酸素計（DO 計），導電率計等が設置されている。試験水は冷却された後，DH 計，DO 計により，液相中の水素，酸素濃度を連続測定される。気相中のガスはポンプにより循環される。気相循環ラインにはガスクロマトグラフが設けられている。ガンマ線照射により発生したガスは冷却された後，ガスクロマトグラフで気相中の水素，酸素濃度をバッチ測定する。

全ての条件が定常状態に達した後，Ｃｏ－60 ガンマ線源にて照射を開始し，DH 計，DO 計で液相の水素・酸素濃度を測定するとともに，ガスクロマトグラフでバッチサンプリングを行い気相中の水素･酸素濃度を測定した。

実験は，温度，沸騰の有無，初期水素濃度，よう素濃度を試験パラメータとして変化させＧ値の実測を実施した。

(2)　試験条件及び実験結果

試験条件及び実験結果を第 5 表，第 25 図に示す。

沸騰している場合は水素・酸素のＧ値が 0 であること，また，沸騰していない場合は試験条件によりＧ値に若干のばらつきがあることを確認した。

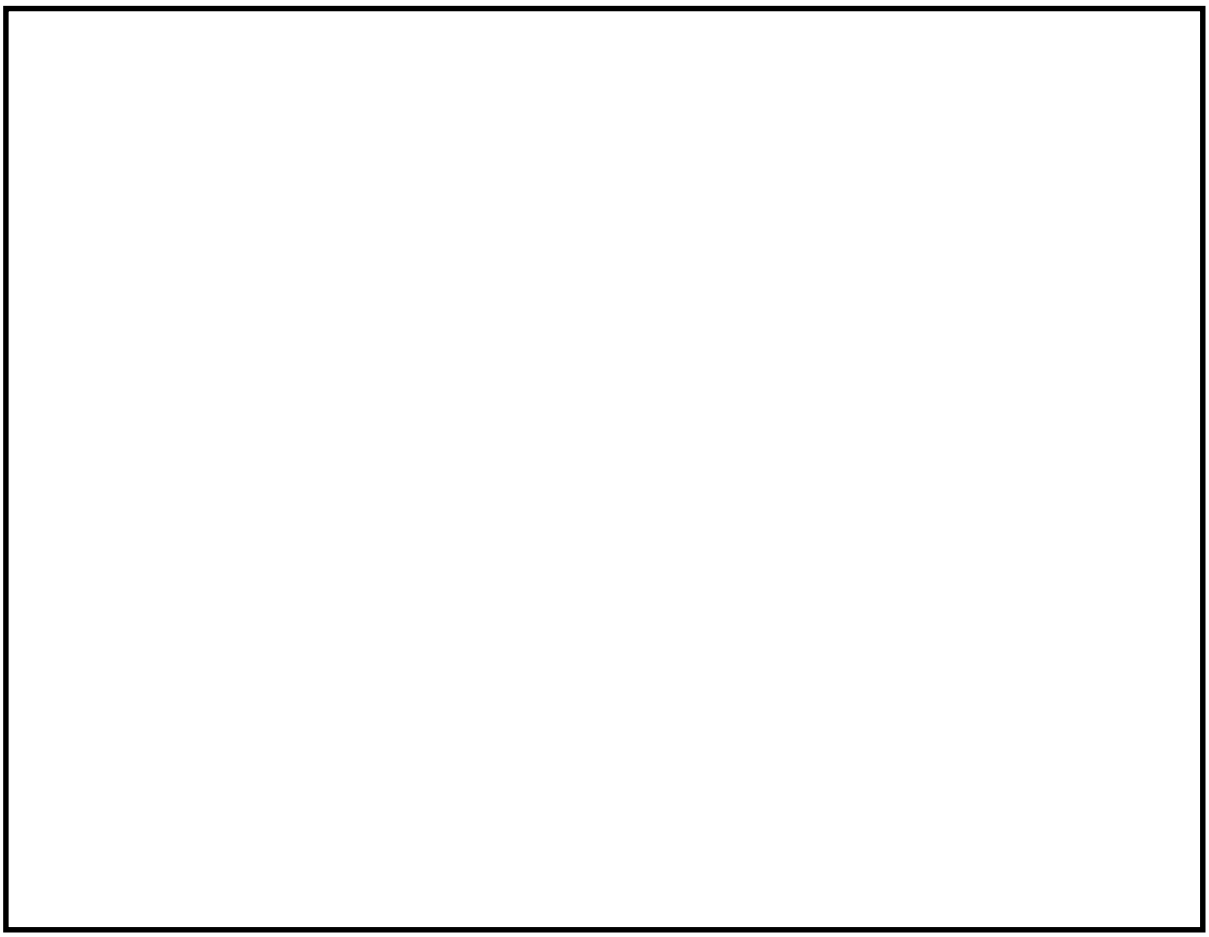
長期試験における吸収線量と水素・酸素の変化量の相関では，水素・酸素共にその増加量が吸収線量の増加と共に飽和する傾向を確認できた。吸収線量 1×10^{4}Gy における実効Ｇ値は，水素：0.036，酸素：0.023 であり，基本実験と同程度であった。

3.2　実験から得られた知見

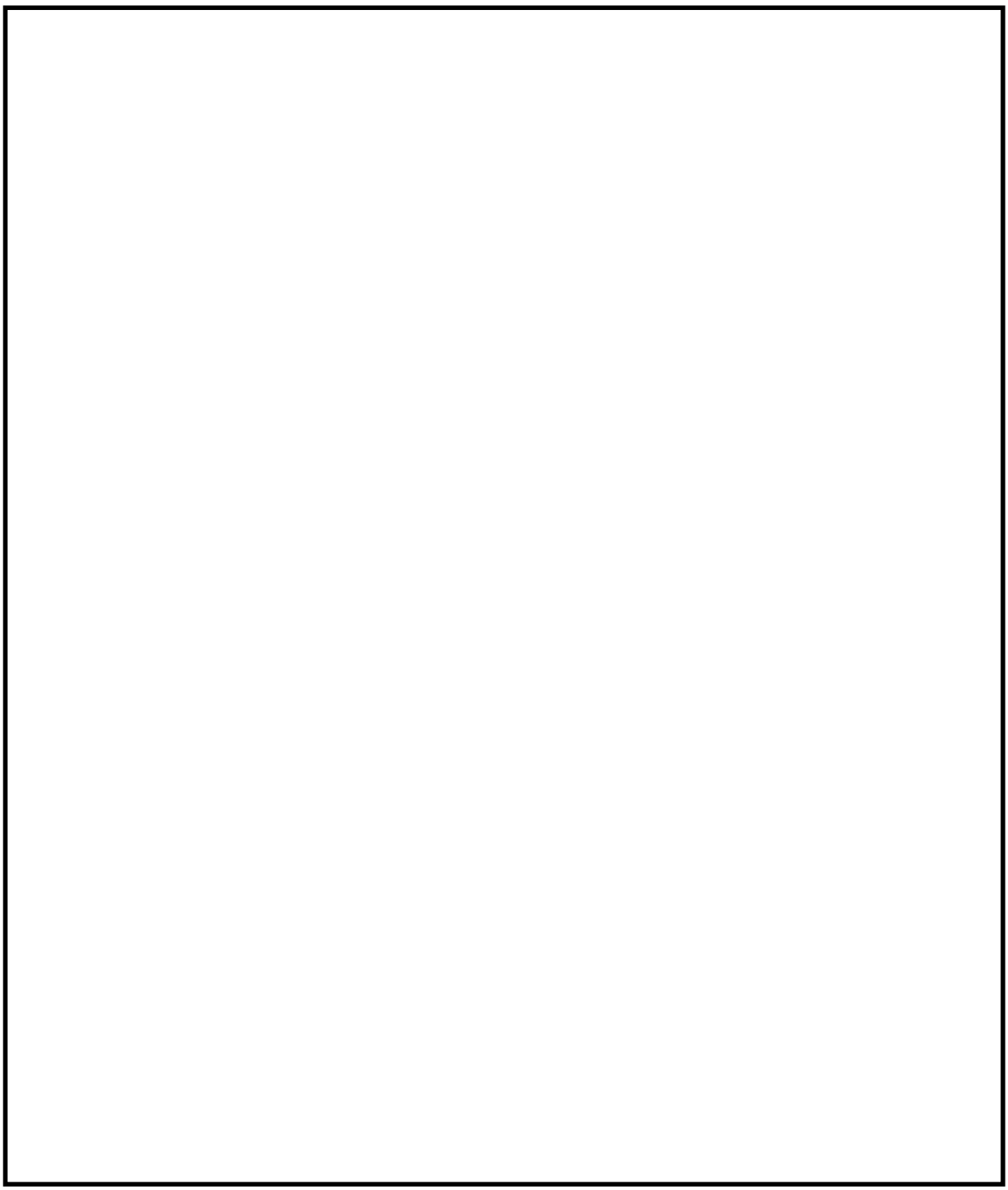
基本実験と追加実験は，異なる実験装置，異なる実験実施者によって行われたが，追加実験により同程度の実効Ｇ値が確認できたことから，実効Ｇ値の有する不確かさは小さいと考える。また，水素・酸素の増加量が吸収線量の増加と共に飽和する点で同様の傾向を確認できたことから，実効Ｇ値を事象発生初期（1.5 時間後※）の吸収線量から定めることは，事象発生から 168 時間後までを評価する本事象に適用する上で保守的な設定と考える。よって，前回の実験結果をもとに有効性評価を用いる実効Ｇ値を定めていること及び長期試験の結果を踏まえて，1×10^{4}Gy におけるＧ値を用いるのは妥当と考える。

第 5 表　試験条件及び実験結果

試験ケース	試験条件					実験結果		
	温度 [℃]	沸騰	M-W 反応割合 [%]	酸素濃度 [vol%]	よう素放出 [%]	吸収線量 [Gy]	水素 G値	酸素 G値
①								
①’								
②								
③								
④								
⑤								
⑥								
⑦								
⑧								



第 24 図　実験装置の概要



第 25 図　実験結果：水素・酸素の変化量と吸収線量の関係

（①及び①’のＧ値）

4. 参考文献

[1] Regulatory Guide 1.7 (Rev.2 Nov.1978) Control of Combustible Gas Concentrations In Containment Following A Loss-of-Coolant Accident.

[2] 「事故時放射線分解に関する研究」ＢＷＲ電力共同研究　昭和 63 年 3 月

[3] 「沸騰水型原子力発電所　可燃性ガス濃度制御について」(株式会社東芝, TLR0002A 改訂 3, 平成 10 年 2 月)

[4] 「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」ＢＷＲ電力共同研究　平成 12 年 3 月

[5] Zittel,H.E.,“Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM-2412 Part Ⅷ (1970).

[6] Parczewski,K.I., et.al., “Generation of hydrogen and oxygen by radiolytic decomposition of water in some BWRs”, U.S. NRC Joint ANS/AMSE Conference, Aug.(1984).

（参考）その他の文献における実効Ｇ値に関する報告

勝村による報告[1]では，平成 23 年 3 月 15 日に発生した福島第一原子力発電所４号機の水素爆発の原因を探るため，沸騰水及び海水注入下での水素のＧ値を実験で測定している。

この実験では，沸騰した純水からはＧ値 0.24 相当の水素の発生を検出し，沸騰した 3.5％食塩水（海水相当）からはＧ値 0.54※相当の水素発生を検出したと報告されており，いずれも東海第二発電所の有効性評価「水素燃焼」で使用している水素のＧ値 0.06 と比べて大きな値となっている。

本報告では酸素のＧ値に関しては論じられていないが，仮に水素のＧ値と同様に酸素も高いＧ値で発生したとしても，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至る恐れがある場合には，格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器内の気体を環境中に排出し，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減することができることから，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が共に可燃領域に至ることはない。

※：水の放射線分解によるＧ値は，分解初期（初期Ｇ値 0.45）の後の再結合（水素とＯＨラジカル）により初期Ｇ値を理論的に超えないにも関わらず，Ｇ値 0.54 の水素発生が検出されているが，この原因については，水蒸気凝縮によって水素濃度が高めに測定されたためと考察している。

[1] 勝村庸介,“福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎　－沸騰水のラジオリシスと水素濃縮－”，放射線化学 第 92 号，(2011).

解析コード及び解析条件の不確かさの影響について

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

項　目		解析条件（初期条件，事故条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	初期酸素濃度	2.5vol％	約 1vol％～ 約 2vol％	運転上許容する値の上限として設定	最確条件とした場合は，初期酸素濃度が低くなるため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は，初期酸素濃度が低くなるため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
事故条件	炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウム量の約 10.1％が水と反応して発生する水素量	事象進展による	解析コードＭＡＡＰによる評価結果	最確条件とした場合は，水素発生量が変動する可能性があるが，本評価事故シーケンスにおいては，水素発生量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，水素発生量が変動する可能性がある。炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量は，運転員等操作である低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するため，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水の操作時間が早まる場合について感度解析を行い，評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認した。 （添付資料 3.4.5）
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない	考慮する	酸素濃度を厳しく評価するものとして設定	最確条件とした場合は，水素発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため，格納容器内の酸素濃度を操作開始の起点としている可搬型窒素供給装置を用いた格納容器内への窒素供給の開始時間は遅くなることから，運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。	最確条件とした場合は，水素発生量が増加するため，本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素： 0.06 分子／100eV 酸素： 0.03 分子／100eV	水素： 0.06 分子／100eV 酸素： 0.03 分子／100eV	重大事故における格納容器内の条件を考慮して設定	Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合，格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には，格納容器圧力逃がし装置を使用し，格納容器内の気体を排出する必要があるが，ベント開始までの時間は事象発生から約 26.4 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。 （添付資料 3.4.4）	Ｇ値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合，格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には，格納容器圧力逃がし装置を使用し，格納容器内の気体を排出することで可燃領域の到達を防止することが可能であり，評価項目となるパラメータに与える影響はない。 （添付資料 3.4.4）

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

1. はじめに

今回の評価では，電力共同研究[1][2]の成果を踏まえ，水の放射線分解における水素及び酸素のG値を $G(H_2)=0.06$，$G(O_2)=0.03$ としている。今回の評価で用いたG値は過去の複数回の実験によって測定した値であり，重大事故環境下での水の放射線分解の評価に適した値と考えるが，実験においてもG値にはばらつきが確認されたこと及び事故時の格納容器内の環境には不確かさがあることを考慮すると，G値については不確かさを考慮した取り扱いが特に重要となる。

実際の事故対応について，何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合，事象発生から 7 日が経過する前に酸素濃度が4.3vol%を上回る可能性が考えられる。ここでは，何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合を想定し，酸素濃度の上昇速度の変化が評価結果及び事故対応に与える影響を確認した。

なお，基本的に，炉心損傷を伴う事故シーケンスでは，原子炉水位の低下や損傷炉心への注水により多量の水蒸気が発生するため，格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。ただし，水素燃焼による爆轟の可能性の有無は，保守的にドライ条件における気相濃度によって判断する。

2. 評価条件

第 3.4-3 から第 3.4-6 図に示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）の評価条件に対する変更点は以下のとおり。この他の評価条件は，ベースケースと同等である。

・水の放射線分解における水素及び酸素のG値を，沸騰状態においては G(H

$_2$)＝0.4，G(O_2)＝0.2，非沸騰状態においてはG(H_2)＝0.25，G(O_2)＝0.125とした。この値は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であり，設計基準事故環境下に対しても一定の保守性を有する値である。設計基準事故環境下に比べ，重大事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから，重大事故環境下におけるG値の不確かさとして考慮するには十分に保守的な値である。

・事象発生から7日が経過する前に，水素濃度及び酸素濃度がともに可燃限界を上回るため，格納容器圧力逃がし装置によって格納容器内の気体を環境中に排出し，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を低減する。

3. 評価結果

評価結果を第1図から第4図に示す。また，評価結果のまとめを第1表に示す。

ドライ条件において，第3図及び第4図に示すとおり，酸素濃度は事象発生から約26.4時間後に4.3vol%に到達した。このため，本評価では酸素濃度が4.3vol%に到達した約26.4時間時点でウェットウェルベントを実施することになるため，格納容器内の水素濃度及び酸素濃度は大幅に低下し，水素濃度及び酸素濃度は可燃限界未満に抑制された。

4. まとめ

何らかの要因によって酸素濃度が今回の評価よりも早く上昇する場合の評価結果への影響を確認した結果，評価項目となる酸素濃度は，事象発生から7日が経過する前に4.3vol%に到達するが，格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出によって水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に抑制できることを確認した。

今回の感度解析に用いたＧ値は十分に保守的と考えられる値を用いたことから，仮に事故に至った場合でも，水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇速度は今回の感度解析の結果を十分下回るものと考えられるが，仮に酸素濃度の上昇速度が今回の感度解析の結果のとおりであっても，格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までには約 26.4 時間の時間余裕があることを確認した。

格納容器圧力逃がし装置による対応が生じる場合，その対応フローは大破断ＬＯＣＡ後に代替循環冷却系を使用しない場合において，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の前に可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素供給操作を実施する流れとなり，前述のケースよりも格納容器圧力逃がし装置による環境中への格納容器内の気体の排出までの時間余裕が確保されること，格納容器内への窒素供給操作を実施する要員については他作業と重複していないことから，水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能と考えられる。環境中に放出される核分裂生成物（Ｃｓ－137）の観点でも，大破断ＬＯＣＡ後により短い時間（事象発生から約 19 時間）で格納容器圧力逃がし装置による排出を実施する場合について評価し，評価項目である 100TBq を十分に下回ることを確認していることから，格納容器圧力逃がし装置による対応は可能と考える。

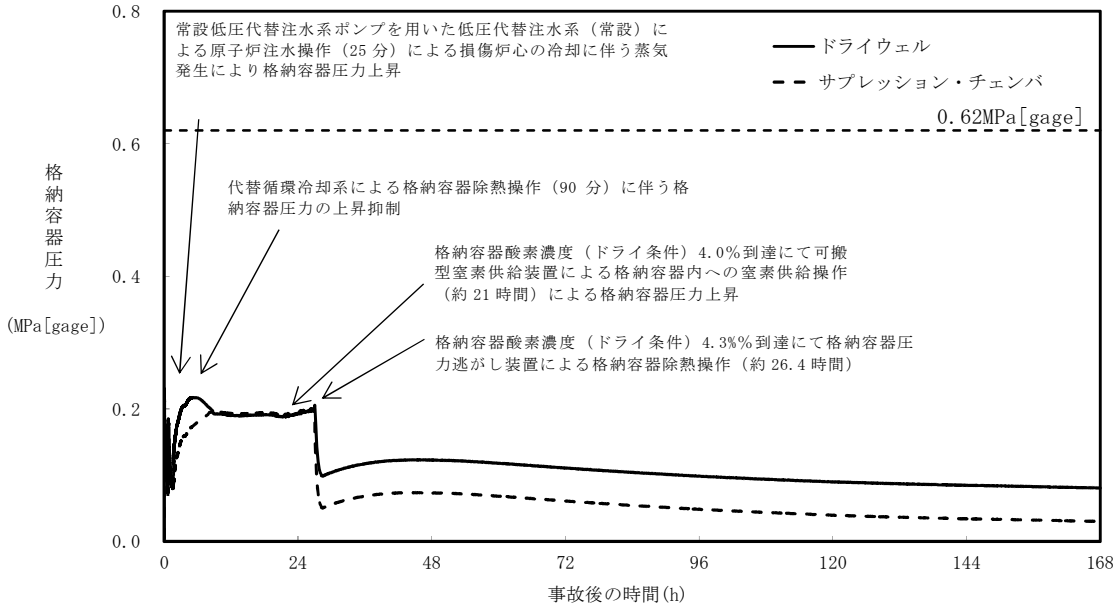
5. 参考文献

[1]「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」（ＢＷＲ電力共同研究，平成 12 年 3 月）

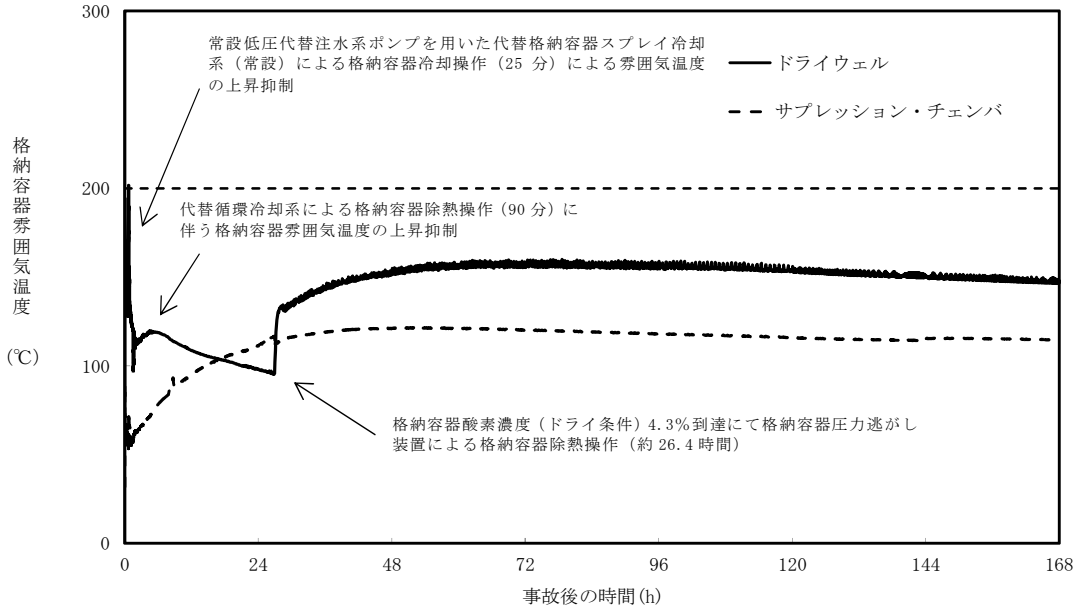
[2]「事故時放射線分解に関する研究」（ＢＷＲ電力共同研究，昭和 63 年 3 月）

第１表　Ｇ値の変更に伴う評価項目への影響（ドライ条件）

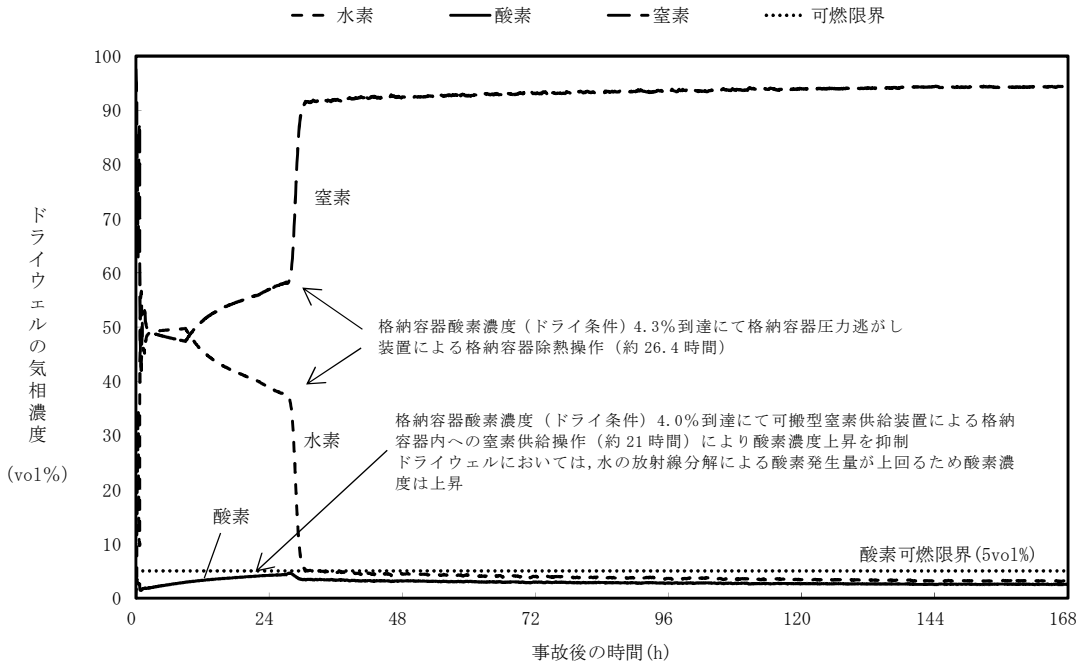
項目	感度解析 ($G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$)	ベースケース ($G(H_2)=0.06$, $G(O_2)=0.03$)	評価項目
酸素濃度 最大値 （ドライウェル）	事象発生から約 26.4 時間後にドライウェルにおいて 4.3%に到達するため，約 26.4 時間時点でのウェットウェルベント実施によって，ドライウェル及びサプレッション・チェンバともに5vol%未満に低減できる	約 2.8vol% （約 106 時間）	5vol% 未満
酸素濃度 最大値 （サプレッション・チェンバ）		約 4.0vol% （約 84 時間）	



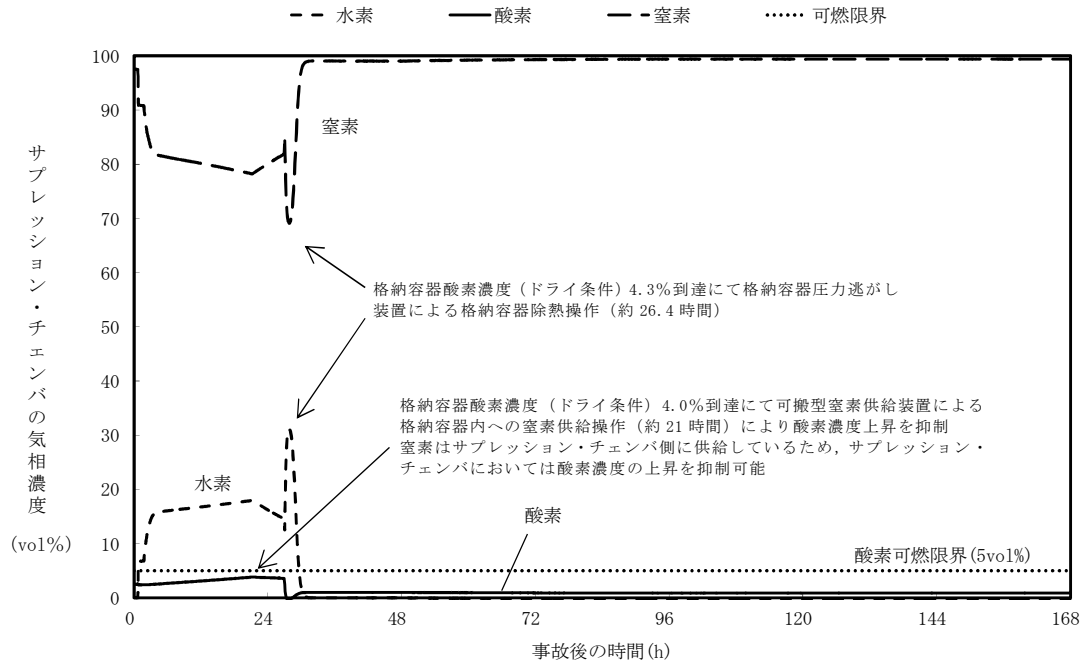
第 1 図　格納容器圧力の推移



第 2 図　格納容器雰囲気温度の推移



第 3 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 4 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）

原子炉注水開始時間の評価結果への影響について

1. はじめに

今回の評価では，運転操作手順書等を踏まえ，原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から 25 分後としている。実際の事故対応においては，原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れる可能性も想定される。水素燃焼のリスクの観点では，ジルコニウムー水反応による水素発生量が抑制され，相対的に酸素濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度がともに可燃領域に至る可能性が考えられる。一方で，注水時点の炉心の状態によっては，ジルコニウムー水反応が促進され，水素発生量が増加する場合も考えられる。この場合には，増加した水素によって相対的に酸素濃度が低下すると考えられる。

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

2. 評価条件

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

(1) 感度解析 1（注水開始時刻が早まる場合）

・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースより 10 分早くし，事象発生から 15 分後とした。また，代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 10 分早くし，事象発生から 80 分後とした。15 分は，今後のさらなる事故対応能力の改善等を見据えて設定した値である。

(2)　感度解析 2（注水開始時刻が遅れる場合）

・原子炉圧力容器への注水開始時刻をベースケースから 25 分遅延することとし，事象発生から 50 分後とした。また，代替循環冷却系による格納容器除熱開始時刻をベースケースより 25 分遅延することとし,事象発生から 115 分後とした。25 分は,原子炉圧力容器への注水が遅れたとしても，溶融炉心が炉心プレナム下部に移行しない時間であることを確認し，設定した値である。

3.　評価結果

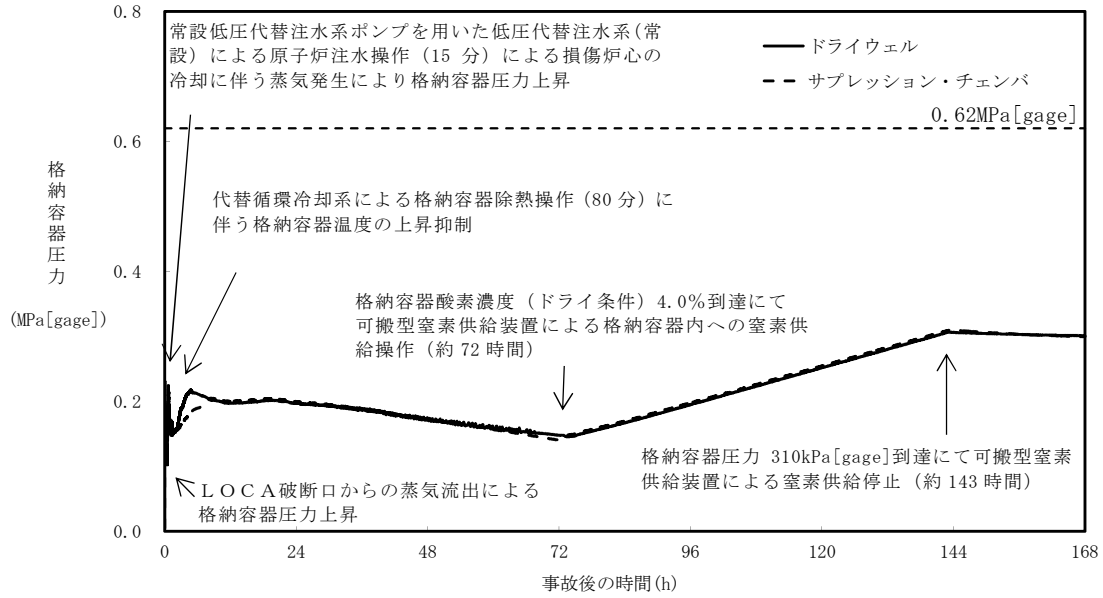
評価結果を第 1 図から第 8 図に示す。また，評価結果のまとめを第 1 表に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり，事象発生から 7 日後の酸素濃度も 5vol％未満となった。

4.　まとめ

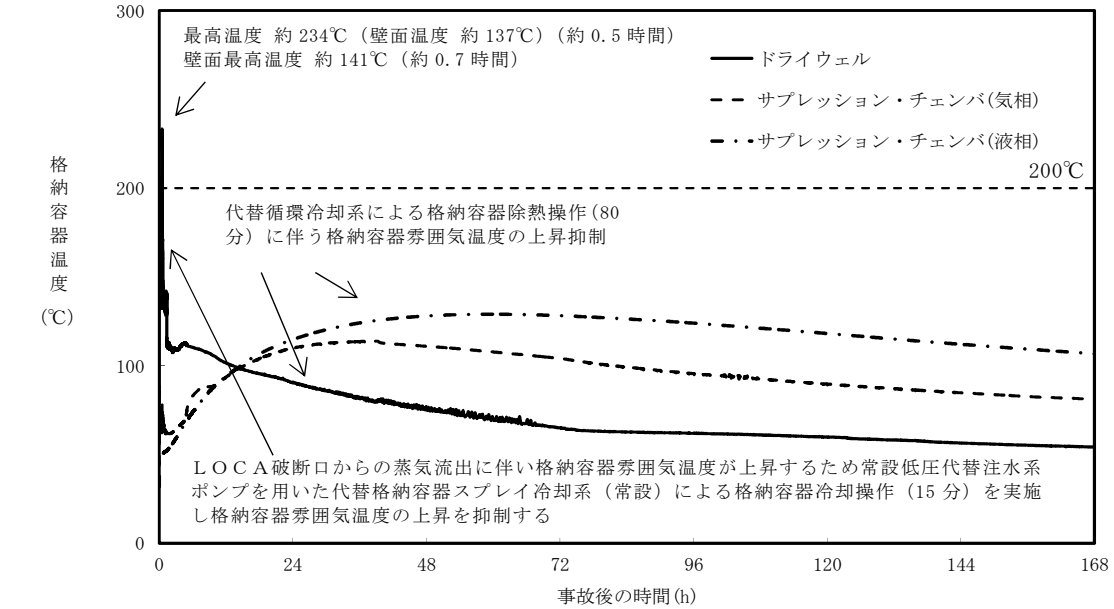
原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる又は遅れることによる評価結果への影響を確認した結果，評価項目となるパラメータである酸素濃度は，ベースケースと同等となった。このことから，実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった又は遅れる場合においても，水素燃焼のリスクの観点での事故対応への影響はない。

第 1 表　原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う評価項目への影響

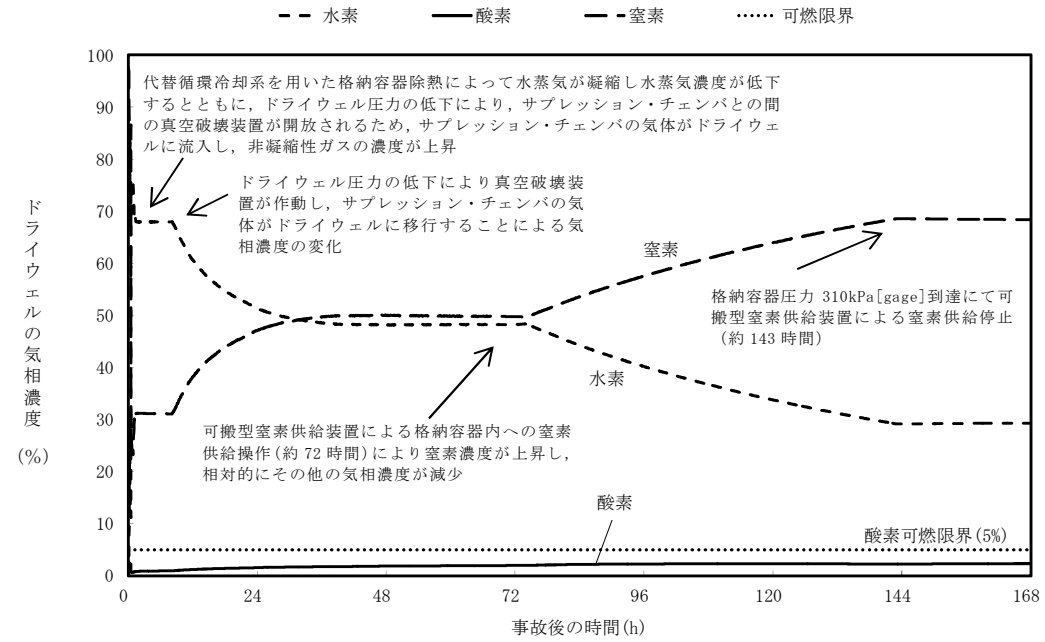
項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻			評価項目
	感度解析 1 （事象発生から 15 分後）	感度解析 2 （事象発生から 50 分後）	ベースケース （事象発生から 25 分後）	
全炉心内のジルコニウム量に対する酸化割合	約 15.3%	約 7.6%	約 10.1%	－
ジルコニウム－水反応による水素発生量	約 481kg	約 272kg	約 325kg	
酸素濃度 （ドライウェル）	約 2.7vol% （約 0.1 時間）	約 2.8vol% （約 76 時間）	約 2.8vol% （約 106 時間）	5vol% 未満
酸素濃度 （サプレッション・チェンバ）	約 4.0vol% （約 72 時間）	約 4.0vol% （約 58 時間）	約 4.0vol% （約 84 時間）	



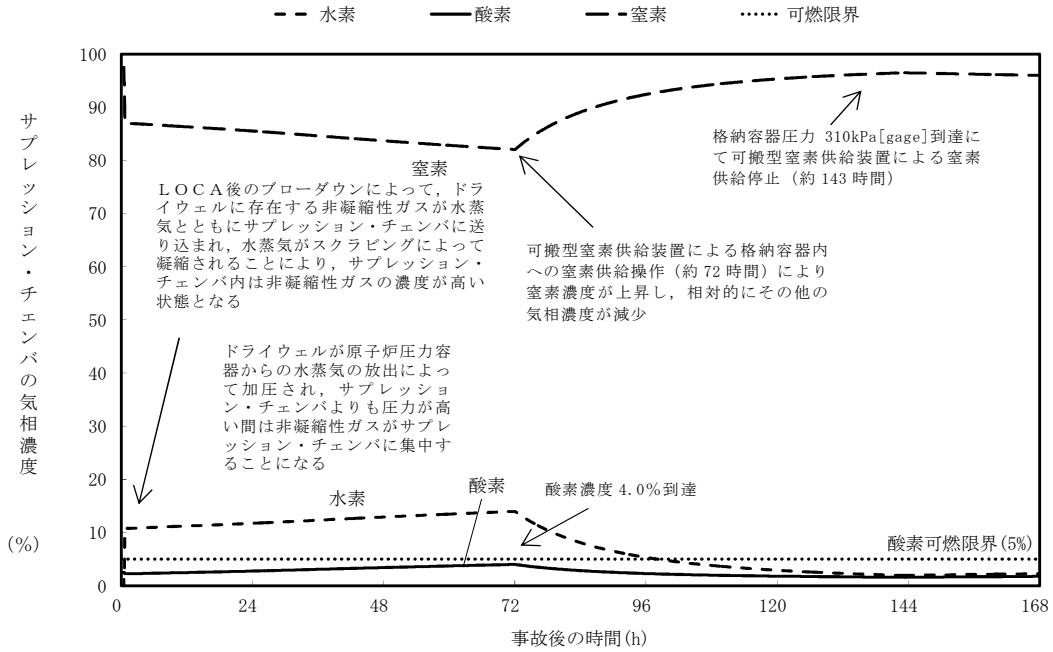
第 1 図　格納容器圧力の水位（感度解析 1）



第 2 図　格納容器温度の推移（感度解析 1）

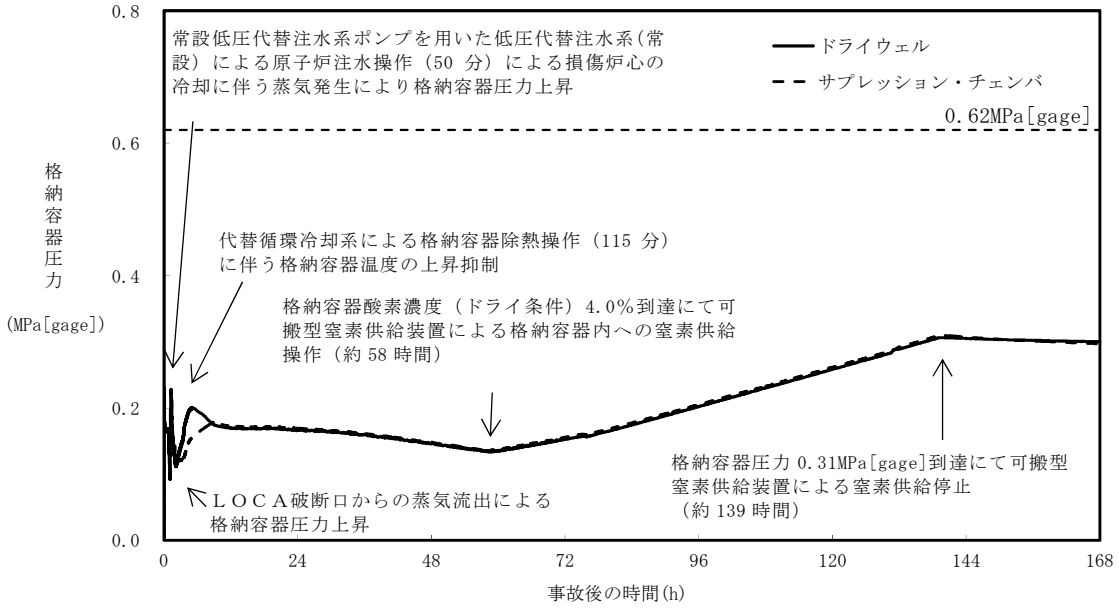


第 3 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）（感度解析 1）

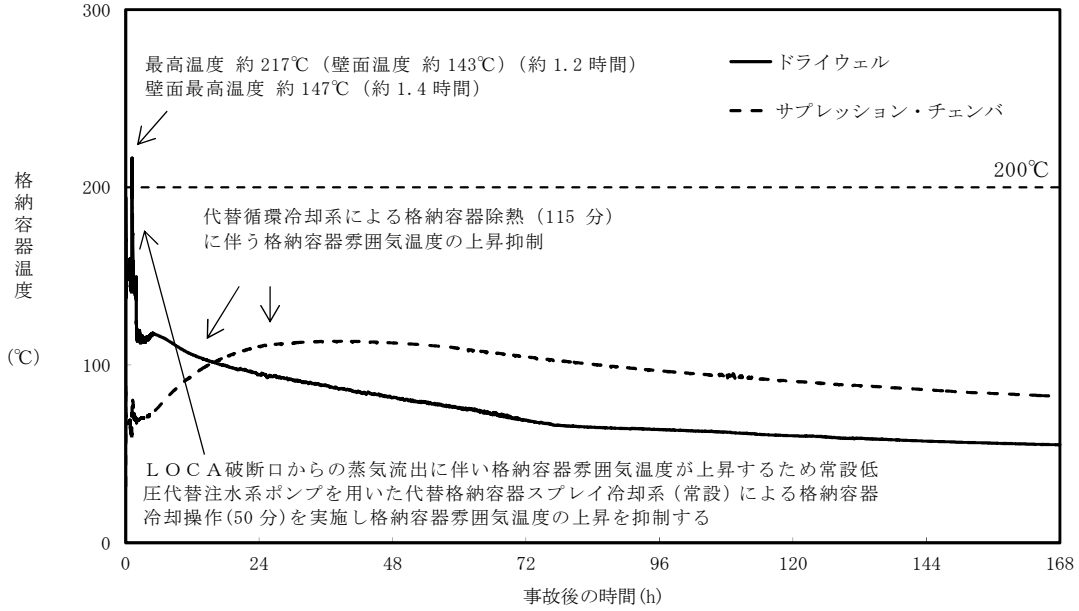


第 4 図　サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

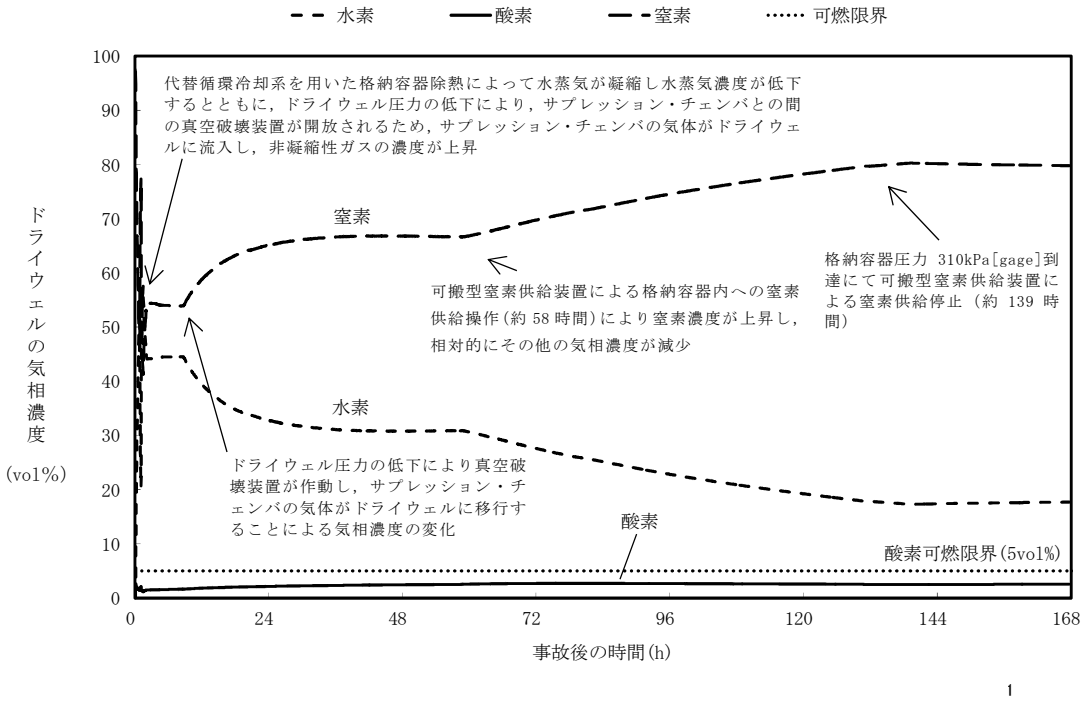
（感度解析 1）



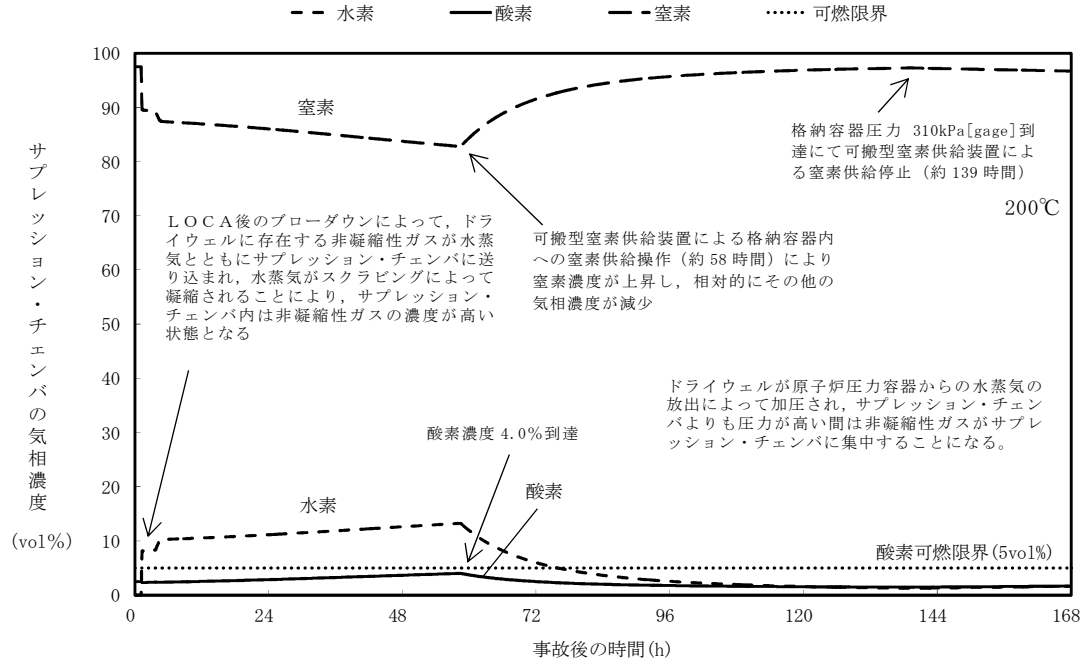
第 5 図　格納容器圧力の推移（感度解析 2）



第 6 図　格納容器温度の推移（感度解析 2）



第 7 図　ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）（感度解析 2）



第 8 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）

（感度解析 2）

格納容器内における気体のミキシングについて

ＢＷＲの格納容器内の気体のミキシング効果については，電力共同研究「格納容器内ミキシング確認試験に関する研究」（S57 年度）[1]によって，格納容器スプレイや温度差による自然対流に伴う撹拌効果がある場合には十分なミキシング効果が短時間に得られることを確認している。

格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスでは，事象発生後 90 分まで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の実施及び格納容器内の温度差により，格納容器内は十分にミキシングされるものと考えられる。また，事象発生後 90 分以降は，代替循環冷却系による格納容器除熱操作の実施により，格納容器内はミキシングされるものと考えられる。さらに，崩壊熱によって炉心で発生した蒸気が格納容器内へ放出されることによってもミキシングが促進される。

格納容器スプレイを実施している場合の格納容器内の気体の流動については，上記研究にて実験的に確認されている。実験結果を第 1 図に示す。10vol％の空気希釈ヘリウムガスの供給を停止すると，格納容器スプレイにより短期間で十分なミキシング効果が得られることが示されている。

格納容器内雰囲気と壁面に温度差がある場合のミキシング効果についての実験結果を第 2 図に示す。第 2 図は格納容器内雰囲気と壁面に 5℃の温度差がある場合のミキシング効果を示しており 10vol％の空気希釈ヘリウムガスを供給しているが，実験開始から約 20 分後までには十分にミキシングされることを示している。ＢＷＲの格納容器内では，原子炉圧力容器が熱源として考えられるため，格納容器内雰囲気と壁面において少なくとも 5℃以上の温度差は生じているものと考えられる。このため，ＢＷＲの格納容器内において，気体が成層化する等の位置的な濃度の著しい偏りが生じる可能性は低いと考えられる。さ

らに，本試験は，より成層化の可能性が高い軽密度気体であるヘリウムにて撹拌効果を確認しているため，格納容器内での水素燃焼を防止するためのベント実施判断基準として設定している酸素については，濃度の著しい偏りが生じる可能性は更に低いと考えられる。

また，シビアアクシデント条件下における格納容器内の気体のミキシング効果については，比較的単純な形状から大規模で複雑な形状の試験装置に至る国内外の試験において検討されている。代表的なものとして，旧（財）原子力発電技術機構による試験で得られた知見[2]を以下にまとめる。

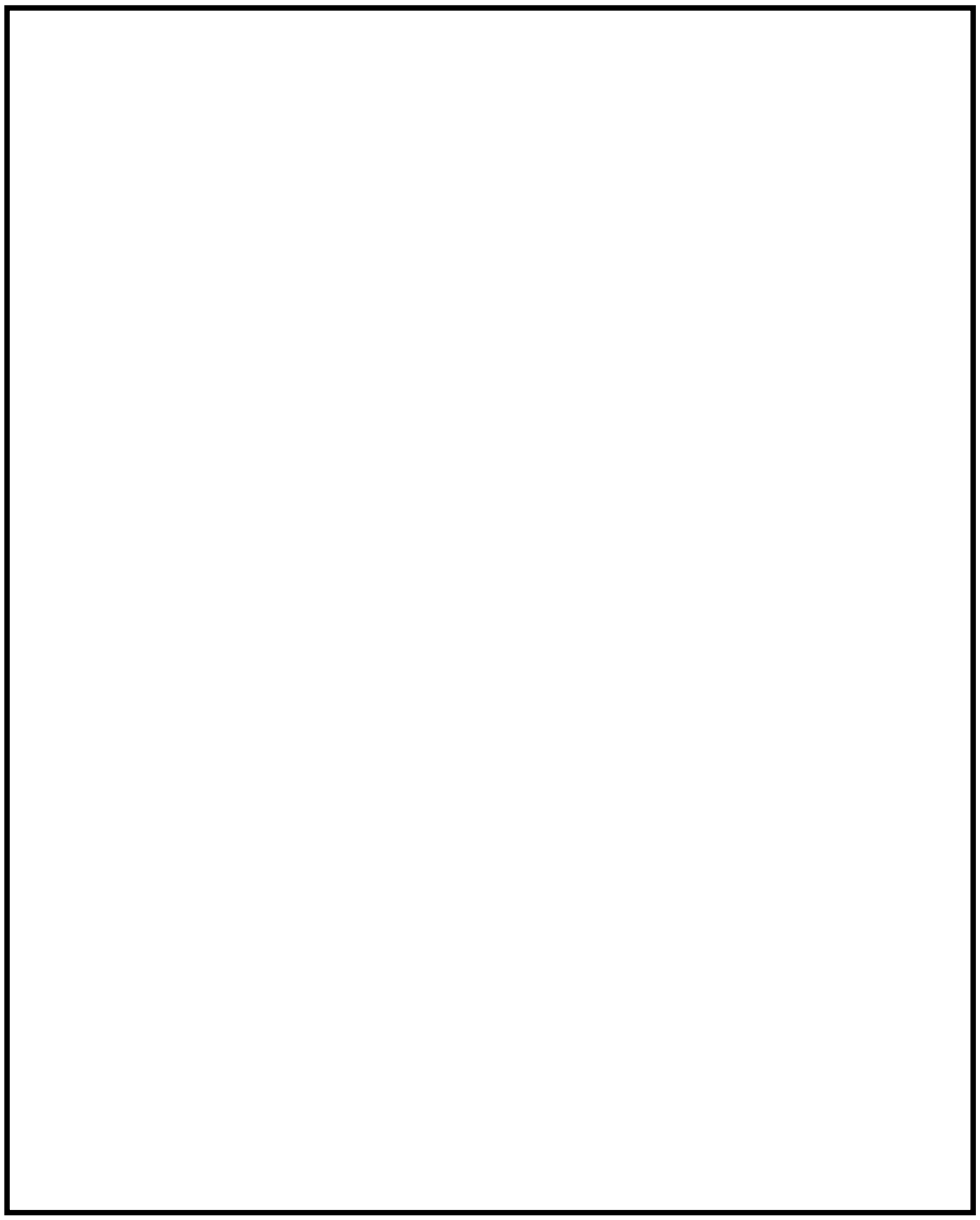
・軽密度気体（試験では水素をヘリウムで模擬）の放出による自然循環のみでも，ミキシングは比較的良好であった。
・水蒸気発生を考慮したケースでは，ミキシングは促進された。
・上部区画へ軽密度気体を放出して濃度の偏りを生じさせたケースでも，格納容器スプレイを作動させることによりミキシングは達成された。

本試験はＰＷＲプラントを模擬したものであるが，複雑な区画を含む形状においても十分なミキシングが得られたことが確認されており，ＢＷＲプラントでも同様の効果が期待できると考えられる。

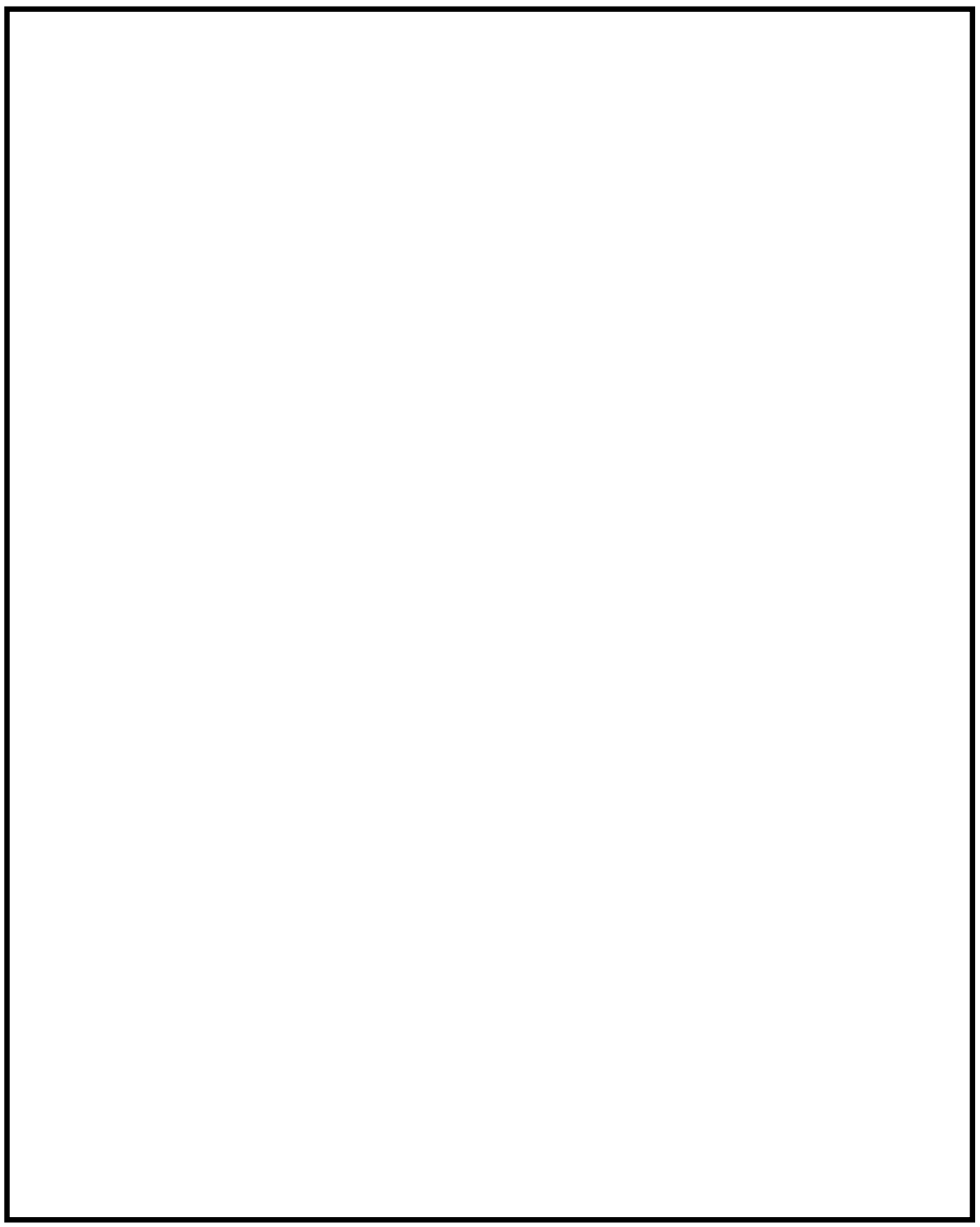
したがって，これらの知見を踏まえると，格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンスにおいては，格納容器スプレイの実施，格納容器内の温度差等によりミキシング効果が得られると考えられる。

なお，格納容器スプレイ停止後は速やかに格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施するため，格納容器内の可燃性ガスは排出される。

[1] 共同研究報告書，格納容器内ミキシング確認試験に関する研究（S57 年度）
[2] 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，財団法人　原子力発電技術機構（平成 15 年 3 月）



第1図　格納容器スプレイ実施時のガス濃度変化



第 2 図　温度差によるミキシング効果（ガス濃度変化結果）

3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

3.5.1　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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，ＴＱＵＶ，ＴＱＵＸ，長期ＴＢ，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「溶融炉心・コンクリート相互作用」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，原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，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，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置した上で，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し，また，溶融炉心の落下後は，溶融炉心への注水によって溶融炉心を冷却することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制するとともに格納容器の破損を防止する。

また，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「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため，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手段及び溶融炉心への注水手段を整備する。また，溶融炉心によるペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制し，格納容器の構造部材の支持機能の健全性を確保するために，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置する。

また，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。

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は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)と同様である。対策の概略系統図及び対応手順の概要は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2-1 図及び第 3.2-2 図である。また，重大事故等対策の手順と設備との関係は，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に示す第 3.2-1 表である。

3.5.2　格納容器破損防止対策の有効性評価

(1)　有効性評価の方法

本格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，プラント損傷状態をＴＱＵＶとし，逃がし安全弁再閉失敗を含まない，「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペデスタル)」である。

1.2.2.1(3)に示すとおり，プラント損傷状態の選定では，ＬＯＣＡとＴＱＵＶを比較し，事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はないこと，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用と溶融炉心・コンクリート相互作用は原子炉圧力容器破損後に生ずる一連の物理現象であることから，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」と同じプラント損傷状態を選定し一連のプラント挙動を確認することを考慮し，ＴＱＵＶを選定した。

また，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，本評価事故シーケンスは，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をＴＱＵＶとし，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をＴＱＵＸとしており，異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら，どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が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する手順であり，原子炉減圧以降も，溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを，定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから，これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。

本評価事故シーケンスでは，炉心における崩壊熱，燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形，沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流，炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション，構造材との熱伝達，下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達，原子炉圧力容器破損，原子炉圧力容器内ＦＰ挙動，炉心損傷後の格納容器におけるペデスタル（ドライウェル部）床面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），溶融炉心とペデスタル（ドライウェル部）プール水との伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び

非凝縮性ガス発生が重要現象となる。

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等の過渡応答を求める。

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

(2)　有効性評価の条件

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

(3)　有効性評価の結果

本評価事故シーケンスにおけるペデスタル（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の推移を第 3.5-1 図及び第 3.5-2 図に示す。

ａ．事象進展

事象進展は「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。

ｂ．評価項目等

第 3.5-2 図に示すとおり，コリウムシールドの設置によりコンクリー

トの侵食を抑制するとともに，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及び溶融炉心への注水によりペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却することで，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量は0cmにとどまり，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

なお，ＭＡＡＰコードによる評価においては，コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は 2,100℃未満であり，コリウムシールドの侵食は生じないが，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価した場合には，コリウムシールドには3.3cm程度の侵食が生じるものの，その侵食量はコリウムシールドの厚さに対して余裕がある。また，コリウムシールドの侵食に伴うガスの発生は生じず，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。

（添付資料 3.2.1，3.5.1，3.5.2，3.5.3）

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(8)の評価項目について，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(1)から(4)，(6)及び(7)に示す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維持については，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において確認している。また，(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。

（添付資料 3.2.8）

3.5.3　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「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下してコンクリートを侵食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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作とする。

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），水張りされたペデスタル（ドライウェル部）へ落下した溶融炉心の粒子化，落下した溶融炉心の拡がり，溶融炉心から水への熱伝達及びコンクリート侵食が挙げられる。リロケーション（炉心溶融開始後の溶融炉心の移動）に対しては，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，格納容器下部水温計の指示を継続監視することで原子炉圧力容器破損を判断し，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を行うといった徴候を捉えた対応によって，溶融炉心を確実に冷却できることを確認している。また，本評価事故シーケンスの評価では，溶融炉心から水への熱伝達が本格納容器破損モードに対して影響が大きいことを踏まえて，溶融炉心から水への熱伝達に対する影響評価を実施する。

(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，原子炉圧力容器破損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及び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を実施するが，下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器温度（下鏡部）の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器破損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操作及び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係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流

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

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。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては，溶融炉心落下後の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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作があるが，下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器温度（下鏡部）の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器の破損を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操作及び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，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。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては，溶融炉心落下後の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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作があるが，原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器の破損を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操作及び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係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが，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，十数分早まる程度であり，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操作及び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中央制御室から速やかに実施可能な操作であることから，原子炉圧力容器破損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操作及び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係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内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，運転員等操作に与える影響はない。

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

炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，溶融炉心からのプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。これより，コリウムシールド侵食量に対しても影響を与える可能性があるが，本評価事故シーケンスでは，コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして，コリウムシールド

及びコンクリートの侵食量への影響が考えられるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。なお，炉心損傷後の格納容器における溶融炉心とコンクリート伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさがコンクリート侵食に与える影響に対しては，実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。また，ＭＡＡＰコードにおける溶融炉心から構造材への伝熱は材質に依存しないモデルとなっておりコリウムシールドにも適用可能であるとともに，このモデルにおいて評価した結果，コリウムシールドと溶融炉心の接触面温度は 2,100℃未満であり，コリウムシールドに対しても溶融炉心からの伝熱を適切に考慮した上で侵食は生じないことを確認している。

（添付資料 3.5.1，3.5.4）

ｂ．評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして，炉心ヒートアップに関するモデルは，ＴＭＩ事故についての再現性及びＣＯＲＡ実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム－水反応速度の係数についての感度解析）では，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，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードＳＡＦＥＲの評価結果との比較により，水位低下幅は解析コードＭＡＡＰの評価結果の方が保守的であることを確認している。また，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における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，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，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして，制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約 4.5 時間後）に対して，早まる時間はわずかであり，破損時間がわずかに早まった場合においても，ペデスタル（ドラ

イウェル部）に水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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，原子炉圧力容器内ＦＰ挙動と溶融炉心との相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の格納容器における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして，エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の格納容器における格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについて，実機では溶融炉心の落下量が多く崩壊熱による継続的な加熱も生じることから各種実験と比較してより拡がり易い傾向となる。また，溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は，種々の不均一な堆積形状を考慮しても，拡がりが抑制されないペデスタル（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり，溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合，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の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，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によって溶融炉心は継続的に冷却されることから，溶融炉

心の拡がりが抑制されると想定した場合においても，コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。また，炉心損傷後の溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱の不確かさとして，エントレインメント係数，溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ，コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じていないことから，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，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。

（添付資料 3.5.1，3.5.4）

(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，原子炉圧力容

器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水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。

初期条件の溶融炉心からプールへの熱流束は，解析条件の 800kW／m^2相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW／m^2相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制されるが，コンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。また，コリウムシールドについては，機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部及びペデスタル（ドライウェル部）内構造物の扱いは，解析条件のペデスタル（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないことに対して，最確条件は部分的な溶融が生じ，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はな

い。

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）の空間部及び液相部，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，原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが，起因事象の違いによって操作手順（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及び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。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペデスタル（ドライウェル部）床面積は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。なお，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの，コリウムシールドの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。

（添付資料 3.5.1，3.5.4）

(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，溶融炉心の持つエネルギが小さくなることから，評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

初期条件の溶融炉心からのプールへの熱流束は，解析条件の 800kW／m^2相当（圧力依存あり）に対して最確条件は 800kW／m^2相当（圧力依存あり）であり，最確条件とした場合は，解析条件と同様であるため，事象進展に影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。コリウムシールド及びコンクリートの侵食量に対しては，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から，コンクリート侵食量への影響が最も大きい溶融炉心からプール水への熱流束について，感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また，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。

初期条件のコンクリート以外の素材の扱いは，解析条件の鉄筋は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の素材を考慮することであり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合には，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また，コリウムシールドについては，機器条件にて考慮している。

初期条件の原子炉圧力容器下部及びペデスタル（ドライウェル部）内構造物の扱いは，解析条件のペデスタル（ドライウェル部）に落下

する溶融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な溶融が生じ，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する可能性があり，解析条件の不確かさとして，最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

初期条件の原子炉圧力，原子炉水位，炉心流量，格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の空間部及び液相部，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。

事故条件について，コリウムシールド及びコンクリートの侵食量を評価するにあたり，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。起因事象として，原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるＬＯＣＡ等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し，事故シーケンスを「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」として，本評価事故シーケンスの評価条件と同様に，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した場合，原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，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。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の種類及びペデスタル（ドライ

ウェル部）床面積は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件のコリウムシールド耐熱材の侵食開始温度は，解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。なお，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには3.3cm 程度の侵食が生じるものの，コリウムシールド厚さに対して余裕があることから，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 3.5.1，3.5.4）

b．操作条件

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

(a)　運転員等操作時間に与える影響

操作条件の常設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は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から 6 分後（事象発生から約 4.6 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後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は，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原子炉圧力容器破損を判断し，格納容器冷却を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。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，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水は，解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損から 7 分後（事象発生から約 4.6 時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として，原子炉圧力容器破損までに事象発生から約 4.5 時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後の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は，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原子炉圧力容器破損を判断し，注水操作を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。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，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。

（添付資料 3.2.2，3.5.4）

(b)　評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の溶融炉心落下後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及び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は，運転員等操作時間に与える影響として，実態の操作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 3.5.4）

(3)　操作時間余裕の把握

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

操作条件の溶融炉心落下後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及び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については，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，また，溶融炉心落下後にペデスタル（ドライウェル部）注水が行われなかった場合でも，溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約 0.3 時間の時間余裕がある。

（添付資料 3.2.14，3.5.4）

(4)　まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等

操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果，解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。このほか，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。

なお，「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において，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感度解析を実施しており，評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認している。

（添付資料3.2.10）

3.5.4　必要な要員及び資源の評価

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

3.5.5　結　論

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（ＬＯＣＡ）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため，原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応等によって，ペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートが侵食され，格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，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「溶融炉心・コンクリート

相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，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）による格納容器下部水位確保手段及び溶融炉心への注水手段を整備している。また，ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置している。

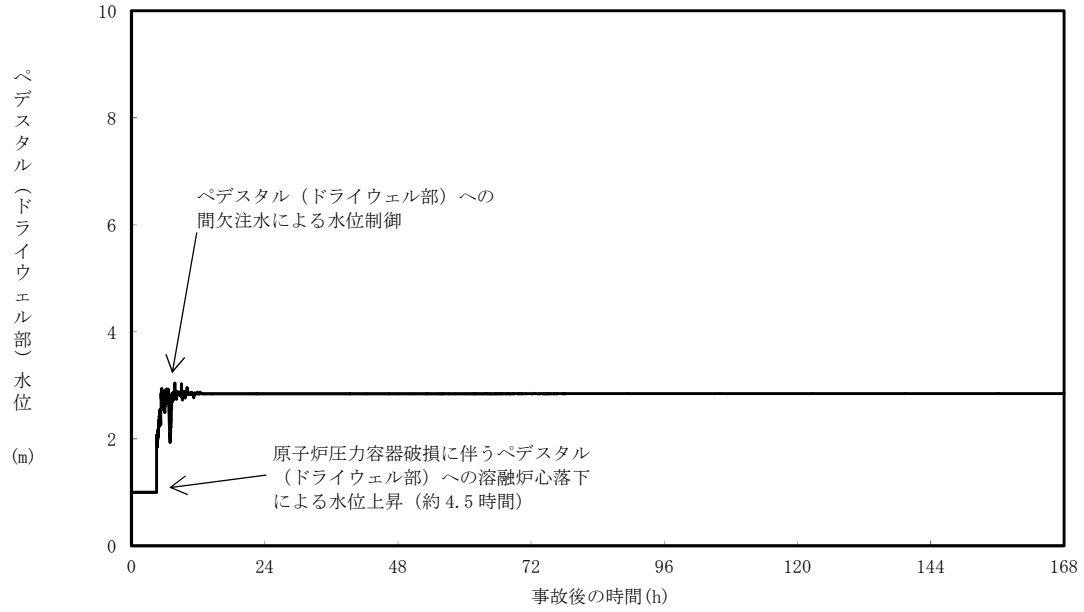
格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗＋デブリ冷却失敗（ペデスタル)」について，有効性評価を行った。

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格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保及び溶融炉心への注水を実施することにより，溶融炉心の冷却が可能である。その結果，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は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。

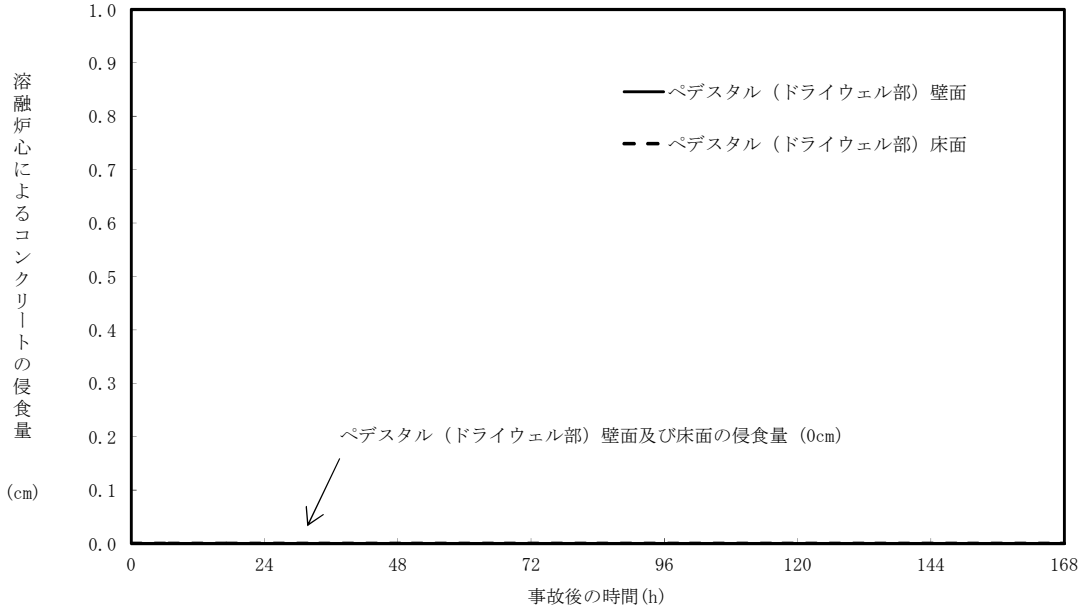
解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

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「溶融炉心・コンクリート相互作用」において，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及び溶融炉心への注水，コリウムシールドの設置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「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。



第 3.5-1 図　ペデスタル（ドライウェル部）の水位の推移



第 3.5-2 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

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

1. 解析コードＭＡＡＰによる評価

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）へ落下した場合におけるペデスタル（ドライウェル部）侵食量評価を，シビアアクシデント解析コードＭＡＡＰにより実施している。以下にその内容を示す。

1.1 評価条件

評価条件を第 1 表に示す。

第 1 表　侵食量評価条件

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熱流束	800kW／m^2（圧力依存性あり）	800kW／m^2（一定※1）
ペデスタル（ドライウェル部）初期水位	1m	
ペデスタル（ドライウェル部）注水	ＲＰＶ破損 7 分後から 80m^3／h	
コリウムシールド厚さ	[redacted]	
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	

※1　侵食の不均一性等の影響を考慮して設定
※2　ZrO_2耐熱材の 100mol％Ｚｒによる侵食試験結果に基づき設定（別添 1）

1.2 評価結果

評価結果を第 2 表に示す。ＭＡＡＰ評価において，ペデスタル（ドライウェル部）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，耐熱性及び耐侵食性に優れたＺｒＯ$_2$製コリウムシールドを敷設することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食が生じないことを確認した。

第 2 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）	0cm	0cm
コリウムシールド侵食量（床面）	0cm	0cm

2.　既往の耐熱材侵食試験結果に基づく評価

ＭＡＡＰコードによる侵食量評価では，溶融炉心中のＺｒによるＺｒＯ$_2$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ＺｒＯ$_2$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。

2.1　ＣＩＴ実験について

模擬溶融炉心によるＺｒＯ$_2$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ＣＩＴ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ＺｒＯ$_2$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（ＺｒＯ$_2$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ＺｒＯ$_2$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ＺｒＯ$_2$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ＺｒＯ$_2$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。

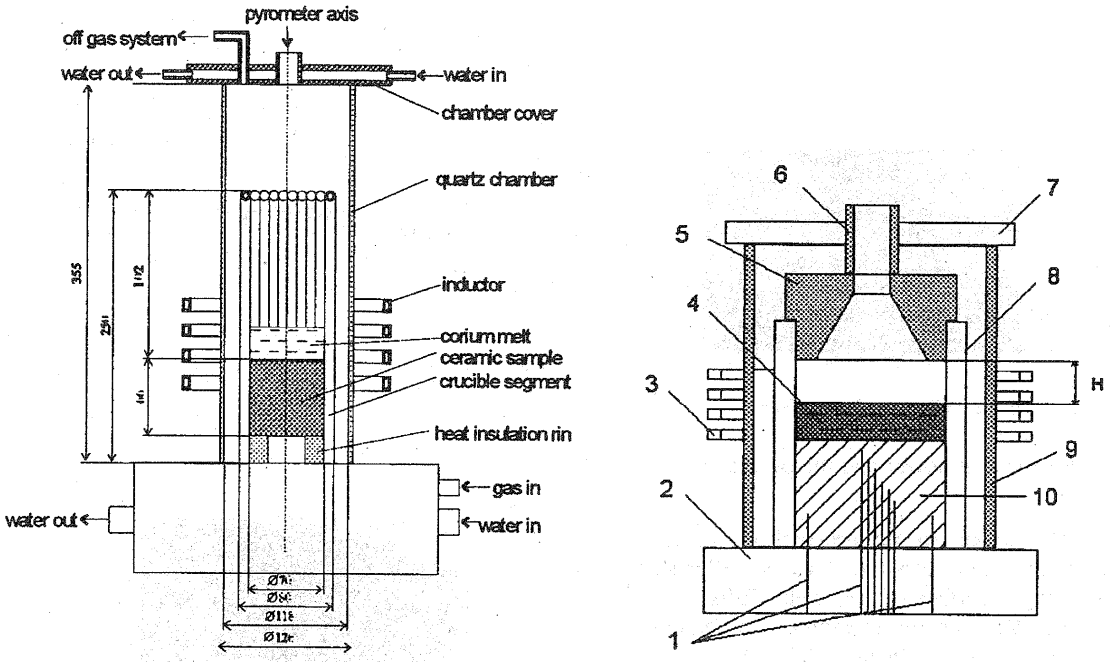
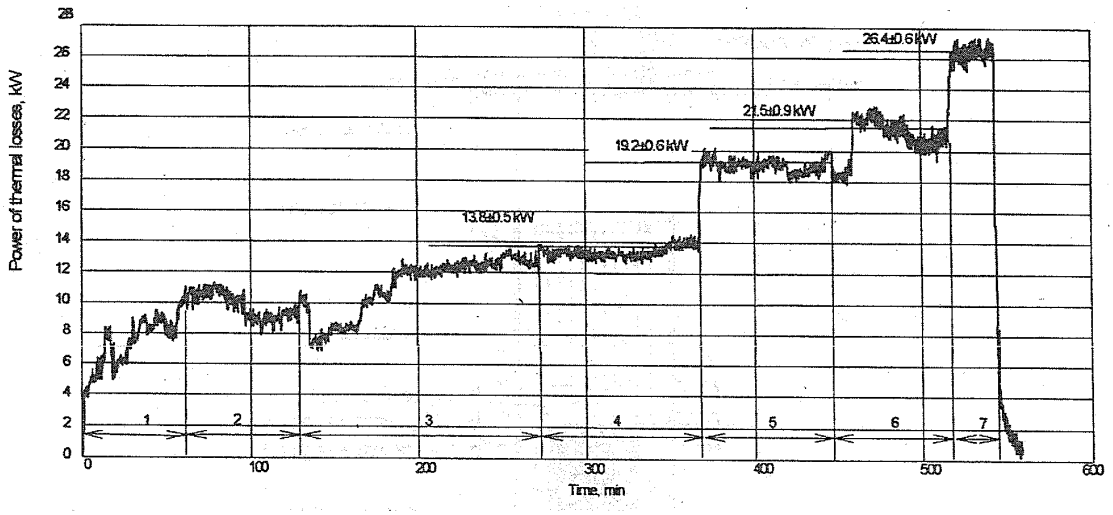
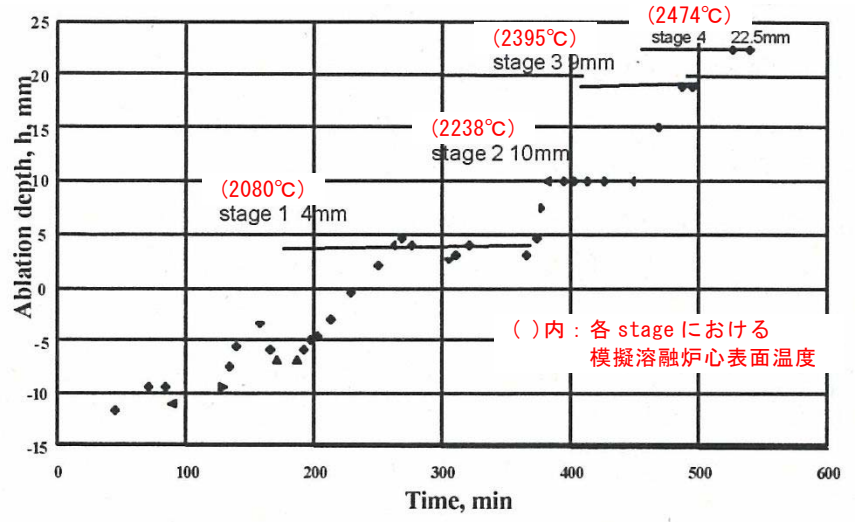


Figure 7.4 Test device and details of the interaction zone. 1 – thermocouples; 2 – water collector of the crucible; 3 – inductor; 4 – corium melt; 5 – ceramic shield; 6 – ceramic shaft of pyrometer; 7 – steel water-cooled lid of the furnace; 8 – crucible sections and cooling system; 9 – quartz shell;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

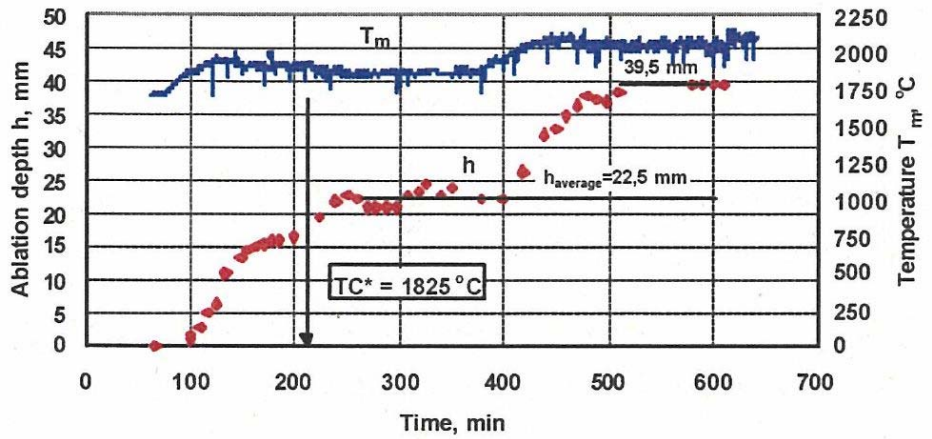
第１図　ＣＩＴ実験装置



第 2 図　CIT-9 における入力エネルギー



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

2.2　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ＺｒＯ$_2$耐熱材の組成を第 3 表に示す。主成分であるＺｒＯ$_2$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ＺｒＯ$_2$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 4 表に示す。実験で用いられた模擬溶融炉心は，酸化鉄（ＦｅＯやＦｅ$_3$Ｏ$_4$）の割合が大きく，ＣＩＴ実験においては，これらの酸化鉄とＺｒＯ$_2$の共晶反応により，ＺｒＯ$_2$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，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：ＲＰＶ破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合

（ＭＡＡＰ計算結果より）

第 3 表　CIT-9 及び CIT-11 実験におけるＺｒＯ$_2$耐熱材組成

成分	割合 wt％
ＳｉＯ$_2$	1.4
ＣａＯ	0.2
ＭｇＯ	2.5
Ｆｅ$_2$Ｏ$_3$	0.2
Ａｌ$_2$Ｏ$_3$	0.8
ＴｉＯ$_2$	0.2
ＺｒＯ$_2$	94.7

第 4 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_3O_4 （共晶組成）

2.3　実機におけるZrO_2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ZrO_2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℃※2 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。

※２：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，ZrO_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［　　］を十分下回り，溶融炉心・コンクリート相互作用によるペデスタル（ドライウェル部）側壁及び床面へ

の影響は抑制されると考えられる。

3. まとめ

添付資料 3.2.15 に示したように,高温の溶融炉心がコリウムシールドと接触することにより，溶融炉心中の金属Ｚｒ等によってＺｒＯ$_2$耐熱材表面において還元反応が起こり，酸素欠乏が生じる可能性が考えられる。しかし，模擬溶融炉心落下試験における耐熱材の黒色化部の組成に有意な変化が確認されなかったこと及び溶融炉心中の未酸化の金属Ｚｒはペデスタル（ドライウェル部）プール水との反応によって酸化されると考えられることから，ＺｒＯ$_2$耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。また，溶融炉心の主成分はＵＯ$_2$，ＺｒＯ$_2$及びＺｒであるが，別添１に記載のとおり 100mol％Ｚｒという厳しい条件においても，2,100℃では還元反応に伴うＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食はほとんど生じていない。

上記に基づき，ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食開始温度を 2,100℃と設定しＭＡＡＰコードによる評価を行ったところ，ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食は生じない結果となった。

このほか，溶融炉心には，少量ながらＵＯ$_2$，ＺｒＯ$_2$及びＺｒ以外の金属酸化物も含まれるが，ＺｒＯ$_2$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（ドライウェル部）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).

別添 1

ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食開始温度の設定について

ＺｒＯ$_2$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。

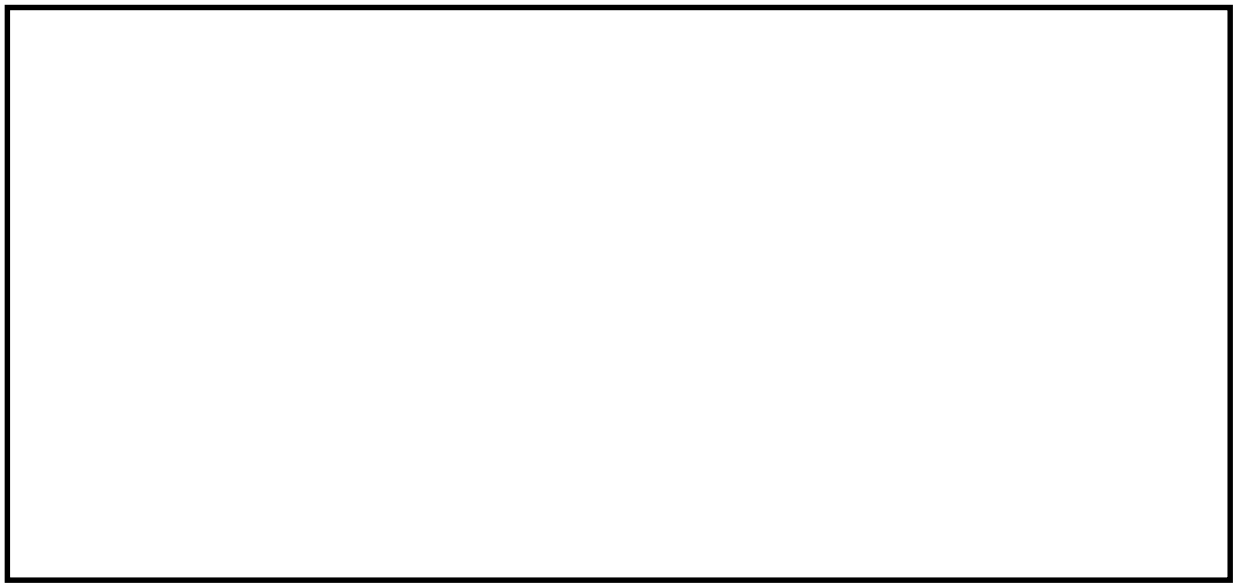
ＺｒＯ$_2$単体での融点は約 2,700℃であるが，溶融炉心に含まれるＺｒ等の金属との化学反応により，ＺｒＯ$_2$耐熱材の侵食開始温度は 2,700℃より低下する。

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，ＺｒＯ$_2$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 100mol％Ｚｒの条件で実施された侵食試験後のＺｒＯ$_2$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 100mol％Ｚｒ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，ＵＯ$_2$，ＳＵＳ及び金属－水反応で生成されたＺｒＯ$_2$等が含まれるため，100mol％Ｚｒという条件は考え難く，ＺｒＯ$_2$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，ＺｒＯ$_2$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。

別添 2

解析コードにおけるコリウムシールドの模擬について

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，本モデルのうち，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，ZrO_2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

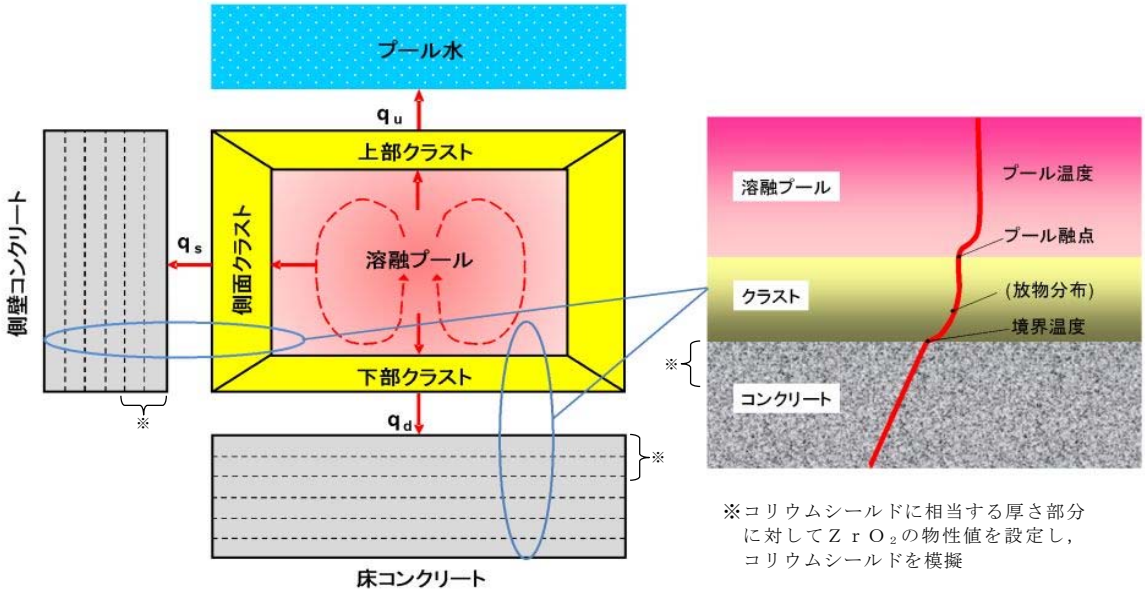
・熱伝導率

・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。また，落下した溶融開始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，ZrO_2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敷設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。

以上から，ＭＡＡＰにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

なお，溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱は別紙のとおり計算されるため，コリウムシールドを設置した影響はない。



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

別紙

ＭＡＡＰコードにおける溶融炉心－コリウムシールド間の伝熱モデル

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　$q_s = h_s \left(T_f - T_{F,m}\right) + q_v \cdot X_{cs}$

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

ここで，

q_d，q_s：　床方向及び側面方向の熱流束　［W/m^2］

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/m^2-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/m^3］

X_{cd}，X_{cs}：　床面及び壁面のクラスト厚さ　［m］

溶融炉心による熱影響評価について

1. 評価目的

東海第二発電所におけるペデスタル構造の特徴を踏まえた対策として，溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「ＭＣＣＩ」という。）によるペデスタル（ドライウェル部）（以下「ペデスタル」という。）への影響抑制のためのコリウムシールドを設置するとともに，原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）から落下した溶融炉心（以下「デブリ」という。）の冠水及び水蒸気爆発による影響抑制の観点からＲＰＶ破損時のペデスタル内水位を 1m に維持する対策，さらに，床スラブ内の排水流路をスリット形状としてデブリを凝固させる対策を講じることとしている。

これら東海第二発電所の特徴を踏まえた対策を考慮した上で，ＲＰＶ破損時にペデスタルへ落下したデブリからの熱影響によってペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを評価する。

2. 評価方針

ＲＰＶ破損後にデブリからの伝熱によって高温となる鉄筋コンクリートの物性変化を考慮した上で，ＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能の維持に必要な構造強度が保持されることを評価する。

3. 評価方法

(1) 荷重条件

構造強度の評価にあたり，ＲＰＶ支持機能の評価ではＲＰＶ，遮へい壁等の自重（以下「ＲＰＶ等の自重」という。）を考慮する。また，デブリ保持機能の評価では，デブリ，コリウムシールド，床スラブ躯体等の自重

（以下「デブリ等の自重」という。）を考慮する。

(2) 評価部位及び項目

a．側壁（ＲＰＶ支持機能）

ＲＰＶ等の自重により，側壁コンクリートには圧縮軸力が作用し，側壁基部コンクリートには面外方向のせん断力が作用する。

このため，高温によるコンクリート圧縮強度の低下を考慮した等価壁厚を評価し，ＲＰＶ等の自重による圧縮軸力及び面外せん断に対して必要な壁厚と比較する。

b．床スラブ（デブリ保持機能）

デブリ等の自重により，床スラブのコンクリートには面外せん断力が作用し，鉄筋には曲げ応力が作用する。

このため，高温によるコンクリートの圧縮強度の低下を考慮した等価板厚を評価し，デブリ等の自重によるせん断力に対して必要な板厚と比較する。また，高温による鉄筋の強度低下を考慮した等価鉄筋量を評価し，デブリ等の自重による曲げ応力に対して必要な鉄筋量と比較する。

(3) 温度条件

別添１にペデスタルの温度評価を示す。デブリからの伝熱によるペデスタルの側壁及び床スラブの温度は，ＭＡＡＰコードによる解析結果に基づき，汎用有限解析コードＡＢＡＱＵＳによる熱伝導解析にて評価する。

(4) 判断基準

炉心損傷防止に失敗し，重大事故の発生を想定する防護レベルにおいて，格納容器の健全性維持に必要な安全機能が維持されることを確認する観点

より，判断基準は終局限界状態に至らないこととする。具体的には，側壁コンクリートの必要壁厚，床スラブコンクリートの必要板厚，床スラブの必要鉄筋量の算定において，終局強度又は短期許容応力度を適用する。別添2にＲＰＶ支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価を，別添3にデブリ保持に必要な床スラブコンクリート厚さ評価を，別添4にデブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価を示す。

4. 評価結果

以下にＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能に対する評価結果を示す。評価結果はいずれも判断基準を満足し，デブリからの熱影響によってもペデスタルに要求される機能は損なわれることはない。

(1) 側壁（ＲＰＶ支持機能）

ａ．コンクリートに対する圧縮軸力

別添5に熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価を示す。側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,229mm であり，ＲＰＶ等の自重によってコンクリートに作用する圧縮軸力に対して必要な壁厚 133mm（別添 2）を上回る。

ｂ．基部コンクリートに対する面外せん断力

別添5に示したとおり，側壁コンクリートの等価壁厚は約 1,276mm であり，ＲＰＶ等の自重によって基部コンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な壁厚 192mm（別添 2）を上回る。

(2) 床スラブ（デブリ保持機能）

ａ．コンクリートに対する面外せん断力

別添6に熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の評価を

示す。床スラブコンクリートの等価板厚は約 629mm であり，デブリ等の自重によってコンクリートに作用する面外せん断力に対して必要な板厚 [redacted]（別添 3）を上回る。

b．鉄筋に対する曲げ応力

別添 6 に示したとおり，床スラブの鉄筋コンクリート部の幅 1m あたりの等価鉄筋量は [redacted] であり，デブリ等の自重によって鉄筋に作用する曲げ応力に対して必要な鉄筋量 [redacted]（別添 4）を上回る。

5. まとめ

東海第二発電所におけるペデスタル構造の特徴を踏まえた対策による影響を考慮し，デブリからの熱影響に対するペデスタルの構造健全性を評価した。

その結果，高温による鉄筋コンクリートの物性変化を考慮しても，ペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認した。

別添 1

デブリからの伝熱によるペデスタルの温度評価

1. 概要

ＭＡＡＰコードによる解析結果に基づき，汎用有限解析コードＡＢＡＱＵＳを用いた熱伝導解析により，デブリからの伝熱によるペデスタルの側壁及び床スラブの温度を評価する。

2. 汎用有限解析コードＡＢＡＱＵＳによるペデスタル熱伝導解析

(1) 評価モデル

第１図に熱伝導解析モデルを示す。デブリからの熱影響による側壁及び床スラブの温度は，２次元体系有限要素法解析により評価する。本評価では，解析体系を縦横のメッシュで区切り，以下に示す２次元体系での非定常熱伝導の支配方程式に基づき，各部の温度変化を計算している。

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x}\left(k_x \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y}\left(k_y \frac{\partial T}{\partial y} \right) + Q$$

ここで，T：温度，ρ：密度，c：比熱，k_x, k_y：x 方向及び y 方向の熱伝導率，Q：物体の内部発熱量である。

(2) 評価条件

第１表にＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析の解析条件を示す。解析条件は，ＲＰＶが破損しデブリがペデスタルへ落下する事故シーケンスに対するＭＡＡＰコードの解析結果を参照し，これを包絡する条件を設定している。

(3)　評価結果

第 7 図にペデスタル温度の評価点の位置を示す。また，第 8 図に横スリット部の温度変化を示す。横スリット部の最高温度は約 798℃であり，スリット内で凝固したデブリは再溶融する温度に至らない。

また，第 9 図に側壁の温度変化を，第 10 図に床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化をそれぞれ示す。ペデスタル側壁の最高温度は内表面で約 900℃，床スラブ鉄筋コンクリート部の最高温度は上端部で約 475℃となっている。

第１表　ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析条件

項目	条件	備考
デブリ密度（kg／m^3）	[redacted]	ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値）を包絡する値
デブリ熱伝導率（W／mK）		
デブリ比熱（J／kgK）		
デブリ溶融潜熱（J／kg）		
デブリ内部発熱密度（W／m^3）	（第２図）	ＭＡＡＰ計算結果（保守的にスクラム後３時間からの崩壊熱を使用。希ガス・揮発性ＦＰによる減衰（30%）を考慮）
ＳＵＳ密度（kg／m^3）	（第２表）	伝熱工学資料改訂第５版より
ＳＵＳ熱伝導率（W／mK）		
ＳＵＳ比熱（J／kgK）		
コンクリート密度（kg／m^3）	2,345	鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（2010）より
コンクリート熱伝導率（W／mK）	（第３表）	Ｅｕｒｏｃｏｄｅより
コンクリート比熱（J／kgK）		
ジルコニア耐火材密度（kg／m^3）	（第４表）	試験結果※に基づき設定
ジルコニア耐火材熱伝導率（W／mK）		
ジルコニア耐火材比熱（J／kgK）		
スリット内デブリ初期温度（℃）	[redacted]	ＭＡＡＰ計算結果におけるＲＰＶ破損時のデブリ平均温度[redacted]に対し，保守的に液相線温度を設定
構造材初期温度（℃）	117	ＭＡＡＰ解析結果におけるＲＰＶ破損時点でのペデスタル構造部の最高温度
ペデスタル雰囲気温度（℃）	（第３図）	ＭＡＡＰ計算結果を包絡する温度変化を設定
ドライウェル雰囲気温度（℃）	（第４図）	
サプレッション・チェンバ雰囲気温度（℃）	（第５図）	
デブリ－ジルコニア耐火材接触面温度（℃）	（第６図）	

※本試験は，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。

第２表　ＳＵＳ材物性値

温度（K）	密度（kg／m^3）	熱伝導率（W／mK）	比熱（J／kgK）
300	7,920	16.0	499
400	7,890	16.5	511
600	7,810	19.0	556
800	7,730	22.5	620
1,000	7,640	25.7	644

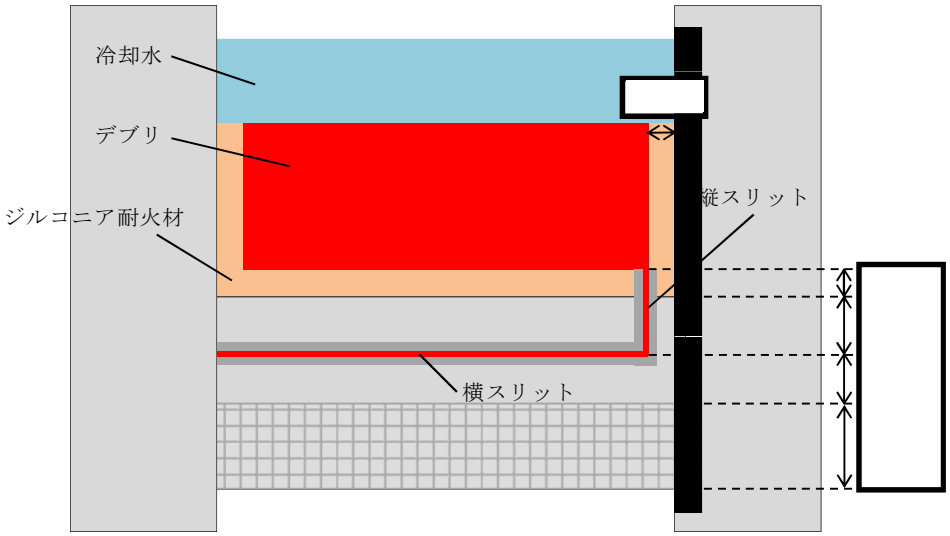
第３表　コンクリート物性値

温度（℃）	熱伝導率（W／mK）	比熱（J／kgK）	温度（℃）	熱伝導率（W／mK）	比熱（J／kgK）
20	1.951	901.1	650	0.859	1,111.7
50	1.880	917.3	675	0.833	1,114.4
75	1.822	930.2	700	0.809	1,116.8
100	1.766	942.8	725	0.785	1,118.7
125	1.710	954.9	750	0.764	1,120.3
150	1.656	966.7	775	0.743	1,121.3
175	1.604	977.9	800	0.724	1,122.0
200	1.553	988.8	825	0.706	1,122.2
225	1.503	999.2	850	0.690	1,122.1
250	1.454	1,009.3	875	0.675	1,121.4
275	1.407	1,018.8	900	0.661	1,120.4
300	1.361	1,028.0	925	0.648	1,118.9
325	1.316	1,036.7	950	0.637	1,117.1
350	1.273	1,045.1	975	0.627	1,114.7
375	1.231	1,052.9	1,000	0.619	1,112.0
400	1.191	1,060.4	1,025	0.612	1,108.8
425	1.152	1,067.4	1,050	0.606	1,105.3
450	1.114	1,074.1	1,075	0.602	1,101.2
475	1.077	1,080.2	1,100	0.599	1,096.8
500	1.042	1,086.0	1,125	0.597	1,091.9
525	1.008	1,091.3	1,150	0.596	1,086.7
550	0.976	1,096.3	1,175	0.597	1,080.9
575	0.944	1,100.7	1,200	0.600	1,074.8
600	0.915	1,104.8	1,225	0.600	1,068.2
625	0.886	1,108.4	1,250	0.600	1,061.3

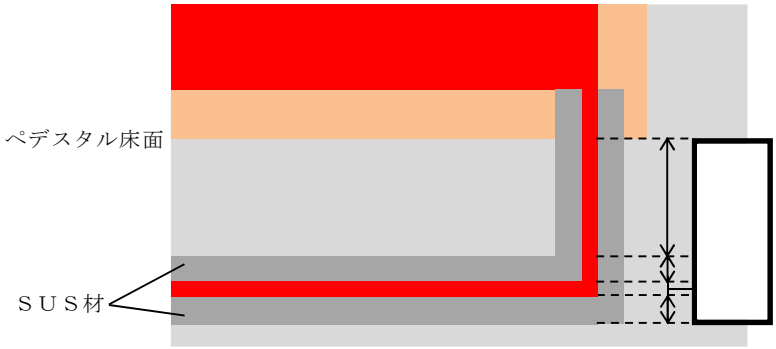
第 4 表　ジルコニア耐火材の物性値

温度（℃）	密度（kg／m^3）	熱伝導率（W／mK）	比熱（J／kgK）

※本数値は，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。



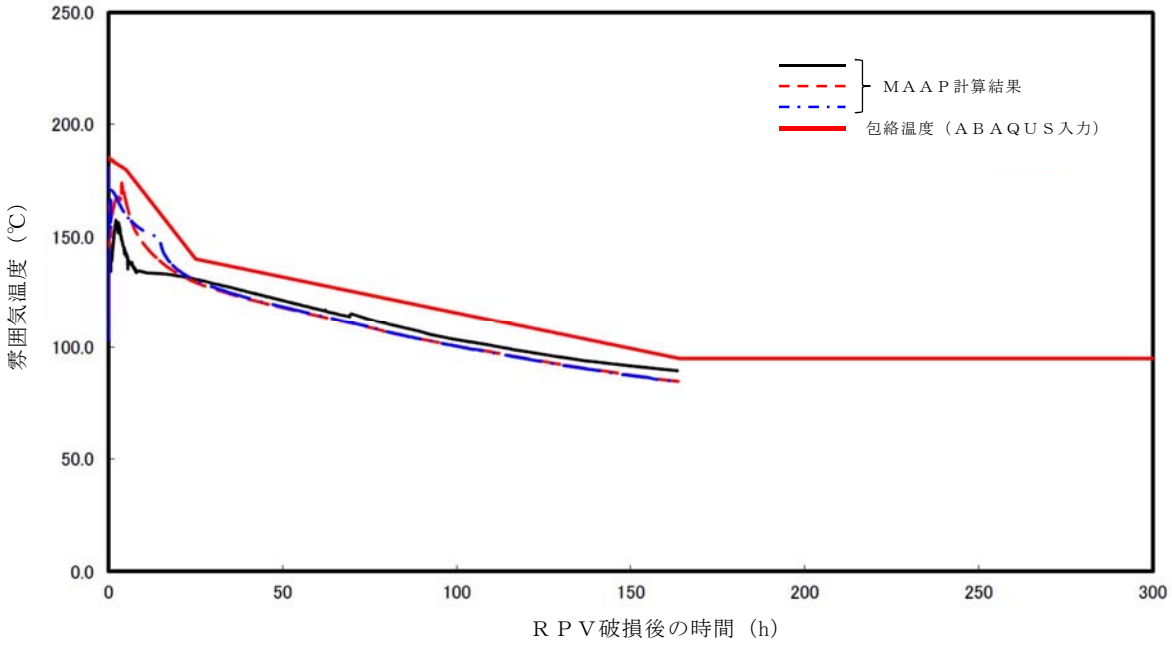
(a) 全体概要図



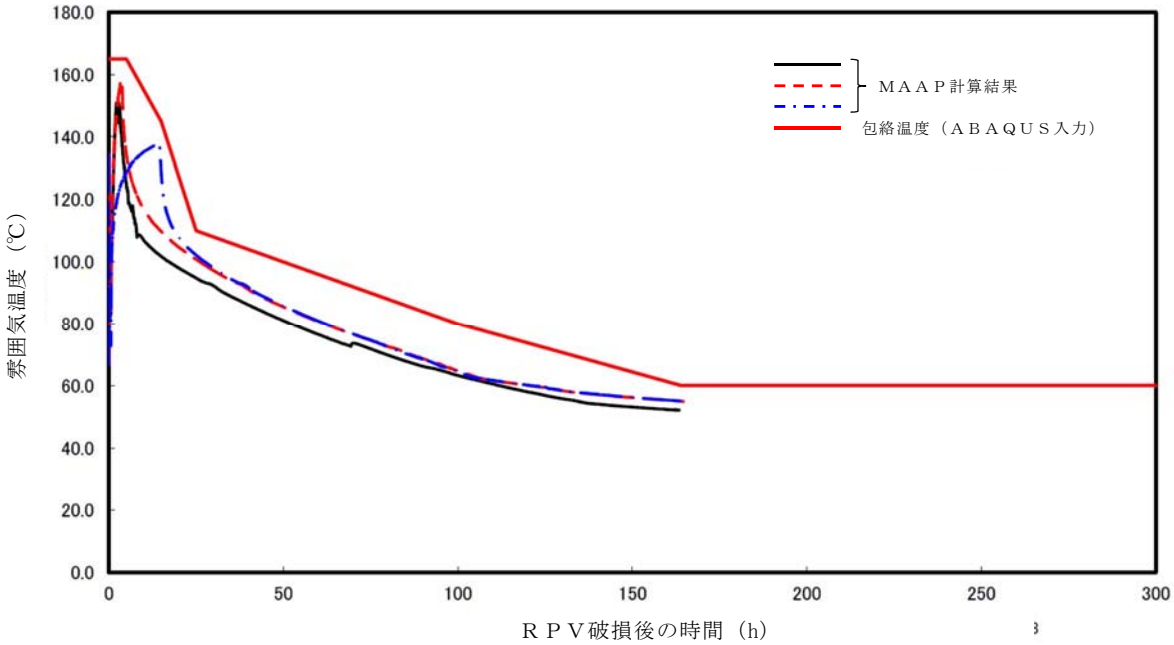
(b) スリット部拡大図

第 1 図　熱伝導解析モデル

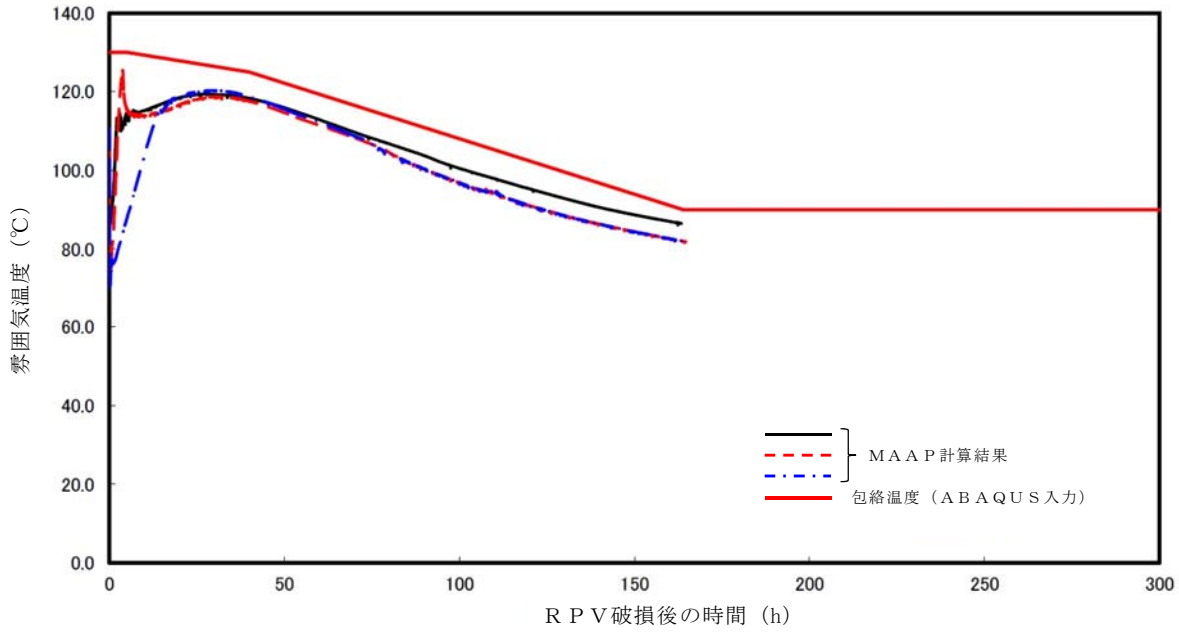
第 2 図　デブリ内部発熱密度条件



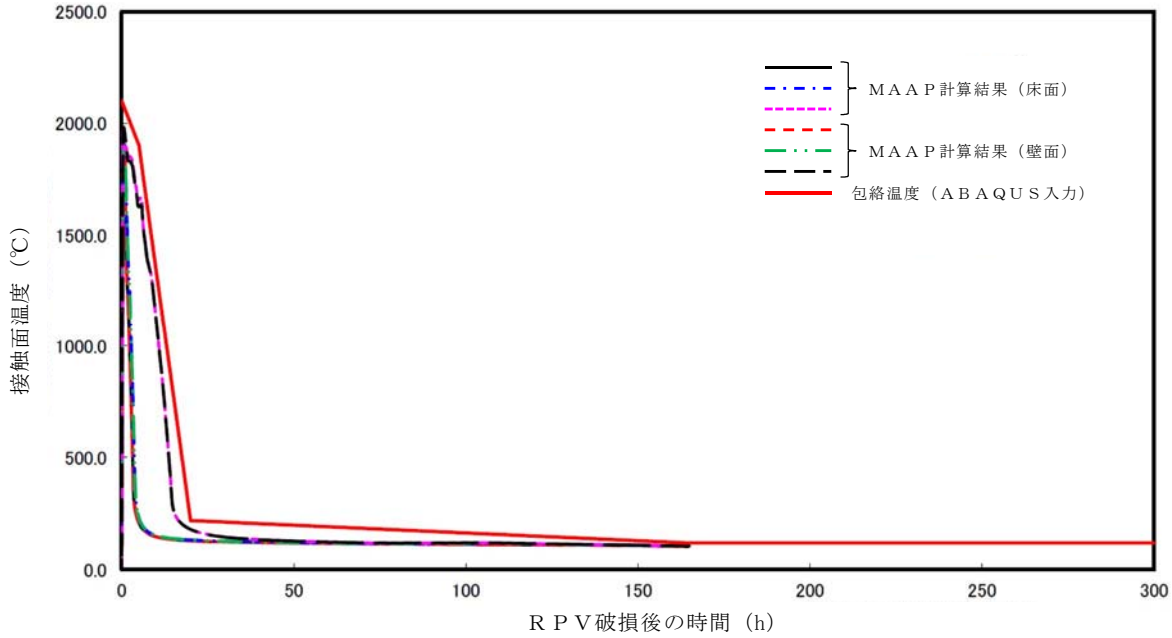
第３図　ペデスタル雰囲気温度条件



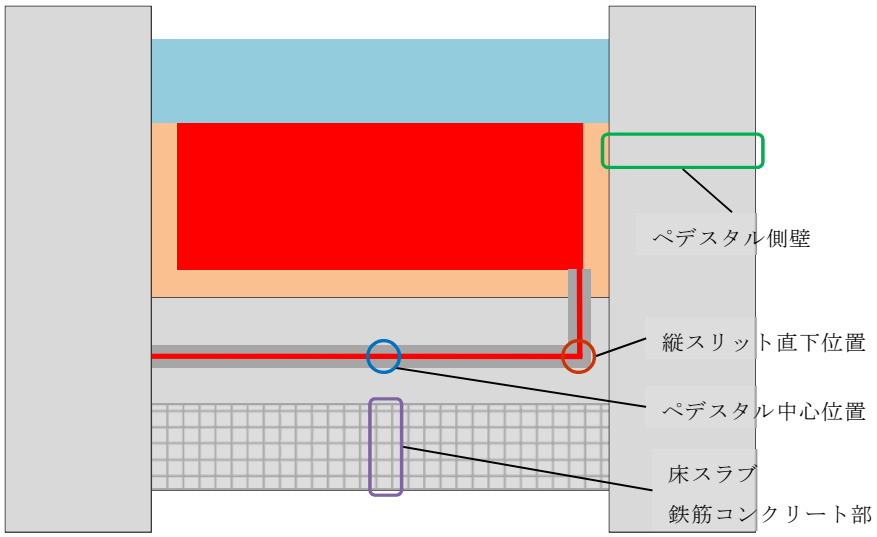
第４図　ドライウェル雰囲気温度条件



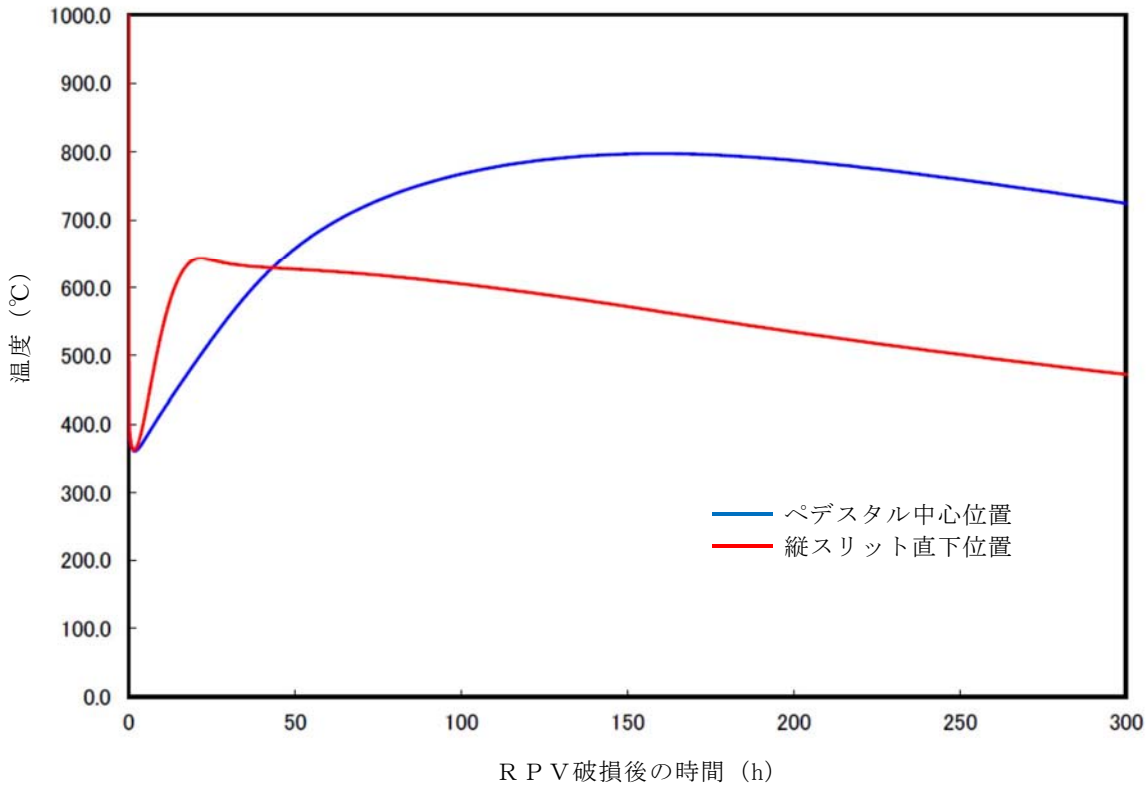
第５図　サプレッション・チェンバ雰囲気温度条件



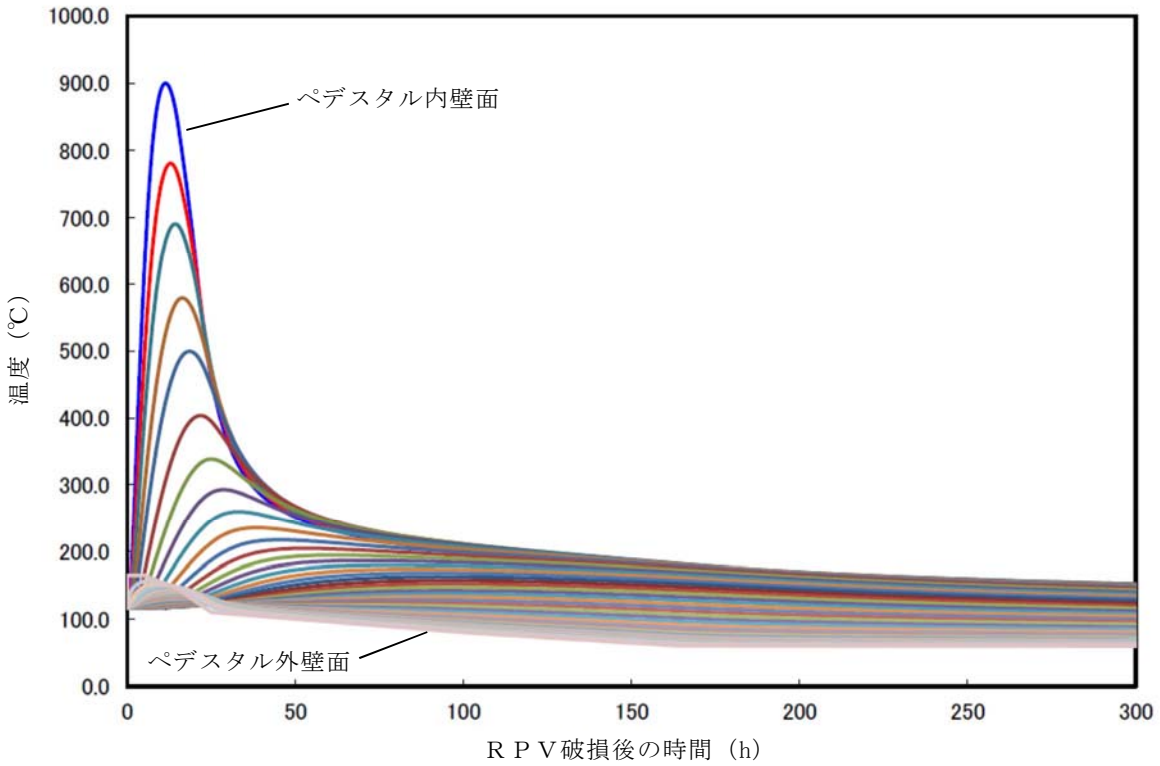
第６図　デブリージルコニア耐火材接触面温度条件



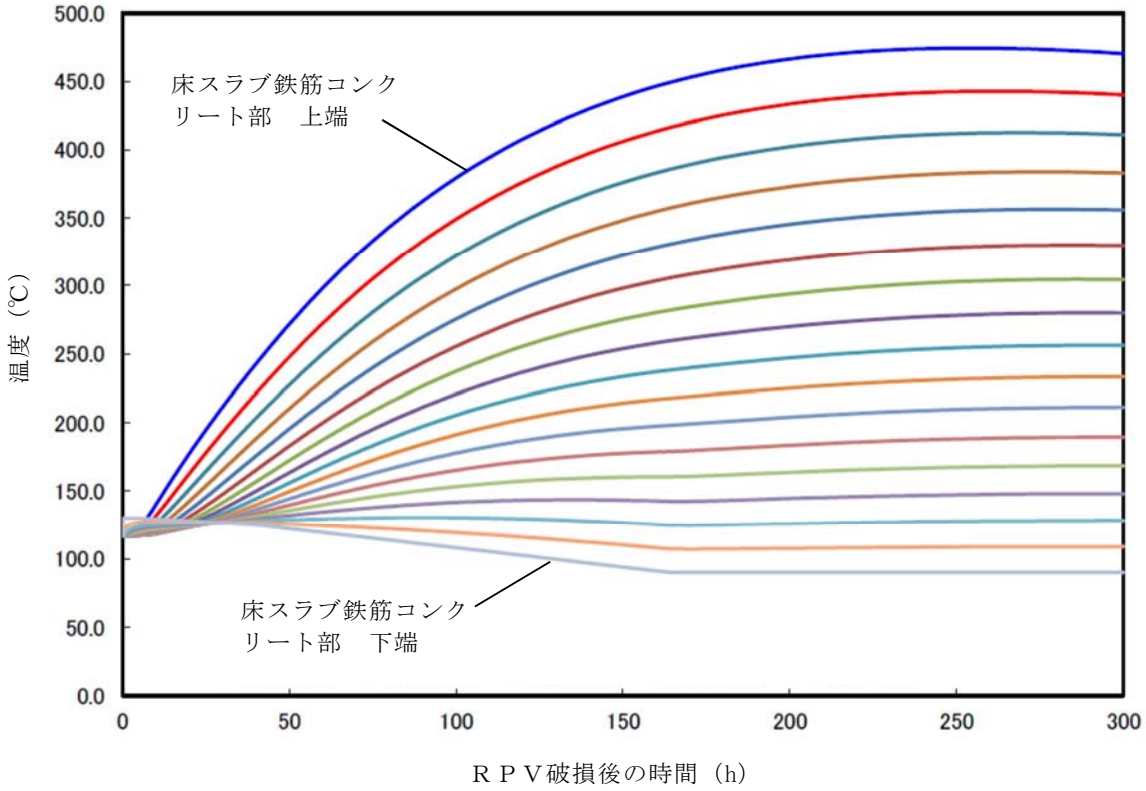
第７図　ペデスタル温度評価位置



第８図　横スリット部の温度変化



第 9 図　ペデスタル側壁の温度変化（感度ケース）



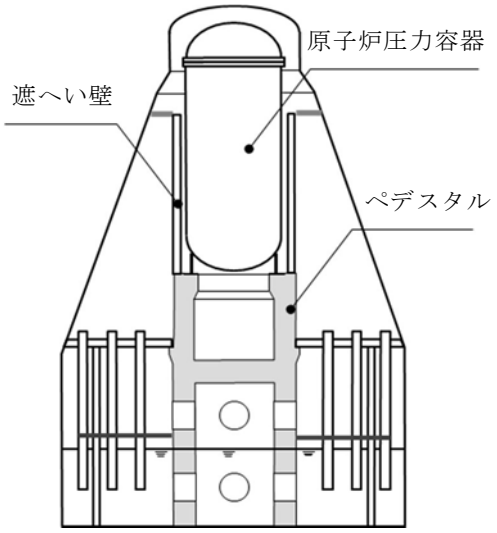
第 10 図　床スラブ鉄筋コンクリート部の温度変化（ベースケース）

別添 2

ＲＰＶ支持に必要な側壁コンクリート厚さ評価

1.　概要

格納容器内のペデスタル等配置図を第 1 図に示す。ペデスタルは，原子炉圧力容器，遮へい壁等を支持する構造物である。ＭＣＣＩによるペデスタル側壁部の侵食を踏まえて，これら構造物を支持するために必要となるペデスタル側壁部の壁厚（以下「必要壁厚」という。）を算定する。



第 1 図　格納容器内ペデスタル等配置図

2.　ペデスタル側壁部に生じる荷重算定

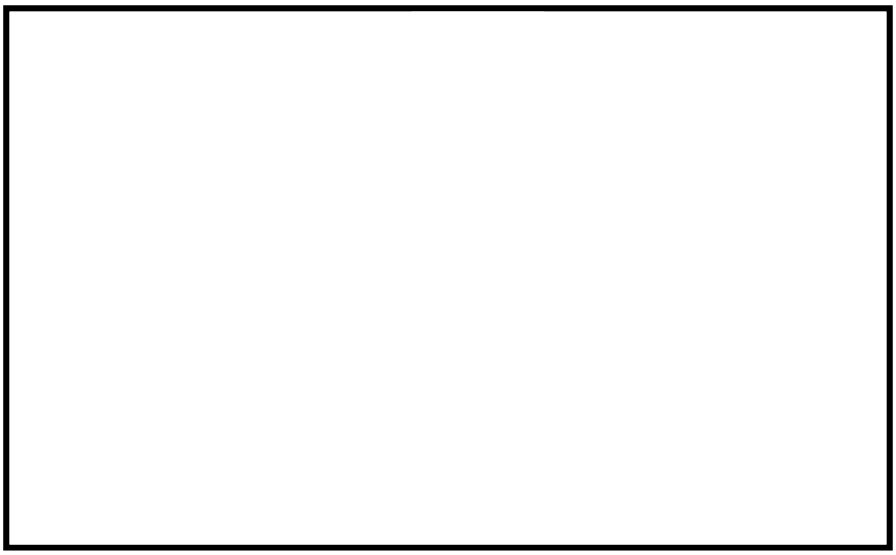
2.1　荷重の算定方針

必要壁厚の算定のために必要となるペデスタル側壁部の荷重は，今回工認におけるペデスタルの構造健全性評価に用いる解析モデルを適用し，ペデスタルにて支持される構造物の重量を考慮した解析により算定する。

2.2　解析方法

解析モデル図を第2図に，解析条件等の概要について第1表に示す。解析モデルは，ペデスタル構造をシェル要素にて3次元的にモデル化したものを用いる。

ペデスタルは，原子炉圧力容器及び遮へい壁等を支持する構造物であるため，解析における各構造物の重量の模擬については，ペデスタル上面に等分布荷重として負荷させる。また，ＭＣＣＩに至る過程を踏まえれば，原子炉圧力容器内の燃料集合体等はデブリ化し，ペデスタル床面上に落下していることになるが，ペデスタル側壁コンクリートの必要壁厚を保守的に算定するために，原子炉圧力容器内に燃料集合体が残存することを前提に評価した。



第2図　ペデスタル3次元ＦＥＭモデル図

第1表　解析条件等の概要

項　目	内　容
解析モデル	・３次元ＦＥＭモデル ・シェル要素
解析コード	・ＮＡＳＴＲＡＮ
重量模擬	・原子炉圧力容器　955×10^{3}kg （圧力容器内構造物を含む） ・遮へい壁　656×10^{3}kg
コンクリートの 材料物性等	・設計基準強度　22N／mm^{2} ・ヤング係数　2.2×10^{4}N／mm^{2} ・せん断弾性係数　0.918×10^{4}N／mm^{2} ・単位体積重量　23kN／m^{3}

3　必要壁厚の算定

3.1　解析結果

必要壁厚の算定に用いる荷重は，構造物の重量によるペデスタル鉛直方向に発生する荷重（圧縮軸力）に加えて，側壁コンクリートの壁厚変化に伴う構造不連続形状部に発生する面外せん断力についても考慮する。

構造物の重量を付加させた解析結果として，ＭＣＣＩによる侵食が想定されるペデスタル側壁部における圧縮軸力及び面外せん断力を第2表に示す。

第2表　ペデスタル側壁部に生じる荷重

部　位	圧縮軸力 (kN／m)	面外せん断力 (kN／m)
ＭＣＣＩによる 侵食想定部位	1,940	178

3.2　コンクリートの応力度

必要壁厚の算定にあたっては,鉄筋コンクリート構造計算規準･同解説((社)日本建築学会，1999)（以下,「ＲＣ規準」という。）に規定されているコンクリートの短期許容応力度を用いた。なお，水蒸気爆発に対する構造健全性評価においては終局状態に至らないことを判断基準としているが，短期許容応力度を用いることは保守的な取扱いとなる。第3表に必要壁厚算定に用いた許容応力度を示す。

第3表　必要壁厚算定に用いた許容応力度（短期）

圧縮（N／mm^2）	せん断（N／mm^2）
14.6	1.06

※　ＲＣ規準許容応力度（短期）
・圧縮：2／3Ｆｃ
・せん断：1／30Ｆｃかつ(0.49+1/100×Ｆｃ)以下の1.5倍

3.3　必要壁厚の算定結果

側壁コンクリートに生じる荷重，短期許容応力度から必要壁厚を圧縮軸力及び面外せん断力に対して算定した。

(1)　圧縮軸力による評価

側壁コンクリートに生じる圧縮軸力と短期許容応力度が等しくなるときの壁厚を必要壁厚として算定する。必要壁厚は下式のとおり算定され，圧縮軸力による評価においては，必要壁厚は133 ㎜となる。

1.940×10^3(N／mm)÷14.6(N／mm^2)　＝133 ㎜

(2)　面外せん断力による評価

面外せん断力を用いた必要壁厚の算定については，ＲＣ規準の断面算定に用いる評価式を適用する。

Ｑ＝ｂ・ｊ・ｆｓ

ここで，

Ｑ：発生荷重（N）
ｂ：部材の有効幅（mm）
ｊ：柱の中心間距離（mm）
　ｊ＝ｄ×7／8
　　ｄ：有効せい（必要壁厚）（mm）
ｆｓ：短期許容応力度（N／mm^2）

必要壁厚は，解析により生じる面外せん断力，短期許容応力から下式のとおり算定され，面外せん断力による評価としての必要壁厚は 192 ㎜となる。

ｄ＝８／７×（Ｑ÷ｂ）÷ｆｓ

＝８／７×178(N／mm)÷1.06（N／mm^2）＝192mm

4.　まとめ

圧縮軸力による評価及び面外せん断力による評価から算定した必要壁厚を第 4 表に整理する。側壁コンクリートの必要壁厚は，圧縮軸力に対しては 133mm，面外せん断力に対しては 192 ㎜となる。

第 4 表　必要壁厚の算定結果

	圧縮軸力による評価	面外せん断力による評価
必要壁厚	133mm	192mm

デブリ保持に必要な床スラブ厚さ評価

床スラブに係る荷重を評価し，コンクリートのせん断耐力から必要床スラブ厚さを算定する。なお，本評価におけるコンクリートのせん断耐力は，終局強度に対して保守的な短期許容応力度を用いる。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重として，床スラブ自重及びデブリ等の床スラブ積載荷重を評価する。

(1) 床スラブ自重

床スラブ自重は，

・床スラブのコンクリート体積：約 53.85m^3

・鉄筋コンクリートの単位体積重量：24kN／m^3

より，床スラブ自重による荷重は約 1.30×10^3kN となる。

(2) 床スラブ積載荷重

床スラブ積載荷重は，デブリ，冷却水，コリウムシールド及びペデスタル内構造物等の総重量を保守的に切り上げた値として 500ton を使用し，約 4.90×10^3kN となる。

以上から，床スラブ荷重として約 6.20×10^3kN を用いる。

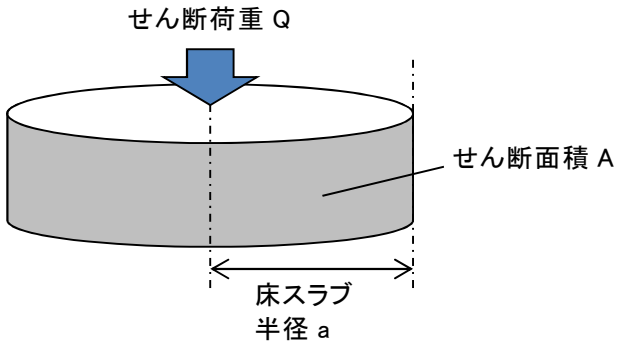
2.　せん断応力による必要床スラブ厚さ

床スラブ端部の必要厚さは次のとおり算定される（第１図）。

必要せん断面積＝床スラブ荷重／短期許容せん断応力度

必要床スラブ厚さ＝必要せん断面積／床スラブ円周長

ＲＣ規準に規定されている短期許容せん断応力度に基づき 1.06N／mm^2 を使用すると，必要床スラブ厚さは［　　］と算定される。



第１図　床スラブのせん断荷重

表 6.1　コンクリートの許容応力度　(N/mm²)

	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート	$\frac{1}{3}F_c$	—	$\frac{1}{30}F_c$ かつ $\left(0.49+\frac{1}{100}F_c\right)$ 以下	長期に対する値の2倍	—	長期に対する値の1.5倍
軽量コンクリート1種および2種			普通コンクリートに対する値の0.9倍			

[注]　F_c は，コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す．

Fc：コンクリートの設計基準強度　約 22.1（N／mm^2）

第２図　コンクリートの許容応力度

デブリ保持に必要な床スラブ鉄筋量評価

床スラブに係る荷重を評価し，鉄筋の終局曲げ強度から曲げ応力に対する必要鉄筋量を算定する。

1. 床スラブ荷重

床スラブ荷重は別添 3 と同様に約 6.20×10^{3}kN を用いる。

分布荷重は床スラブ荷重を床面積で除した値であり［　　］となる。

2. 曲げ応力による必要鉄筋量

「機械工学便覧　基礎編 a3　材料力学」（第 1 図）に基づき，等分布荷重を受ける周辺単純支持の円板に作用するモーメントMを算定する。

$M=(3+\nu)\cdot p\cdot a^{2}/16=$［　　］

ここで，

ν ：ポアソン比　0.2
p ：分布荷重
a ：床スラブ半径

算定したモーメント及び建築物の構造関係技術規準解説書（国土交通省ほか，2015）に示される終局曲げ強度算定式より，床スラブ本体部の幅 1m 当たりの必要鉄筋量を算定する。

必要鉄筋量＝M／（σ_y・d）＝[redacted]

ここで，

σ_y：鉄筋の降伏強度（345N／mm^2）の 1.1 倍※1＝379.5N／mm^2

d　：床スラブの有効せい※2＝[redacted]

※1 建築物の構造関係技術規準解説書では，終局強度算定にあたりＪＩＳ規格品の鉄筋の基準強度を 1.1 倍以下の数値とすることができるとされている

※2 圧縮縁から引張側鉄筋の重心までの距離（第 2 図）

表 5・1　円板のたわみと曲げ応力（その 1）

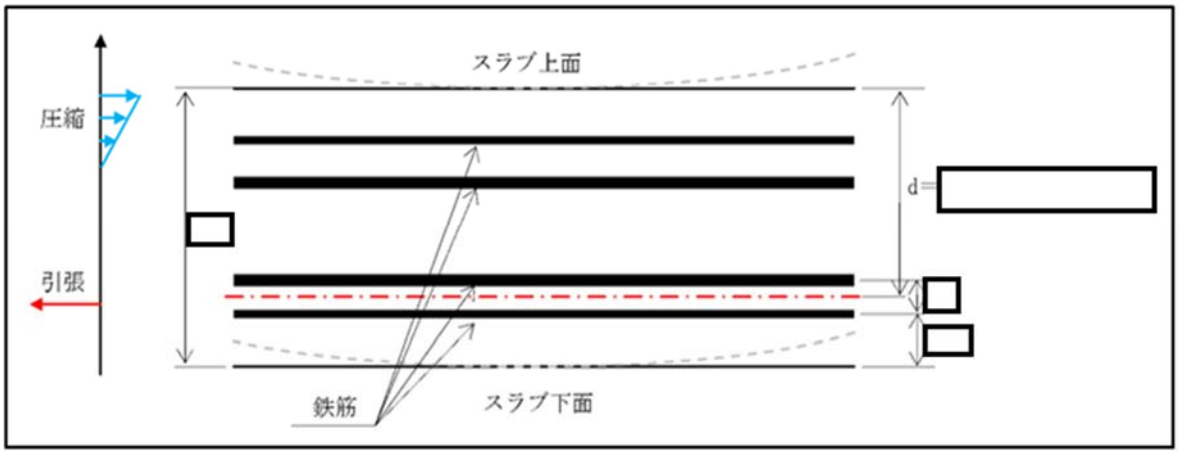
（図中○印は最大応力を示す．応力式の複号は，上が上面，下が下面を表す．ln は自然対数，＊印はポアソン比 $\nu=0.3$ のときの値を表す）

No.	荷重状態とたわみ形および下表面の応力分布	たわみ w，w_{max} および応力 σ，σ_{max}
1	円板，周辺単純支持，等分布荷重	$w=\frac{pa^4}{64D}\left(1-\frac{r^2}{a_2}\right)\left(\frac{5+\nu}{1+\nu}-\frac{r^2}{a^2}\right)$ $w_{max}=(w)_{r=0}=\frac{(5+\nu)pa^4}{64(1+\nu)D}=0.696\frac{pa^4}{Eh^3}$ * $\sigma_r=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}(3+\nu)\left(1-\frac{r^2}{a_2}\right)$ $\sigma_\theta=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}\left\{(3+\nu)-(1+3\nu)\frac{r^2}{a^2}\right\}$ $\sigma_{max}=(\sigma_r)_{r=0}=(\sigma_\theta)_{r=0}=\mp\frac{3(3+\nu)pa^2}{8h^2}=\mp1.24\frac{pa^2}{h^2}$ *
2	円板，周辺固定，等分布荷重	$w=\frac{pa^4}{64D}\left(1-\frac{r^2}{a^2}\right)^2$ $w_{max}=(w)_{r=0}=\frac{pa^4}{64D}=0.171\frac{pa^4}{Eh^3}$ * $\sigma_r=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}\left\{(1+\nu)-(3+\nu)\frac{r^2}{a^2}\right\}$ $\sigma_\theta=\mp\frac{3pa^2}{8h^2}\left\{(1+\nu)-(1+3\nu)\frac{r^2}{a^2}\right\}$ $\sigma_{max}=(\sigma_r)_{r=a}=\pm\frac{3pa^2}{4h^2}=\pm0.750\frac{pa^2}{h^2}$

Mmax＝σmax・Z
断面係数Z＝h²/6のため，
Mmax＝{3(3+ν)p・a²/8h²}×{h²/6}
＝(3+ν)p・a²/16

高温による影響を考慮した場合でも，床スラブの周辺固定が完全に失われることはないが，保守的に周辺単純支持条件での評価を実施

第 1 図　等分布荷重を受ける円板の応力計算式



第 2 図　床スラブの有効せい

熱影響を考慮した側壁コンクリートの構造評価

1. 側壁コンクリートの圧縮軸力に対する評価

(1) 評価方法

・ＲＰＶ等の重量は，側壁コンクリートに圧縮軸力として作用することから，コンクリートを対象に評価し，鉄筋については考慮しない。

・ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析結果における側壁での径方向各厚さの温度（第 1 図）に対して，第 2 図に示すとおり包絡温度を設定する。

・各厚さ部分の包絡温度に対して，第 3 図に示す構造材料の耐火性ガイドブック（（社）日本建築学会，2017）（以下，「耐火性ガイドブック」という。）に示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し，コンクリート侵食後の残存壁厚に対し健全なコンクリートとしてみなせる等価壁厚を算定する。

・上記手順により算定した等価壁厚と別添 2 に示すＲＰＶを支持するために必要な壁厚である 133mm とを比較し，等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価壁厚は約 1,229mm となり，ＲＰＶ支持に必要な壁厚 133mm を上回ることから，側壁コンクリートの圧縮軸力に対してＲＰＶ支持機能は維持される。

2.　側壁基部コンクリートの面外せん断に対する評価

(1)　評価方法

・第 4 図に示すコンクリート面外せん断の短期許容応力度に，1.の圧縮軸力に対する評価にておいて設定した側壁部各厚さにおける包絡温度（第 2 図）を考慮した圧縮強度残存比（第 3 図）を乗じて，高温影響を考慮したコンクリート強度を求める。

・ＲＣ規準の断面算定評価式に基づいて，面外せん断に対する等価壁厚を算定する。

$$Q = b \cdot j \cdot f_s$$

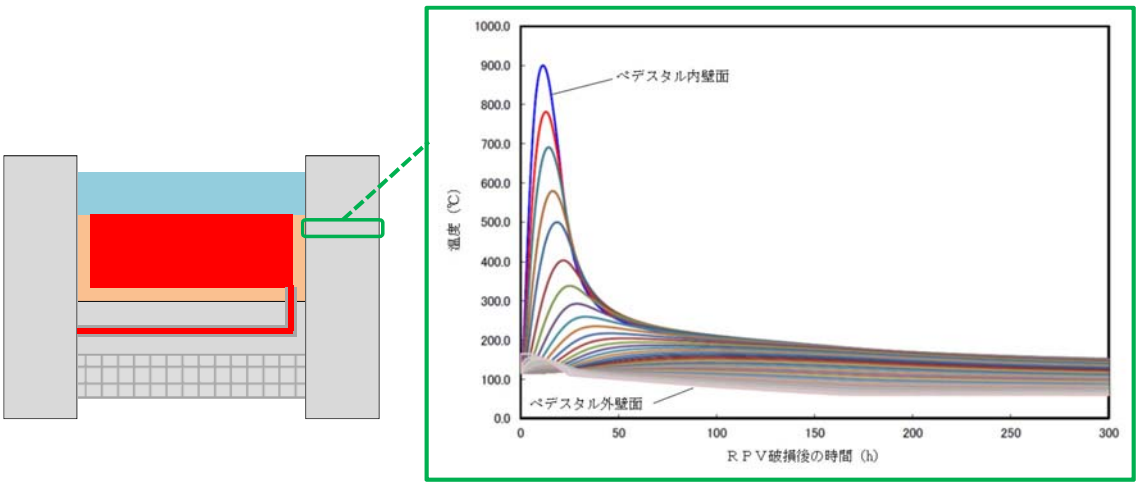
ここで，

Ｑ：発生荷重（N）
ｂ：部材の有効幅（mm）
ｊ：柱の中心間距離（mm）
　ｊ＝ｄ×7／8
　　ｄ：有効せい（必要壁厚）（mm）
ｆ ｓ：短期許容応力度（N/mm^2）

・上記手順により算定した等価壁厚と別添 2 に示すＲＰＶを支持するために必要な壁厚である 192mm とを比較し，等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

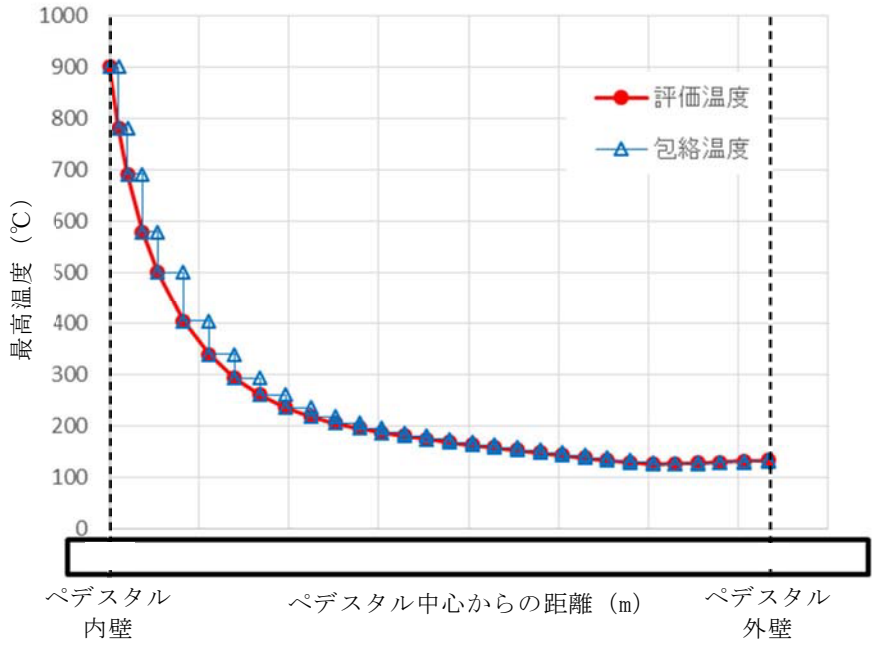
(2)　評価結果

等価壁厚は約 1,276mm となり，ＲＰＶ支持に必要な壁厚 192mm を上回ることから，側壁基部コンクリートの面外せん断に対してＲＰＶ支持機能は維持される。



側壁部温度変化

第１図　側壁部の熱伝導解析結果



第２図　ペデスタル側壁における包絡温度の設定

表 2.4.1.4 圧縮強度残存比の提案値

加熱温度 T, T_r (℃)	高温時		加熱冷却後	
	Eurocode[69] (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_c(T)$	Eurocode[69] (normal weight concrete)	提案値 $\kappa_{cr}(T_r)$
20	1.00 [1.00]*	1.00	1.00	1.00
100	1.00 [0.95]*	0.09×W/B + 0.74	0.95	0.97
200	0.95 [0.90]*	0.27×W/B + 0.78	0.86	0.93
300	0.85 [0.85]*	0.21×W/B + 0.80	0.77	0.77
400	0.75 [0.75]*	0.32×W/B + 0.64	0.68	0.61
500	0.60 [0.60]*	0.31×W/B + 0.48	0.54	0.45
600	0.45 [0.45]*	0.41×W/B + 0.24	0.41	0.35
700	0.30 [0.30]*	0.40×W/B + 0.14	0.27	0.25
800	0.15 [0.15]*	0.15	0.14	0.15

*：表中の[ ]は，本ガイドブック 2009 年版の記載値である．
2005 年の Eurocode[69] 修正に伴い，修正した．

第３図　コンクリートの圧縮強度残存比

表 6.1 コンクリートの許容応力度 (N/mm²)

	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
普通コンクリート	$\frac{1}{3}F_c$	—	$\frac{1}{30}F_c$ かつ $\left(0.49+\frac{1}{100}F_c\right)$ 以下	長期に対する値の 2 倍	—	長期に対する値の 1.5 倍
軽量コンクリート 1 種および 2 種			普通コンクリートに対する値の 0.9 倍			

[注] F_c は，コンクリートの設計基準強度 (N/mm²) を表す．

第４図　コンクリートの許容応力度

熱影響を考慮した床スラブのコンクリート及び鉄筋の構造評価

1. 床スラブコンクリートの面外せん断に対する評価

(1) 評価方法

・デブリ等の重量によるせん断応力は床スラブにせん断荷重として掛かることから，コンクリートを対象にせん断応力を評価し，鉄筋については考慮しない。

・ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析結果における床スラブ鉄筋コンクリート部の縦方向各厚さの温度（第 1 図）に対して，第 2 図に示すとおり包絡温度を設定する。

・各厚さ部分の包絡温度に対して，耐火性ガイドブックに示される加熱冷却後の圧縮強度残存比を参照し，健全なコンクリートとしてみなせる等価壁厚を算定する。

・上記手順により算定した等価板厚と別添 3 に示すデブリ保持に必要な板厚である［　　］とを比較し，等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

(2) 評価結果

等価壁厚は約 618mm となり，デブリ保持に必要な板厚である［　　］を上回るため，床スラブコンクリートの面外せん断に対してデブリ保持機能は維持される。

2.　床スラブ鉄筋の曲げ応力に対する評価

(1)　評価方法

以下に熱影響を考慮した床スラブ鉄筋の構造評価の方法を示す。

・デブリ等の重量による曲げ応力は床スラブの鉄筋コンクリート部に引張荷重として掛かることから,図 3 に示す鉄筋を対象に曲げ応力を評価し,コンクリートについては考慮しない。

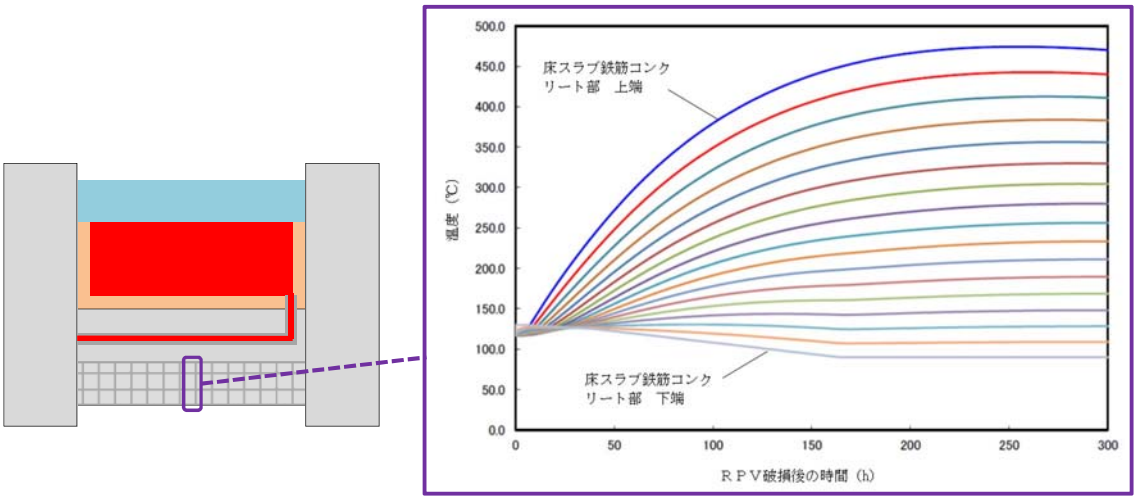
・ＡＢＡＱＵＳコードによる熱伝導解析結果より，下端筋位置では最大 220℃程度まで温度上昇するため，第 4 図に示す耐火性ガイドブックの高温時の鉄筋強度を参考に，強度低下割合として 4 割を設定する。

・実機の床スラブ本体部の幅 1m あたりの鉄筋量[　　]に対し，上記の鉄筋強度劣化度合いを考慮し,健全な状態とみなせる鉄筋量を評価する。

・上記手順により算定した強度低下を考慮した鉄筋量と別添 3 に示すデブリ等の重量保持に必要な鉄筋量である幅 1m あたり[　　]とを比較し，等価壁厚が必要壁厚を上回ることを確認する。

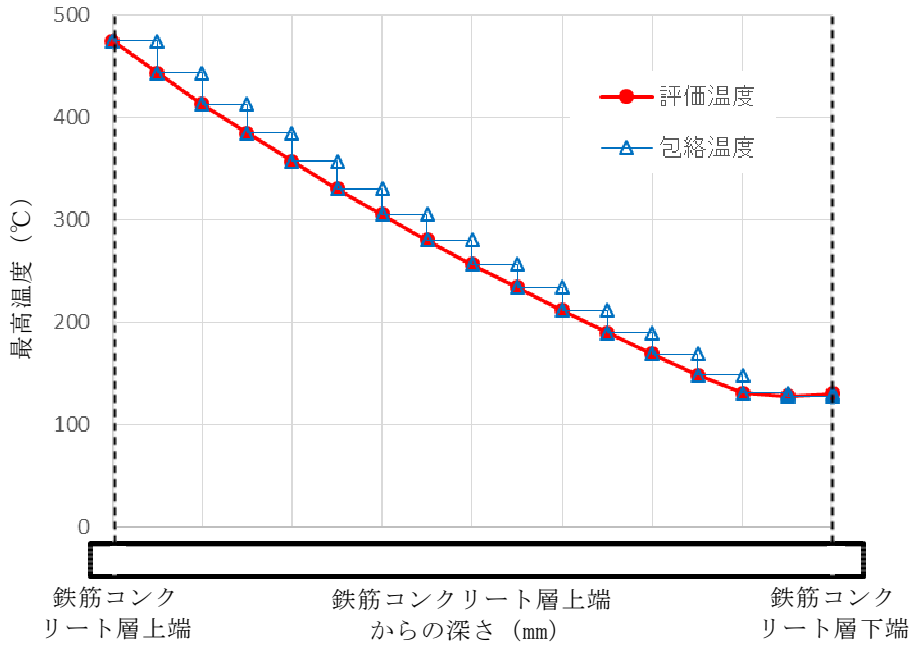
(2)　評価結果

強度低下を考慮した鉄筋量は[　　]となる。デブリ等の重量保持に必要な鉄筋量は幅 1m あたり[　　]であり，必要な鉄筋量を上回ることから，曲げ応力に対してデブリ保持機能は確保される。

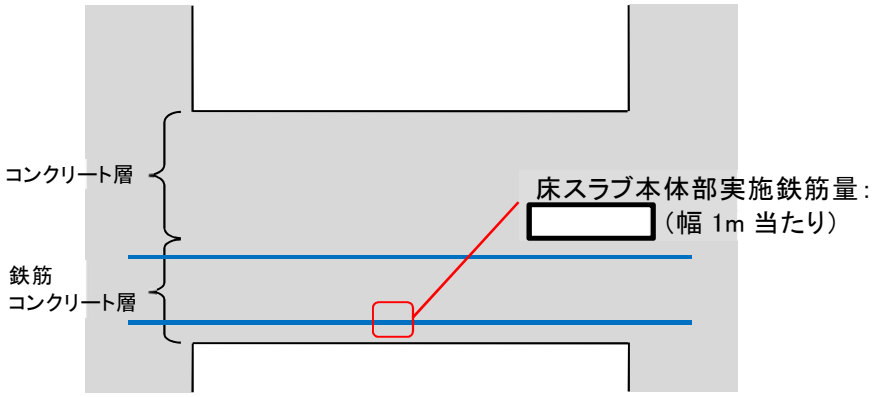


床部温度変化

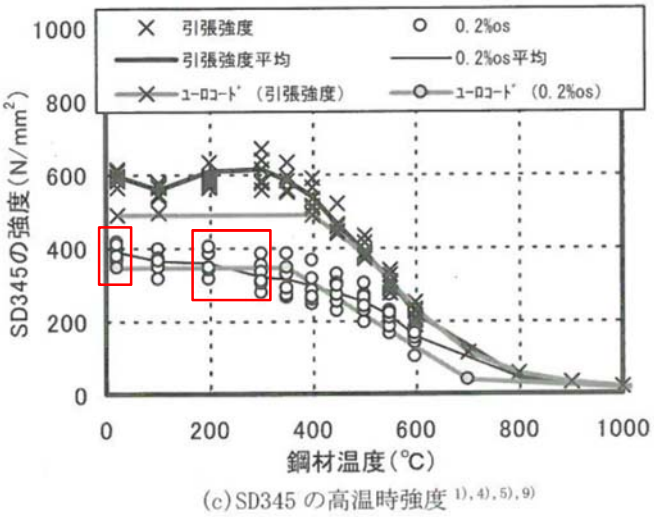
第１図　ペデスタル温度評価結果



第２図　床スラブ鉄筋コンクリート部における包絡温度の設定



第 3 図　床スラブの鉄筋コンクリート範囲



(c) SD345 の高温時強度 [1),4),5),9)]

第 4 図　鉄筋強度の低下割合

別添 7

鉄筋コンクリート内に発生する熱応力の取扱いについて

1. はじめに

東海第二発電所のＭＣＣＩ及び水蒸気爆発を考慮した対策を踏まえ，ＲＰＶ破損時にペデスタルへ落下したデブリからの熱影響による鉄筋コンクリートの材料強度低下を考慮した構造健全性評価を行い，ペデスタルに要求されるＲＰＶ支持機能及びデブリ保持機能が損なわれないことを確認している。

一方，本事象に対する構造健全性評価では終局状態における機能維持確認の観点より，デブリからの伝熱によって鉄筋コンクリートに発生する熱応力は考慮しないこととしており，この取扱いの考え方について説明する。

2. 発生する熱応力（自己拘束的な応力）の解放について

第１図に鉄筋コンクリート構造物に発生する熱応力の解放原理について示す。ＲＰＶの破損後にデブリが落下・堆積し，その非常に高温な熱により，ペデスタル内側が高温状態となり膨張するが，周囲の拘束によって膨張は抑えられるため，ペデスタル内側には圧縮力が生ずる。一方，ペデスタル外側は,内側よりも温度が低いため熱膨張に対する反作用として引張力が生ずる。次に，躯体の温度上昇に伴って熱膨張が進むと高温側（内側）には圧縮力が加算され，低温側（外側）には引張力が加算される。このように，定常状態からの温度上昇により，躯体内で熱応力（自己拘束的な応力）が発生する。更に温度が上昇し，熱応力がコンクリートの許容引張力を上回るとコンクリートにひび割れが発生する。熱応力は自己拘束的な応力であるため，ひび割れを生ずると，その部位の熱応力は解放される。終局状態は，ひび割れが複数発生した状態となり，熱応力のほとんどが解放されると考えられる。

3.　ＣＣＶ規格における熱応力の取扱いについて

ペデスタルと同様の円筒形状構築物の設計規格である発電用原子力設備規格コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会，2003）（以下，「ＣＣＶ規格」という。）では，各荷重状態における熱応力の取り扱いについて示されており，終局状態に相当する荷重状態Ⅳでは熱応力は無視してよいこととされている。また，荷重状態Ⅰ～Ⅲでは，コンクリート部材の剛性，ひび割れ等を考慮して適切に評価することにより算定することとされている。第2図にＣＣＶ規格における熱力応力の扱いに関する記載を示す。

なお，ＣＣＶ規格では熱応力を算定する際の手法も示されており，荷重状態Ⅰ，Ⅱでは弾性剛性を1／2に，荷重状態Ⅲでは1／3に一律に低減して算定する方法（一律低減法）が示されている。これはひび割れ等による部材剛性の低下により，鉄筋コンクリート部材の熱応力が低減するという性質を考慮したものであり，熱応力実験結果に基づいている。また，外力や熱応力に対する部材の塑性剛性（ひび割れ後のコンクリートの剛性等）を考慮した部材断面の釣合いを評価して応力を算定する方法（ひび割れ断面法）も示されている。

4.　ペデスタルにおける熱的影響を考慮した解析的検討（参考）

前述のとおり，終局状態において躯体に生じる熱応力は解放されるが，ここでは，熱的影響による躯体材料の強度劣化を考慮した上で，外力や熱応力に対する部材の塑性剛性を考慮した部材断面の釣合いを算定し，応力と変形について評価することで，終局限界に対する健全性を検討する。

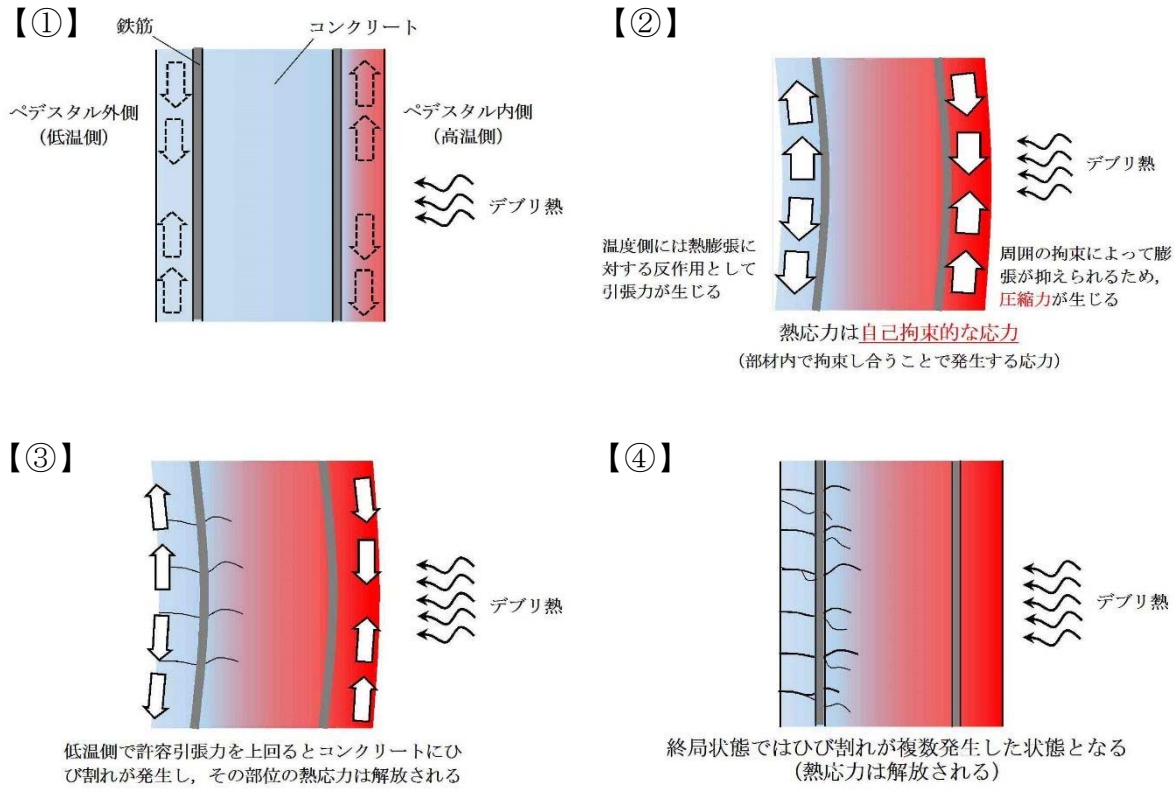
(1)　評価方法

第3図に原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会，2005）（以下，「ＲＣ－Ｎ規準」という。）に記載されているひび割れ断面法による設計フローを，第4図に評価対象部位を示す。本検討では，第3図に示す評価フローに準じて，デブリからの伝熱による熱応力として曲げモーメントが発生する上部側壁を対象に評価する。

温度荷重に対しては，ＮＡＳＴＲＡＮコードを用いて弾性剛性での温度応力解析にて曲げモーメントを評価し，断面の曲率について曲げ剛性（ＥＩ）を用いて求める。なお，ＮＡＳＴＲＡＮコードに入力した温度条件はコリウムシールド(15cm)設置を仮定したＭＡＡＰ解析に基づき設定する。温度以外の荷重（固定荷重積載荷重）についても同様にＮＡＳＴＲＡＮコードにより応力を評価する。次に両者で得られた曲率を加算し，温度を含む応力組合せ時の断面の釣合い状態を評価（中立軸位置の算定）し応力度を算定する。なお，この時に断面に作用する軸力は積載されるＲＰＶ自重を含む通常運転時の軸力とし，曲げモーメントが終局状態に達するまで漸次増加させていく。また，仮定する断面の釣合い計算においては，最も温度勾配が高い時点での断面内の温度分布に対応した材料強度低減を考慮し復元力特性（Ｍ－φ関係）を算定する。

(2)　評価結果

第4図にペデスタル上部側壁の曲げモーメントが最大になる断面におけるＭ－φ関係図を示す。発生する熱応力に対する曲率は終局限界に対して十分に小さく，ペデスタルが十分な塑性変形能力を有していることを確認した。したがって，ペデスタル機能維持確認の観点では，デブリからの熱影響により発生する熱応力は考慮しなくとも支障はないことを確認した。



第１図　熱応力が解放する原理

CVE-3330　熱応力の扱い

温度荷重により発生する応力である熱応力の扱いは，次の(1)および(2)によるものとする。

(1) 荷重状態Ⅰ，荷重状態Ⅱおよび荷重状態Ⅲにおける熱応力は，コンクリート部材の剛性を，ひびわれ等を考慮して適切に評価することにより算定することとする。

(2) 荷重状態Ⅳにおける熱応力は無視してよいこととする。

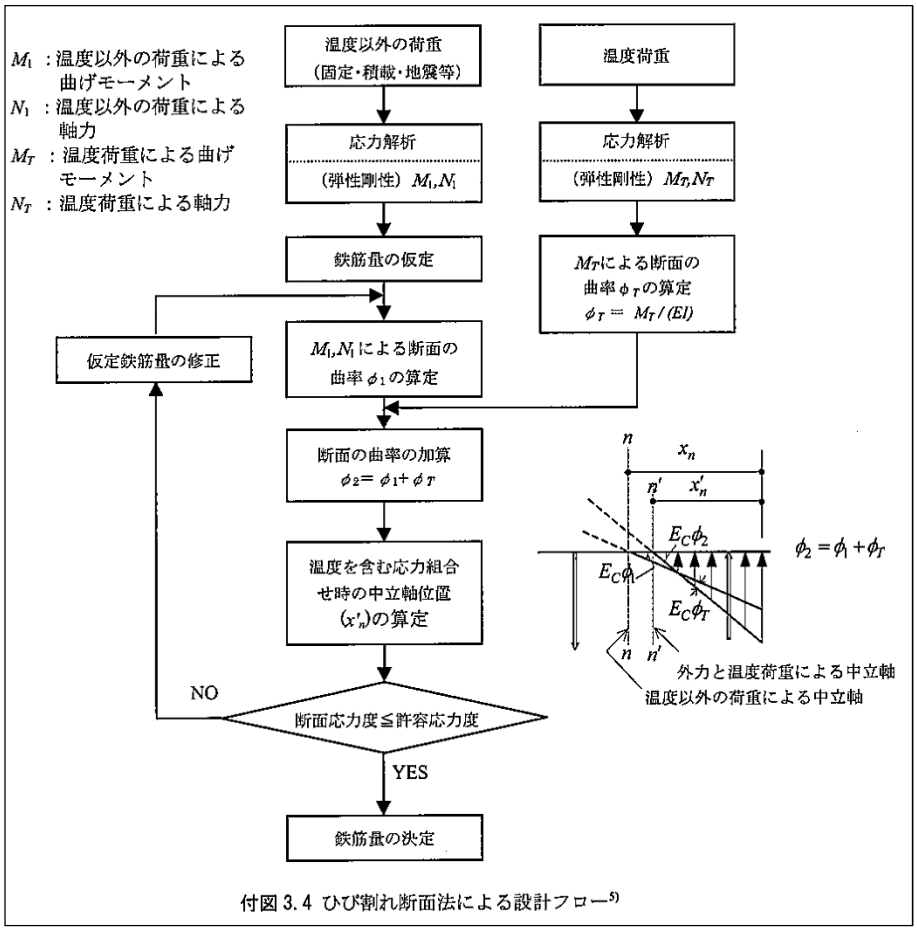
（解説 CVE-3330）熱応力の扱い

温度荷重により発生する熱応力は，自己拘束的な応力であって，コンクリート部材の剛性に左右される性質を持っているので，コンクリート部材の剛性を適切に評価することによって熱応力を算定する。

また，自己拘束的な応力は，十分な塑性変形能力がある場合，理論的にも実験的にも終局耐力に影響しないことから，部材の終局状態に相当する荷重状態Ⅳにおける評価では，熱応力を無視してよいこととした。

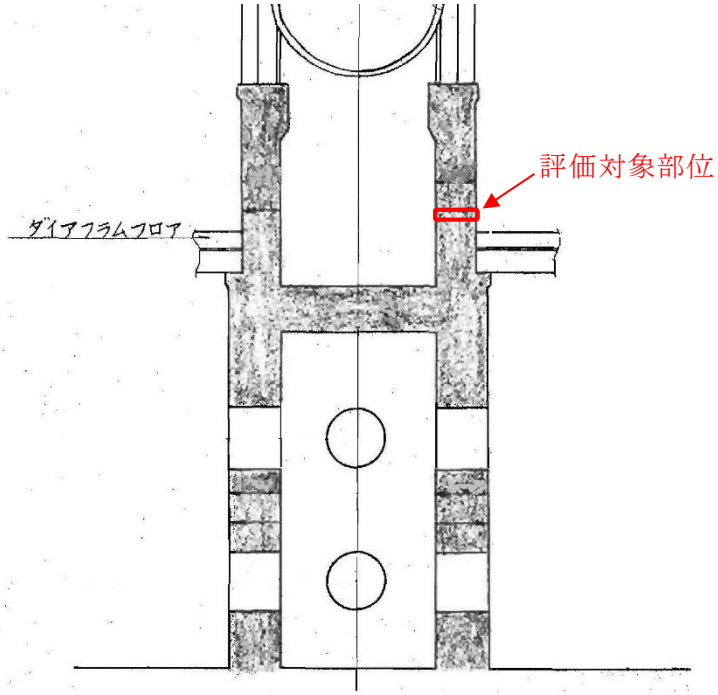
熱応力の算定にあたっては，コンクリート断面の厚さ方向に曲線状となっている温度分布を等価な応力を与える直線分布に換算することが一般的である。

第２図　ＣＣＶ規格における熱応力の扱いに関する記載

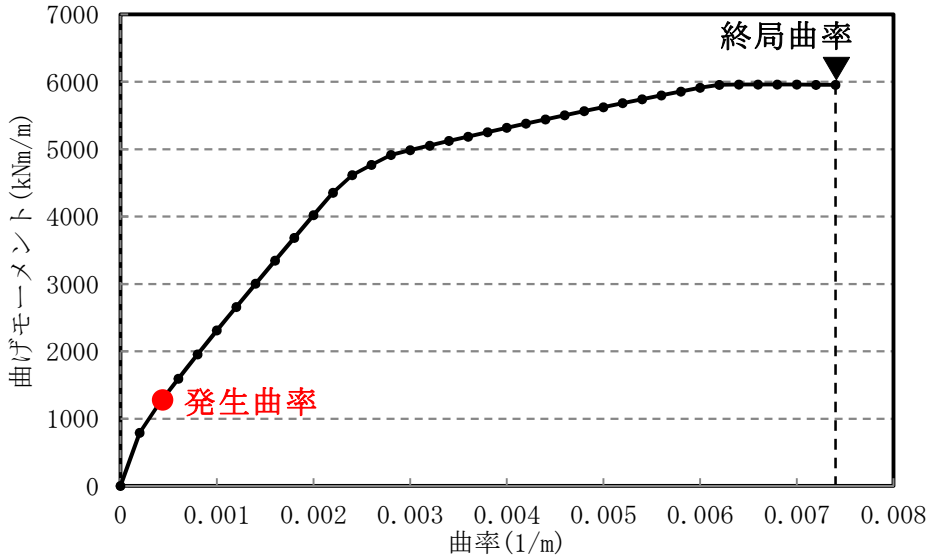


付図 3.4 ひび割れ断面法による設計フロー[5)]

第 3 図　ひび割れ断面法による設計フロー（ＲＣ－Ｎ規準）



第 4 図　評価対象部位



第５図　曲げモーメントー曲率関係（Mーφ関係）

溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について

東海第二発電所では，原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）破損時にペデスタル（ドライウェル部）（以下「ペデスタル」という。）に落下した溶融炉心が，ペデスタルに設置された格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサプレッション・チェンバへ移行することを防止するため，排水流路の形状を変更することとしている。

ＲＰＶ破損時には，ペデスタル内の水により格納容器ドレンサンプの排水流路は水で満たされていることから，溶融炉心が排水流路に流入する際には，流路内から水や水蒸気の対向流が生じる。また，溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水口に到達するまでの温度低下及び粘性増加を考慮すると，現実的には溶融炉心の排水流路への流入はごく限定的と考えられる。

しかしながら，溶融炉心の落下時及び落下後の挙動は不確かさがあることから，溶融炉心の排水流路への流入を想定した場合でも溶融炉心が横スリット内で凝固停止しサプレッション・チェンバ側へ移行しないことを，ＭＡＡＰ計算結果をもとに評価し，スリット状排水流路の有効性を確認した。

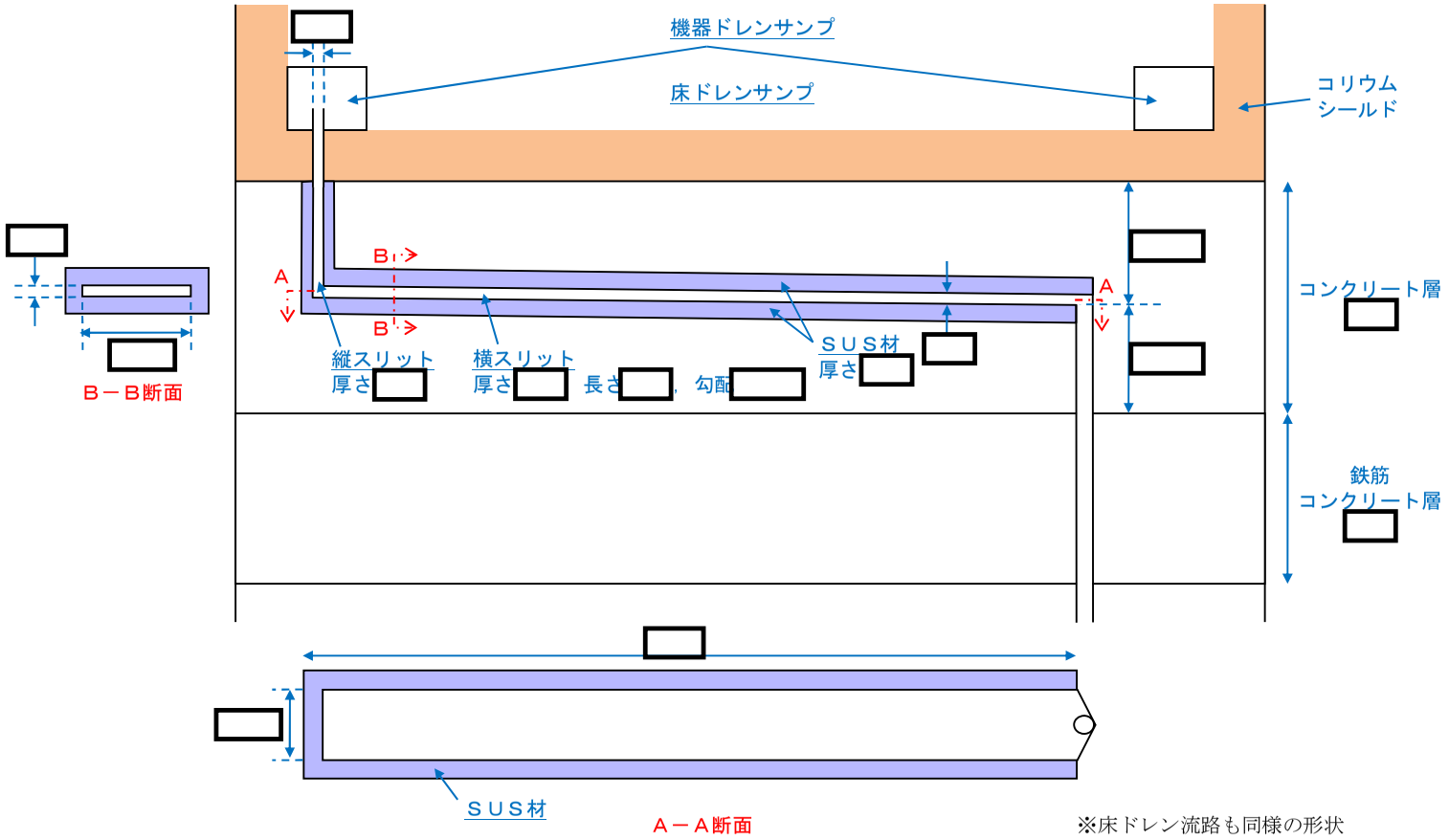
1. 格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更

第１図に，格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更の概要図を示す。

各ドレンサンプからの排水流路は，ペデスタル床面に堆積する溶融炉心による熱影響を抑制するコンクリート深さまで通じる縦方向の流路（縦スリット）と，流入した溶融炉心を凝固させる横方向の流路（横スリット）を介し，既設の格納容器ドレンサンプ排水配管へ接続する構成とする。

また，縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型（幅 [redacted]〔内径〕，厚さ [redacted]〔内径〕）の形状とし，周囲をＳＵＳ材とすることで，流入した溶融

炉心の冷却及び凝固停止を促進させる設計とする。



第１図　格納容器ドレンサンプ排水流路の形状変更

2.　既往の試験結果に基づく評価

配管等の流路内における溶融炉心の流動・凝固挙動に係る試験として，米国ＥＰＲＩ及びＦＡＩにより実施された炉心溶融時のＲＰＶ下部プレナム貫通部の挙動に係る試験がある。[1] この試験では，ＲＰＶ下部プレナム及びドレン配管（内径 5cm）を模擬した試験体に模擬コリウムとしてAl_2O_3を流入させ，その流動挙動を確認している。第 2 図に試験装置の概要図を示す。

試験の結果，配管内でのAl_2O_3の流動距離は最大でも 79cm 程度となっており，配管の破断は生じていない。また，配管内での水平方向の流速は最大でも約 0.2m／s と推定されており，流路形状に基づきベルヌーイ則により計算される流速よりも 1／10 から 1／100 小さい結果となっている。これは，模擬ドレン配管内における水の存在により，模擬コリウムの流動が著しく抑制されたためと推定されている。

第 1 表に，ＥＰＲＩ試験条件と東二の排水流路における条件の比較を示す。

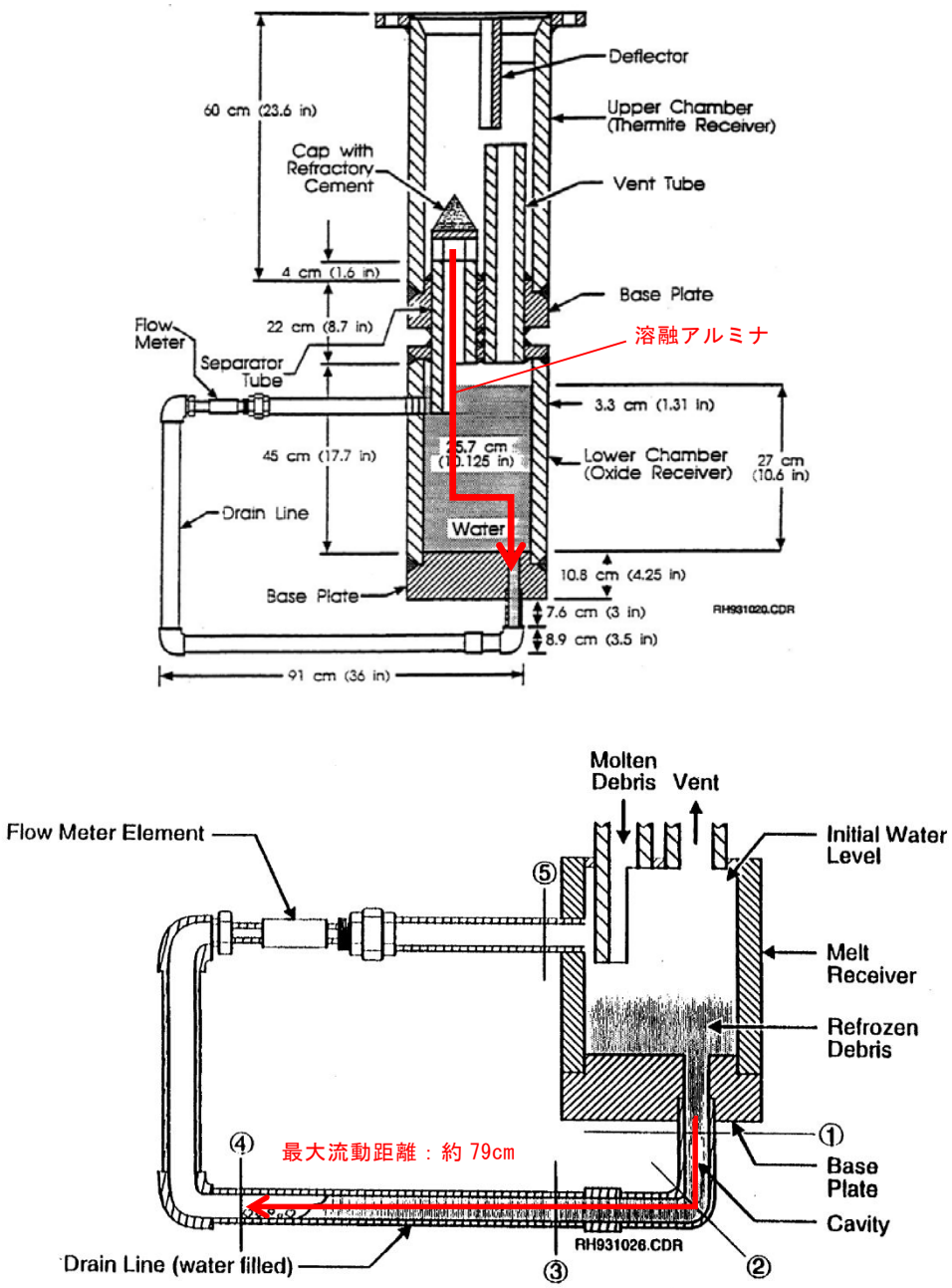
ＥＰＲＩ試験では，模擬コリウムとしてAl_2O_3を用いており，その体積当たりの溶融潜熱は約 4.41×10^9 J／m^3 と計算される。これに対して，東海第二発電所の溶融炉心の場合，溶融潜熱に加えて液相線温度から固相線温度までの顕熱を考慮しても，体積当たりの凝固までの放出熱量は［　　］と計算され，Al_2O_3と同等であることが分かる。

また，東海第二の溶融炉心の熱伝導率はAl_2O_3に比べて大きいことに加え，格納容器ドレンサンプの排水流路はスリット形状とし周囲にＳＵＳ材を配置することから，実機条件の方が溶融炉心の冷却が進みやすいと考えられる。

一方，東海第二の溶融炉心はAl_2O_3に比べて動粘度が小さいことや堆積ヘッドが大きくなっていることから，ＥＰＲＩ試験条件に対して流路内での流入速度が速くなることが考えられる。しかし，流速が大きくなると，溶融

炉心とＳＵＳ材間の対流熱伝達率が大きくなり溶融炉心の冷却率が大きくなることから，流動距離は流速の増加に対して単純に線形には増加しない。

以上より，ＥＰＲＩ試験条件と実機条件の差を勘案しても，総合的な流動距離への影響は同程度であることから，東海第二のスリット条件でもＥＰＲＩ試験結果の流動距離（約 79cm）を大きく上回ることは考えにくく，溶融炉心は横スリット長さ（[redacted]）の範囲内で凝固停止するものと考えられる。



第２図　ＥＰＲＩ／ＦＡＩによる試験装置

第１表　ＥＰＲＩ試験条件と東海第二実機条件の比較

項目		ＥＰＲＩ 試験条件[1]	東海第二 実機条件	流動距離への影響の比較
溶融物条件	溶融物	Al_2O_3	溶融炉心	凝固までに必要な除熱量は同程度。 （Al_2O_3は溶融潜熱のみ，溶融炉心は液相線温度から固相線温度までの顕熱と溶融潜熱を考慮）
	融点（℃）	2,047		
	密度（kg／m^3）	3,800		
	比熱（J／kgK）	1,300		
	溶融潜熱（J／kg）	1.16×10^6		
	体積当たりの凝固までの放出熱量（J／m^3）	4.41×10^9		
	熱伝導率（W／mK）	7.5		溶融炉心の方が，冷却が進みやすい。
	粘性係数（Pa・s）	0.003	0.004※2	東二条件の方が溶融物の流速が速くなる傾向。 （ヘッドは1／2乗で流速に寄与）
	動粘性係数（m^2／s）	7.9×10^{-7}		
	全量堆積時の水平流路までのヘッド（m）	0.3		
流路条件	流路構造	配管	スリット状 （ＳＵＳ材被覆）	スリット形状では流路壁面との接触面積が大きく，冷却が進みやすい。
	流路内径	5cm		

※１：ＭＡＡＰ解析（ＴＱＵＶシーケンス）におけるＲＰＶ破損時の値
※２：ＭＡＴＰＲＯにおけるUO_2の値[2]

3.　溶融金属の凝固モデルによる評価

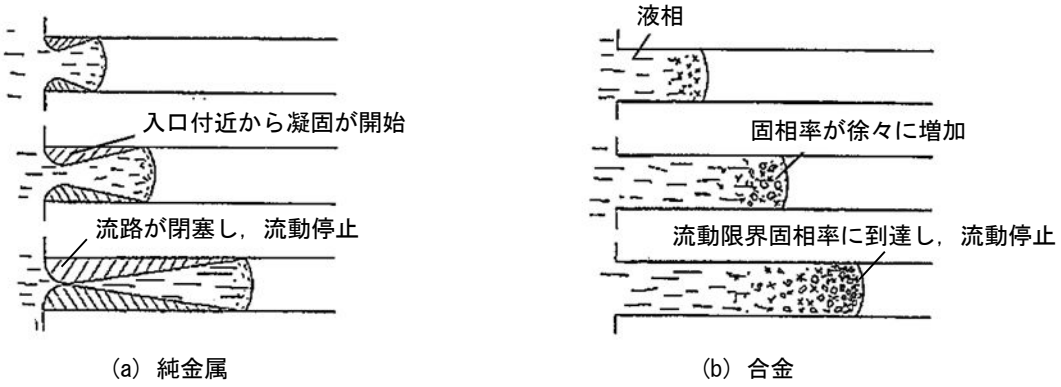
3.1　溶融金属の流路内での凝固挙動

第 3 図に，流路内における溶融金属の凝固挙動の概念図を示す。

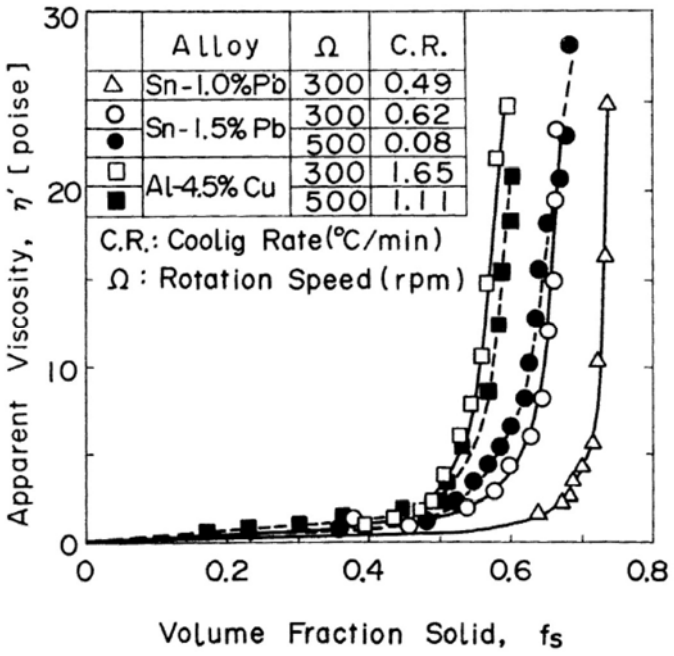
純金属や共晶温度の合金では,第 3 図(a)のように流路の入口付近から固化クラストが成長し流路が閉塞することで，流動が停止する。

一方，液相線温度と固相線温度に差がある合金では，第 3 図(b)のように溶融物の先端から温度低下とともに固相率が増加し，流動限界固相率を超えたときに流動を停止する。これは，第 4 図に示すように，固相率の増加とともに粘性が増加するためである。

溶融炉心については，液相線温度 [　　] に対して固相線温度が [　　]（ＭＡＡＰ計算結果）と差があることから，合金の凝固挙動を示すものと考えられる。



第 3 図　流路内での溶融金属の凝固挙動の概念図



第 4 図　溶融合金における固相率と見かけの粘性の関係[3]

3.2　評価方法

溶融合金の流路内での流動距離を評価するモデルとして，Fleming のモデル[4]があり，このモデルを用いて溶融炉心の横スリット内での流動距離の評価を行った。その内容を以下に示す。

なお，本凝固評価モデルは流路内に水が存在しないドライ状態を前提としていることから，実機条件に対して十分保守的な評価となると考えられる。

(1)　Flemings モデルの評価式

Flemings モデルは(1)式のように表され，流路を流れる溶融物が保有するエネルギと周囲の構造材への除熱速度をもとに，溶融物が凝固するまでに必要なエネルギが除去されるまでの流動距離を評価するモデルとなっている。

$$L_{freeze} = \frac{A\rho v\left(f_c H_f + C_p \Delta T\right)}{hS\left(T_d - T_w\right)}\left(1+\frac{B}{2}\right) \qquad (1)$$

ここで，

$$B = \frac{h\sqrt{\pi \alpha_w \Delta X}}{k_w \sqrt{v}} \qquad (2)$$

であり，各パラメータの内容は以下のとおりである。

L_{freeze}：流動距離（m），A：流路断面積（m^2），

ρ：溶融炉心密度（kg／m^3），v：溶融炉心流速（m／s），

f_c：流動限界固相率（-），H_f：溶融炉心溶融潜熱（J／kg），

C_p：溶融炉心比熱（J／kgK），ΔT：初期温度と凝固温度の差（K），

h：熱伝達率（W／m^2K），S：流路周長（m），T_d：溶融炉心温度（K），

T_w：構造材温度（K），α_w：構造材熱拡散率（m^2／s），

ΔX：チョーキングレンジ※（m），k_w：構造材熱伝導率（W／mK）

※：溶融物先端でどの程度の長さが流動限界固相率を超えると流動が停止するかを定義する定数

(2)　熱伝達係数の計算

溶融炉心とスリット構造材間の熱伝達係数hは，溶融炉心の熱伝導率k，水力等価直径d_e及びSleicher-Rouseの式[5]より求まるヌセルト数Nuを用いて，下式により算出する。

$$h = \frac{k}{d_e}\mathrm{Nu} \qquad (3)$$

Sleicher-Rouseの式

$$\mathrm{Nu}_\mathrm{m} = 5 + 0.015\,\mathrm{Re}_f^{\,a}\,\mathrm{Pr}_w^{\,b} \quad \left(10^4 < \mathrm{Re} < 10^6,\ 0.1 < \mathrm{Pr} < 10^4\right) \qquad (4)$$

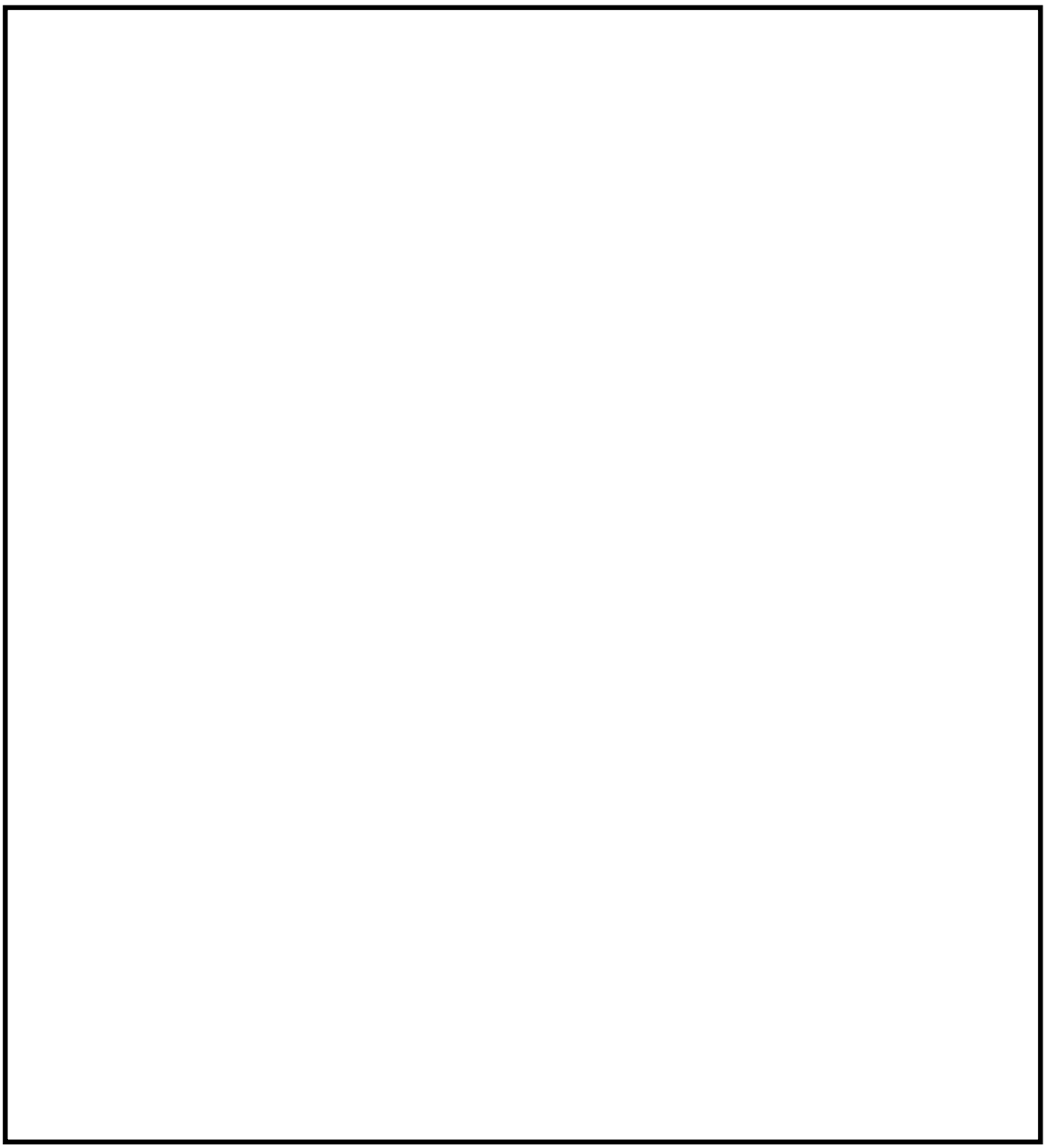
$$\begin{cases} a = 0.88 - \dfrac{0.24}{4 + \mathrm{Pr}_w} \\ b = \dfrac{1}{3} + 0.5\exp\left(-0.6\,\mathrm{Pr}_w\right) \end{cases}$$

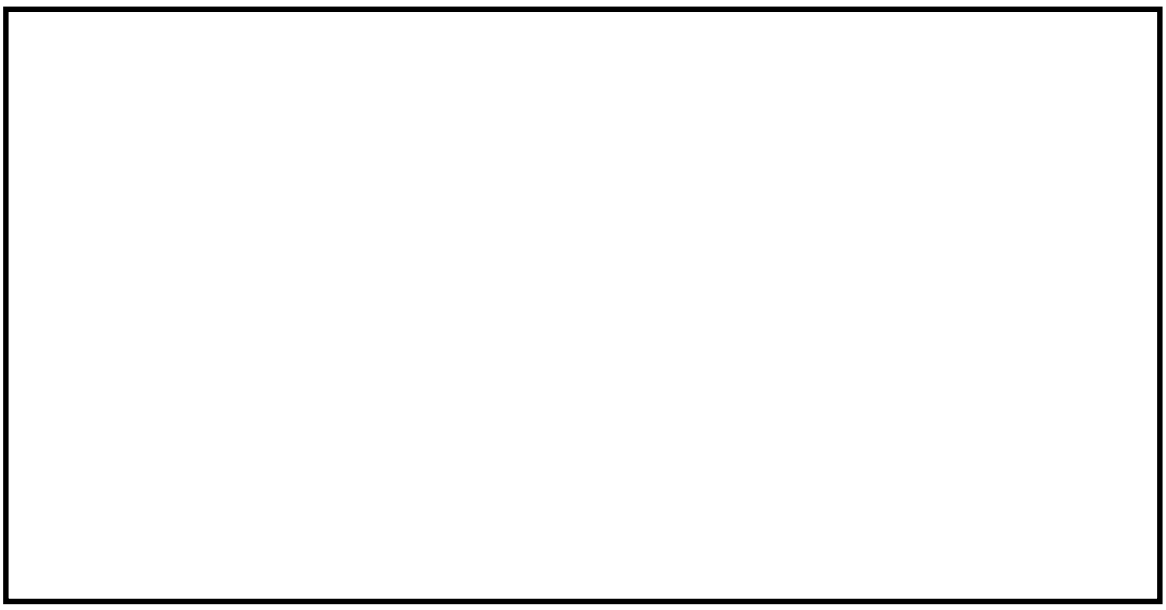
添字はそれぞれ，m：混合平均温度，f：膜温度，w：壁温における物性値を表す。ただし本評価では，物性値は温度によらず一定と仮定している。

(3)　溶融炉心の温度低下の考慮

(1)式から直接流動距離を計算すると,流路内を進行する間の溶融炉心の温度低下が考慮されず，流動距離が短く評価されることが考えられる。

今回の評価では，Flemingsの評価式をもとに，流動に伴う溶融炉心の温度低下を考慮した上で，溶融炉心先端が流動停止する固相率に至るまでの除熱時間を算出し，溶融炉心の流速との積により流動距離を計算した。評価の概要を第5図に示す。





第 5 図　溶融炉心流動距離の評価イメージ図

3.3　評価条件

横スリット内での溶融炉心凝固評価に用いた条件を第 2 表に示す。

溶融炉心の物性については，ＭＡＡＰ計算結果におけるＲＰＶ破損時の溶融炉心物性値を用いる。なお，流動距離が長くなるよう溶融炉心の保有エネルギを大きく設定する観点から，ＴＱＵＶシーケンスの値を設定する。

溶融炉心の流速については，溶融炉心全量に加えペデスタル内構造物等がペデスタル内に堆積した場合の堆積高さ[　　]と，横スリット下端までの高低差[　　]の合計[　　]をヘッドとして考慮した場合，溶融炉心の流速は約[　　]となる。これに対し，スリット内の冷却水の存在による溶融炉心の流速の低下として，ＥＰＲＩ試験の知見（1／10 から 1／100）及び実機溶融炉心とＥＰＲＩ試験の溶融アルミナの動粘度の差（約 1.6 倍）を考慮し，保守的に 1／2 を考慮した[　　]を設定する。

流動限界固相率及びチョーキングレンジについては，既往の溶融炉心拡がり試験においては固相率が 0.4～0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見[6]があるが，チョーキングレンジには明確な知見がないことから，溶

融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと仮定し，流動限界固相率を 1.0，チョーキングレンジを 0m と設定する。

第２表　評価条件

項目		条件	備考
横スリット流路形状	流路高さ（cm）	[redacted]	設計値
	流路幅（cm）		
溶融炉心物性	液相線温度（℃）		ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値） 流動距離が長くなるよう溶融炉心の保有エネルギを大きく設定する観点から，ＴＱＵＶシーケンスの値を使用
	固相線温度（℃）		
	密度（kg／m^3）		
	熱伝導率（W／mK）		
	比熱（J／kgK）		
	溶融潜熱（J／kg）		
	粘性係数（Pa・s）	0.004	ＭＡＴＰＲＯにおける溶融UO_2の値[2]
構造材物性	密度（kg／m^3）	7,890	伝熱工学資料 （300KにおけるＳＵＳ304の値）
	熱伝導率（W／mK）	16.5	
	比熱（J／kgK）	511	
初期温度条件	溶融炉心初期温度（℃）	[redacted]	ＲＰＶ破損時の溶融炉心平均温度（[redacted]：ＭＡＡＰ計算結果）に対し，保守的に液相線温度を設定
	構造材初期温度（℃）	167	保守的に限界圧力での飽和水温度を設定
溶融炉心流動条件	溶融炉心流速（m／s）	[redacted]	溶融炉心等の堆積量，スリット形状，スリット内冷却水の存在を考慮し，保守的に設定
	流動限界固相率（-）	1.0	溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くと仮定し設定
	チョーキングレンジ（m）	0	

3.4　評価結果

3.3 に示した条件に基づく評価の結果，溶融炉心の流動距離は約 1.0m となり，横スリットの長さ（　　）の範囲内で凝固停止することを確認した。また，凝固に要する時間は　　程度であり，この間の溶融炉心の崩壊熱による影響は無視し得る。

なお，第 2 表の評価条件において，溶融炉心のレイノルズ数及びプラントル数はそれぞれ $Re \fallingdotseq 1.3\times10^5$ 及び $Pr \fallingdotseq 0.14$ であり，(4)式の Sleicher-Rouse の式の適用範囲内である。

3.5　評価における保守性について

本評価は，以下のような点で保守性を有すると考えられる。

・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが，実際にはスリット内は水で満たされた状態であり，溶融炉心から水への除熱等により流動距離はより短くなると考えられる。

・流動距離の計算において，溶融炉心の流速は流動停止まで一定としており，縦スリット及び横スリット内での圧損や粘性増加に伴う速度低下を考慮していない。

・横スリットへ流入する溶融炉心の初期温度は，ＲＰＶ破損時の溶融炉心平均温度（　　）に対し保守的に液相線温度（　　）を設定しているが，溶融炉心がペデスタル床面を拡がる間や縦スリットを通過する間の除熱を考慮すると，実際にはより温度は低下し，またそれに伴い溶融炉心の粘性は増加すると考えられる。

・流動限界固相率は 1.0 を設定しているが，既往の溶融炉心拡がり試験においては，固相率が 0.4～0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見[6]がある。

3.6　評価条件の不確かさによる影響について

第2表の評価条件において，溶融炉心の物性値条件についてはＭＡＡＰ計算結果における溶融炉心の組成平均値を用いている。

これに対して，スリットに流入する溶融炉心の物性は不確かさを有すると考えられることから，評価条件の不確かさとしてＭＡＡＰ計算結果のうち溶融炉心内の金属相及び酸化物相の物性値を参照し，評価結果への影響を検討する。なお，第2表の評価条件において，構造材物性値は不確かさが小さいと考えられること，構造材初期温度及び溶融炉心流動条件は十分な保守性を見込み設定していることから，評価結果に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。

第3表に，ＭＡＡＰ計算結果における溶融炉心の組成平均，金属相及び酸化物相のそれぞれの物性値を示す。各物性値から計算される溶融炉心が凝固するまでの体積当たりの放出熱量を比較すると，組成平均の物性値を用いた場合が最も大きく，溶融炉心の凝固までの流動距離が最も長くなることが分かる。

したがって，溶融炉心の物性値の不確かさを考慮した場合でも，溶融炉心は横スリットの長さ（　　）の範囲内で凝固停止すると考えられる。

第3表　溶融炉心の物性値の比較

項目		組成平均	金属相	酸化物相	備考
溶融炉心物性	液相線温度（℃）				ＭＡＡＰ計算結果（ＲＰＶ破損時の値）
	固相線温度（℃）				
	密度（kg／m^3）				
	比熱（J／kgK）				
	溶融潜熱（J／kg）				
	体積当たりの凝固までの放出熱量（J／m^3）				計算値

4. 参考文献

[1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994

[2] L.J.Siefken et al., SCDAP/RELAP5/MOD3.3 Code Manual; MATPRO - A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, NUREG/CR-6150, Vol.4 Rev.2, 2001

[3] 渋谷 他, 固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果, 鉄と鋼, 第66年, 第10号, 1980

[4] M.C.Fleming et al., An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys”, AFC Transactions, vol.69, 1961

[5] 日本機械学会, 伝熱工学資料 第4版, 1986

[6] M.T. Farmer, Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design, ANL-09/10, 2009

別添

Flemingsモデルの適用性について

Flemingらは，第1図のような試験装置を用いて溶融合金（Ａｌ95.5%－Ｃｕ4.5%）を耐熱ガラス管内に吸引した試験により溶融物の流動距離等の挙動を確認し，その結果をもとにFlemingsモデルを用いて流動限界固相率を推定しており，最大0.35程度という結果を得ている[1]。

一方，渋谷らは，第2図のような試験装置によりＡｌ95.5%－Ｃｕ4.5%合金の流動性を確認し，固相率が0.5付近から粘性が急激に増加する結果となっており[2]，両者を比較するとＡｌ－Ｃｕ合金が流動性を失う固相率の評価結果は0.15程度の差異がある。

しかし，今回の溶融炉心の流動距離評価においては，溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと保守的に仮定し，流動限界固相率を1.0と設定していることから，上記の要因により流動距離が過小評価されることはないと考えられる。

溶融物の凝固までの流動距離に対して支配的な要素は，溶融物からの必要除熱量，除熱速度及び溶融物の流動速度であり，Flemingsモデルでは，流路断面積A及び流路周長Sにより必要除熱量や除熱速度が表現されている。したがって，これらのパラメータを適切に変更することにより，スリット状の流路形状についても評価に反映可能である。

また，流路の材質（表面粗さ）についてはモデル上考慮されていないが，一般にステンレス鋼（東海第二の排水スリット条件）はガラス材（Flemingらの試験条件）より表面粗さが大きく，内部流体の乱れが促進され熱伝達率が大きくなるため，Flemingらの試験条件よりも溶融物の流動距離は短くなる傾向と

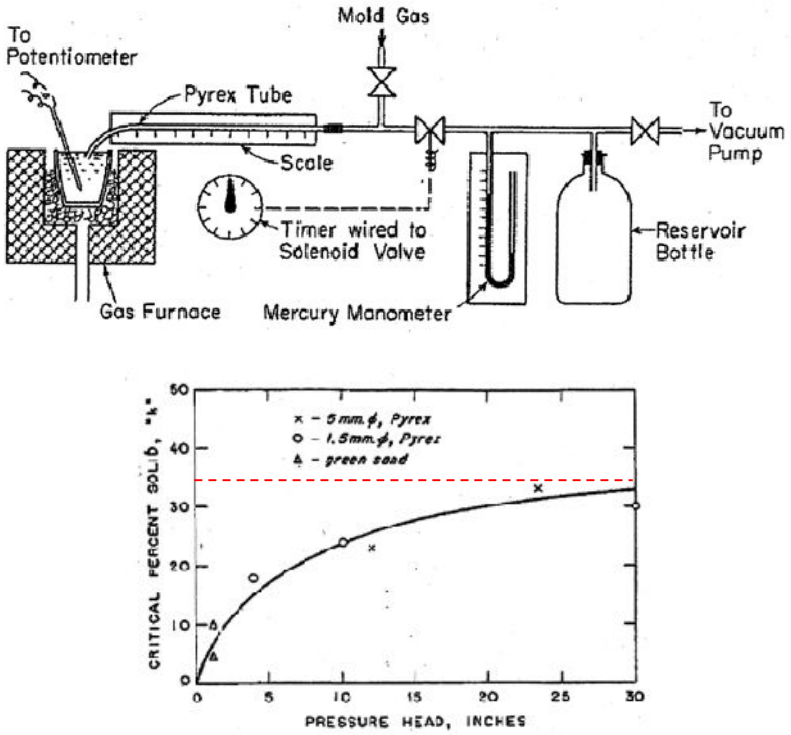
考えられる。

以上より，Fleming らの試験条件と東海第二実機条件の差を考慮しても，Flemings モデルは適用可能と考えられる。

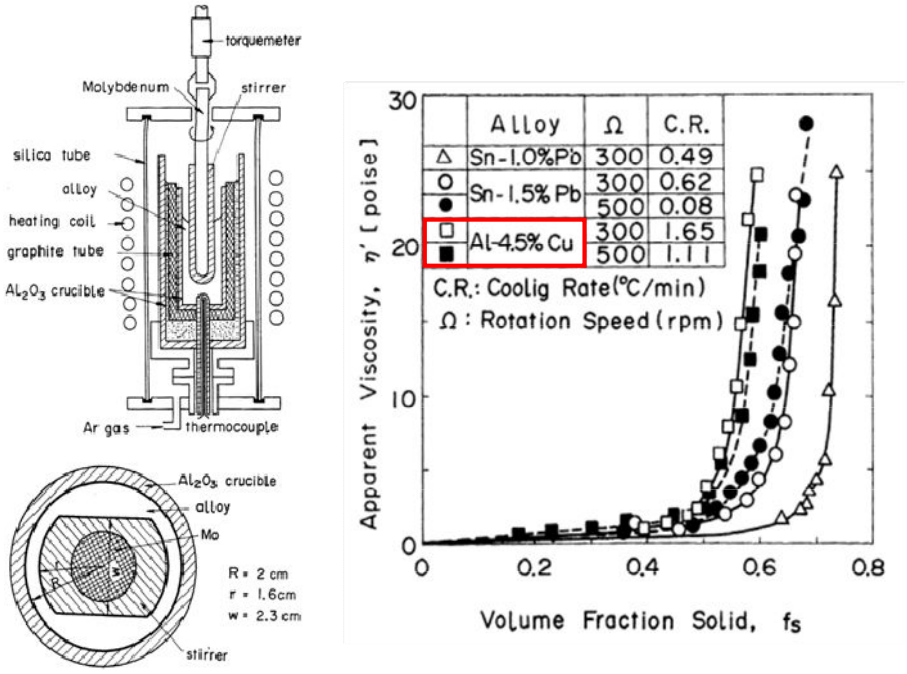
参考文献

[1] M.C.Fleming et al., An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys”, AFC Transactions, vol.69, 1961

[2] 渋谷 他，固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果，鉄と鋼，第 66 年，第 10 号，1980



第 1 図　Fleming らによるＡｌ－Ｃｕ合金の流動性確認試験装置及び試験結果



第２図　渋谷らによるＡｌ－Ｃｕ合金の流動性確認

試験装置及び試験結果

（参考）その他の凝固モデルによる評価

純金属の流路内での凝固挙動を対象とした流動距離評価モデルとして，ＵＳ－ＡＢＷＲ ＤＣＤモデル[1]や，Epsteinのモデル[2][3]がある。

溶融炉心は液相線温度と固相線温度に差があり，合金の凝固挙動を示すものと考えられるが，これらの純金属モデルを用いた場合にも，流動距離の評価結果は第１表のとおりであり，横スリットの長さ（　　）の範囲内で凝固することを確認した。

なお，ＵＳ－ＡＢＷＲ ＤＣＤモデルでは，評価条件として溶融炉心の流速ではなくＲＰＶからの落下率がパラメータとなっており，ＭＡＡＰ計算結果の最大値を包絡する値として15,000kg／sを使用している。その他の評価条件としては，Flemingsモデルによる評価と同様の条件を用いている。

第１表　純金属モデルによる評価結果

評価モデル	評価結果 （流動距離）	備考
ＵＳ－ＡＢＷＲ ＤＣＤモデル	約1.5m	溶融炉心流速の代わりにＲＰＶからの溶融炉心の最大落下率 15,000kg／s を使用。その他はFlemingsモデルによる評価条件と同様。
Epsteinモデル	約3.0m	Flemings モデルによる評価と同様の評価条件を使用。

○ＵＳ－ＡＢＷＲ ＤＣＤモデルの概要[1]

ＵＳ－ＡＢＷＲ ＤＣＤモデルは，ＲＰＶ下部のドライウェルサンプ周囲に設置されるコリウムシールドにおいて，ドレン水が通るためのスリット流路を対象とした溶融炉心の凝固評価モデルである。

本モデルは純金属の凝固挙動を想定し，流路の入口付近において周辺の構造材への熱伝導によりクラストが成長し流路が閉塞するものとしている。

ＤＣＤモデルの評価式を以下に示す。

$$L_{freeze} = \bar{v}\left(t_{freeze}\right) t_{freeze} \tag{1}$$

ここで，

$$t_{freeze} = \left[\frac{H_0 \rho_{cm} \left(h_{lh} + c_p \Delta T\right) \sqrt{\pi \alpha_w}}{4 k_w \left(T_s - T_i\right)} \right]^2 \tag{2}$$

$$\bar{v} = \frac{\frac{2}{3} a_0 \sqrt{t} - \frac{a_0 b_0'}{H_0} t}{1 + \frac{4 b_0'}{3 H_0} \sqrt{t}} \tag{3}$$

$$a_0 = \sqrt{\frac{2 g \dot{m}_{ves}}{\rho_{cm} A_{ld}}} \quad , \quad b_0' = \frac{2 k_w \left(T_s - T_i\right)}{\rho_{cm} \left(h_{lh} + c_p \Delta T\right) \sqrt{\pi \alpha_w}} \tag{4}$$

であり，各パラメータは以下のとおりである。

L_{freeze}：流動距離（m），$\bar{v}(t)$：溶融炉心の流路内平均流速（m／s），

t_{freeze}：凝固完了時間（s），H_0：スリット高さ（m），

ρ_{cm}：溶融炉心密度（kg／m^3），h_{lh}：溶融炉心溶融潜熱（J／kg），

C_p：溶融炉心比熱（J／kgK），ΔT：溶融炉心過熱度（K），

α_w：構造材熱拡散率（m^2／s），k_w：構造材熱伝導率（W／mK），

T_s：接触面温度（K），T_i：構造材初期温度（K），g：重力加速度（m／s^2），

$\dot{m}_{ves}$：ＲＰＶからの溶融炉心落下率（kg／s），

A_{ld}：下部ドライウェル床面積（m^2）

ＤＣＤ[1]においては，過去に実施された関連試験に係る文献を参照し，それらの試験結果よりＤＣＤモデルによる評価の適用性を確認している。

○Epstein モデルの概要[2][3]

Epstein モデルは，ＭＡＡＰコードのＲＰＶ下部プレナム貫通部閉塞計算に使用されているモデルであり，ＤＣＤモデルと同様に流路の入口付近からの閉

塞が想定されている。

Epstein モデルの評価式を以下に示す。溶融炉心の総流動距離は(1)式と(2)式の和で求められる。

・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離

$$X^* = \frac{D}{2f}\ln\left(\frac{T_0 - T_{mp}}{T^* - T_{mp}}\right) \tag{5}$$

・溶融炉心の過熱度がない領域での流動距離

$$X_s = 0.155\,\mathrm{Re}^{8/11}\,D\left[\frac{\mathrm{Pr}}{B}\right]^{7/11} \tag{6}$$

ここで,

$$B = \left[1 + \frac{2C_p\left(T_{mp} - T_w\right)}{\lambda}\right]^{1/2} - 1 \tag{7}$$

であり，各パラメータは以下のとおりである。

X^*，X_s：流動距離（m），Re：レイノルズ数（-），Pr：プラントル数（-），

D：水力等価直径（m），λ：溶融炉心溶融潜熱（J／kg），

C_p：溶融炉心比熱（J／kgK），T_0：溶融炉心初期温度（K），

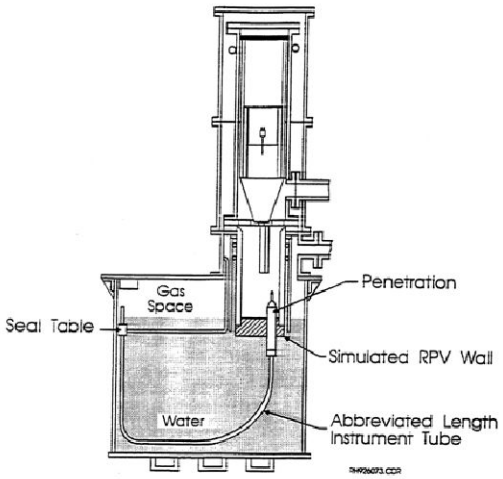
T_{mp}：溶融炉心融点（K），T_w：構造材初期温度（K），

T^*：溶融炉心凝固開始温度（推定値）（K），f：摩擦係数（-）

なお，$T^* - T_{mp}$はＥＰＲＩレポート[2]を基に 10K とする。

ＥＰＲＩは，第１図に示すＲＰＶ下部プレナムの核計装管を模擬した試験体に溶融アルミナを流入させる試験を行い，Epstein モデルによる流動距離評価結果との比較を実施している。

その結果，試験結果に対して Epstein モデルによる流動距離は同等又は大きめの評価結果となっている。



Test Number	Penetration Type	Differential Pressure(1) (MPa)		Calculated Penetration Length (m)			Measured Penetration Length (m)
		Maximum	Initial	X*	X_s(2)	Total(3)	
1	PWR	1.96	1.1	1.2	3.0/2.5	2.5-4.2	2.3
2	BWR	1.62	0.62	1.6	4.1/3.1	3.1-5.7	> 2.3
3	PWR	0.003(4)	0.003(4)	1.2	0.3/0.3	0.3-1.5	0.5
4	PWR	1.72	0.6	1.2	2.9/2.0	2-4.1	2.1-2.3
5	BWR	1.9	0.6	1.6	4.7/3.1	3.1-6.3	1.8-2.8

(1) Precise time of initiation of debris flow in thimble tube is uncertain so differential pressure for debris flow could be between initial and maximum observed values.
(2) Saturated debris penetration length calculated for both maximum and initial pressure differentials.
(3) Total calculated penetration length has a range depending upon the degree of debris superheat and the differential pressure.
(4) Melt cup depressurized due to spool piece breach so differential pressure due to essentially hydrostatic heat of $A\ell_2O_3$ layer.

第１図　ＥＰＲＩ試験装置及び試験結果

参考文献

[1] GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, ABWR Design Control Document, United States Nuclear Regulatory Commission, 2010

[2] M.Epstein et al., Freezing-Controlled Penetration of a Saturated Liquid Into a Cold Tube, Journal of Heat Transfer, Vol.99, 1977

[3] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994

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）

第 1 表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1／3）

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

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（2／3）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション）	・TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について，TMI事故分析結果と一致することを確認した ・リロケーションの進展が早まることを想定し，炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQUV，大破断LOCAシーケンスともに，炉心溶融時刻，原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	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。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては，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及び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があるが，下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく，下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器温度（下鏡部）の上昇及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水温の上昇は急峻であることから，原子炉圧力容器の破損を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操作及び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係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に事前水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	構造材との熱伝達				
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナム）	・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について，TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束，下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。	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，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。 原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては，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及び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があるが，原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから，原子炉圧力容器の破損を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操作及び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係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	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，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，原子炉圧力容器破損時点でペデスタル（ドライウェル部）に事前水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル（原子炉圧力容器破損モデル）	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）をパラメータとした感度解析を行い，原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし，仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり，実機における影響は十分小さいと判断される。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して，十数分早まる程度であり，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操作及び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係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。	制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが，原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.5時間後）に対して，早まる時間はわずかであり，破損時間がわずかに早まった場合においても，ペデスタル（ドライウェル部）に事前水張りが実施されていることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器内FP挙動	核分裂生成物（FP）挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により，FP放出の開始時間を良く再現できているものの，燃料被覆管温度を高めに評価することにより，急激なFP放出を示す結果となった。ただし，この原因は実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり，実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	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，運転員等操作に与える影響はない。	原子炉圧力容器内ＦＰ挙動と溶融炉心との相互作用によるコリウムシールド及びコンクリートの侵食量に関連はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第１表　解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3／3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
格納容器（炉心損傷後）	原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）	溶融炉心挙動モデル（格納容器下部での溶融炉心挙動）	原子炉圧力容器外 FCI 現象に関する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い，原子炉圧力容器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。	本評価事故シーケンスでは，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	エントレインメント係数の感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また，このことは，エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており，コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）				
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき，落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし，堆積形状の不確かさが想定されるため，個別プラントのペデスタルの形状や事前水張りの深さを踏まえて，拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。	本評価事故シーケンスでは，コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は，種々の不均一な堆積形状を考慮しても，拡がりが抑制されないペデスタル（ドライウェル部）への均一堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり，溶融炉心が冷却される傾向となる。拡がりが抑制されない均一堆積形状の場合，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の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，溶融炉心への注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから，溶融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合においても，コリウムシールド及びコンクリートの侵食への影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱		溶融炉心・コンクリート相互作用への影響の観点で，エントレインメント係数，上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果，コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また，上面熱流束を下限値とした場合でも，コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。 上記の感度解析は，想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり，不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。		エントレインメント係数，溶融炉心からプール水への熱流束及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ，コンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施した。 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の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いること，また，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）注水によって溶融炉心は継続的に冷却されることから，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 （添付資料 3.5.1）
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析より，溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 実験で確認されている侵食の不均一性については，実験における侵食のばらつきがMAAP コードの予測侵食量の 20%の範囲内に収まっていることから，上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生				

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1／6）

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	約 3,279MW～約 3,293MW（実績値）	定格熱出力を設定	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合には，原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は，原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	約 6.91～約 6.94MPa[gage]（実績値）	定格圧力を設定	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが，原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが，原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に及ぼす影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から＋126cm）	通常運転水位（セパレータスカート下端から約＋122cm～約＋132cm）（実績値）	通常運転水位を設定	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，スクラム 10 分後の原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対して，ゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さく，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与えうるが，ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば，スクラム 10 分後の原子炉水位の低下量は，高圧が維持された状態でも通常運転水位から約 3m であるのに対して，ゆらぎによる水位低下量は約 40mm であり非常に小さい。したがって，事象進展に及ぼす影響は小さく，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	48,300t／h（定格流量（100%））	定格流量の約 86%～約 104%（実績値）	定格流量を設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さく，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため，初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さく，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃　料	９×９燃料（Ａ型）	装荷炉心ごと	９×９燃料（Ａ型）と９×９燃料（Ｂ型）は，熱水力的な特性はほぼ同等であり，その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定	最確条件とした場合には，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合には，９×９燃料のＡ型又はＢ型の炉心となるか，それらの混在炉心となるが，いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり，事象進展に及ぼす影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd／t	燃焼度 33GWd／t 以下（実績値）	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。	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，発生する水蒸気は少なくなり，原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが，操作手順（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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水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。	最確条件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，溶融炉心の持つエネルギが小さくなることから，評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2／6)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 2.2～約 4.7 kPa[gage]（実績値）	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。	最確条件とした場合は，解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるが，格納容器圧力を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には，解析条件で設定している格納容器圧力より低くなるが，溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では，直接的な影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器雰囲気温度	57℃	約 25℃～約 58℃（実績値）	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ドライウェル雰囲気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。	最確条件とした場合には，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では，直接的な影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m^3	5,700m^3（設計値）	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	格納容器体積（ウェットウェル）	空間部：4,100m^3 液相部：3,300m^3	空間部： 約 4,092m^3～ 約 4,058m^3 液相部： 約 3,308m^3～ 約 3,342m^3 （実績値）	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	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによる格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによる格納容器体積（サプレッション・チェンバ）の液相部の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水位	6.983m（通常運転水位－4.7cm）	約 7.000m～ 約 7.070m （実績値）	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	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによるサプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は，ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが，ゆらぎによるサプレッション・プール水位の変化分は通常時に対して非常に小さい。例えば，サプレッション・プール水位が 6.983m の時の水量は 3,300m^3であるのに対し，ゆらぎ（0.087m）による水量変化は約 42m^3であり，その割合は初期保有水量の約 1.3%と非常に小さい。したがって，事象進展に与える影響は小さいことから，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	サプレッション・プール水温度	32℃	約 15℃～約 32℃（実績値）	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。	最確条件とした場合は，解析条件で設定しているサプレッション・プール水温度よりおおむね低くなるが，サプレッション・プール水温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合には，解析条件で設定しているサプレッション・プール水温度よりおおむね低くなるが，溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では，直接的な影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（3／6）

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	溶融炉心からプール水への熱流束	800kW／m^2相当（圧力依存あり）	800kW／m^2相当（圧力依存あり）	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定	解析条件と最確条件は同等であることから，事象進展に影響はない。本評価事故シーケンスでは，コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同等であることから，事象進展に影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。 コンクリート侵食量に対しては上面熱流束の感度が支配的であり，実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 （添付資料 3.5.1）
	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	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小さく抑えつつ，「溶融炉心・コンクリート相互作用」の緩和効果に期待できる深さを考慮して設定		
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定		
	コンクリート以外の素材の扱い	鉄筋は考慮しない	コンクリート以外の素材を考慮する	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	最確条件とした場合は，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制される可能性があるが，コンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，コンクリートより融点の高い鉄筋の耐熱の効果により，コンクリートの侵食が抑制され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。
	原子炉圧力容器下部及びのペデスタル（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	部分的な溶融が生じ，ペデスタル（ドライウェル部）に落下する可能性がある	発熱密度を下げないよう保守的に設定	最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されるが，コリウムシールド及びコンクリートの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は，溶融物の発熱密度が下がるため，コリウムシールド及びコンクリートの侵食が抑制されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）（設定値）	3.45kPa（ドライウェル－サプレッション・チェンバ間差圧）（設定値）	真空破壊装置の設定値	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	35℃	35℃以下	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	運転員等操作としては常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替角の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格納容器下部注水系（常設）による溶融炉心への注水操作となるが，本パラメータによる影響を受けることはないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	外部水源の温度が低い場合，溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量という観点では溶融炉心からの除熱が促進されることから，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	外部水源の容量	約 9,300m^3	9,300m^3以上（淡水貯水池＋代替淡水貯槽）	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－
	燃料の容量	約 1,010kL	1,010kL 以上（軽油貯蔵タンク＋可搬型設備用軽油タンク）	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から 7 日後までに必要な容量を備えており，燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	－

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(4／6)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	給水喪失の全喪失	－	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定	起因事象の違いによって操作手順（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及び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。	コリウムシールド及びコンクリートの侵食量を評価するにあたり，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。起因事象として，原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し，事故シーケンスを「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」として，本評価事故シーケンスの評価条件と同様に，重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した場合，原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなるため，溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。その結果，コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じず，原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。 （添付資料 3.5.1）
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失 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	－	－
	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を考慮しない	－	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	－	－

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(5／6)

項　目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル３）信号	タービン蒸気加減弁急速閉信号又は原子炉保護系電源喪失	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）にてスクラムするものとして設定	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，発生する蒸気量は少なくなることから，原子炉水位低下が緩やかになり，燃料有効長底部から燃料有効長の 20％高い位置到達を操作開始の起点としている原子炉急速減圧操作の開始が遅くなる。また，原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展が緩やかになり，原子炉圧力容器破損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操作及び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の開始が遅くなる。	最確条件とした場合には，原子炉熱出力の低下が早くなるため，溶融炉心の持つエネルギが小さくなることから，評価項目となるパラメータの判断基準に対する余裕は大きくなる。
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	原子炉保護系電源喪失又は原子炉水位異常低下（レベル２）信号	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閉止するものとして設定	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなる。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。	最確条件とした場合には，格納容器内に維持される主蒸気量が減少することから，格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇が遅くなるが．その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。
	再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	電源喪失によるポンプ停止（事象発生と同時）	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	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であり，事象進展に与える影響はないことから，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	逃がし安全弁	安全弁機能 7.79～8.31 MPa[gage] 385.2～410.6 t／h／弁	安全弁機能 7.79～8.31 MPa[gage] 385.2～410.6 t／h／弁 （設計値）	設計値を設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を開放することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を開放することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第２表　解析条件を最確条件とした場合に運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(6／6)

項目		解析条件（初期条件，事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
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にてドライウェルへスプレイ	原子炉圧力容器破損判断後：300m^3／hにてドライウェルへスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
		格納容器圧力制御：130m^3／hにてドライウェルへスプレイ	格納容器圧力制御：130m^3／hにてドライウェルへスプレイ			
		格納容器温度制御：300m^3／hにてドライウェルへスプレイ	格納容器温度制御：300m^3／hにてドライウェルへスプレイ			
	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	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な流量として設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	代替循環冷却系	総循環流量：250m^3／h 格納容器スプレイ：250m^3／h又は150m^3／h 原子炉注水：100 m^3／h	総循環流量：250m^3／h 格納容器スプレイ：250m^3／h又は150m^3／h 原子炉注水：100 m^3／h	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	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	コリウムシールド耐熱材の種類	ジルコニア耐火材	ジルコニア耐火材	コンクリートの侵食を防止する観点から設定	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	コリウムシールド耐熱材の侵食開始温度	2,100℃	2,100℃	ジルコニア耐火材の侵食試験結果に基づき設定 （添付資料 3.5.1）	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。 なお，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの，コリウムシールドの侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。 なお，溶融炉心中の酸化鉄成分との共晶反応も含めて評価すると，コリウムシールドには 3.3cm 程度の侵食が生じるものの，コリウムシールド厚さに対して余裕があることから，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 3.5.1）
	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	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	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから，事象進展に与える影響はなく，評価項目となるパラメータに与える影響はない。

第３表　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

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	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から６分後（約4.6時間後）	ペデスタル（ドライウェル部）への注水に伴う格納容器雰囲気温度上昇の影響緩和を考慮して設定	【認知】 ペデスタル（ドライウェル部）への注水は，原子炉圧力容器の破損を判断した時点で開始するが，原子炉圧力容器の破損は，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，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断するものであり，解析上の認知にかかる時間としては５分を想定している。格納容器下部水温は破損兆候の検知によって継続監視するパラメータであり，温度上昇又は指示値喪失による原子炉圧力容器破損の判断は速やかに実施できるものであるため，認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 中央制御室内における格納容器冷却は，注入弁１弁の開操作による注水であり，操作装置のタッチによる操作のため１操作に１分間を想定している。当該操作は，操作装置のタッチによる簡易な操作のため，操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後の常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器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，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断し，格納容器冷却を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。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，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。 （添付資料3.2.2）	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。	原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間であり，また，溶融炉心落下後にペデスタル(ドライウェル部)注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約0.3時間の時間余裕がある。 （添付資料3.2.14）	中央制御室における操作のため，シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では，条件成立を前提として約１分間で常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却を開始。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
	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	原子炉圧力容器破損から７分後（約4.6時間後）	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮して設定	【認知】 ペデスタル（ドライウェル部）への注水操作は，原子炉圧力容器の破損を判断した時点で開始するが，原子炉圧力容器の破損は，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，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断するものであり，解析上の認知にかかる時間としては５分を想定している。格納容器下部水温は破損兆候の検知によって継続監視するパラメータであり，温度上昇又は指示値喪失による原子炉圧力容器破損の判断は速やかに実施できるものであるため，認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって，認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。 【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【移動】 中央制御室内での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していることから，操作時間に与える影響はなし。 【操作所要時間】 中央制御室内におけるペデスタル（ドライウェル部）への注水操作は，注入弁１弁の開操作による注水であり，操作装置のタッチによる操作のため１操作に１分間を想定している。当該操作は，操作装置のタッチによる簡易な操作のため，操作時間に与える影響はなし。 【他の並列操作有無】 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく，操作時間に与える影響はなし。 【操作の確実さ】 中央制御室の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため，誤操作は起こりにくく，そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約4.5時間の時間余裕があり，また，溶融炉心落下後の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）への注水は，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，格納容器下部水温の温度上昇又は指示値喪失によって原子炉圧力容器破損を判断し，注水操作を実施することとしており，実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり，操作開始時間に与える影響は小さい。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，中央制御室での操作のみであり，運転員は中央制御室に常駐していること，また，当該操作に対応する運転員に他の並列操作はないことから，操作時間に与える影響はない。 （添付資料3.2.2）	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。	原子炉圧力容器破損までの時間は事象発生から約4.5時間であり，また，溶融炉心落下後にペデスタル(ドライウェル部)注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム－水反応による発熱により蒸発するまでには約0.3時間の時間余裕がある。 （添付資料3.2.14）	中央制御室における操作のため，シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では，条件成立を前提として約１分間で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）による注水を開始。 想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。