

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対策の有効性評価について

平成27年9月

東京電力株式会社

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 評価にあ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
- 1.9 参考文献

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器限界温度・限界圧力に関する評価結果

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

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
- 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
- 2.3 全交流動力電源喪失(長期 TB, TBU, TBD, TBP) 今回のご説明範囲
- 2.4 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合)

2.5 原子炉停止機能喪失

2.6 LOCA時注水機能喪失

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

3. 重大事故

- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
(代替循環冷却を使用する場合、代替循環冷却を使用しない場合)

3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

3.4 水素燃焼

3.5 格納容器直接接触(シェルアタック)

3.6 熔融炉心・コンクリート相互作用

4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 想定事故1
 - 4.2 想定事故2

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 5.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 5.2 全交流動力電源喪失
 - 5.3 原子炉冷却材の流出
 - 5.4 反応度の誤投入

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

添付資料 目次

- 添付資料 2.1.1 安定状態について
- 添付資料 2.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(高圧・低圧注水機能喪失)
- 添付資料 2.1.3 減圧・注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 2.1.4 7日間における水源の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)
- 添付資料 2.1.5 7日間における燃料の対応について(高圧・低圧注水機能喪失)

- 添付資料 2.2.1 安定状態について
- 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 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 2.3.2.1 敷地境界外での実効線量評価について
- 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 全交流動力電源喪失時における RCIC の 24 時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.2.4 安定状態について
- 添付資料 2.3.2.5 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
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.2.6 7日間における水源の対応について
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.2.7 7日間における燃料の対応について
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.2.8 常設代替交流電源設備の負荷
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失))
- 添付資料 2.3.3.1 全交流動力電源喪失時において高圧代替注水系の 24 時間運転継続に期待することの妥当性について
- 添付資料 2.3.3.2 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
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗)
- 添付資料 2.3.5.1 「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」への対応において、24 時間以内の交流動力電源復旧に期待する場合の対応可能性
- 添付資料 2.3.5.1-1 7日間における水源の対応について
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)
- 添付資料 2.3.5.1-2 7日間における燃料の対応について
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)

添付資料 2.3.5.1-3 常設代替交流電源設備の負荷
(全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗)

添付資料 2.4.1.1 安定状態について

添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添付資料 2.4.1.3 7 日間における水源の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添付資料 2.4.1.4 7 日間における燃料の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添付資料 2.4.1.5 常設代替交流電源設備の負荷
(崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合))

添付資料 2.4.2.1 安定状態について

添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添付資料 2.4.2.3 7 日間における水源の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添付資料 2.4.2.4 7 日間における燃料の対応について
(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合))

添付資料 2.5.1 評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性

添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について

添付資料 2.5.3 安定状態について

添付資料 2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉停止機能喪失)

添付資料 2.5.5 初期炉心流量の相違による評価結果への影響

添付資料 2.5.6 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 2.5.7 高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源の水温の影響

添付資料 2.5.8 外部電源の有無による評価結果への影響

今回のご説明範囲

添付資料 2.6.1 安定状態について

添付資料 2.6.2 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
(LOCA 時注水機能喪失)

添付資料 2.6.3 LOCA 事象の破断面積に係る感度解析について

添付資料 2.6.4 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 2.6.5 7日間における燃料の対応について(LOCA 時注水機能喪失)

- | | |
|------------|---|
| 添付資料 2.7.1 | インターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境について |
| 添付資料 2.7.2 | インターフェイスシステム LOCA 発生時における破断箇所の隔離ができない場合の現場環境等について |
| 添付資料 2.7.3 | 安定状態について |
| 添付資料 2.7.4 | 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
(インターフェイスシステム LOCA) |
| 添付資料 2.7.5 | 7日間における燃料の対応について(インターフェイスシステム LOCA) |

- 添付資料 3.1.2.1 格納容器気相部の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 3.1.2.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
- 添付資料 3.1.2.3 安定状態について(代替循環冷却を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.4 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
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用する場合)))
- 添付資料 3.1.2.5 操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.2.6 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)：代替循環冷却を使用する場合)
- 添付資料 3.1.2.7 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)
- 添付資料 3.1.2.8 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)：代替循環冷却を使用する場合)
- 添付資料 3.1.3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において代替循環冷却を使用しない場合における Cs-137 放出量評価について
- 添付資料 3.1.3.2 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 3.1.3.3 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
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却を使用しない場合)))
- 添付資料 3.1.3.4 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)：代替循環冷却を使用しない場合)
- 添付資料 3.1.3.5 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

環冷却を使用しない場合)

- 添付資料 3.1.3.6 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)：代替循環冷却を使用しない場合)

- 添付資料 3.2.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
(高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.2.2 7日間における燃料の対応について
(高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)
- 添付資料 3.3.1 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(炉外 FCI)に関する知見の整理
- 添付資料 3.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
(原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 3.3.3 7日間における燃料の対応について
(原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 3.4.1 水の放射性分解の評価について
- 添付資料 3.4.2 安定状態について
- 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(水素燃焼)
- 添付資料 3.6.1 溶融炉心－コンクリートの相互作用の評価に関わる条件の考え方について
- 添付資料 3.6.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
(溶融炉心・コンクリート相互作用)
- 添付資料 3.6.3 7日間における燃料の対応について(溶融炉心・コンクリート相互作用)

- 添付資料 4.1.1 使用済燃料貯蔵プールの水位低下と遮へい水位に関する評価について
- 添付資料 4.1.2 「水遮へい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 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 4.1.5 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 4.1.6 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 使用済燃料貯蔵プールの水位低下と遮へい水位に関する評価について
- 添付資料 4.2.2 想定事故 2 において微開固着及びクラック破断を想定している理由

- 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(想定事故 2)

- 添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失における基準水位到達までの余裕時間と必要な注水量の計算方法について
- 添付資料 5.1.2 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定
- 添付資料 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失および全交流動力電源喪失評価における崩壊熱設定の考え方
- 添付資料 5.1.4 安定状態について
- 添付資料 5.1.5 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 5.1.6 7日間における燃料対応について(停止時 崩壊熱除去機能喪失)

- 添付資料 5.2.1 安定状態について
- 添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(停止時 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(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

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

- 添付資料 5.4.1 反応度の誤投入における燃料エンタルピー
- 添付資料 5.4.2 安定状態について
- 添付資料 5.4.3 解析コードおよび評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 反応度誤投入)
- 添付資料 5.4.4 反応度誤投入の代表性について

2.5 原子炉停止機能喪失

2.5.1 事故シーケンスグループの特徴，炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に含まれる事故シーケンスとしては、①「過渡事象+原子炉停止失敗」、②「小 LOCA+原子炉停止失敗」、③「中 LOCA+原子炉停止失敗」及び④「大 LOCA+原子炉停止失敗」である。

重大事故等対処設備の有効性を確認する重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①～④の事故シーケンスから、過渡事象(反応度印加の観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を選定)を起因事象とする①「過渡事象+原子炉停止失敗」を選定した。②～④については、LOCA から派生したシーケンスであって、反応度制御が重要となる原子炉停止機能喪失事象への対策の有効性を確認するシーケンスとしては適切でないと考えたこと及び、LOCA 時の代表的なパラメータ変動である水位低下の影響については他のシーケンスで炉心損傷防止対策の有効性を確認していることを踏まえ、反応度印加に伴う出力抑制の観点で厳しい「過渡事象+原子炉停止失敗」について、炉心損傷防止対策の有効性を確認することとした。

(2) 事故シーケンスグループの特徴

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、緩和措置が取られない場合には、炉心損傷に至る可能性がある。

本事故シーケンスグループは、原子炉停止機能を喪失したことによって最終的に炉心損傷に至る事故シーケンスである。このため、重大事故等対処設備の有効性評価としては、原子炉停止機能に対する重大事故等対処設備の有効性評価が考えられる。

したがって、本事故シーケンスグループでは、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって原子炉の出力を低下させること等によって炉心の著しい損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入によって原子炉を停止するとともに、残留熱除去系によるサブプレッションプール水の冷却によって格納容器除熱を実施する。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水注入、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能を整備し、原子炉圧力容器の水位制御には高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いる。また、原子炉格納容器の健全性を長期的に維持するため、残留熱除去系を用いたサブプレッションプール水からの除熱を整備する。これらの対策の概略系統図を図 2.5.1 及び図 2.5.3 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に、操作概要を図 2.5.4 に示す。また、重大事故等対策における設備と操

作手順の関係を表 2.5.1 に示す。

本事故シーケンスグループにおける 6/7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計 11 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う当直長 1 名(6/7 号炉兼任)、当直副長 2 名、運転操作対応を行う運転員 4 名の合計 7 名である。発電所内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。

必要な要員と作業項目について図 2.5.5 に示す。

a. 原子炉スクラム失敗確認

主蒸気隔離弁の誤閉止が発生し、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号が発生するが、この信号による原子炉スクラムに失敗する。また、代替制御棒挿入機能及び手動スクラムにも期待しないものとする。原子炉スクラム失敗は、平均出力領域モニタ等で確認する。

また、主蒸気隔離弁の閉止による原子炉圧力高信号により冷却材再循環ポンプ 4 台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。

主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水を継続する。主蒸気遮断により給水加熱喪失の状態となり、給水温度が低下するため、徐々に出力が増加する傾向となる。

b. 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認

逃がし安全弁の作動により、格納容器圧力が上昇し、ドライウェル圧力高(13.7 kPa[gage])により、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系が自動起動する。

c. 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持

主蒸気隔離弁の閉止により、復水器ホットウェル水位が低下し給復水ポンプがトリップする。これにより給水流量の全喪失となり、原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が継続しているため炉心冠水は維持される。

なお、ここでの原子炉水位低下に伴い、原子炉水位低(レベル 2)信号により冷却材再循環ポンプ 6 台がトリップし、炉心流量が低下し、原子炉出力が低下する。

この後は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の流量を調整することにより原子炉水位低(レベル 1.5)付近で水位を維持する。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水の継続を各系統流量計等により確認し、原子炉水位を原子炉水位計により確認する。

d. 自動減圧系自動起動阻止

ドライウェル圧力高(13.7 kPa[gage])信号と原子炉水位低(レベル 1)信号の両方が 30 秒継続した場合であって、高圧炉心注水系もしくは低圧注水系ポンプが 1 台以上運転している(各ポンプの吐出側の系統圧力が設定値を超えている)場合、自動減圧系が自動起動する。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて自動減圧系の自動起動を未然に阻止する。

本評価では、自動減圧系の自動起動条件の内、事象発生から最も遅く発生する信号は原子炉水位低(レベル 1)であり、事象発生から約 4 分後に発生する。この信号の発生を確認後、30 秒の時間遅れの間中央制御室にて自動減圧系自動起動阻止の操作を実施する。実際の操作では、原子炉水位低(レベル 1)に至るおそれがある場合、この信号の発生を待たずに自動減圧系自動起動阻止の操作を実施する。

- e. ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転による格納容器除熱

原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制確認後、事象発生から約 11 分後に、ほう酸水注入系を手動起動し、炉心へのほう酸水注入を開始する。ほう酸水注入により、中性子束が徐々に低下し原子炉は未臨界に至る。原子炉の未臨界確保は起動領域モニタ等を用いて確認する。

事象発生直後からの逃がし安全弁の作動によりサプレッションプールの水温が上昇し、プール水温度が 49℃に到達し、その後もサプレッションプールの水温は上昇し続ける。このため、ほう酸水注入系の手動起動と同時に、残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始し、格納容器除熱を開始する。サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は残留熱除去系系統流量計及びサプレッションプール水温度計により確認する。

2.5.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「過渡事象+原子炉停止失敗」である。

本重要事故シーケンスでは、事故発生に伴う原子炉出力の変化、燃料棒表面熱流束、燃料被覆管温度、給水及び非常用炉心冷却系による注水量、逃がし安全弁からのサプレッションプールへの冷却材の流出及び原子炉への注水による原子炉水位の変化、逃がし安全弁からの冷却材の流入に伴うサプレッションプールの水温の変化、格納容器圧力の変化等が重要な現象となる。よって、これらの現象の適切な評価が可能であるプラント動特性解析コード REDY、単チャンネル熱水力解析コード SCAT により中性子束、平均表面熱流束、燃料被覆管温度、炉心流量、原子炉圧力、原子炉水位、サプレッションプール水温、格納容器圧力等の過渡応答を求める。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表2.5.2に示す。ま

た、主要な解析条件について、本重要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

運転時の異常な過渡変化のうち、原子炉圧力の上昇が厳しい事象である主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を想定する。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

- 1) 原子炉停止機能喪失としてスクラム失敗を仮定する。
- 2) 原子炉の手動スクラムには期待しないものとする。
- 3) 代替制御棒挿入機能は保守的に作動しないものとする。

(c) 評価対象とする炉心の状態

評価対象とする炉心の状態は、平衡炉心のサイクル末期とする。これは、サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮してサイクル末期として設定したものである。

(添付資料 2.5.1)

(d) 外部電源

外部電源は使用できるものと仮定する。このため、冷却材再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉圧力高及び原子炉水位低の信号でトリップするものとする。これは、外部電源が使用できる場合、冷却材再循環ポンプ(RIP)は事象発生と同時にトリップしないため、原子炉出力が高く維持されることから、原子炉格納容器の圧力、サブプレッションプールの水温上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定したものである。

b. 重大事故等対策等に関連する機器条件

(a) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能に期待するものとする。代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は、原子炉圧力高(7.48 MPa[gage])又は原子炉水位低(レベル 3)で4台の冷却材再循環ポンプがトリップし、原子炉水位低(レベル 2)で残り6台の冷却材再循環ポンプがトリップするものとする。なお、4台以上の冷却材再循環ポンプがトリップした際に残りの冷却材再循環ポンプの運転速度を5%/秒で速やかに低下させる高速ランバック機能については、保守的に期待しないものとする。また、冷却材再循環ポンプが2台以上トリップしている状態で運転点がP-Fマップ上の高出力-低炉心流量領域に入った場合に作動する選択制御棒挿入についても期待しないものとする。

(b) 逃がし安全弁

原子炉の圧力制御には逃がし安全弁の逃がし弁機能に期待するものとする。

(c) 電動駆動給水ポンプ

主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。

(d) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は原子炉水位低(レベル 2)又はドライウェル圧力高(13.7 kPa[gage])で自動起動し、182 m³/h(8.12~1.03 MPa [dif]において)の流量で給水するものとする。

(e) 高圧炉心注水系

高圧炉心注水系は原子炉水位低(レベル 1.5)又はドライウェル圧力高(13.7 kPa[gage])で自動起動し、182~727 m³/h(8.12~0.69 MPa [dif]において)の流量で給水するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件は、「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に設定する。

(a) 自動減圧系の自動起動阻止

自動減圧系の自動起動阻止は、原子炉が停止できない場合に格納容器圧力高(13.7 kPa[gage])および原子炉水位低(レベル1)によって自動減圧系の自動起動信号が発信されることを阻止することを手順に定めている。本評価では運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。

(添付資料2.5.2)

(b) ほう酸水注入系及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードの手動起動

本評価では、ほう酸水注入系は原子炉スクラムの失敗を確認後、10分間が経過した時点で手動起動することとしている。サプレッション・チェンバ・プール水冷却モードは、サプレッションプール水の平均温度が49℃に到達することをもって実施することとしており、サプレッションプール水温度が49℃に到達した時点から、10分間が経過した時点でサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを手動起動することとしている。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける中性子束、平均表面熱流束、炉心流量、原子炉蒸気流量、給水流量、非常用炉心冷却系注水量、原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド外)^{※1}、逃がし安全弁流量、燃料被覆管温度、熱伝達係数、クオリティ及びボイド率の推移を図 2.5.6 から図 2.5.20 に、格納容器圧力、サプレッションプールの水温の推移を図 2.5.21 に示す。

※1 非常用炉心冷却系起動信号及び運転員が確認を行う原子炉水位はシュラウド外側の水位であることからシュラウド外側の水位を示した。

a. 事象進展

主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後、「主蒸気隔離弁閉」のスクラム信号が発生するも

の、この信号による原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、これによるボイドの減少によって正の反応度が印加され、中性子束及び平均表面熱流束は上昇する。約 2 秒後に原子炉圧力高信号で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により冷却材再循環ポンプ 4 台がトリップする。なお、本評価では保守的に期待していない代替制御棒挿入機能は、本来この原子炉圧力高信号(7.48 MPa[gage])で作動する。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。炉心流量の低下に伴い中性子束及び平均表面熱流束も低下するが、冷却材再循環ポンプの運転速度が最低となり、炉心流量が安定した後は徐々に出力が増加する。これは、主蒸気が遮断されているため、給水温度が低下し、サブクールの大い冷却材が給水される給水加熱喪失の状態となるためである。また、出力上昇の過程では逃がし安全弁の開閉が生じるため、これに伴い中性子束及び平均表面熱流束が変動する。

逃がし安全弁の逃がし弁機能の作動により主蒸気がサブプレッション・チェンバへ流入するため、サブプレッションプールの水位が上昇し、事象発生から約 24 秒後に高圧炉心注水系の水源が復水貯蔵槽からサブプレッションプールへと自動で切り替わる。合わせて原子炉格納容器の圧力も上昇するため、事象発生から約 34 秒後にドライウエル圧力高信号(13.7 kPa[gage])によって原子炉隔離時冷却系の水源がサブプレッションプールへと自動で切り替わるとともに、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系が起動する。サブプレッションプールの水温も上昇し、事象発生から約 43 秒後にサブプレッションプール水温度が 49°C に到達し、その後も上昇傾向が継続する。

事象発生から約 173 秒後に復水器水位低下により電動駆動給水ポンプがトリップするため、原子炉水位が低下し、事象発生から約 191 秒後に原子炉水位低信号(レベル 2)で代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって残り 6 台の冷却材再循環ポンプがトリップする。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による注水が継続しているため、炉心は冠水維持される。その後は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の運転員操作により、レベル 1.5 付近で水位を維持する。

事象発生から約 11 分後(原子炉スクラムの失敗確認から 10 分後)に、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入を開始する。同時に(サブプレッションプール水温度高到達から 10 分後)残留熱除去系ポンプ 3 台によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モードも手動起動する。ほう酸水の注入開始後、中性子束は徐々に低下し、未臨界に至る。その後は、原子炉水位及びサブプレッションプール水の冷却を維持する。

b. 評価項目等

燃料被覆管の温度は図 2.5.11 に示すとおり、給水加熱喪失の状態によって出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約 175 秒で最高の約

920℃となるが、1,200℃以下に維持される。燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約1%以下であり、15%以下に維持される。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約8.92 MPa[gage](原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約9.08 MPa[gage])以下に抑えられ、最高使用圧力の1.2倍(10.34 MPa[gage])を下回る。

また、ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、格納容器圧力及びサプレッションプールの水温は緩やかに上昇するが、それぞれ約0.19 MPa[gage]、約113℃以下に抑えられ、原子炉格納容器バウンダリの限界圧力(0.62 MPa[gage])及び限界温度(200℃)を下回る。

ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水注入により中性子束は徐々に低下し、未臨界に至る。その後は、原子炉水位及びサプレッションプール水の冷却を維持することで安定停止状態を維持できる。

(添付資料 2.5.3)

2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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。

原子炉停止機能喪失では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、自動減圧系起動阻止操作、ほう酸水注入系運転操作及び残留熱除去系(サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

添付資料 2.5.4 参照

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料 2.5.4 参照

(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、表2.5.2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

添付資料2.5.4参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料2.5.4参照

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、これらの要因が解析上の操作開始時間に与える影響を評価する。また、操作の不確かさが操作開始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) 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響

添付資料2.5.4参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料2.5.4参照

(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する。

(添付資料2.5.4)

(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、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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、操作時間には十分な時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

2.5.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.5.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり11名である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価を行った。その結果を以下に示す。

a. 水源

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心注水については、サブプレッションプールを水源とした注水継続が可能であり、7日間の継続実施が可能である。なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応となる。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間非常用ディーゼル発電機が全出力で運転した場合、号炉あたり約750,960 Lの軽油が必要となる。

軽油タンクで軽油約 1,020,000 L(発電所内で軽油約 5,344,000 L)の使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

c. 電源

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

2.5.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能を喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサブプレッションプール水からの除熱を整備している。また、今回は期待しないこととしたものの、原子炉停止機能のバックアップとして代替制御棒挿入機能、手動スクラムの手順を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の重要事故シーケンス「過渡事象+原子

炉停止失敗」について重大事故等対策の有効性評価を行った。

上記の場合においても、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による炉心流量の低減、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサブプレッションプール水の除熱を実施することにより、炉心損傷には至らない。

評価の結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉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、長期的な安定停止状態を維持できる。

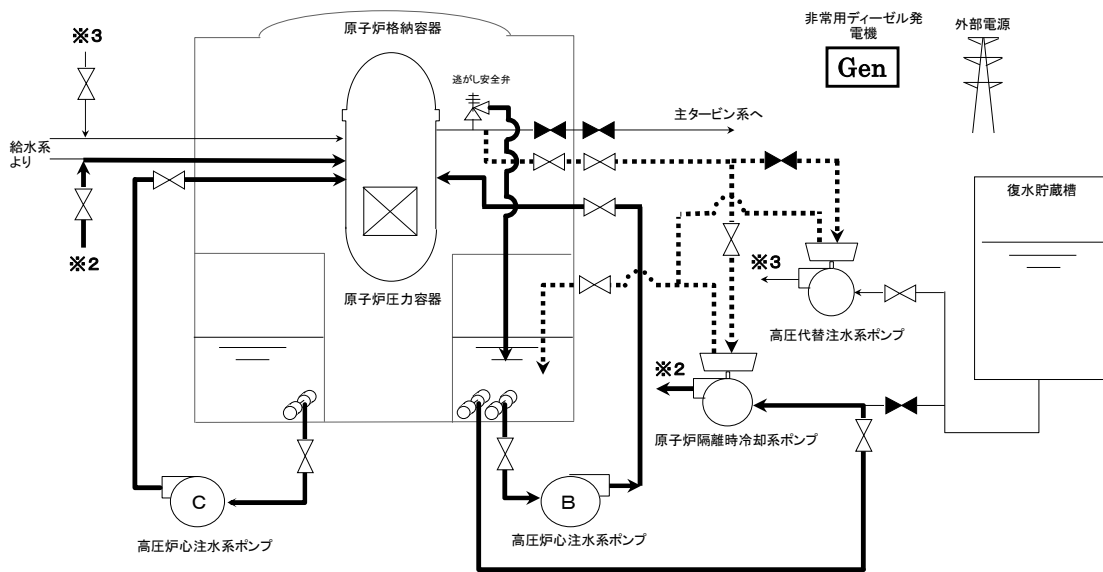
解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

なお、解析条件の不確かさ等を考慮して感度解析を実施しており、いずれの場合においても判断基準を満足することを確認している。

(添付資料2.5.5, 添付資料2.5.6, 添付資料2.5.7, 添付資料2.5.8)

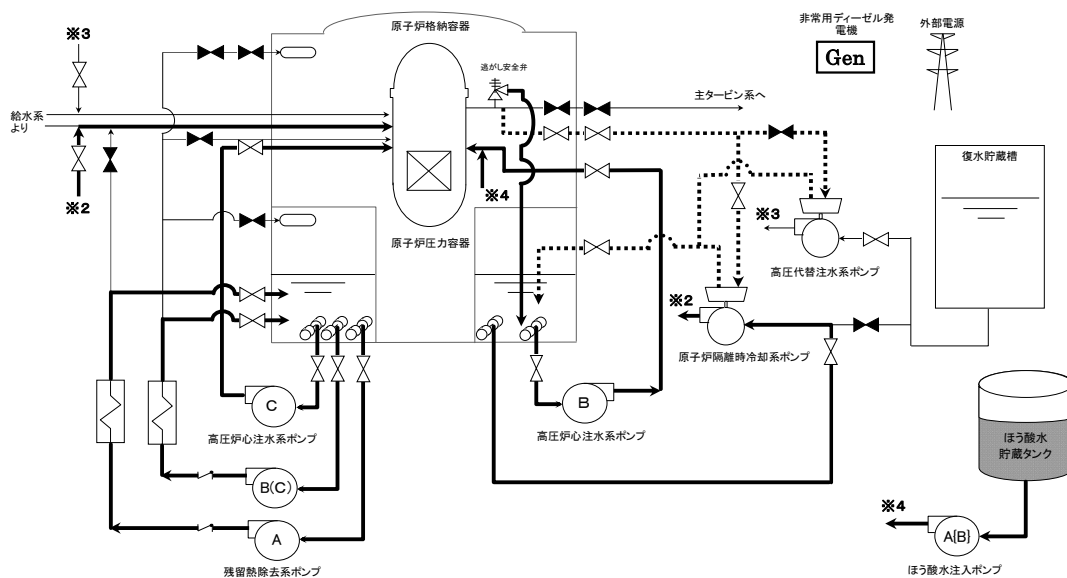
重大事故等対策時に必要な要員は、当直長、当直副長及び運転員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を確保可能であり、仮に外部電源喪失時を想定しても確保可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の中から選定した重要事故シーケンスに対して炉心損傷防止対策が有効であることを確認した。これを以って事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、炉心損傷防止対策が有効であることを確認した。



重大事故等対策概略系統図
(逃がし安全弁&高圧炉心注水系&原子炉隔離時冷却系&高压代替注水系)

図 2.5.1 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策等の概略系統図(1/3)



重大事故等対策概略系統図
(ほう酸水注入系&逃がし安全弁&高圧炉心注水系&原子炉隔離時冷却系&サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード)

図 2.5.2 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策等の概略系統図(2/3)

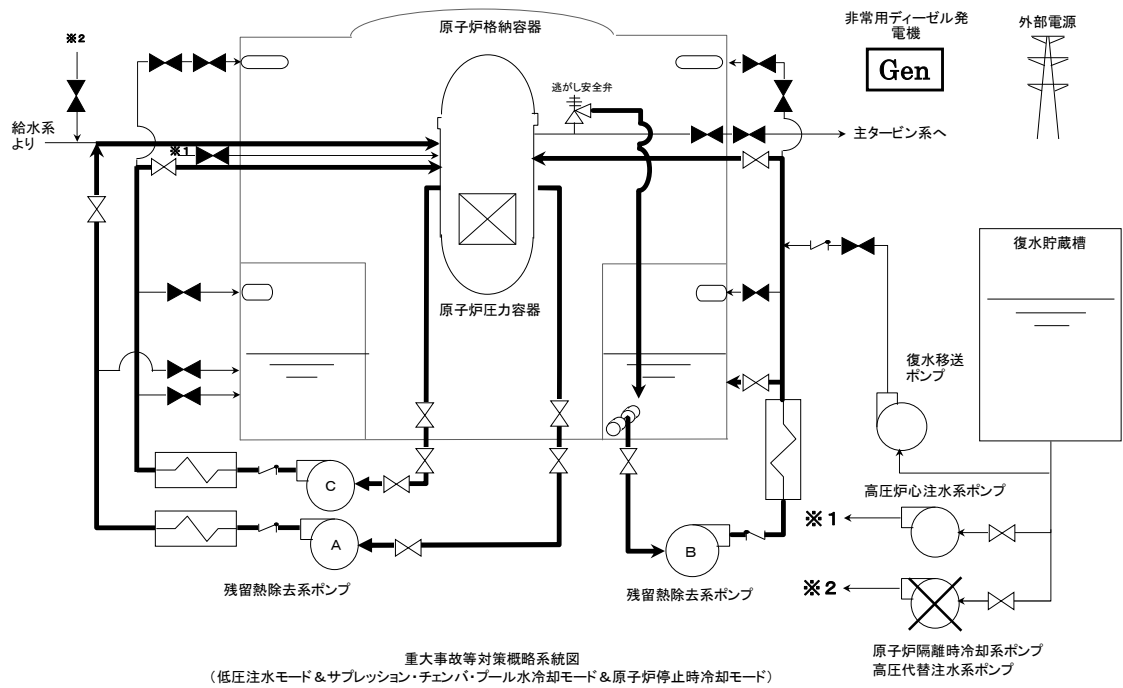


図 2.5.3 原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策等の概略系統図 (3/3)

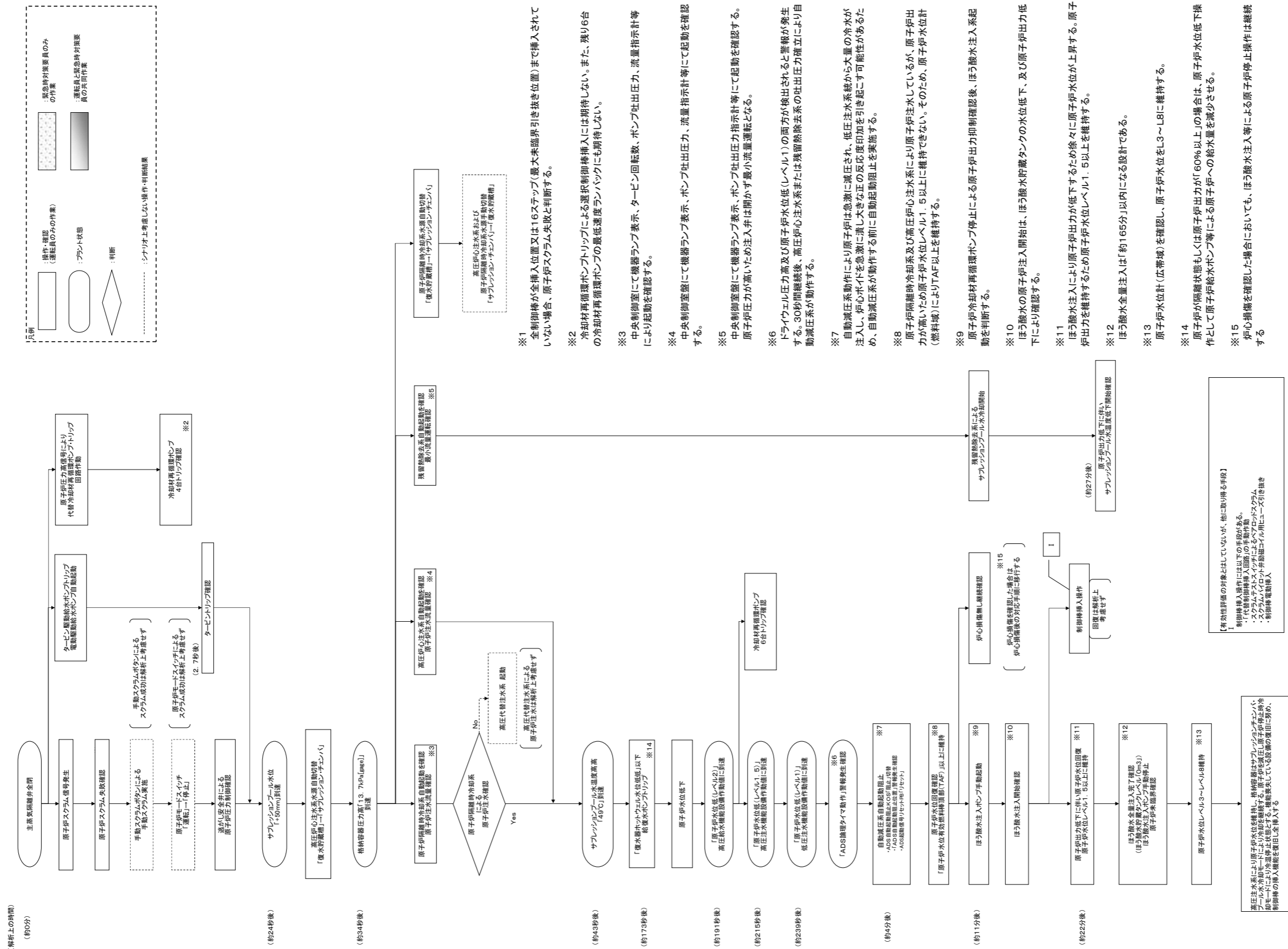


図 2.5.4 原子炉停止機能喪失(TC)における操作概要

原子炉停止機能喪失

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間(分)												備考
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁 全開確認 原子炉スクラム失敗確認 タービントリップ確認 原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 自動起動確認 給復水ポンプトリップ、原子炉水位低下確認 	10分												
自動減圧系 自動起動阻止	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ADS自動起動阻止KOS「阻止」 ADS起動信号リセットPB「リセット」 	30秒												
残留熱除去系 運転モード切替操作	(1人) B	(1人) b	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注水モード→サブプレッション・チェンパ・プール水冷却モード 	3系統ともサブプレッション・チェンパ・プール水冷却モードへ切り替え												
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール冷却状況監視 													
ほう酸水注入系 起動操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系 起動 注入状況監視 	ほう酸水全量注入完了まで運転継続												
制御棒手動挿入、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 代替制御棒挿入機能起動 制御棒電動挿入操作 													対応可能な要員により、対応する
	-	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 現場移動 スクラムパイロット弁電磁弁の電源切 													
原子炉水位調整操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系 	有効燃料棒頂部に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル1.5以上維持												
	-	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系 	有効燃料棒頂部に維持 原子炉出力低下に伴う水位回復後は、原子炉水位レベル1.5以上維持												
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	0人	0人	0人	0人														

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 2.5.5 原子炉停止機能喪失時の作業と所要時間

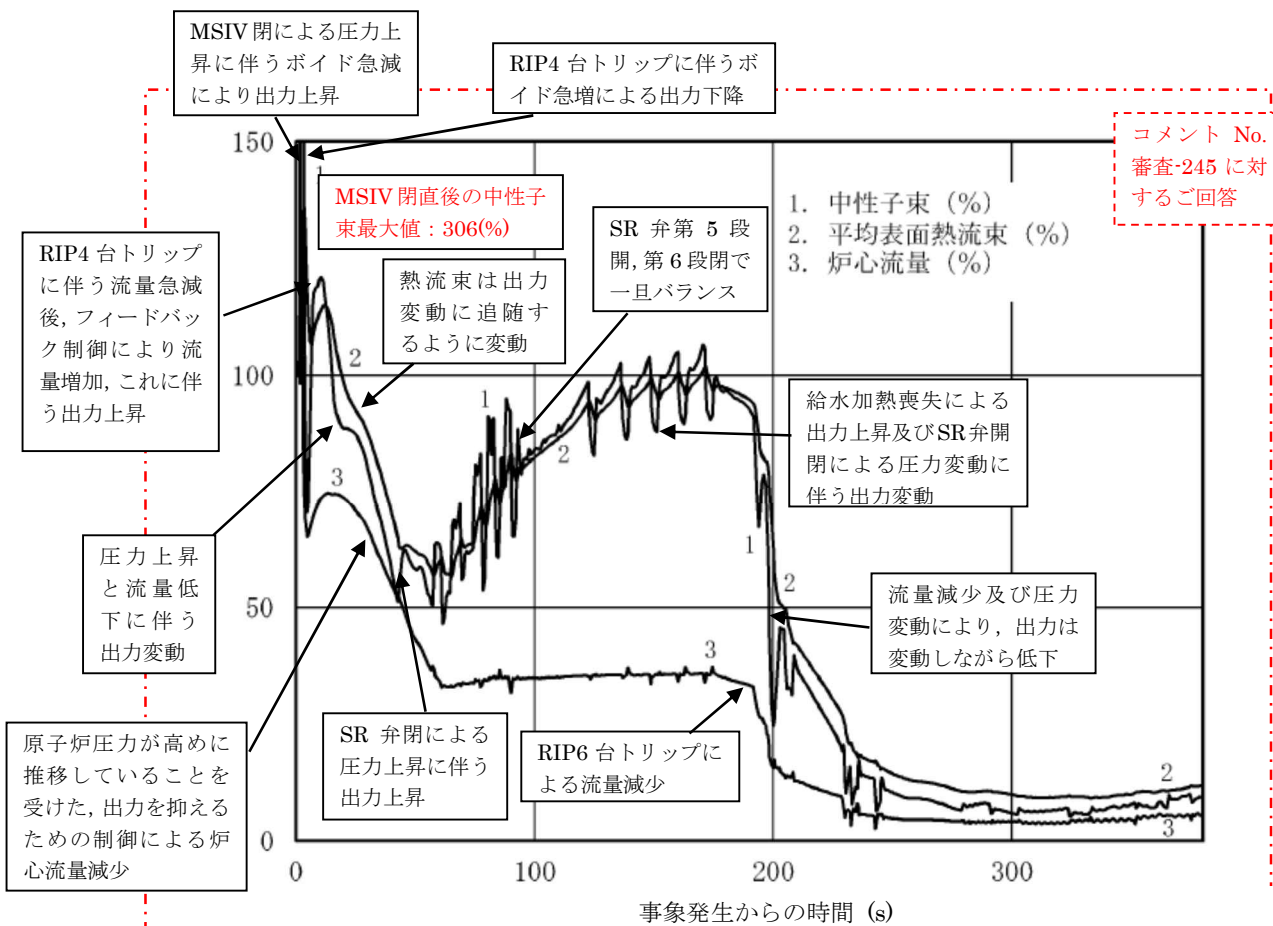


図 2.5.6 中性子束, 平均表面熱流束, 炉心流量の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

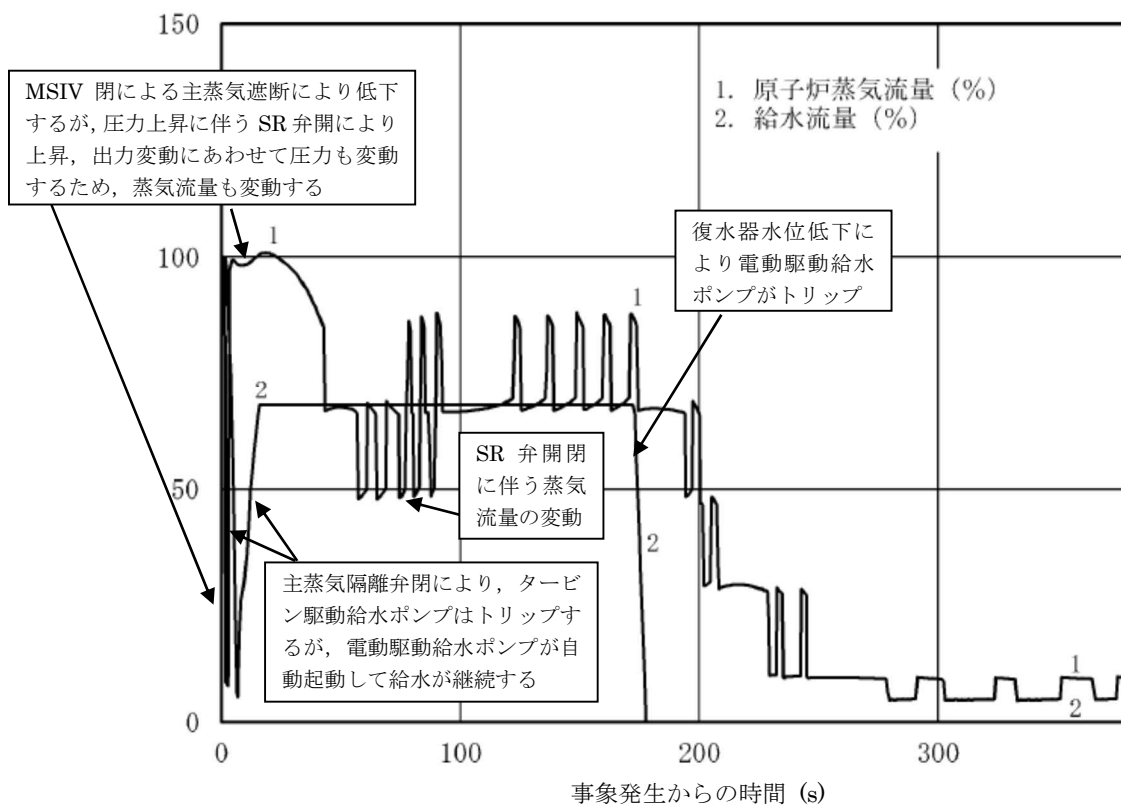


図 2.5.7 原子炉蒸気流量, 給水流量の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

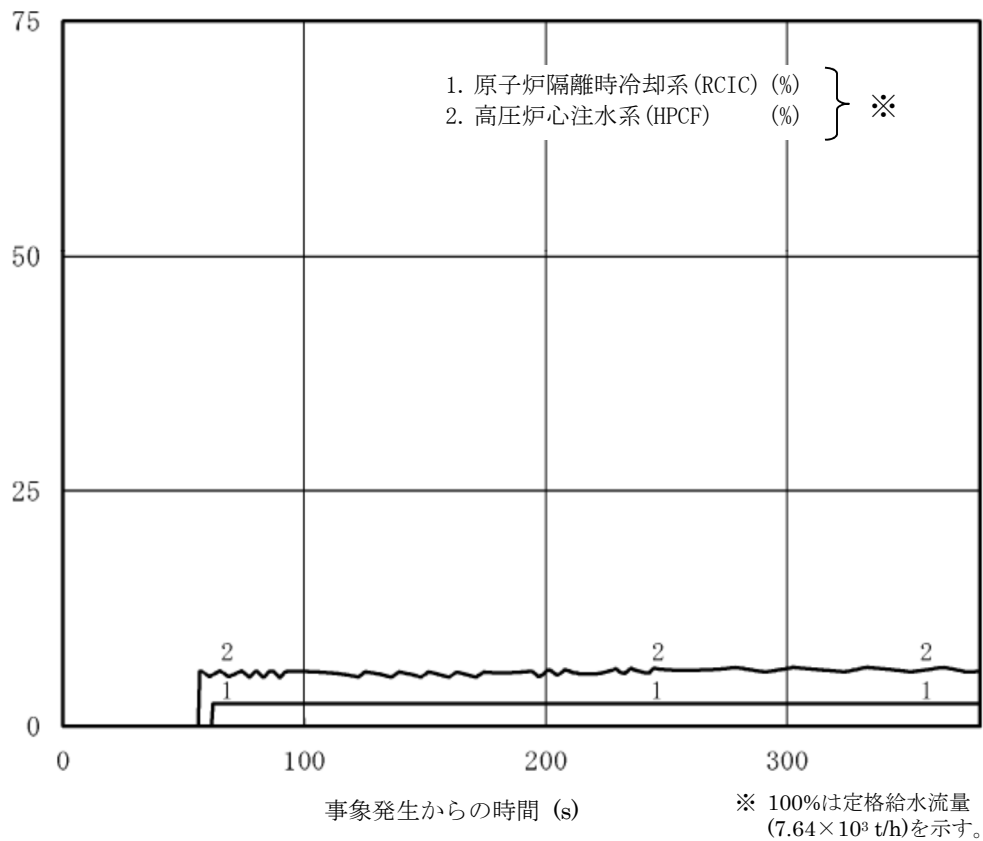


図 2.5.8 原子炉隔離時冷却系 (RCIC), 高圧炉心注水系 (HPCF) の流量の時間変化 (事象発生から 400 秒後まで)

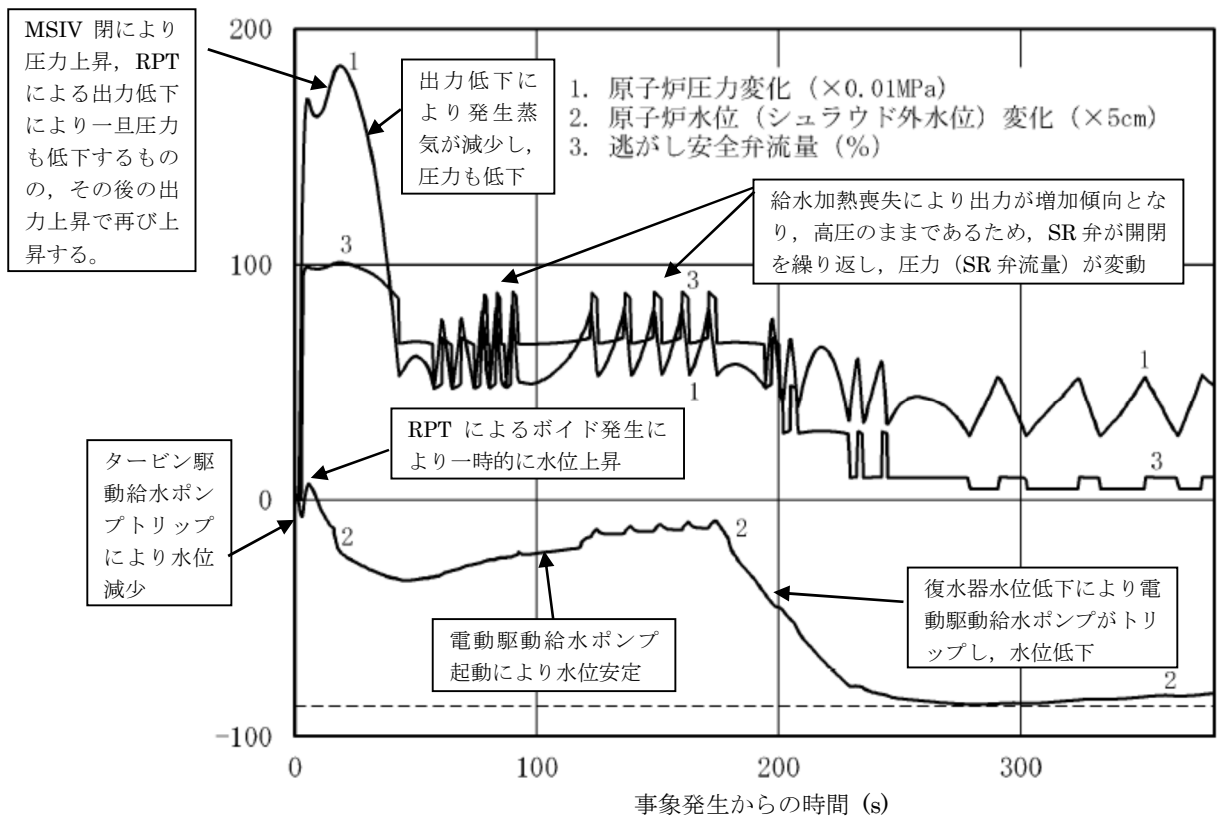


図 2.5.9 原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位), 逃がし安全弁の流量の時間変化 (事象発生から 400 秒後まで)

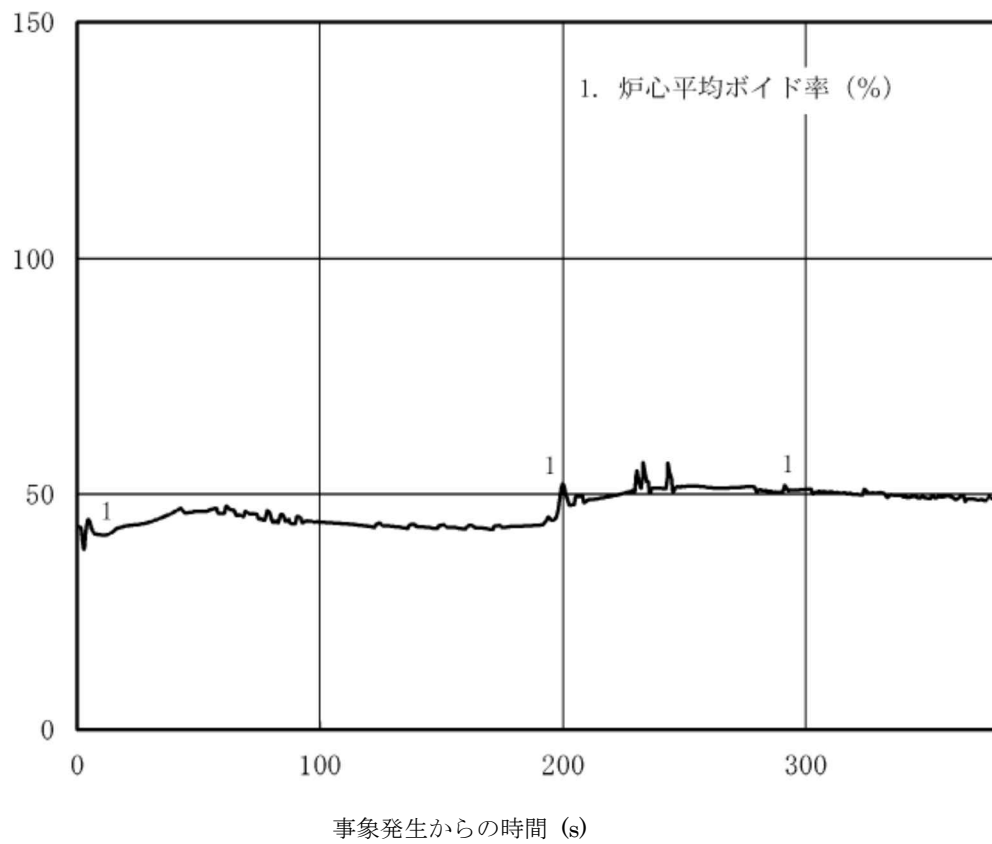


図 2. 5. 10 炉心平均ボイド率の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

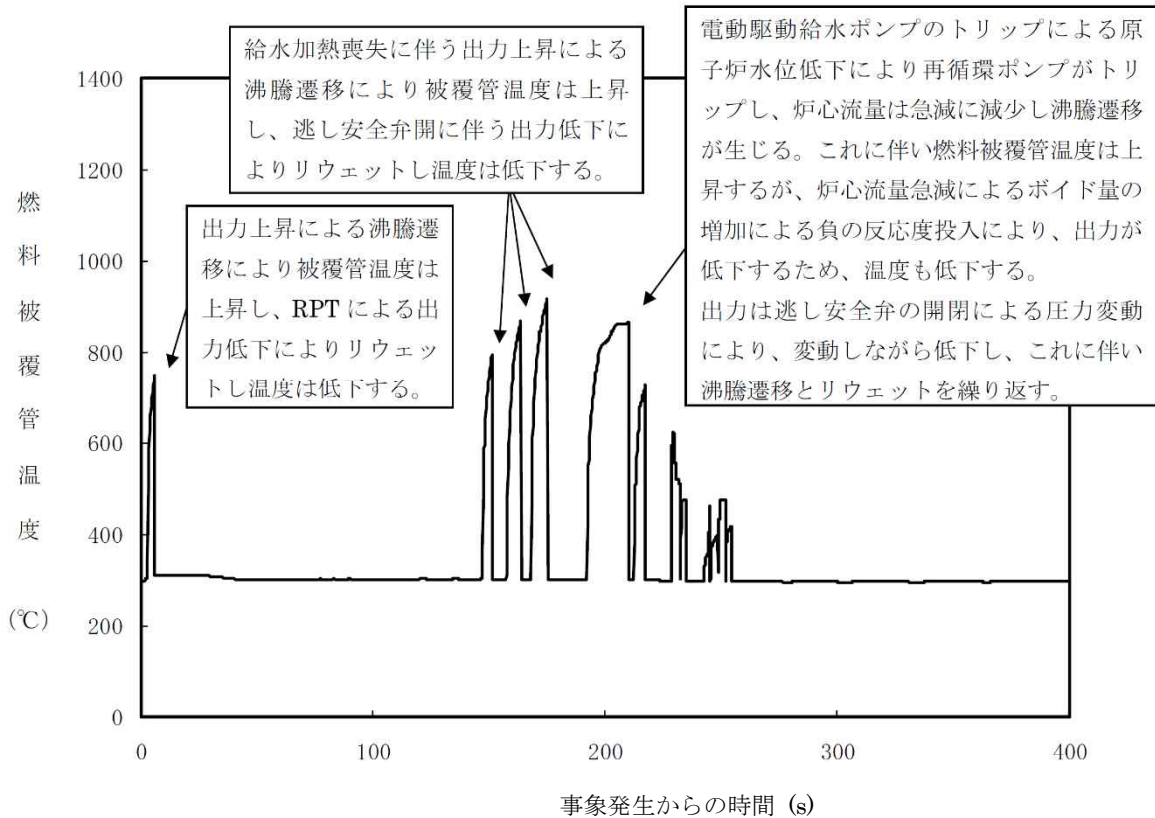


図 2.5.11 燃料被覆管温度(PCT)*の時間変化(第4 スペーサ, 事象発生から 400 秒後まで)

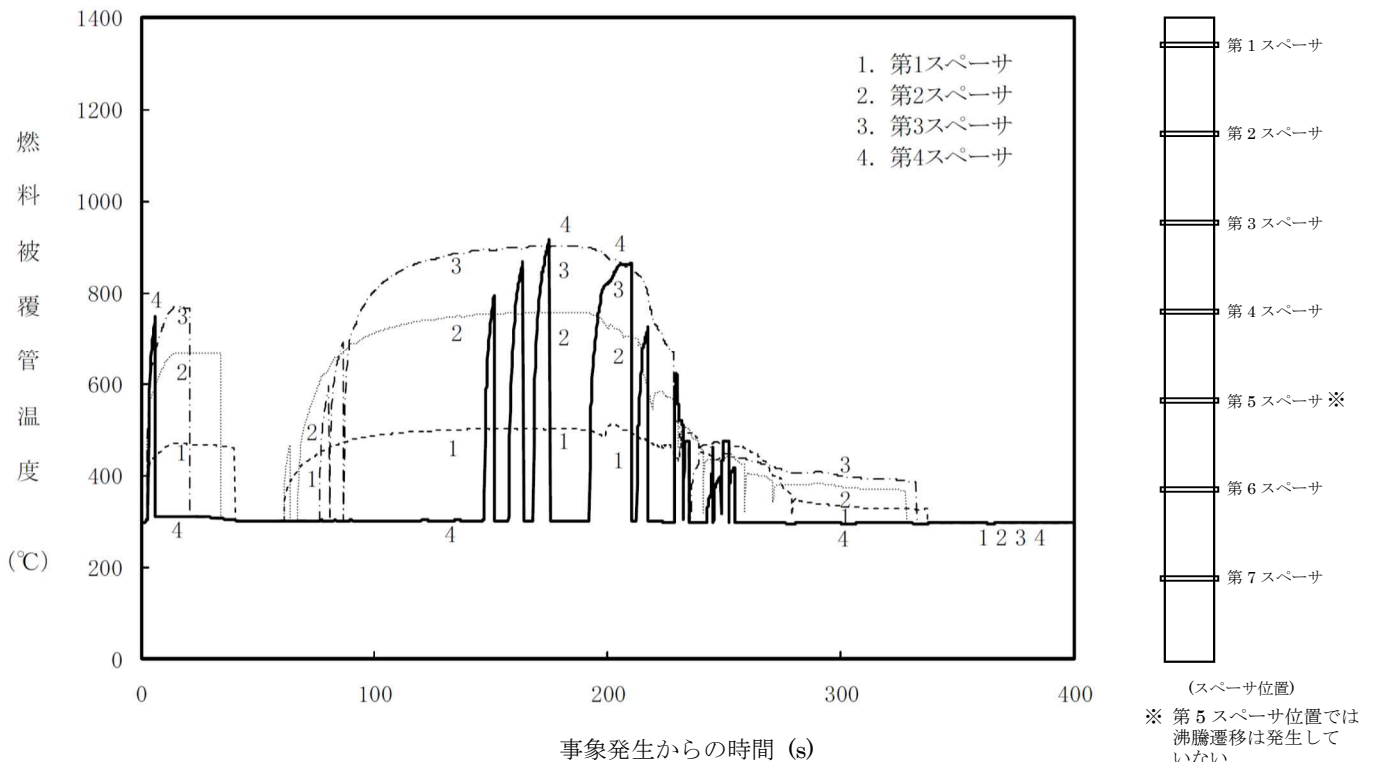


図 2.5.12 燃料被覆管温度(PCT)*の時間変化(第1~4 スペーサ, 事象発生から 400 秒後まで)

※ 燃料被覆管については、外面より内面の方が高い温度となるものの、今回の評価が燃料の著しい損傷の有無(重大事故防止)を確認していることに鑑み、燃料が露出し燃料温度が上昇した場合に、酸化によって破損が先行すると考えられる燃料被覆管表面で PCT を評価している。

コメント No. 審査-240 に対するご回答

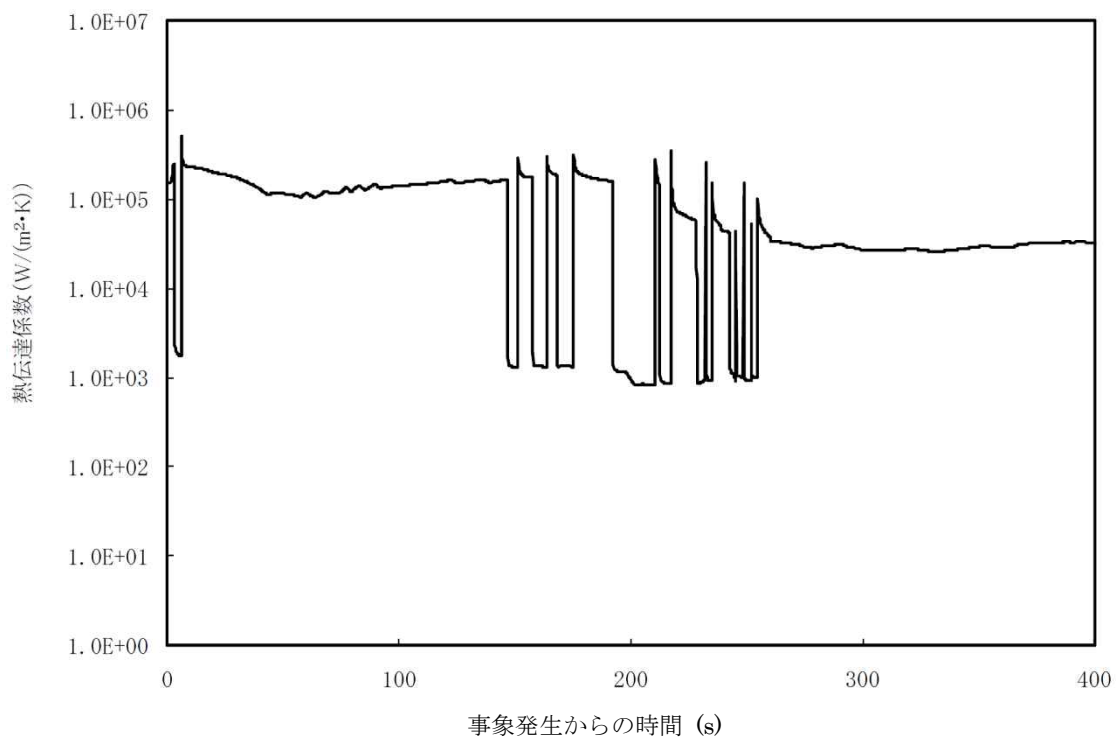


図 2.5.13 熱伝達係数(PCT 発生位置)の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

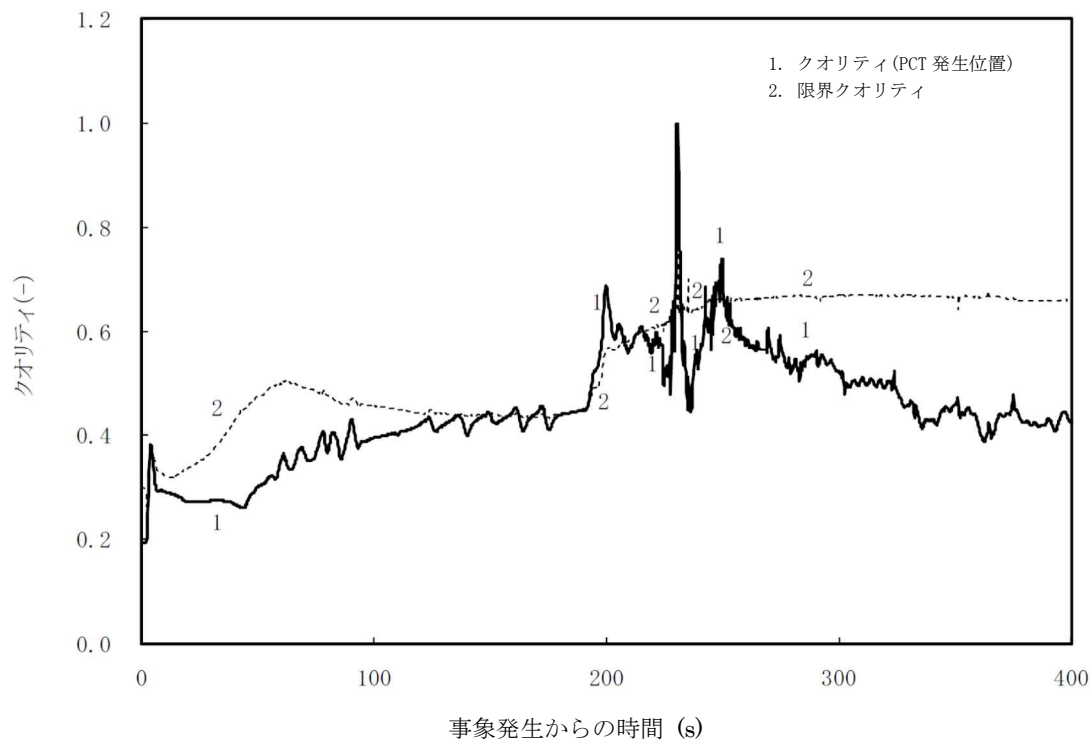


図 2.5.14 クオリティ (PCT 発生位置)の時間変化(事象発生から 400 秒後まで)

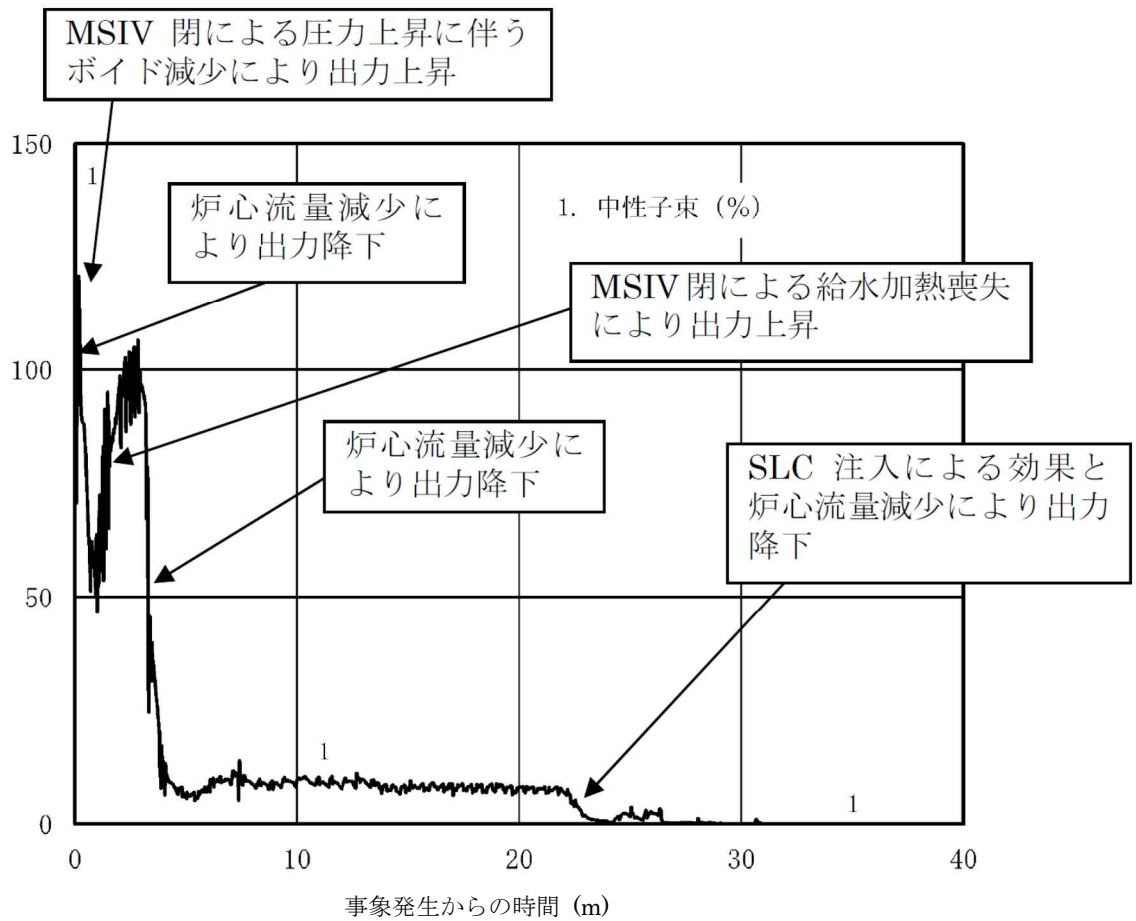


図 2.5.15 中性子束の時間変化(事象発生から 40 分後まで)

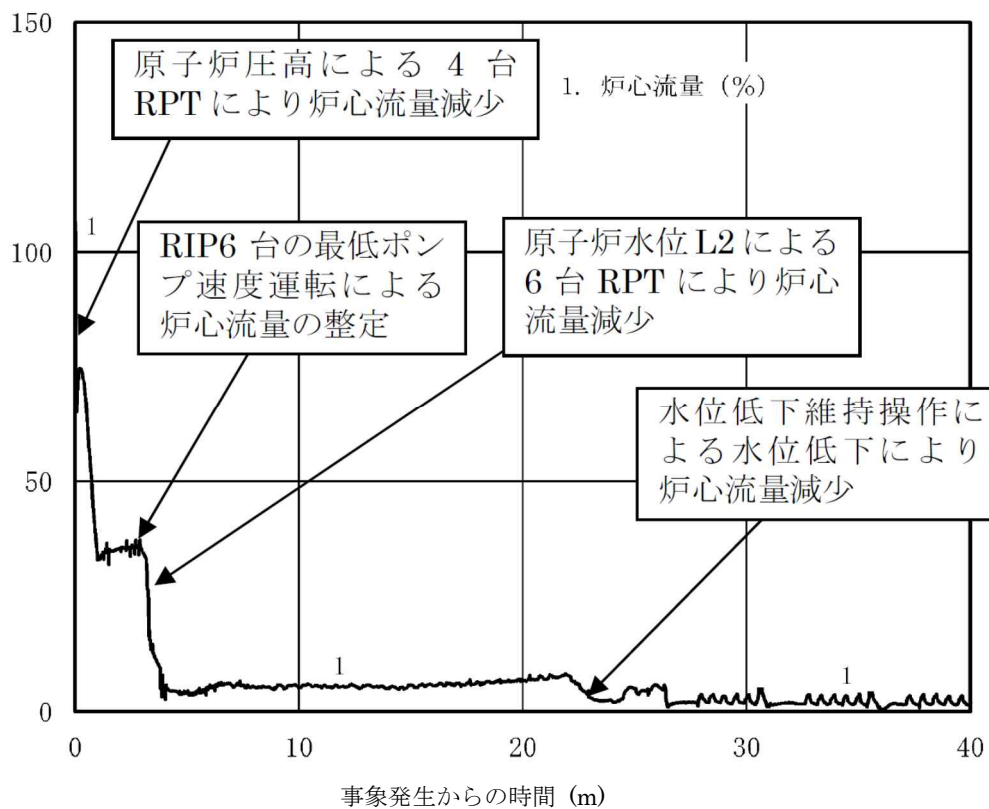


図 2.5.16 炉心流量の時間変化(事象発生から 40 分後まで)

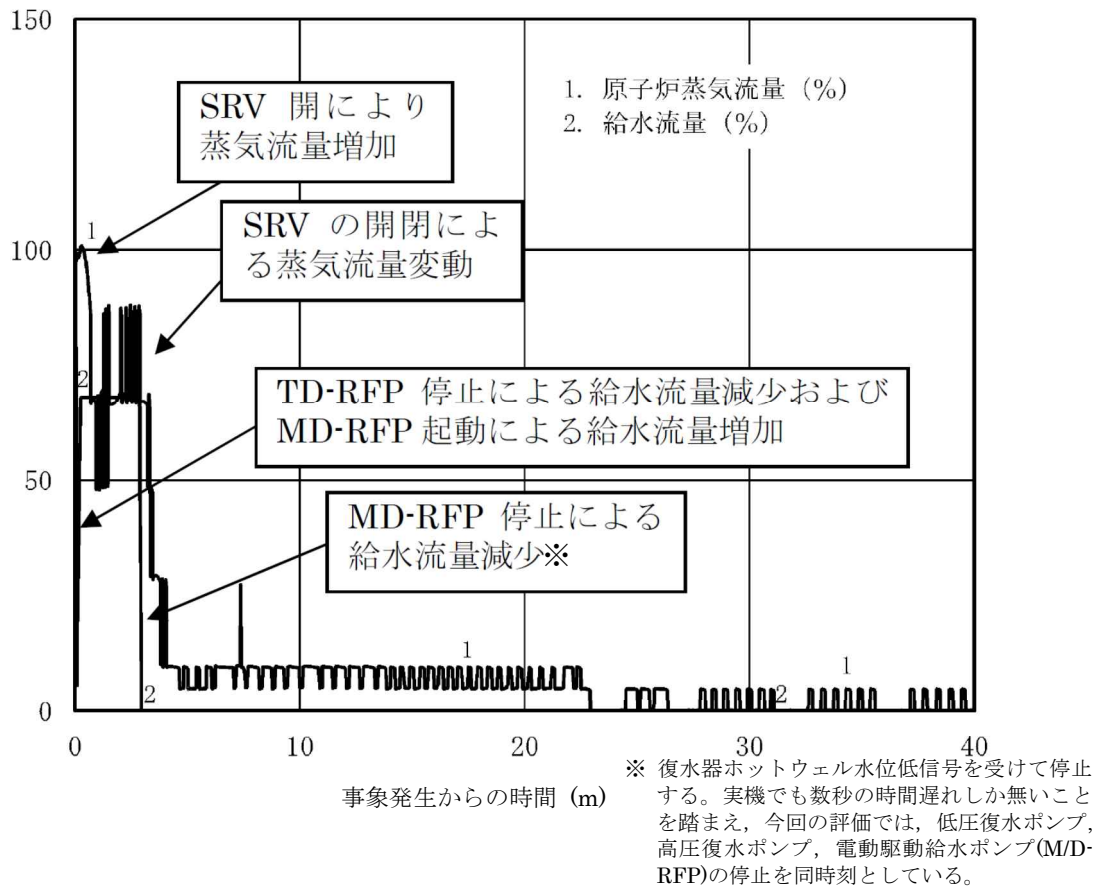


図 2.5.17 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から 40 分後まで)

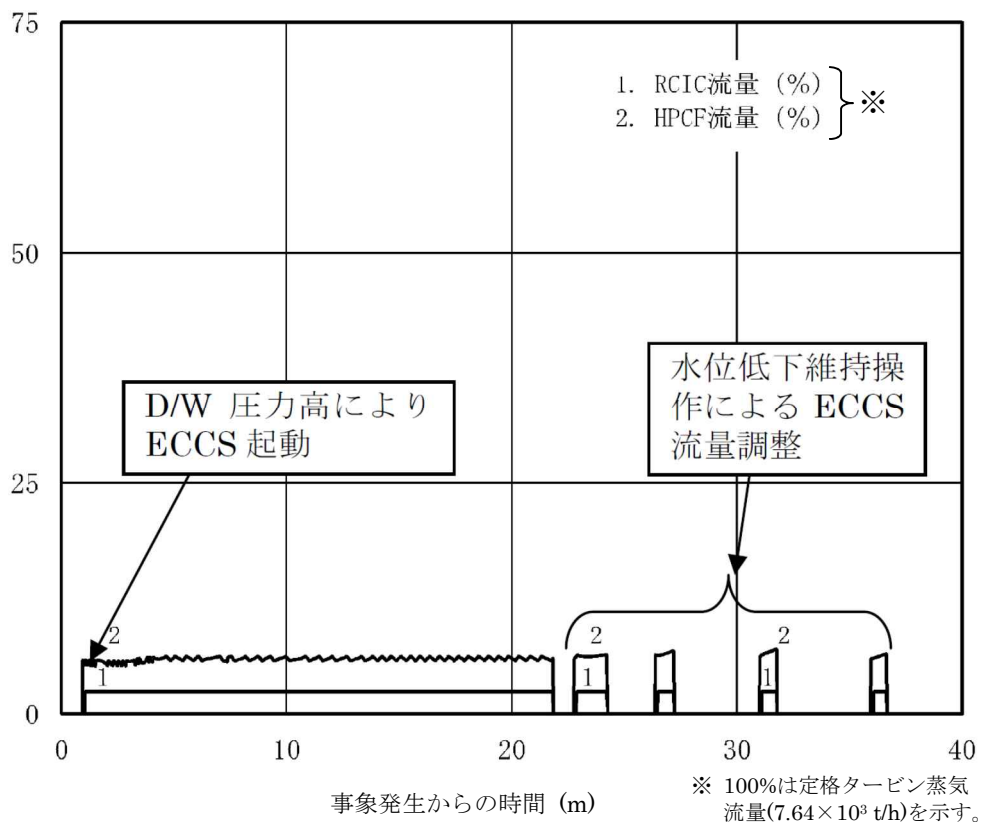


図 2.5.18 原子炉隔離時冷却系(RCIC)，高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から 40 分後まで)

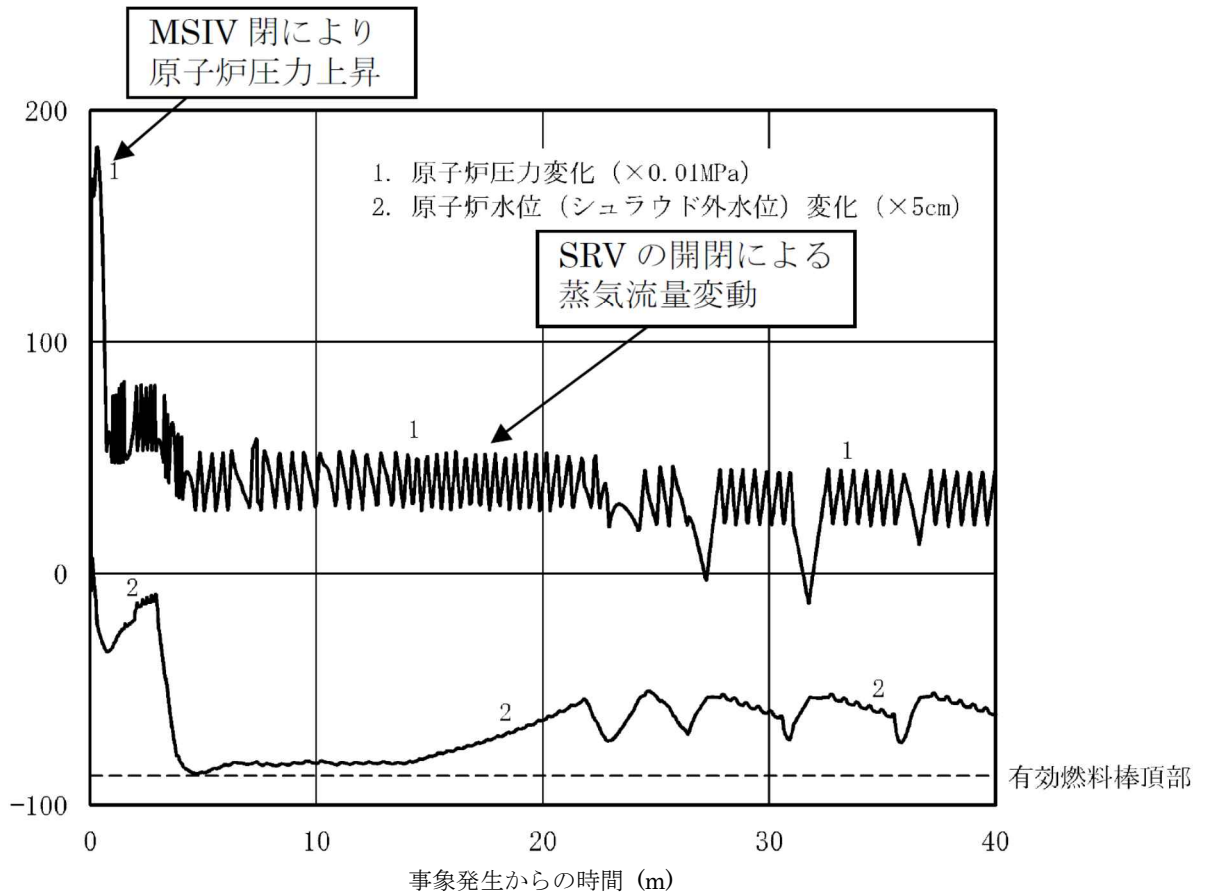


図 2.5.19 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から 40 分後まで)

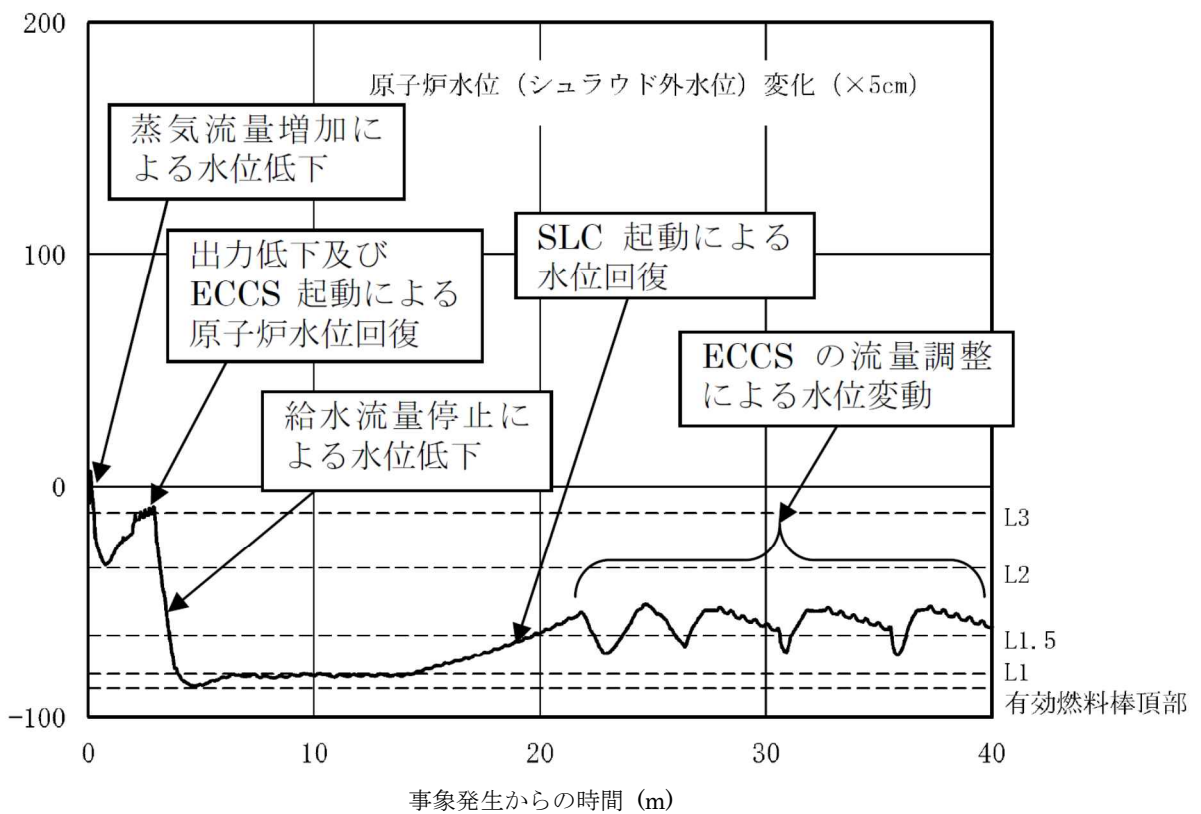


図 2.5.20 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化(事象発生から 40 分後まで)

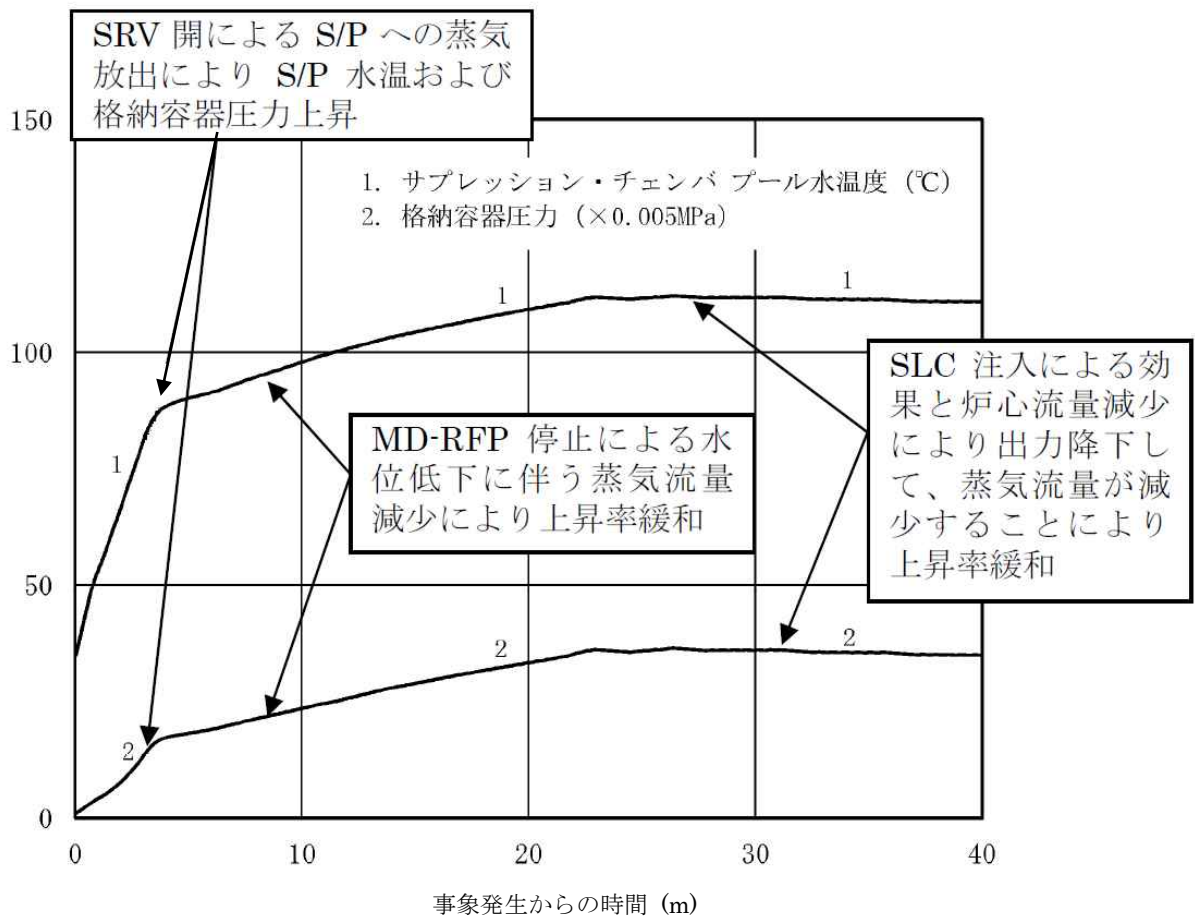


図 2.5.21 サプレッションプールの水温、格納容器圧力の時間変化(事象発生から40分後まで)

表 2.5.1 原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について

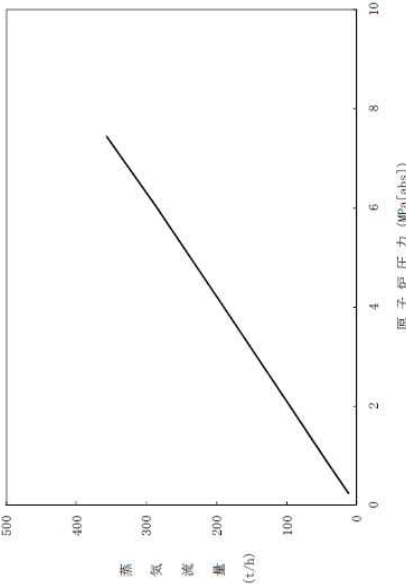
判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム失敗確認	主蒸気隔離弁誤閉止によるスクラム信号が発生するが、この信号によるスクラムに失敗する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ【SA】
高圧・低圧注水系起動確認	逃がし安全弁の作動により格納容器圧力が上昇し、ドライウエル圧力高(13.7 kPa[gage])信号が発生し、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系及び低圧注水系が起動する。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉水位は回復する。	逃がし安全弁 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系 残留熱除去系(低圧注水モード)	—	格納容器内圧力計【SA】 原子炉水位計(広帯域)【SA】 原子炉水位計(狭帯域) 原子炉隔離時冷却系系統流量計 高圧炉心注水系系統流量計 残留熱除去系ポンプ吐出圧力計
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持	主蒸気遮断により復水器ホットウエル水位が低下し給復水ポンプがトリップする。給水流量全喪失により原子炉水位は低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水は継続されるため炉心は冠水維持し、原子炉水位低(レベル 1.5)付近で水位は維持される。	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系	—	原子炉水位計(広帯域)【SA】 原子炉隔離時冷却系系統流量計 高圧炉心注水系系統流量計
自動減圧系自動起動阻止	自動減圧系の動作による高圧炉心注水系及び低圧注水系からの大量の冷水注入を防止するため、自動減圧系の起動阻止スイッチを設けている。原子炉水位低(レベル 1)信号を確認後、中央制御室にて自動減圧系の起動阻止操作を実施する。	自動減圧系の起動阻止 スイッチ	—	格納容器内圧力計【SA】 原子炉水位計(広帯域)【SA】
ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作及びサブレーション・チェンバ・プール水冷却モード運転	原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制確認後、ほう酸水注入を実施する。ほう酸水注入により中性子束は徐々に低下し未臨界に至る。合わせて、サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード運転を実施する。	ほう酸水注入系 残留熱除去系(サブレーション・チェンバ・プール水冷却モード)	—	平均出力領域モニタ サブレーション・プール水温計【SA】 起動領域モニタ【SA】 残留熱除去系系統流量計

【SA】：重大事故等対処設備

表 2.5.2 主要解析条件(原子炉停止機能喪失) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性：REDY	—
原子炉熱出力	3,926 MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07 MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	セパレータスカー卜 下端から+119 cm	通常運転時原子炉水位として設定 (セパレータスカー卜下端は圧力容器底部から+1223 cm)
炉心流量	52.2×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	7.64×10 ³ t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	215 °C	初期温度 215°Cから MSIV 閉に伴う給水加熱喪失の後, 200 秒程度で 57°Cまで低下し, その後は 57°C一定に設定
燃料及び炉心	9×9 燃料(A型)(単一炉心)	—
核データ(ボイド係数)	サイクル末期の値の 1.25 倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大き く, 保守的な評価となることから, サイクル末期として設定
核データ(ドップラ係数)	サイクル末期の値の 0.9 倍	内部機器, 構造物体積を除く全体積
ドライウエル空間容積	7,350 m ³	必要最小空間部体積
サプレッション・チェンバ容積	空間部：5,960 m ³ 液相部：3,580 m ³	必要最小プール水量
サプレッションプール水温	35 °C	通常運転時の水温の上限値
復水貯蔵槽水温	32 °C	—
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動スクラム 代替制御棒挿入機能(ARI)	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
外部電源	外部電源あり	外部電源が使用できない場合, 冷却材再循環ポンプ(RIP)は事象発生と同時にトリップしないため, 原子炉出力が高く維持されることから, 原子炉格納容器の圧力, サプレッションプールの水温上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定

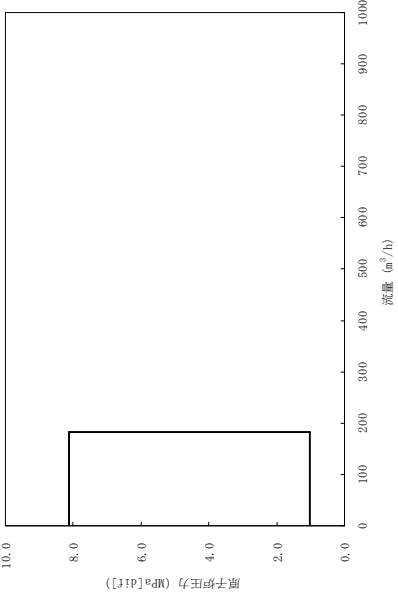
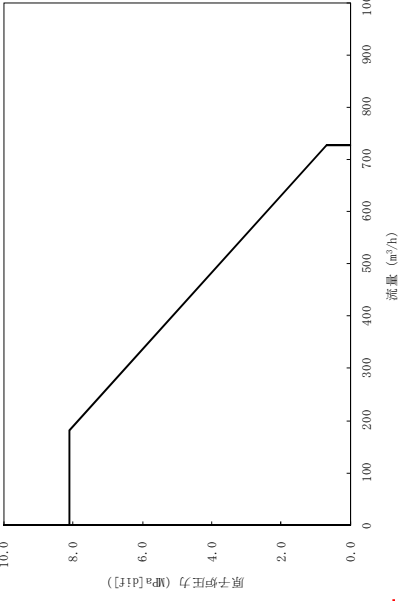
表 2.5.2 主要解析条件(原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計上の下限値(最も短い時間)として設定
原子炉圧力高設定点	7.48 MPa [gage]	冷却材再循環ポンプ 4 台トリップの設計値
ドライウエール圧力高設定点	13.7 kPa [gage]	非常用炉心冷却系ポンプの起動信号等の設計値
原子炉水位低(レベル 2)設定点	セパレータスカート下端から-58 cm	冷却材再循環ポンプ 6 台トリップ等の設計値 (セパレータスカート下端は圧力容器底部から+1223 cm)
原子炉水位低(レベル 1.5)設定点	セパレータスカート下端から-203 cm	高圧炉心注水系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は圧力容器底部から+1223 cm)
原子炉水位低(レベル 1)設定点	セパレータスカート下端から-287 cm	自動減圧系起動信号等の設計値 (セパレータスカート下端は圧力容器底部から+1223 cm)
冷却材再循環ポンプトリップの作動遅れ時間	0.2 秒	—
原子炉再循環流量制御系	自動運転モード 高速ランバック機能には期待しない	—
逃がし安全弁(逃がし弁機能)の動作設定値	7.51 MPa [gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] × 4 個, 380 t/h/個	逃がし安全弁の設計値 〈原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係〉 

コメント No. 審査-222
に対するご回答

重大事故等対策に関連する機器条件

表 2.5.2 主要解析条件(原子炉停止機能喪失) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低(レベル2)又はドライウエル圧力高信号(13.7 kPa[gage])によって自動起動 注水遅れ時間 30 秒 注水流量 182 m³/h(8.12~1.03MPa[dif]において) 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定</p> 
高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低(レベル1.5)又はドライウエル圧力高信号(13.7 kPa[gage])によって自動起動 注水遅れ時間 24 秒(設計値の 37 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値) 注水流量 182~727 m³/h(8.12~0.69MPa[dif]において) 	<p>高圧炉心注水系の設計値として設定</p> 
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> 注水流量 190 リットル/分 ほう酸濃度 13.4w% 	<p>ほう酸水注入系の設計値</p>

コメント No. 審査-224
に対するご回答

重大事故等対策に関連する機器条件

表 2.5.2 主要解析条件(原子炉停止機能喪失) (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する操作条件	自動減圧系起動阻止操作	<ul style="list-style-type: none"> 自動減圧系起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない 	<ul style="list-style-type: none"> 運転操作手順書等を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの30秒の間に自動減圧系起動阻止操作を設定
	ほう酸水注入系運転操作	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後に起動 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
	残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプールの水温が49℃に到達した後から10分後に起動 	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール水温高警報設定値(49℃)到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値

表 2.5.2 主要解析条件(原子炉停止機能喪失) (5/5)

項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析条件：SCAT	—
最小限界出力比(MCPR)	1.22	通常運転時のMCPRの下限値
最大線出力密度(MLHGR)	44 kW/m	通常運転時のMLHGRの上限値
BT判定(時刻)	GEXL相関式	—
BT後の被覆管表面熱伝達率	修正Dougall-Rohsenow式	—
リウエット相関式	学会標準における相関式2	—

評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とすることの妥当性

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、評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期としている。この評価条件とした理由を以下に示す。

プラントの動特性の評価では、動的ボイド係数が重要なパラメータとなる。原子炉圧力の上昇等によって炉心のボイド率が低下した場合、動的ボイド係数の絶対値が大きいほど、炉心に印加される正の反応度が大きくなり、出力増加量を厳しくする。

動的ボイド係数は、減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合(β 値)で除した値であり、動的ボイド係数は一般にサイクル末期の方が絶対値が大きい。また、今回の評価ではボイド率が40%から55%程度で推移することから、動的ボイド係数はサイクル末期の方が絶対値が大きい。サイクル初期とサイクル末期の遅発中性子発生割合(β 値)を表1に、今回の評価におけるボイド率の推移を図1に、減速材ボイド係数を図2に、動的ボイド係数を図3に示す。

上記の通り、サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮し、評価対象の炉心を平衡炉心のサイクル末期とした。

以上

表1 サイクル初期とサイクル末期の遅発中性子発生割合(β 値)

	平衡炉心サイクル初期	平衡炉心サイクル末期
遅発中性子発生割合(β 値)	0.0060	0.0053

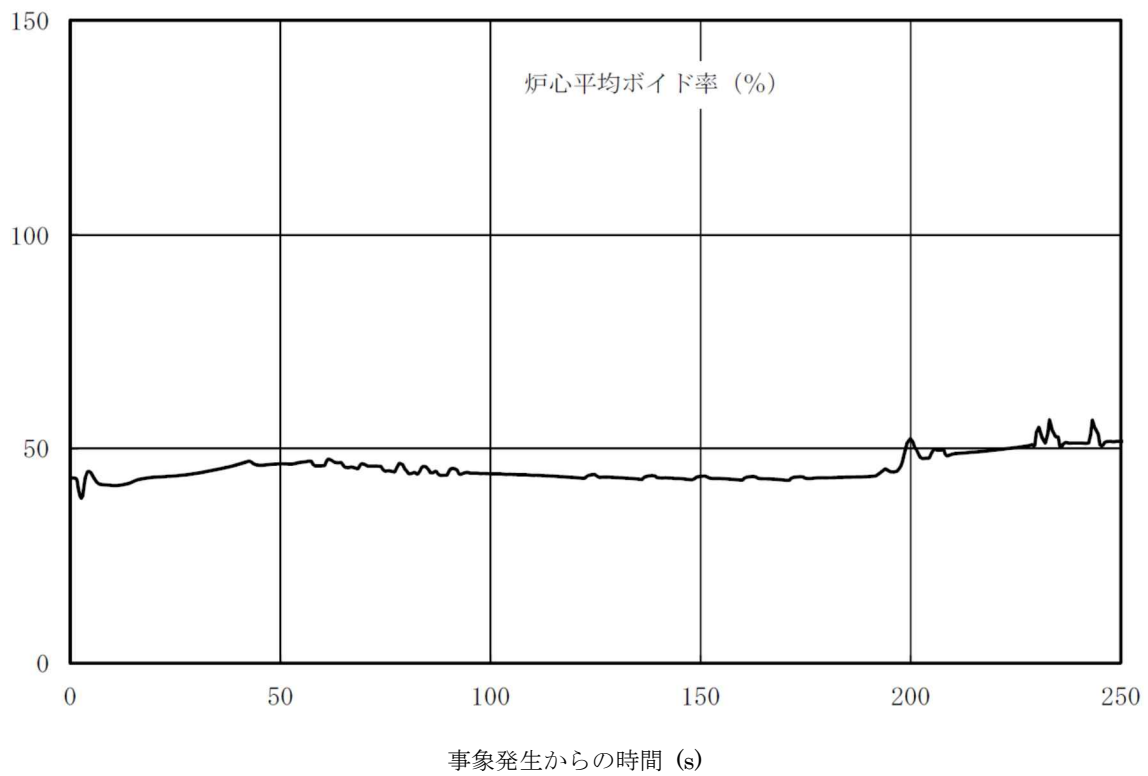


図1 ベースケースにおける炉心平均ボイド率の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

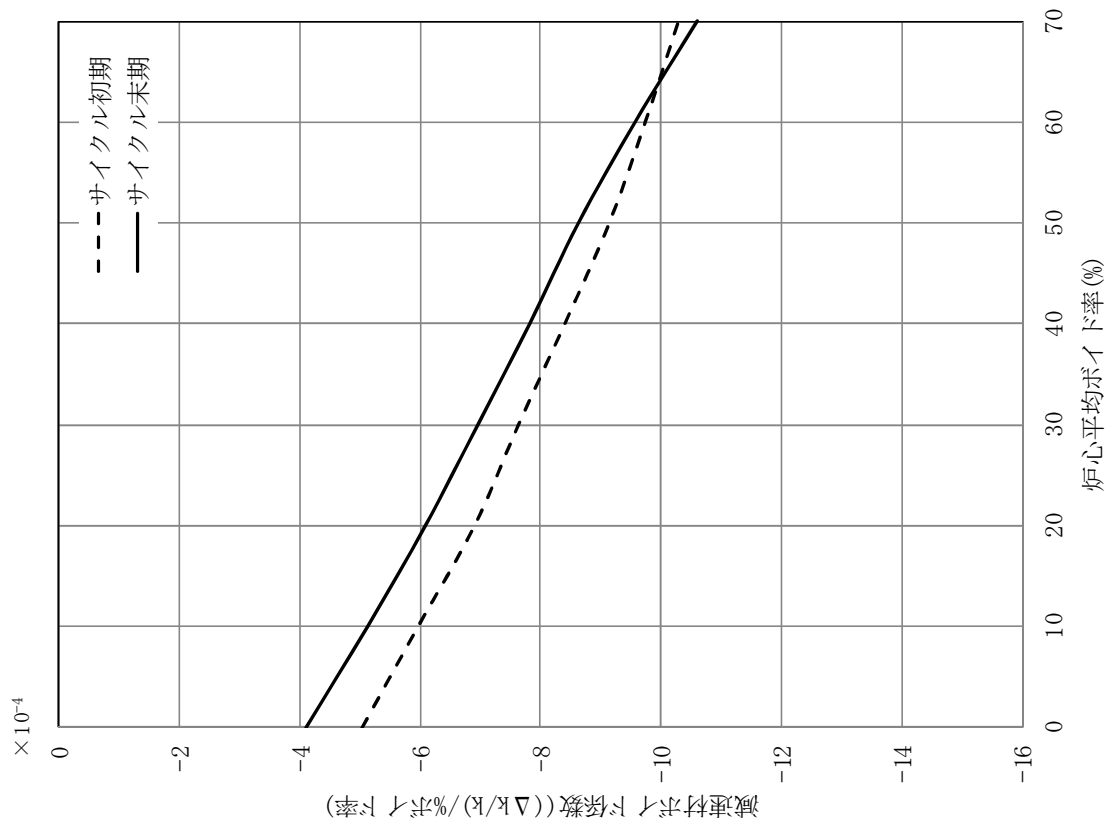


図2 減速材ボイ卜係数(9×9 燃料(A型)取替炉心)

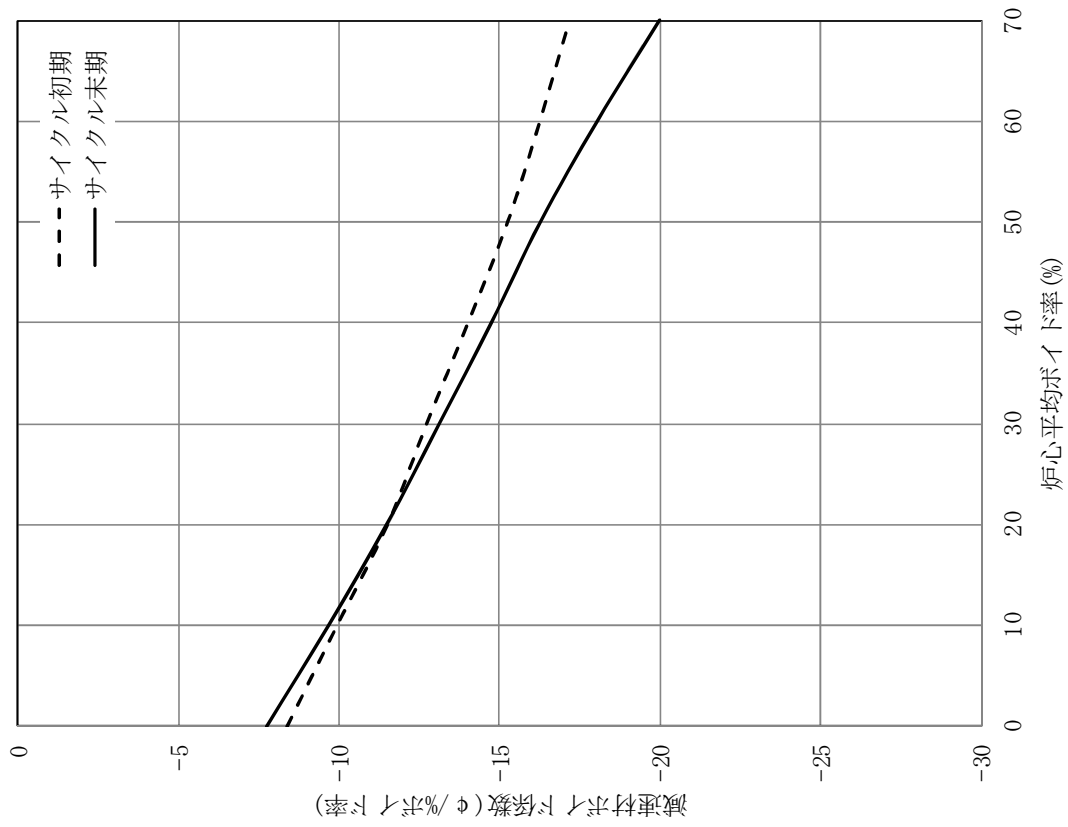


図3 動的ボイ卜係数(9×9 燃料(A型)取替炉心)

自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について

1. 自動減圧系の自動起動阻止操作について

自動減圧系は、ドライウェル圧力高(13.7 kPa)信号が発生し、原子炉水位低(レベル1)信号が発生すると自動起動信号が発信され、発信から30秒の時間遅れの後、高圧炉心注水ポンプ又は低圧注水ポンプの吐出圧力が確立している場合に作動する。

自動減圧系の作動によって急激に原子炉圧力容器が減圧された場合、高圧炉心注水系、低圧注水系によって、炉心に大量の低温の水が注入される。これは、制御棒等による未臨界が確保されていない原子炉に対しては、炉心のボイドの急激な潰れに伴う急激な出力上昇をもたらすこととなる。

この急激な出力上昇を防ぐために、原子炉スクラム失敗時に自動減圧系の自動起動を阻止するための起動阻止スイッチを設けており、手順書の整備及び継続的な訓練を実施している。これを考慮し、本評価では運転員による自動減圧系の自動起動を阻止する操作に期待している。

2. 自動減圧系の自動起動阻止操作に関する訓練について

本事象では、事象発生から約4分で自動減圧系の自動起動信号が発信されるため、その後30秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を実施することとしている。これは事象発生から10分以内の操作であり、他の操作では見込んでいる運転員操作までの10分の時間余裕を考慮していない。

本操作は制御棒挿入失敗事象が発生した場合の重要な操作であり、運転員の訓練を重ねている操作であるが、他の操作と同様に10分の時間余裕を条件とすると評価に組み込むことができず、重大事故等防止の手順に沿った有効性評価とならない。

このため、本操作に関しては、その操作が容易なスイッチ操作であること、本操作の重要性を訓練で繰り返し運転員に周知していること、**本操作の判断の余裕として与えられている30秒であること等を考慮し、事象発生から10分以内の操作であるものの、設計の思想通りに評価に見込むものとした。なお、運転員の手順書においては自動減圧系の自動起動信号が発信する前に、それに至る可能性がある場合は自動起動阻止操作を実施することを定めている。**

以上

安定状態について

原子炉停止機能喪失時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，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，安定状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（格納容器圧力逃し装置又は残留熱除去系，代替循環冷却）により，格納容器圧力及び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，安定状態が確立されたものとする。

原子炉安定状態の確立について

ほう酸水を用いた炉心へのほう酸水注入により中性子束は徐々に低下し，未臨界に至る。

格納容器安定状態の確立について

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による注水により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。また，サプレッション・チェンバ・プール水冷却モードによる残留熱除去系での除熱を開始することで，格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になる。

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。

【安定状態後の長期的な状態維持】

残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことにより，安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。また，制御棒挿入機能の復旧を試み，制御棒を挿入することにより，ほう酸水による未臨界維持に代わる安定状態後の長期的な状態維持のための未臨界維持が可能になる。

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(原子炉停止機能喪失)

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	核分裂出力	核特性モデル	考慮しない	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる
	出力分布変化	出力分布モデル	入力値に含まれる	出力分布モデルの保守性により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性があるが、燃料被覆管温度を起点とした運転員等操作はないことから、影響を与えることはない	出力分布モデルの保守性により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性がある
	反応度フィードバック効果	反応度モデル(ボイド・ドップラ)	TRAC コードでの不確かさ検討結果による	反応度モデル等の仮定の不確かさにより、実機におけるパラメータ挙動は変化する可能性はあるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、運転員操作時間等に与える影響は小さい	反応度モデル等の仮定の不確かさにより、実機におけるパラメータ挙動は変化する可能性はあるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、評価パラメータに対する影響は小さい
		反応度モデル(ボロン)	高温停止に必要なボロン反応度：-3%dk	ほう酸水の拡散の違いにより、ボロン反応度印可割合が変わり、未臨界までの時間に影響するが、SLC 操作開始時間に対する影響はない	反応度モデル(ボロン)による不確かさにより評価パラメータに与える影響が小さいことを確認している(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(第3部 REDY))
	崩壊熱	崩壊熱モデル	1秒後+0.8%/0.1%	崩壊熱モデルによる不確かさの影響は小さく、挙動が大幅に変わることはないことから、運転員操作時間等に与える影響はない	崩壊熱モデルによる不確かさにより評価パラメータに与える影響が小さいことを確認している(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(第3部 REDY))
	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル、燃料ペレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル	入力値に含まれる	熱伝導モデル等の保守性により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性があるが、燃料被覆管温度を起点とした運転員等操作はないことから、影響を与えることはない	熱伝導モデル等の保守性により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性がある
	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル リュウエットモデル	相関式に含まれる	熱伝達モデル等の保守性により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性があるが、燃料被覆管温度を起点とした運転員等操作はないことから、影響を与えることはない	熱伝達モデル等の保守性により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性がある
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	入力値に含まれる	沸騰遷移評価モデル等の設定により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性があるが、燃料被覆管温度を起点とした運転員等操作はないことから、影響を与えることはない	沸騰遷移評価モデル等の設定(沸騰遷移を SLMCPR で発生するよう保守的に設定している)により、実機における燃料被覆管温度は解析に比べて低くなる可能性がある
	沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル	入力値及びモデルの仮定に含まれる	炉心ボイドモデル等の影響は、原子炉出力変化に影響を及ぼし、サブプレッションプール水温度や水位変化に影響すると考えられる。しかしながら、その影響は小さく、多少の挙動の変化は運転員操作等に与える影響は小さい	炉心ボイドモデル等の仮定の不確かさにより、実機におけるパラメータ挙動は変化する可能性はあるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、評価パラメータに対する影響は小さい

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	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	冷却材流量変化(強制循環時)	再循環モデル	再循環ポンプ慣性時定数：+10%/−10%	再循環ポンプ慣性時定数の影響は、再循環ポンプトリップ時の炉心流量、原子炉出力変化に影響するが、事象発生初期短時間の影響であり、運転員操作の起点となるサブプレッションプール水温度や原子炉水位変化に影響を及ぼすものではないため、運転員操作時間等に与える影響はない	冷却材流量変化(強制循環時)速度が小さいと原子炉バウンダリ圧力が高く評価され、大きいと燃料被覆管温度が高く評価されるが、感度解析(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3部 REDY))結果より、評価パラメータに対する影響が小さいことを確認している
	冷却材流量変化(自然循環時)	再循環モデル	モデルの仮定に含まれる	自然循環流量は、再循環ポンプトリップ後の炉心流量変化として、原子炉出力変化に影響し、サブプレッションプール水温度や水位変化に影響する可能性があるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、運転員操作時間等に与える影響は小さい	冷却材流量変化(自然循環時) が大きいと燃料被覆管温度が高くなる可能性はあるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、評価パラメータに対する影響は小さい
	冷却材(臨界流・差圧流)	逃がし安全弁モデル	逃がし弁流量：+16.6%	逃がし弁流量が多くなると、原子炉水位の低下やサブプレッションプール水温度の上昇が早くなるなどの影響が考えられるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、運転員操作時間等に与える影響は小さい	冷却材放出量が小さいと、原子炉圧力及び燃料被覆管温度が高く評価されるが、下限値を使用しているため不確かさについては考慮不要。冷却材放出量が大きいと、格納容器圧力及び格納容器プール水温度が高く評価される可能性があるが、感度解析(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3部 REDY))結果より、評価パラメータに対する影響が小さいことを確認している
	E C C S 注水(給水系・代替注水含む)	給水系モデル	給水エンタルピ(主蒸気流量零で)：−93 kJ/kg(−22℃)	給水エンタルピの低下が早くなると、給水加熱喪失による出力上昇が早くなり、サブプレッションプール水温度上昇が早くなることが考えられるが、実機試験との比較による妥当性評価において挙動は良く再現されていることから、運転員操作時間等に与える影響は小さい	事象発生初期の給水温度低下による出力上昇により燃料被覆管温度が高くなる可能性、また、給水流量やE C C S流量が多いと格納容器圧力と格納容器のプール水温度に影響を与える可能性があるが、感度解析(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3部 REDY))結果より、評価パラメータに対する影響が小さいことを確認している
			H P C F 流量：+137%	H P C F 流量が増加すると原子炉水位が高めに維持されることで、発生蒸気量が増加し、サブプレッションプール水温度上昇が早くなることが考えられるが、感度解析(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3部 REDY))結果より、評価パラメータに対する影響が小さいことを確認しており、運転員操作時間等に与える影響は小さい	
			格納容器のプール水初期エンタルピ：−104 kJ/kg(−25℃)	初期のサブプレッションプール水温度(初期エンタルピ)が低いと、サブプレッションプール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが、感度解析(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3部 REDY))結果より、評価パラメータに対する影響が小さいことを確認しており、運転員操作時間等に与える影響は小さい	
ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	保守的値を使用	ほう酸水の拡散の違いにより、ボロン反応度印加割合が変わり、未臨界までの時間に影響するが、必要な運転員操作はないため、影響はない	ほう酸水拡散モデルにおいて保守的な仮定をしていることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる	
原子炉格納容器	サブプレッションプール冷却	格納容器モデル	モデルの仮定に含まれる	「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

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

項目	解析条件(初期条件, 事故条件)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	3,926 MWt	3,926 MWt 以下	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、燃料被覆管を起点とする運転操作はないため、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燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	約 7.07 MPa[gage]	定格原子炉圧力を最確条件として設定	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うるが、そのゆらぎの幅は小さいため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、ゆらぎの幅は小さいため事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	原子炉水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転時の原子炉水位を最確条件として設定	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うるが、そのゆらぎの幅は小さいため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、ゆらぎの幅は小さいため事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	炉心流量	52,200 t/h	定格流量の 90%~111 %	定格流量(100%)の 90~111%を最確条件として設定	運転中の最確条件として炉心流量が少ない場合(90%流量)について感度解析(添付資料 2.5.5)を実施した結果、プラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい	運転中の最確条件として炉心流量が少ない場合(90%流量)について感度解析(添付資料 2.5.5)を実施した結果、燃料被覆管温度は約 100℃程度上昇するが、判断基準を満足することを確認した
	給水温度	約 215 °C	約 215 °C	初期温度 215℃から MSIV 閉に伴う給水加熱喪失の後、200 秒程度で 57℃まで低下し、その後は 57℃一定に設定	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
	燃料	9×9 燃料(A 型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料(A 型)と 9×9 燃料(B 型)は、熱水的な特性はほぼ同等であり、ボイド係数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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、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、何れの型式も燃料の組成はほぼ同等であり、炉心動特性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	最小限界出力比	1.22	1.22 以上	設計目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件を前提として考えた場合、燃料被覆管温度上昇は小さくなるが、燃料被覆管温度を起点とした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、燃料被覆管温度上昇は小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	最大線出力密度	44.0 kW/m	44.0 kW/m 以下	設計目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件を前提として考えた場合、燃料被覆管温度上昇は小さくなるが、燃料被覆管温度を起点とした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、燃料被覆管温度上昇は小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	核データ (ボイド係数)	サイクル末期の値の 1.25 倍	サイクル初期~末期	反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定	印加される反応度が小さい場合、燃料被覆管温度上昇は小さくなるが、反応度フィードバック効果に対する感度解析(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3部 REDY))によれば、プラント挙動への影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響は小さい	印加される反応度が小さい場合、燃料被覆管温度上昇は小さくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	核データ (ドップラ係数)	サイクル末期の値の 0.9 倍	サイクル初期~末期			
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350 m ³	7,350 m ³	内部機器、構造物体積を除く全体積を設定	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	
サプレッション プール水位	7.0 5m(NWL)	7.00 m~7.10 m	通常運転時のサプレッション・プール水位を最確条件として設定	解析条件と最確条件はほぼ同等であることから、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ほぼ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	

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

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	サプレッションプール水温	35 °C	約 30 °C～約 35 °C	通常運転時のサプレッション・プール水温の上限値を, 最確条件を包絡できる条件として設定	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため, サプレッションプール水温度高に到達する時間が遅れることが考えられるが, 事象初期の温度上昇に対してその影響は僅かであり, 運転員操作に影響を与えることはない	最確条件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若干大きくなり除熱が必要となるまでの時間が長くなるが, 評価項目となるパラメータに与える影響はない 原子炉への ECCS による注水に伴う反応度印加の観点では, 最確条件の方がサプレッション・プール水温が低いため, 解析条件よりも高い反応度を印加することとなるが, 最確条件と解析条件の差は僅かであり, 原子炉への注水流量の観点では給水系が支配的であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は無視できる
	格納容器圧力	5kPa	約 4 kPa～約 8 kPa	通常運転時の格納容器圧力を最確条件として設定	解析条件と最確条件はほぼ同等であることから, 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ほぼ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
	格納容器温度	57 °C	約 50 °C～約 60 °C	通常運転時の格納容器温度を最確条件として設定	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るが, そのゆらぎの幅は小さいため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るが, ゆらぎの幅は小さいため, 事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに与える影響はない
	外部水源の温度	32 °C	約 30 °C～約 50 °C	復水移送ポンプ吐出温度を参考に保守的に低めの値を設定	当該解析では極めて短時間(約 24 秒)にサプレッションプール水源に自動で切り替わることから, 運転員等操作時間に与える影響はない	当該解析では極めて短時間(約 24 秒)にサプレッションプール水源に自動で切り替わることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(原子炉停止機能喪失) (3/4)

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			
事故条件	起回事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	—	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定	—
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能, 手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能(ARI)の喪失	—	バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定	
	外部電源	外部電源あり	—	外部電源がある場合, 再循環ポンプは, 事象発生と同時にトリップせず, 原子炉出力が高く維持されることから, 原子炉格納容器の圧力, サプレッション・プールの水温上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定	

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

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				
機器 条件	主蒸気隔離弁閉止	閉止時間：3秒	閉止時間：3秒以上 4.5秒以下	設計値のうち最短時間を保守的に設定	反応度印加という点で解析条件は最確条件に対して保守的な設定であるが、事象発生から極短時間での動作であり、運転員等操作時間に与える影響はない	反応度印加という点で解析条件は最確条件に対して保守的な設定であり、特に初期の燃料被覆管温度という点で余裕は大きくなる
	冷却材ポンプ4台トリップ信号	7.48MPa[gage] 遅れ時間：0.2秒	7.48MPa[gage] 遅れ時間：0.2秒	冷却材再循環ポンプ4台トリップ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
	冷却材ポンプ6台トリップ信号	原子炉水位低(レベル2)到達時	原子炉水位低(レベル2)到達時	冷却材再循環ポンプ6台トリップ等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
	高圧炉心注水系起動信号	ドライウェル圧力高到達時 原子炉水位低(レベル1.5)到達時	ドライウェル圧力高到達時 原子炉水位低(レベル1.5)到達時	高圧炉心注水系起動信号等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
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 182m ³ /h(8.12~1.03MPa[dif]において)にて注水	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 182m ³ /h(8.12~1.03MPa[dif]において)にて注水	原子炉隔離時冷却系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
	高圧炉心注水系	原子炉水位低(レベル1.5)にて自動起動 727m ³ /h (0.69MPa[dif]において)にて注水	原子炉水位低(レベル1.5)にて自動起動 727m ³ /h (0.69MPa[dif]において)にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)であっても、反応度印加として寄与する給水流量に対する割合は小さく、運転員等操作に与える影響はない	実際の注水量が解析より多い場合(注水特性の保守性)であっても、反応度印加として寄与する給水流量に対する割合は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	逃がし安全弁	7.51~7.86MPa[gage] 363~380 t/h/個	7.51~7.86MPa[gage] 363~380 t/h/個	逃がし安全弁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
	ほう酸水注入系	注入流量：190リットル/分 ほう酸濃度：13.4%	注入流量：190リットル/分 ほう酸濃度：13.4%	ほう酸水注入系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

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響, 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(原子炉停止機能喪失) (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	操作の不確かさが操作開始時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	
	解析上の操作開始時間						
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	自動減圧系起動阻止操作	原子炉水位低(レベル1)到達後30秒以内	運転操作手順書を踏まえて設定	<p>【認知】 自動減圧系起動信号の一部である「原子炉水位低(レベル1)」は、事故時の重要監視パラメータである原子炉水位を継続監視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。さらに、運転員の認知を助けるために原子炉水位による複数の警報と、自動減圧系起動30秒タイマー動作の警報が発報する。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【要員配置】 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</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響なし</p> <p>【操作所要時間】 自動減圧系起動阻止操作は制御盤の操作スイッチを2つ操作する必要があるが、簡単な操作であるため、操作所要時間が操作開始時間に与える影響なし</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉停止機能喪失の初期は、パラメータ監視と共に、ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作が並行して行われているため、操作開始時間は変動しうる</p> <p>【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</p>	<p>ほう酸水注入系の起動操作、制御棒の挿入操作の他の事象収束のための操作を並行して行うため、操作開始時間は変動しうるが、本操作が遅れないようにタイマー動作の警報が発報すること及び運転員は2名で対応するため、操作が遅れる可能性は低く、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である</p> <p>なお、仮に操作が遅れタイマーの30秒を経過した後でも自動減圧系起動阻止の操作は有効であり、操作を実施した時点で自動減圧系の作動を停止できる</p>	<p>実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない</p> <p>なお、仮に操作遅れにより自動減圧系が動作し、低圧注水系起動による注水が行われた場合、反応度が印加される可能性がある。この場合、反応度の印加により燃料被覆管温度、格納容器の圧力・温度に影響が及ぶ可能性はあるが、タイマーの30秒を経過した後でも自動減圧系起動阻止操作は有効であり、影響を限定できる</p>	<p>ATWSの対応として、自動減圧系起動阻止操作は必須の操作となっているため、事象発生から自動減圧系タイマー動作開始まで4分程度で実施可能</p>
	ほう酸水注入系運転操作	原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮して設定	<p>【認知】 原子炉スクラムが成功しているかは、スクラム警報の発生の有無・制御棒の挿入状態・中性子束の減少により確認するが、これらは中央制御室の大型表示盤等で容易に確認することができる。制御棒の挿入状態は「全制御棒全挿入」表示によって確認可能であり、中性子束の減少は、原子炉スクラムが成功していれば平均出力領域モニタの指示が急激に低下するため容易に確認することができる。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【要員配置】 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</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、操作時間に与える影響なし</p> <p>【操作所要時間】 ほう酸水注入系起動操作は制御盤の操作スイッチによる簡単な操作であるため、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉停止機能喪失の初期は、パラメータ監視と共に、ほう酸水注入系の起動操作、サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転操作、制御棒の挿入操作、原子炉水位制御操作が並行して行われているため、操作開始時間は変動しうる。ただし、並列操作の中でも、手順では制御棒挿入失敗が確認され次第速やかにほう酸水注入系の起動操作を優先する手順となっている。</p> <p>【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</p>	<p>状況把握の時間及び操作時間に余裕を含めて解析上は10分間を想定しているが、制御棒挿入失敗が確認され次第速やかにほう酸水注入系の起動操作を優先する手順となっていること、また、本操作は中央制御室内での簡易なスイッチ操作であることから、実態は操作開始時間が早くなる可能性がある</p>	<p>燃料被覆管最高温度は、事象初期に生じることから影響はない。また、実際の操作では制御棒挿入失敗が確認され次第速やかにほう酸水注入系の起動操作をすることから格納容器圧力及び温度等の評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる</p>	<p>ATWSの対応として、ほう酸水注入系運転操作は必須となっているため、事象発生から10分程度の余裕時間がある</p>

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響, 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(原子炉停止機能喪失) (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	操作の不確かさが操作開始時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
		解析上の操作開始時間					
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件	残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作	サブプレッション・プール水温 49℃到達後 10分	サブプレッション・プール水温 高警報設定値(49℃)到達から, 運転員の操作余裕として 10分を考慮した値	<p>【認知】 原子炉停止機能喪失時に原子炉出力が高く, かつ原子炉が隔離状態にある場合はサブプレッション・プール水温の上昇は重要な監視パラメータであり, 認知遅れにより操作開始時間与える影響はない</p> <p>【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</p> <p>【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なし</p> <p>【操作所要時間】 サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は制御盤の操作スイッチによる簡単な操作であり, 操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉停止機能喪失の初期は, パラメータ監視と共に, ほう酸水注入系の起動操作, 制御棒の挿入操作, 原子炉水位制御操作が並行して行われているため, 操作開始時間は変動しうる</p> <p>【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</p>	ほう酸水注入系の起動操作, 制御棒の挿入操作の他の事象収束のための操作を並行して行っているものの, 解析上においても状況把握の時間及び操作時間に余裕を含めて 10 分間を想定していることから, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない	当該解析結果のとおり, サプレッション・プール水温高警報から 10 分程度の余裕時間がある

初期炉心流量の相違による評価結果への影響

1. はじめに

今回の申請では、通常運転時における代表的な状態として、初期炉心流量を100%として解析を実施している。また、再循環ポンプの運転台数は10台、再循環ポンプのスピードは、10台で炉心流量100%に対応する速度としている。一方、定格熱出力100%の場合、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉では炉心流量を90%まで下げて運転することができる。

コメント
No. 審査-
219 に対す
るご回答

初期炉心流量が少ない場合、初期炉心流量が多い場合に比べて相対的にボイド率が高いため、主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなる等の影響が考えられる。

このため初期炉心流量の評価結果への影響を確認する観点から、今回の申請と同等の条件で、初期炉心流量を90%とした場合の評価を実施した。

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。)の評価条件に対して、初期炉心流量を90%(再循環ポンプ10台で炉心流量90%に対応する速度)に変更した以外は、ベースケースの評価条件と同じである。

3. 評価結果(再循環ポンプのスピード(初期炉心流量)が与える影響)

ベースケースと同等の条件で初期炉心流量を90%とした場合の評価結果を図1から図12に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

初期炉心流量を90%としたケースでは、初期ボイド率が高く、主蒸気隔離弁閉止による圧力上昇時に印加される正のボイド反応度が大きくなるため出力が高くなり、炉心で発生する蒸気量が増加し、圧力ピークが高くなる。その後の出力上昇時(約50秒から約180秒の間)も、逃がし安全弁閉により圧力が上昇する際、炉心流量が低い方が印加される正のボイド反応度が大きいことから、中性子束が高めに推移する。また、90%炉心流量の場合の方が、中性子束が高めに推移することから発生蒸気が多くなり、水位低下が早くなるため、原子炉水位低(L2)による冷却材再循環ポンプ6台トリップのタイミングが早まる。

ベースケースと比較すると燃料被覆管最高温度に大きな違いが見られるが、これは上述の通り、出力上昇時(約50秒から約180秒の間)に中性子束が高めに推移することによる影響と考える。

なお、再循環流量制御系を手動モードとした場合、再循環ポンプ4台トリップ後の整定出力、整定流量は、初期炉心が100%の場合は整定出力79%、整定流量66%となり、初期炉心が90%の場合は整定出力79%、整定流量59%となる。

4. まとめ

初期炉心流量を90%とした場合、燃料被覆管最高温度及び原子炉バウンダリ圧力は、初期

炉心流量を100%とした場合に比べて高い値を示したが、判断基準となるパラメータの最大値は判断基準を下回ることを確認した。

以上

表1 初期炉心流量の相違による判断基準への影響

項目	感度解析	ベースケース	判断基準
初期炉心流量(%)	90	100	—
燃料被覆管最高温度(°C)	約 1060	約 920	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量(%)	1%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	9.12	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2 倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.19	0.19	0.62 MPa[gage](限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度(サプレッションプール水温(°C))	113	113	200°C (限界温度)を下回る

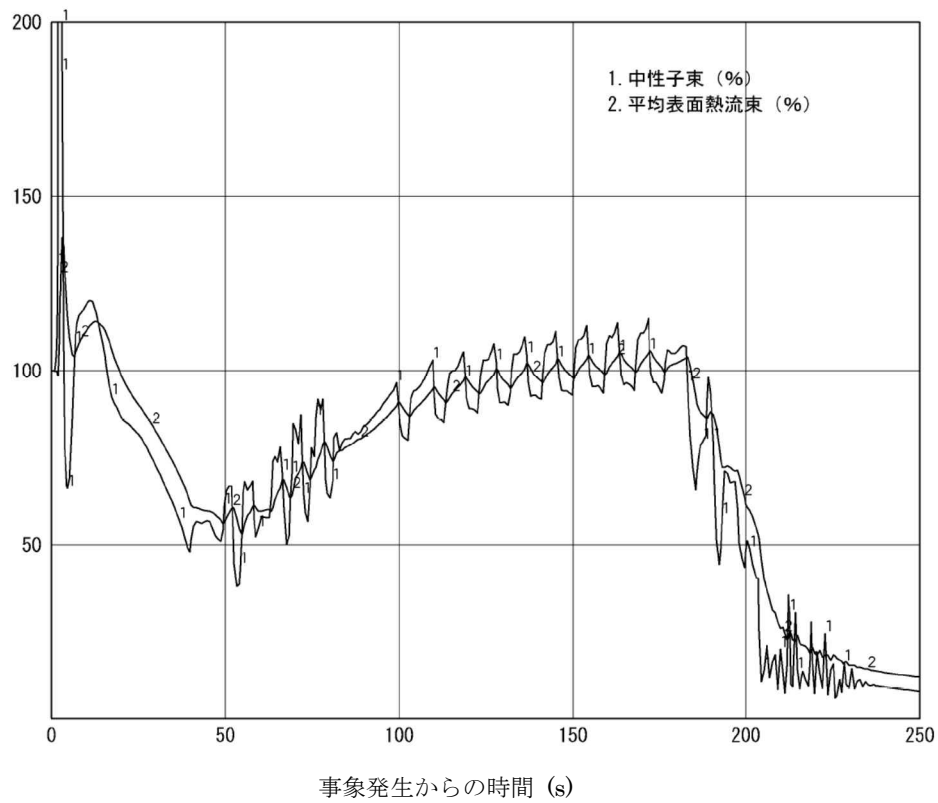


図1 中性子束, 平均表面熱流束の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

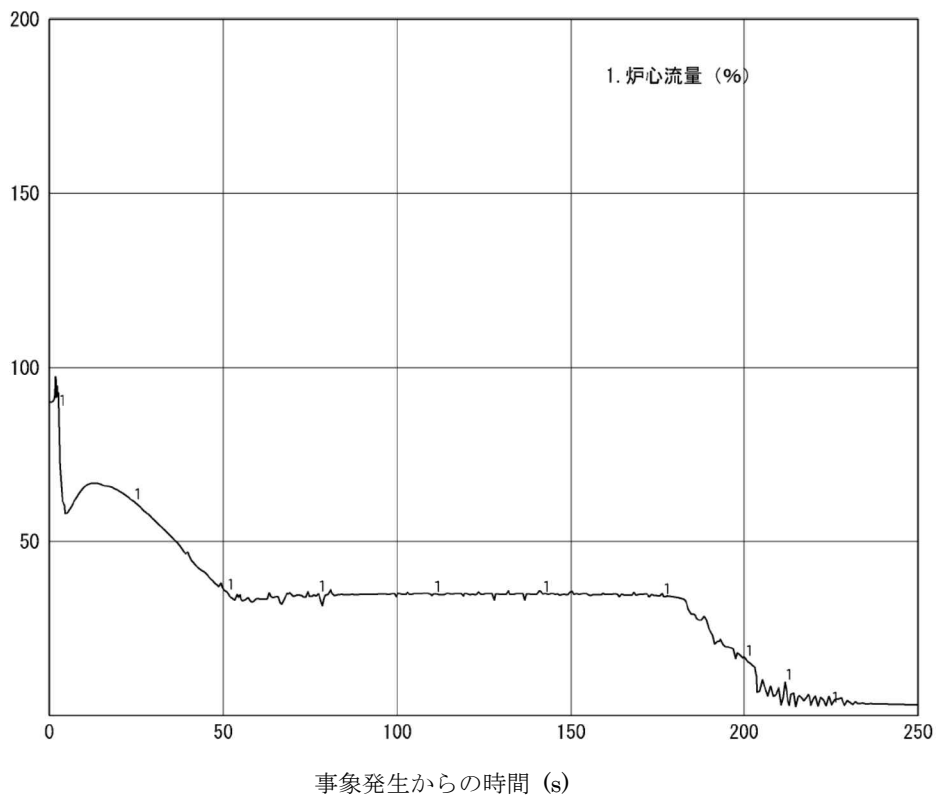


図2 炉心流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

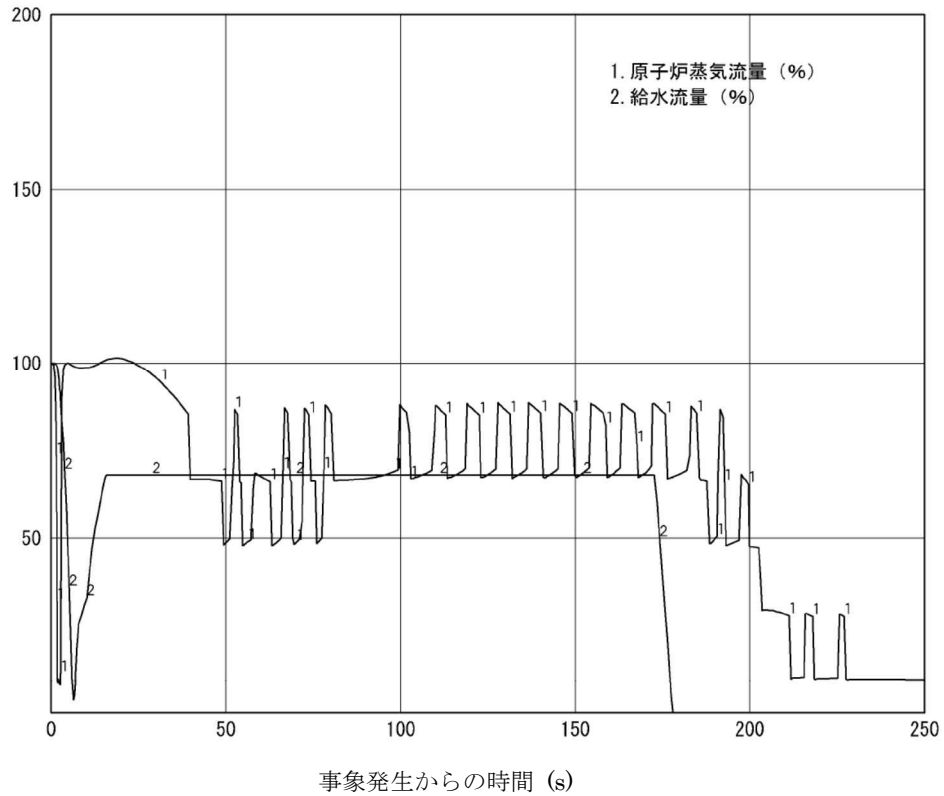


図 3 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

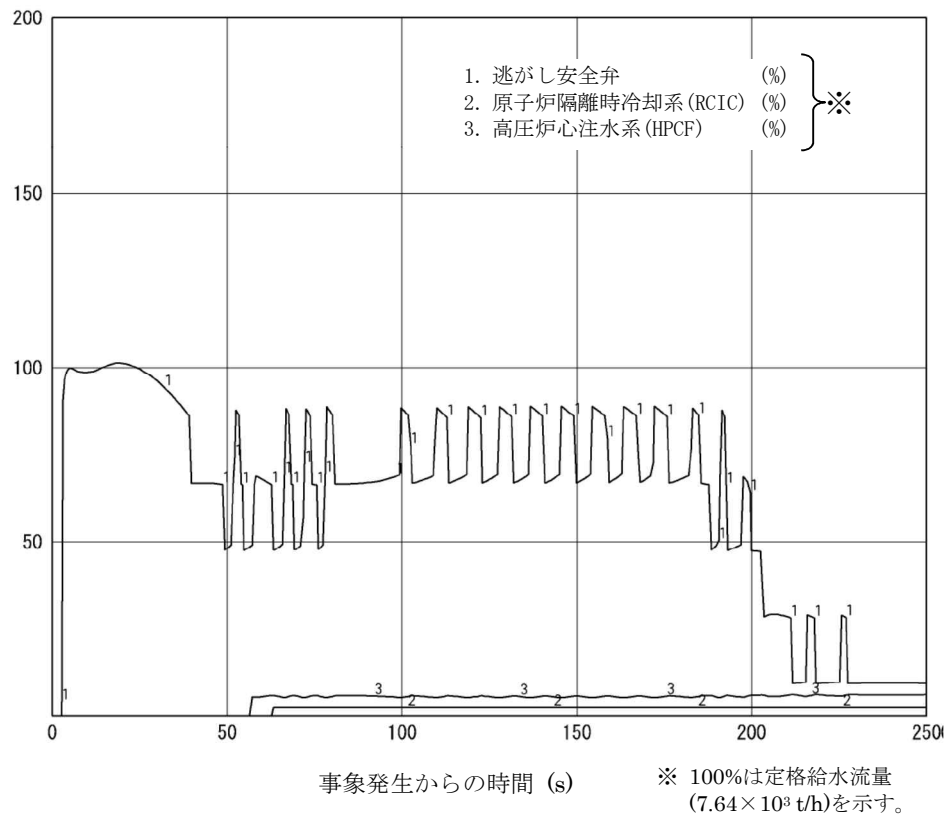


図 4 逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系 (RCIC)，高圧炉心注水系 (HPCF) の流量の時間変化(事象発生から 250 秒後まで)

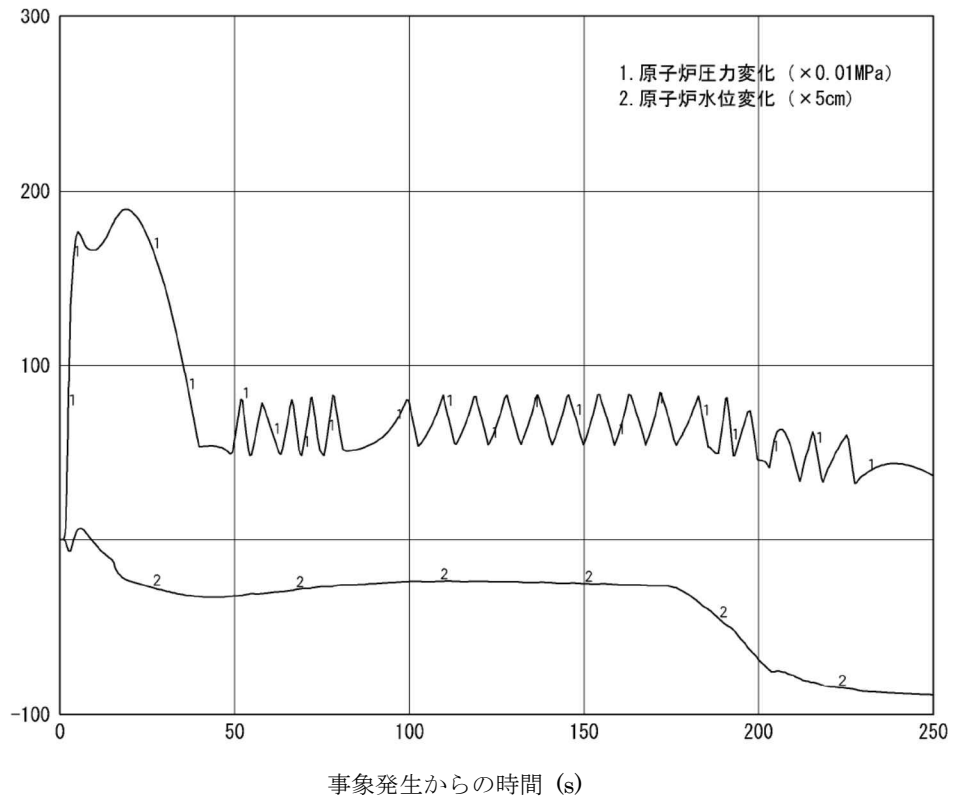


図5 原子炉圧力, 原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から250秒後まで)

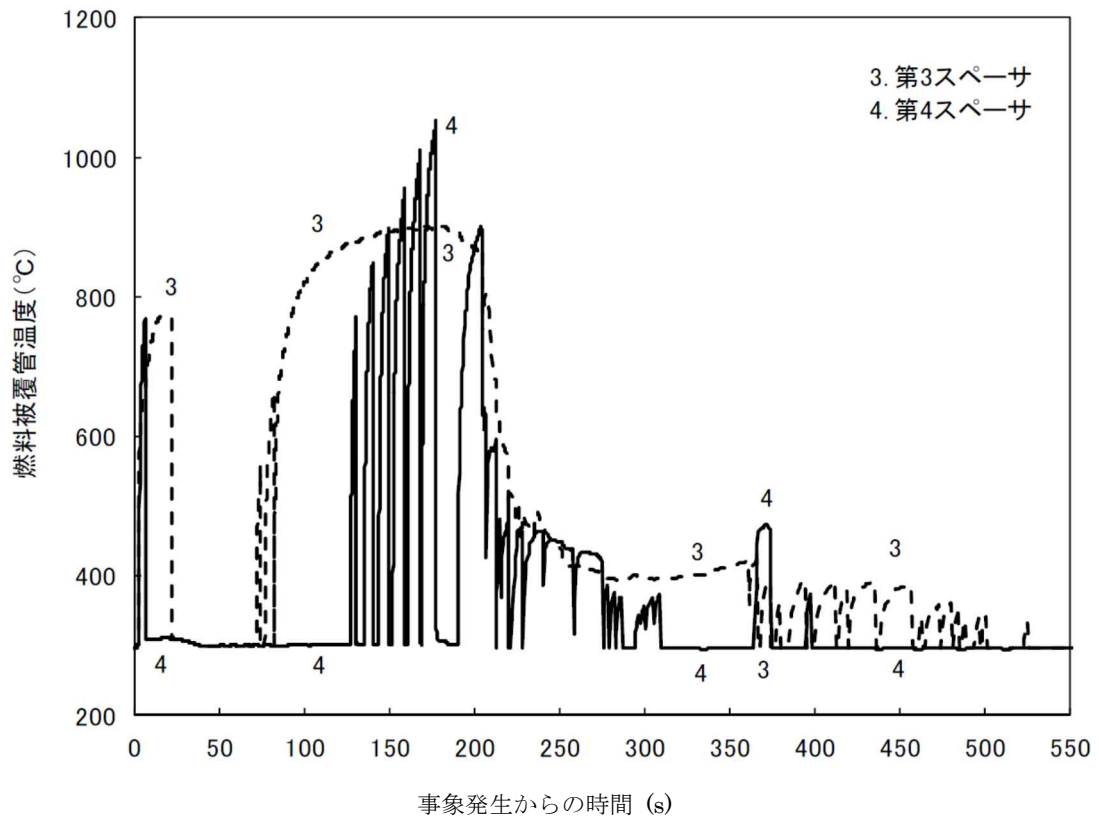


図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から550秒後まで)

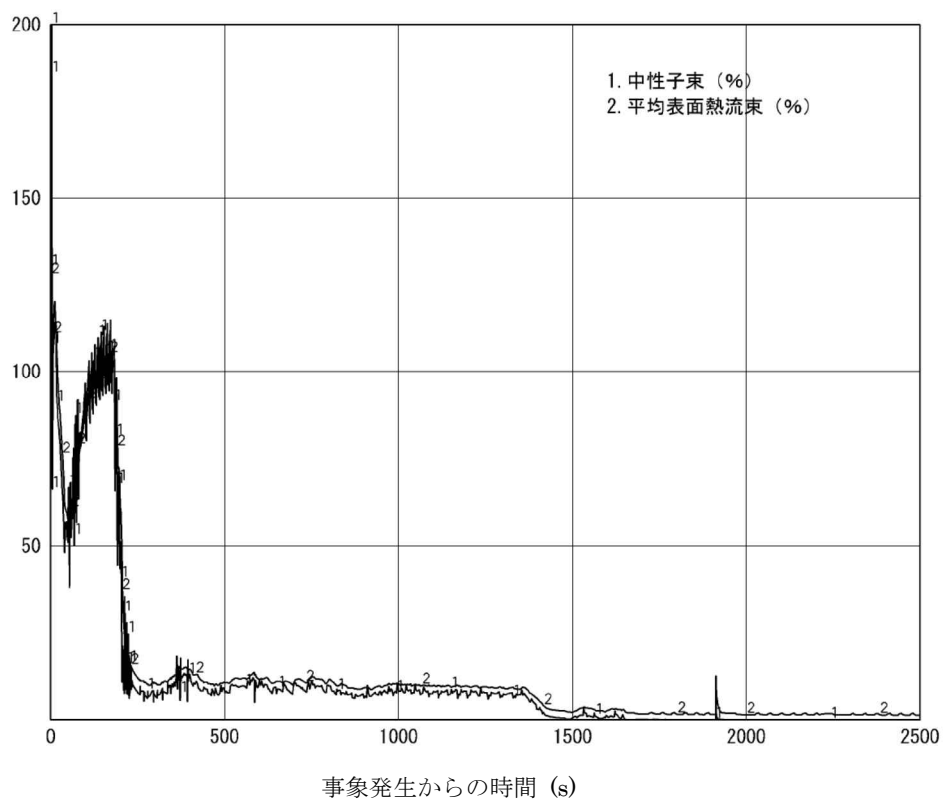


図7 中性子束, 平均表面熱流束の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

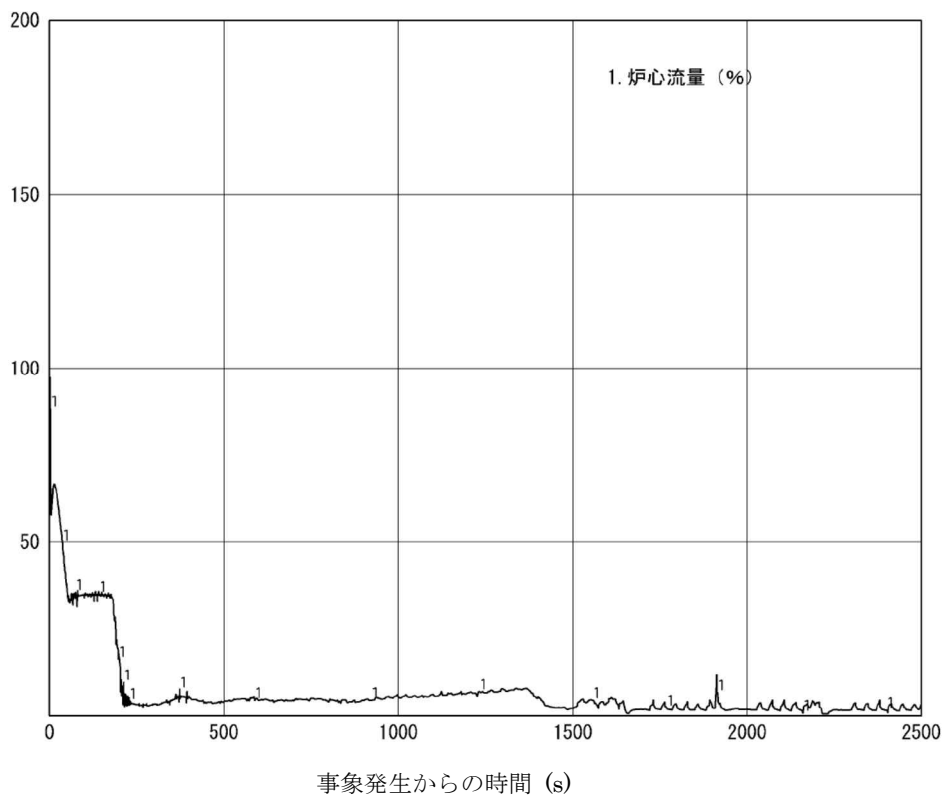


図8 炉心流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

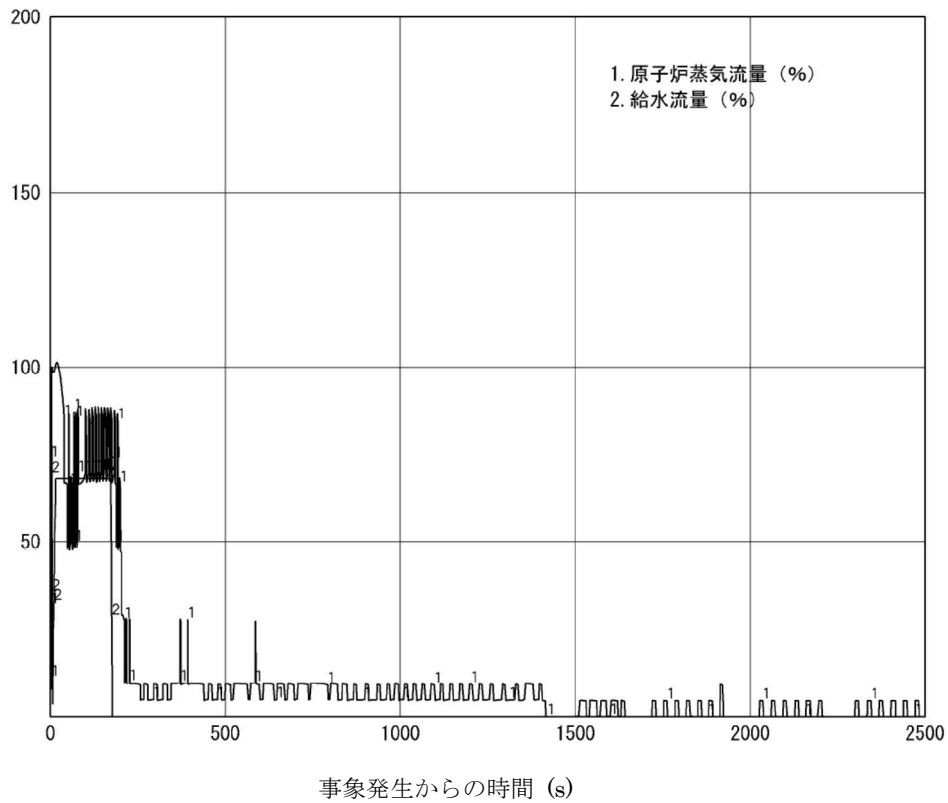


図9 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

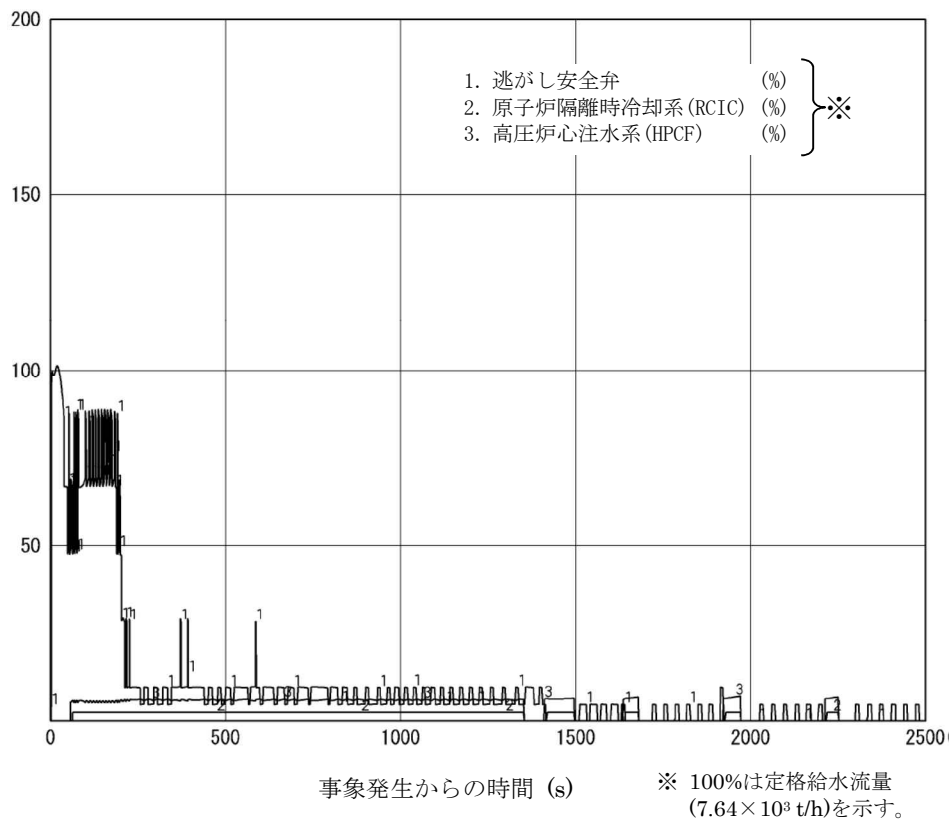


図10 逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系(RCIC)，高圧炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

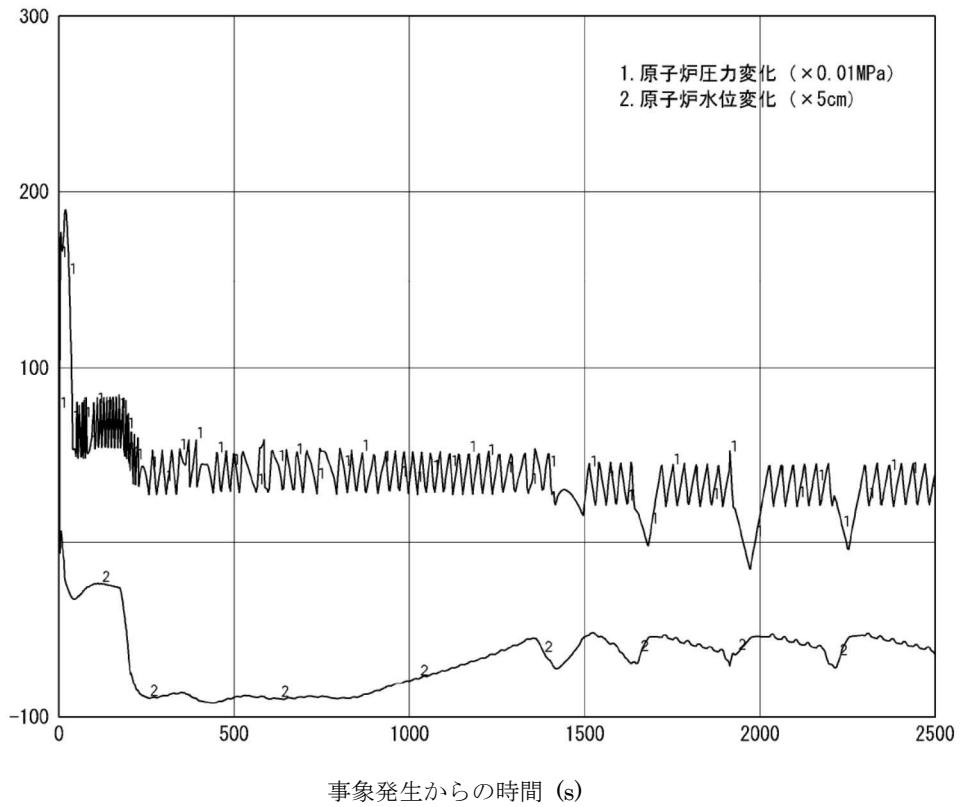


図 11 原子炉圧力，原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

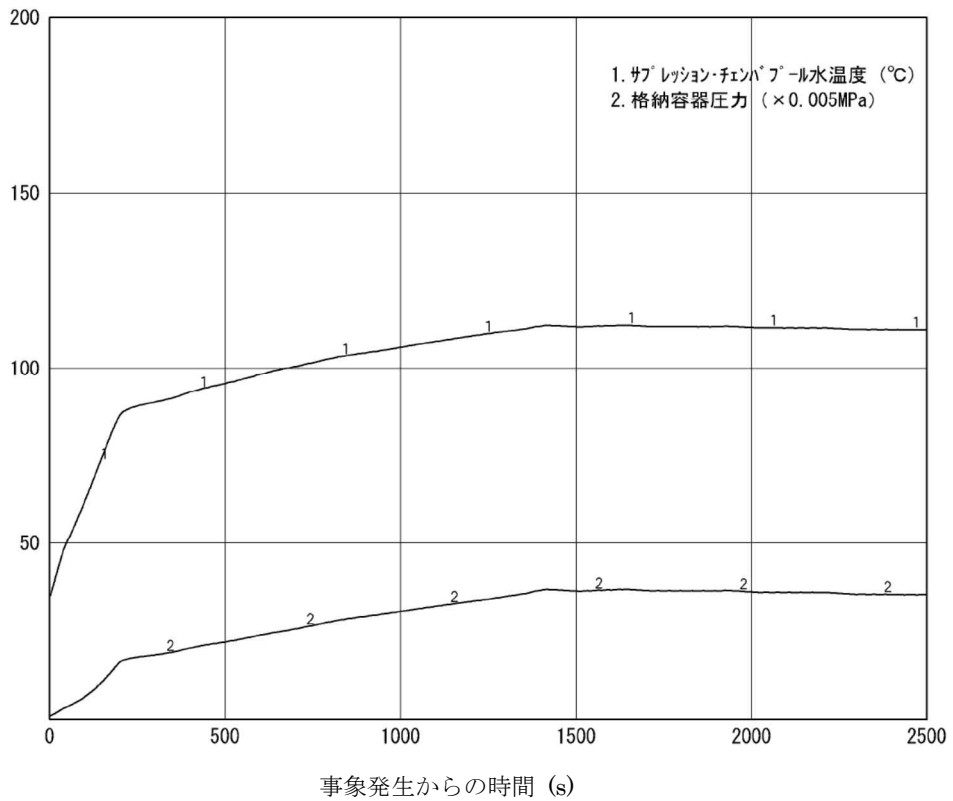


図 12 サプレッションプールの水温，格納容器圧力の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

添 2.5.5-9

原子炉への注水に使用する水源とその水温の影響

1. はじめに

今回の評価では、事象発生から24秒後に高圧炉心注水系の水源がサプレッションプール水位上昇によって、34秒後に原子炉隔離時冷却系の水源がサプレッションプール水位上昇及びドライウェル圧力高信号(13.7 kPa[gage])によって、復水貯蔵槽からサプレッションプールに自動で切り替わる。高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による注水開始は事象発生から約1分程度経過した時点であるため、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッションプールとして評価している。

一方、今回の評価では期待していないが、一旦自動で復水貯蔵槽からサプレッションプールに切り替わった高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源は、中央制御室における運転員の操作によって復水貯蔵槽に戻ることができる。サプレッションプールの水温は逃がし安全弁を介した原子炉からの蒸気流入により上昇していくが、復水貯蔵槽の水温は常温程度であるため、反応度印加の観点では水源を復水貯蔵槽とする場合の方が厳しい。

このため、サプレッションプール水位高到達から10分後に中央制御室における運転員の操作によって、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッションプールから復水貯蔵槽に切り替える場合を想定した場合について評価し、復水貯蔵槽の水温が各パラメータの挙動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。)の評価条件に対して、サプレッションプール水位高から600秒後に、サプレッションプールから復水貯蔵槽へ水源を切り替える操作を追加した以外は、ベースケースにおける評価条件と同等である。

3. 評価結果

評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

サプレッションプール水位高から600秒後(事象発生から624秒)で高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源をサプレッションプールから復水貯蔵槽に切り替えると、炉心に注入する水の温度が低くなるため、ベースケースに比べて炉心入口のサブクールが高くなり、出力が高めに推移する。

ベースケースに比べて出力が高めに推移するため、サプレッションプールへの蒸気の流入量が多くなるが、サプレッションプール水を水源として使用しないため、サプレッションプールの水量が多く維持される。このため、サプレッションプールの水温上昇が抑制されたものと考えるが、ベースケースの場合との差は僅かである。

なお、燃料被覆管の温度は、サプレッションプールから復水貯蔵槽へ水源を切り替える操作の前に燃料被覆管最高温度に到達するため、ベースケースと変わらない。燃料被覆管の酸

化量についても同様である。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力も、水源を切り替える操作の前にピークに達するため、ベースケースと変わらない。

4. まとめ

サプレッションプール水位高から600秒後に、サプレッションプールから復水貯蔵槽へ水源を切り替える操作を追加した場合について評価した結果、判断基準となるパラメータの最大値はベースケースとほぼ同じであり、判断基準を下回ることを確認した。

以上

表1 水源切替操作の有無による判断基準への影響

項目	感度解析 (水源切替操作有)	ベースケース (水源切替操作無)	判断基準
燃料被覆管最高温度(°C)	—※	約 920	1,200°C以下
燃料被覆管の酸化量(%)	—	1%以下	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	—※	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用圧力の1.2 倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力(MPa[gage])	0.19	0.19	0.62 MPa[gage] (限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サプレッションプール水温(°C))	112	113	200°C(限界温度)を下回る

※ 水源切り替え操作前に最大値を示すパラメータであることから、評価を省略した。

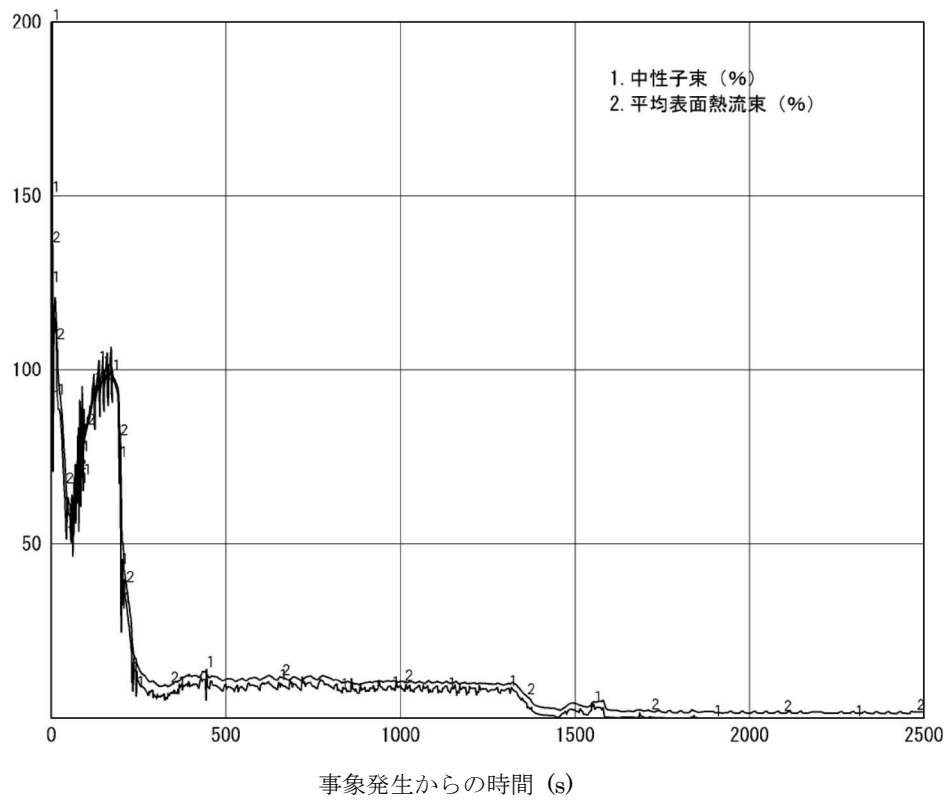


図1 中性子束, 平均表面熱流束の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

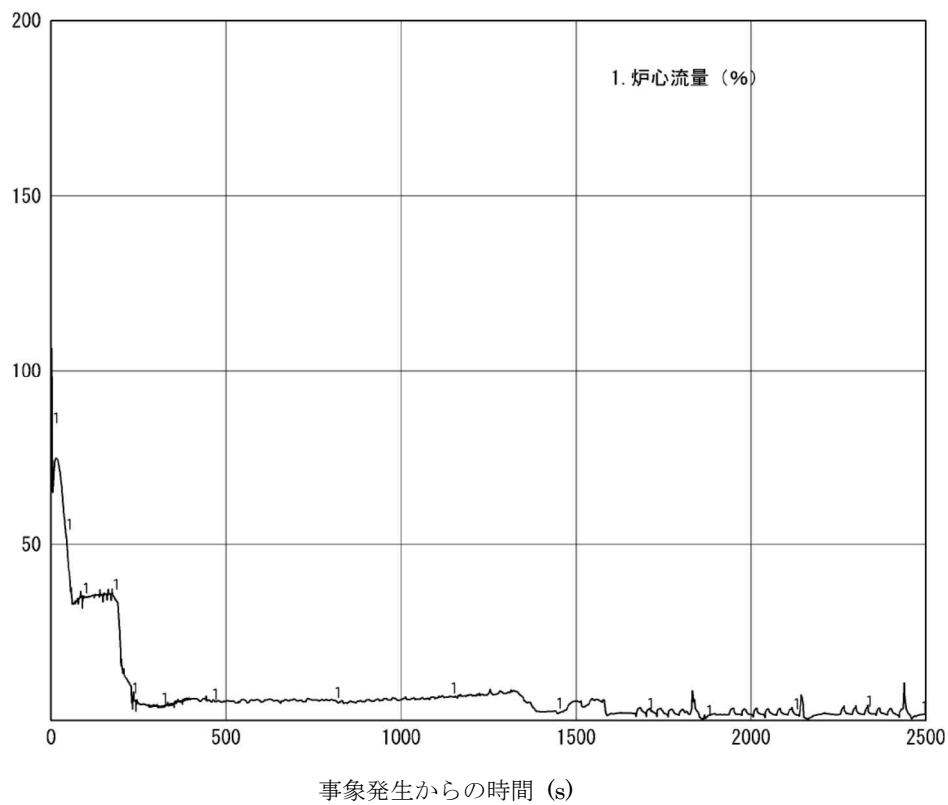


図2 炉心流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

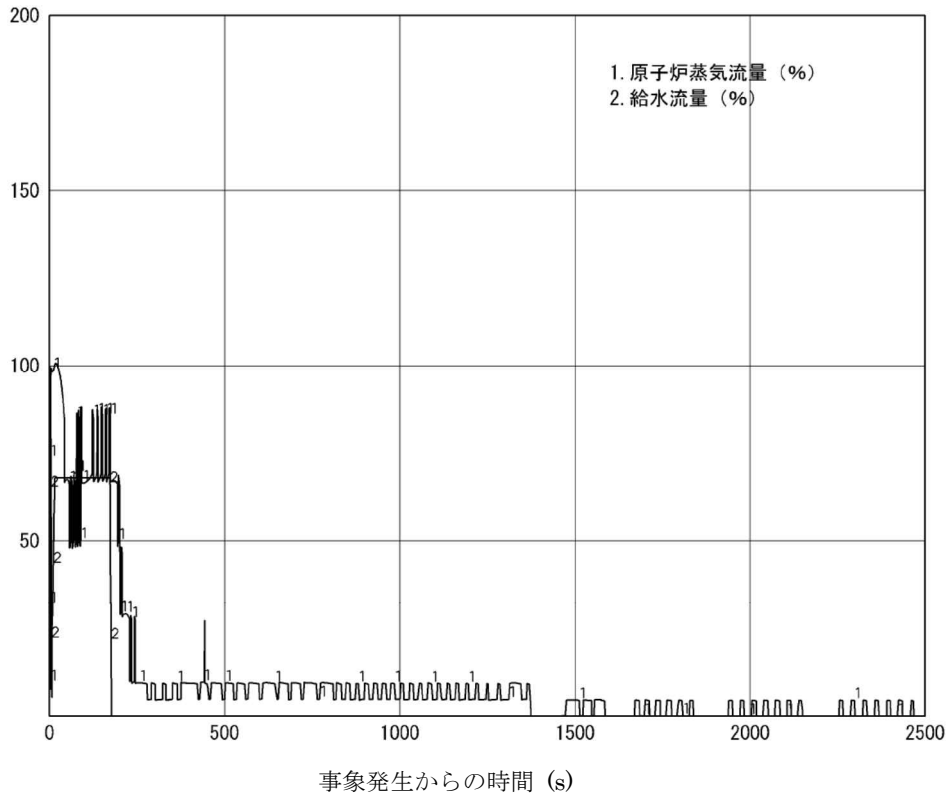


図3 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

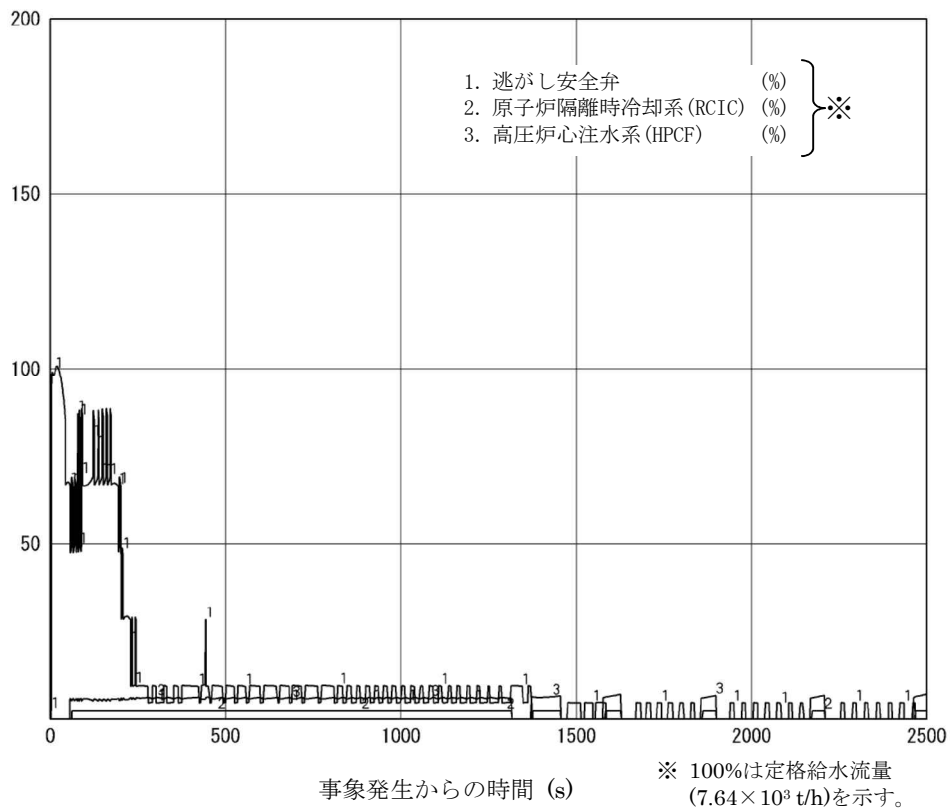


図4 逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系 (RCIC)，高圧炉心注水系 (HPCF) の流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

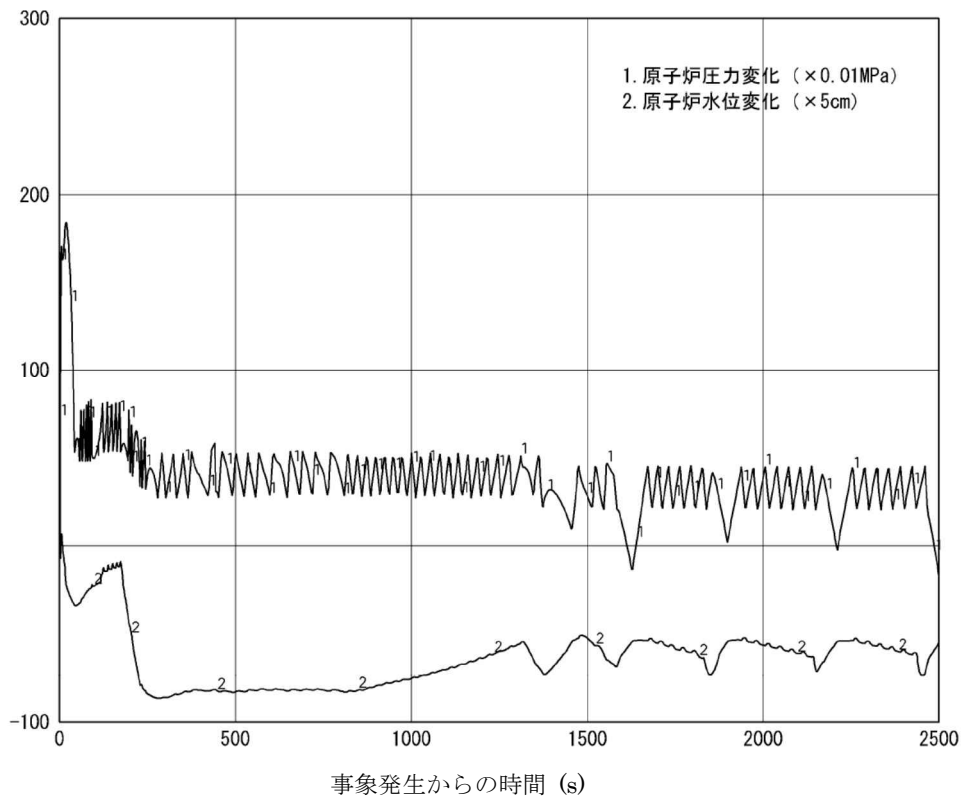


図5 原子炉圧力，原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

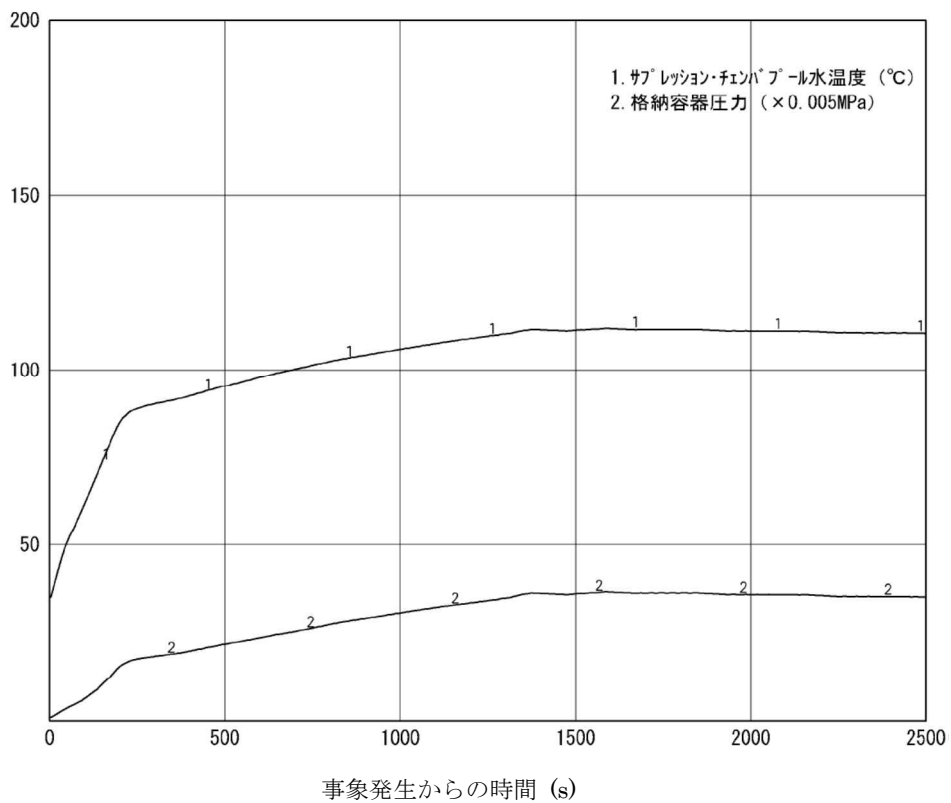


図6 サプレッションプール水温，格納容器圧力の時間変化
(事象発生から 2500 秒後まで)

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源の水温の影響

今回の評価では、事象発生から24秒後に高圧炉心注水系の水源がサブプレッションプール水位上昇によって、34秒後に原子炉隔離時冷却系の水源がサブプレッションプール水位上昇及びドライウェル圧力高信号(13.7 kPa[gage])によって、復水貯蔵槽からサブプレッションプールに自動で切り替わる。高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による注水開始は事象発生から約1分程度経過した時点であるため、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッションプールとして評価している。

本事象では、サブプレッションプールの水源が事象発生と同時に急激に上昇し、事象発生から3分程度で77℃、11分程度で100℃を上回り、最高113℃まで上昇する。原子炉隔離時冷却系の最高使用温度は77℃、高圧炉心注水系の最高使用温度は100℃であることから、評価上、最高使用温度を上回る温度領域での運転を設定している。このため、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系について、今回の温度領域での運転の健全性を検討する。

(1) 高圧炉心注水系の運転可能性に関する検討

高圧炉心注水系の水源をサブプレッションプールとした場合、サブプレッションプールの温度上昇に伴うポンプのキャビテーションが想定されるものの、サブプレッション・チェンバ内が飽和蒸気圧条件となることから、NPSHの観点では高圧炉心注水系の運転継続に問題ないものとする。

また、今回の評価では、一部を除いて運転員の操作に、起点となる事象の発生から600秒の時間余裕を見込むこととしている。高圧炉心注水系は事象発生から24秒後に水源が復水貯蔵槽からサブプレッションプールに自動で切り替わるが、この自動切り替えから600秒後に高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の水源をサブプレッションプールから復水貯蔵槽に切り替える操作を想定する場合、切り換え時点の温度は100℃未満であるため、高圧炉心注水系を最高使用温度未満運転した場合の評価となる。なお、評価結果は添付資料2.5.5の通りであり、判断基準を下回ることを確認している。

(2) 原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する検討

原子炉隔離時冷却系については、事象発生から3分程度でサブプレッションプールの水温が原子炉隔離時冷却系の最高使用温度である77℃を超えるため、サブプレッションプールから復水貯蔵槽への水源切り替え操作への期待については考慮していない。

なお、サブプレッションプールの水温が77℃を超えた場合に原子炉隔離時冷却系が停止すると仮定した場合について評価したところ、サブプレッションプールの水温は原子炉隔離時冷却系が運転を継続するとした場合に比べて緩やかに上昇し、かつ、最高温度も低く抑えられることを確認した。評価結果を図1から図6に示す。また、評価結果のまとめを表

1に示す。

また、福島第一原子力発電所2号炉では、平成23年3月11日に発生した事故の際、サブプレッションプールを水源とした状態で長時間運転を継続している。福島第一原子力発電所2号炉の原子炉隔離時冷却系がサブプレッションプールを水源として運転していた期間(平成23年3月12日5時から14日9時頃)のサブプレッションプールの温度は、ドライウエル圧力を水蒸気の飽和温度と考える場合、今回の評価での最高温度である113℃を超えていたものと推定され、また、平成23年3月14日7時に計測されたサブプレッションプールの温度も146℃であったことから、原子炉隔離時冷却系は、サブプレッションプールの温度が113℃程度であったとしても、運転を継続できる可能性があると考ええる。

以上

表1 水源切替操作及び原子炉隔離時冷却系の運転状態による判断基準への影響

項目	感度解析 (水源切替操作有, サブプレッションプール 温度77°Cで原子炉隔離 時冷却系の運転停止)	ベースケース (水源切替操作無, 原子炉隔離時冷却 系の運転継続)	判断基準
燃料被覆管最高温度(°C)	約 910	約 920	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量(%)	—	1%以下	酸化反応が著しくなる前の 被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリに かかる圧力(MPa[gage])	—※	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用 圧力の1.2 倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリに かかる圧力(MPa[gage])	0.15	0.19	0.62 MPa[gage] (限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッションプール水温(°C))	104	113	200°C (限界温度)を下回る

※ 原子炉隔離時冷却系の運転停止前に最大値を示すパラメータであることから、評価を省略した。

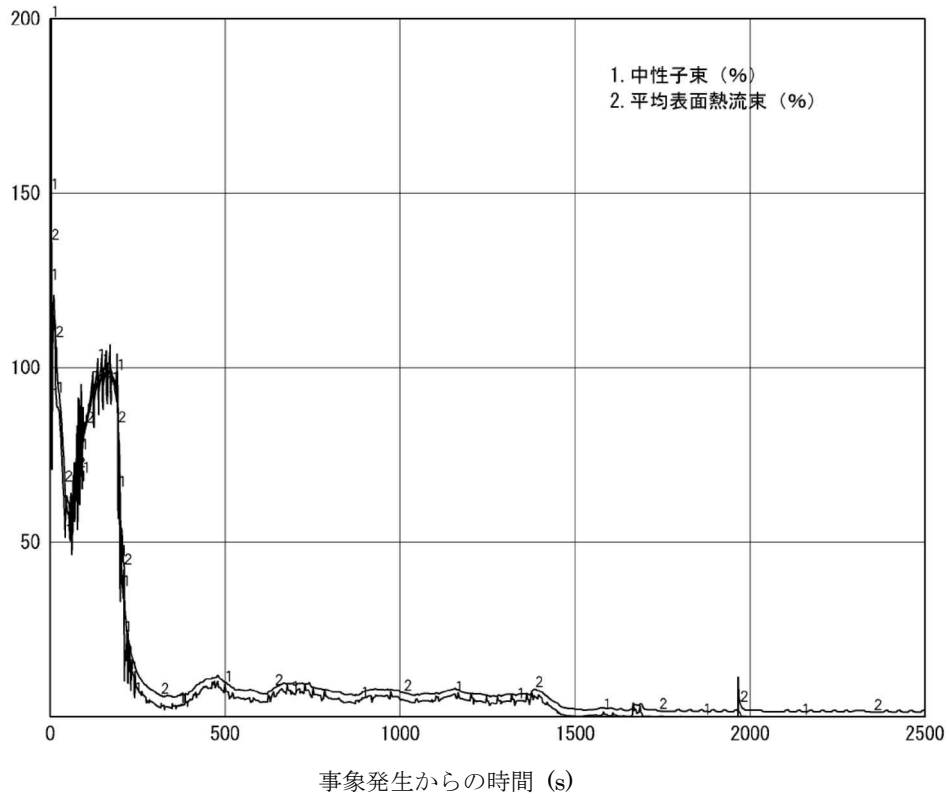


図1 中性子束, 平均表面熱流束の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

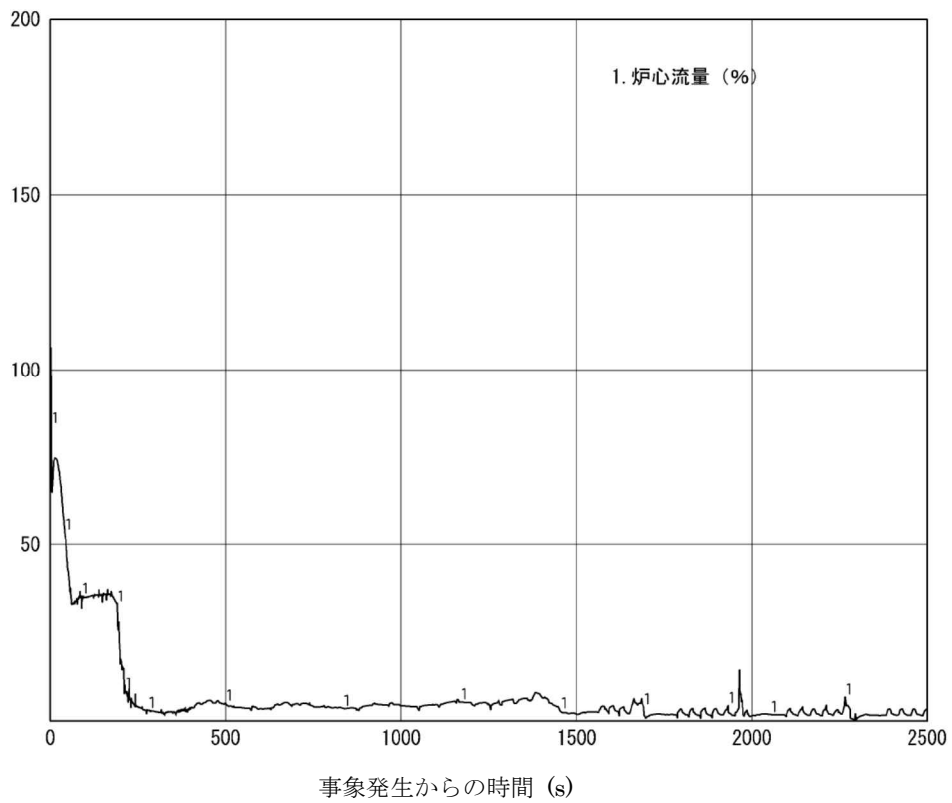


図2 炉心流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

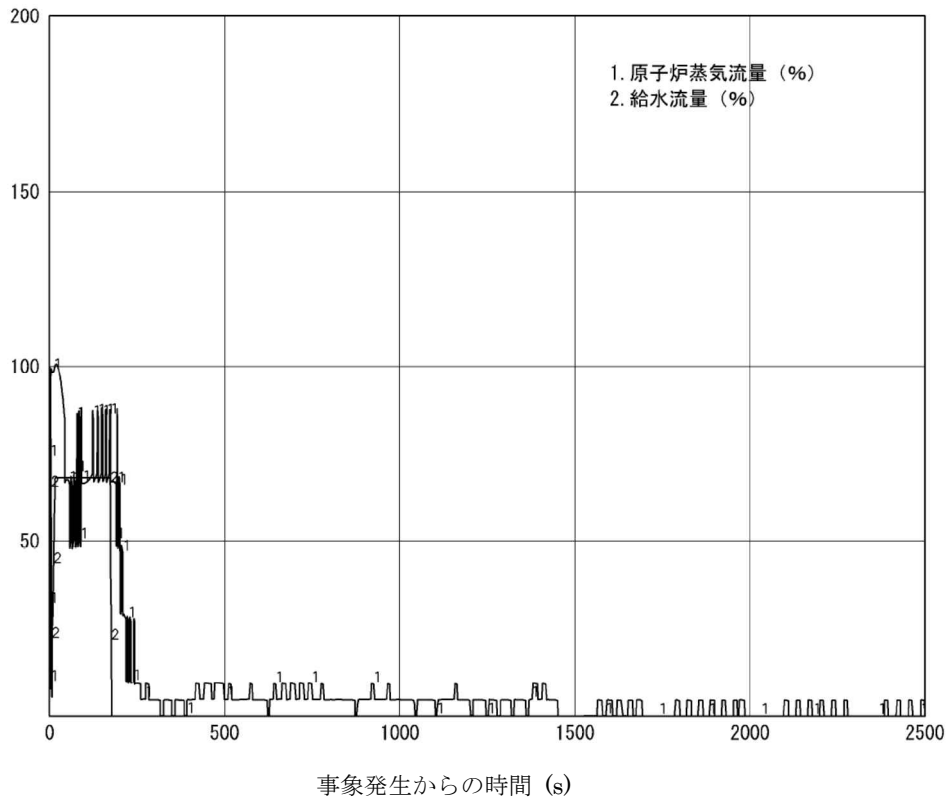


図3 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

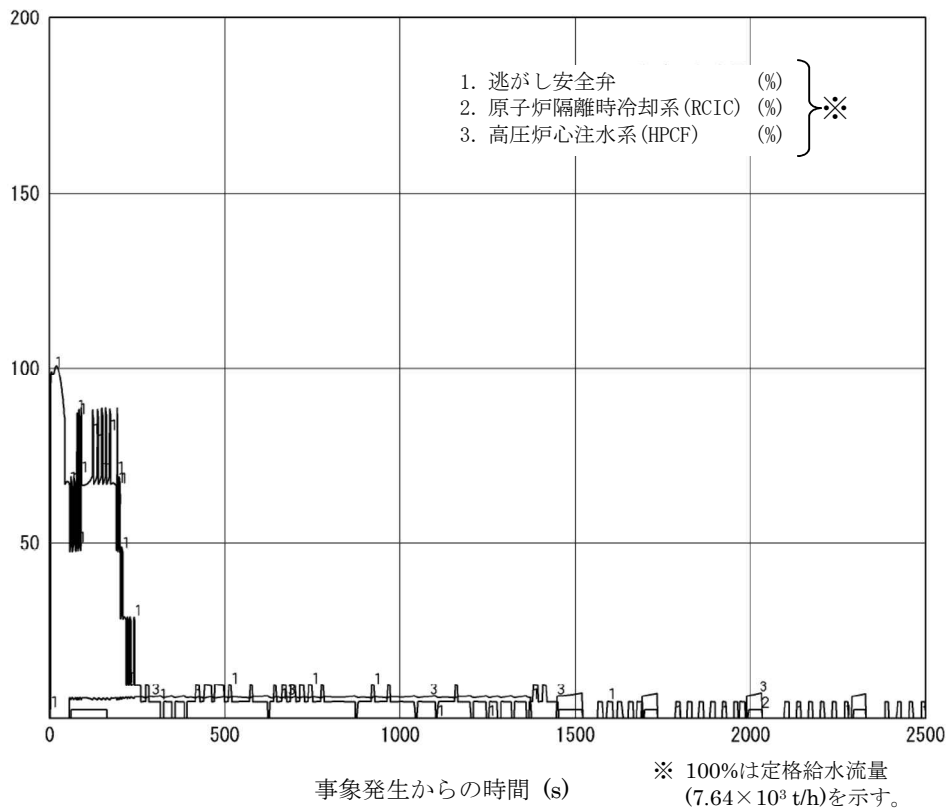


図4 逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系 (RCIC)，高圧炉心注水系 (HPCF) の流量の時間変化(事象発生から 2500 秒後まで)

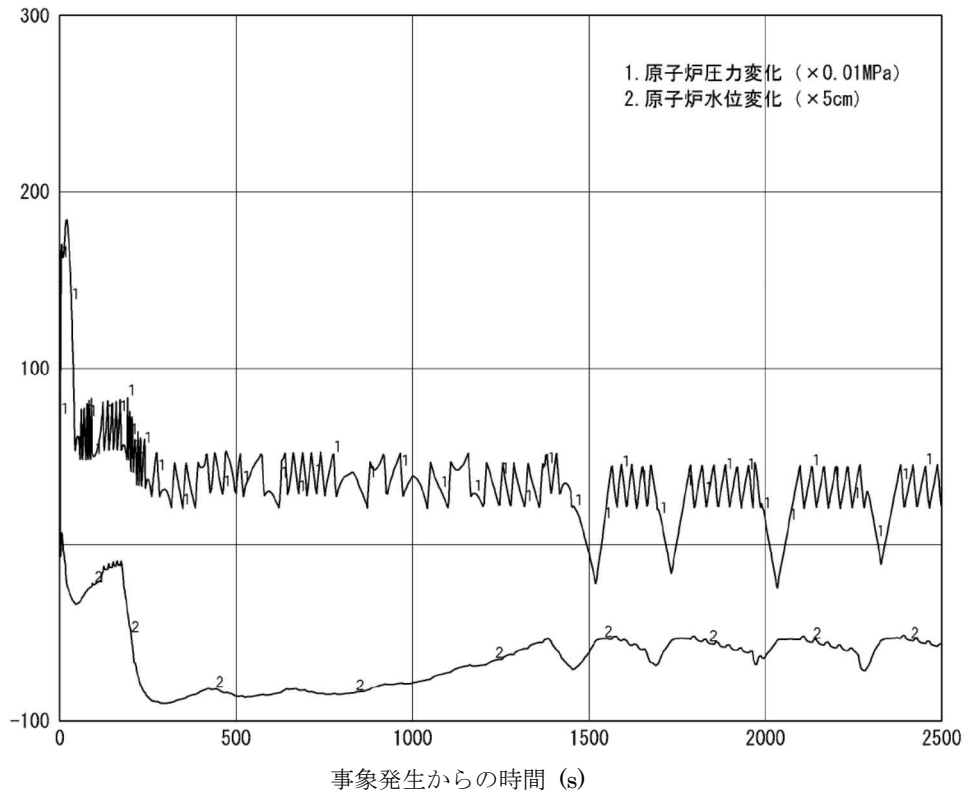


図5 原子炉圧力，原子炉水位(シュラウド外水位)の時間変化
(事象発生から2500秒後まで)

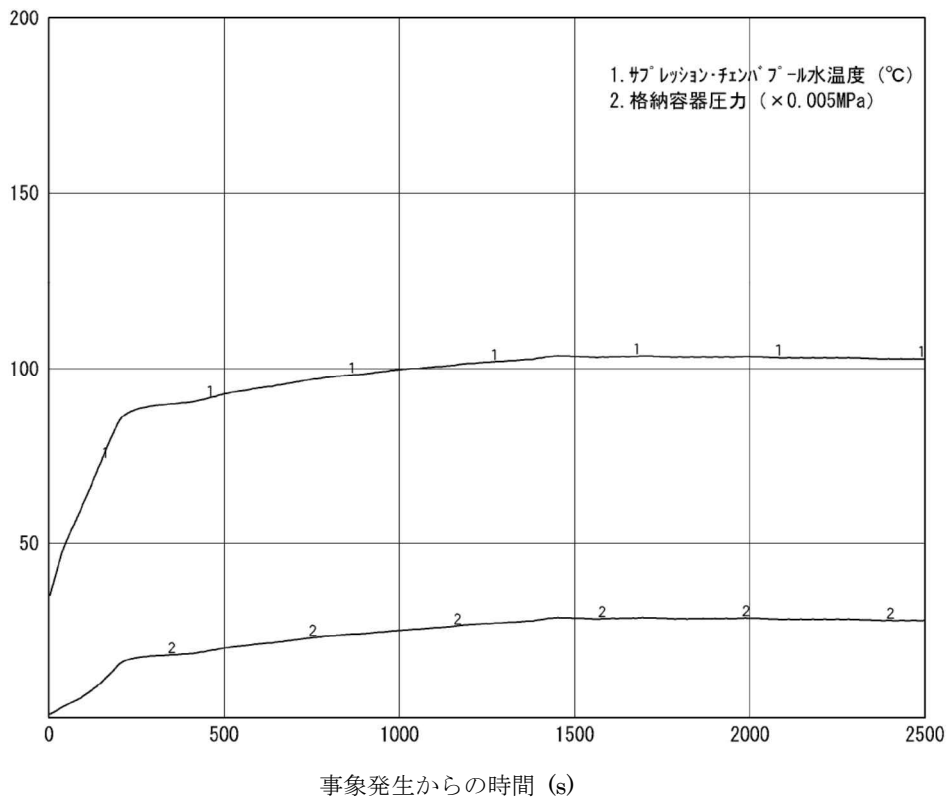


図6 サプレッションプールの水温，格納容器圧力の時間変化
(事象発生から2500秒後まで)

外部電源の有無による評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、外部電源は喪失しない条件としており、給水系の機能や再循環ポンプの機能は喪失しない。ここでは、外部電源が喪失した場合を仮定し、外部電源の有無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。)の評価条件に対して、外部電源の有無以外は、ベースケースにおける評価条件と同等である。

3. 評価結果

評価結果を図1から図12に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。

主蒸気隔離弁の閉動作開始と同時に、外部電源が喪失するため、MGセットがついていない4台の再循環ポンプがトリップし、その後、MGセット付きの再循環ポンプ6台が3秒後にトリップする。これにより、ベースケースに比べて出力上昇が抑えられることから、事象初期の出力上昇による被覆管温度の上昇は、ベースケースの一次ピーク(約770℃)以下に抑えられる。原子炉圧力については、主蒸気隔離弁閉鎖による上昇後、逃がし弁の開動作により低下する。炉心流量減少により原子炉出力が低下するため、原子炉バウンダリ圧力の最大値はベースケースと比べて低くなる。

また、外部電源喪失により給水流量が喪失して原子炉水位は低下する。水位の低下に伴い出力が低下することから、ベースケースで見られた給水加熱喪失状態による出力上昇は発生しない。サブプレッション・チェンバへ放出される蒸気量もベースケースと比較して少ないことにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力、温度の最大値はベースケースと比べて低くなる。

4. まとめ

外部電源の有無による評価結果への影響を確認した結果、全ての判断基準パラメータについて、ベースケースよりも低い値を示した。

また、外部電源が有ることにより使用可能となる給水系、再循環ポンプについては、これらの機能が有る方が事象は厳しくなることから、重大事故等対処設備として位置付ける必要はない。

以上

表1 外部電源の有無による判断基準への影響

項目	感度解析 (外部電源有)	ベースケース (外部電源無)	判断基準
燃料被覆管最高温度(°C)	約 690	約 920	1,200 °C以下
燃料被覆管の酸化量(%)	1%以下	1%以下	酸化反応が著しくなる前の 被覆管厚さの15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリに かかる圧力(MPa[gage])	8.42	9.08	10.34 MPa[gage](最高使用 圧力の1.2 倍)を下回る
原子炉格納容器バウンダリに かかる圧力(MPa[gage])	0.08	0.19	0.62 MPa[gage] (限界圧力)を下回る
原子炉格納容器バウンダリの温度 (サブプレッションプール水温(°C))	85	113	200 °C(限界温度)を下回る

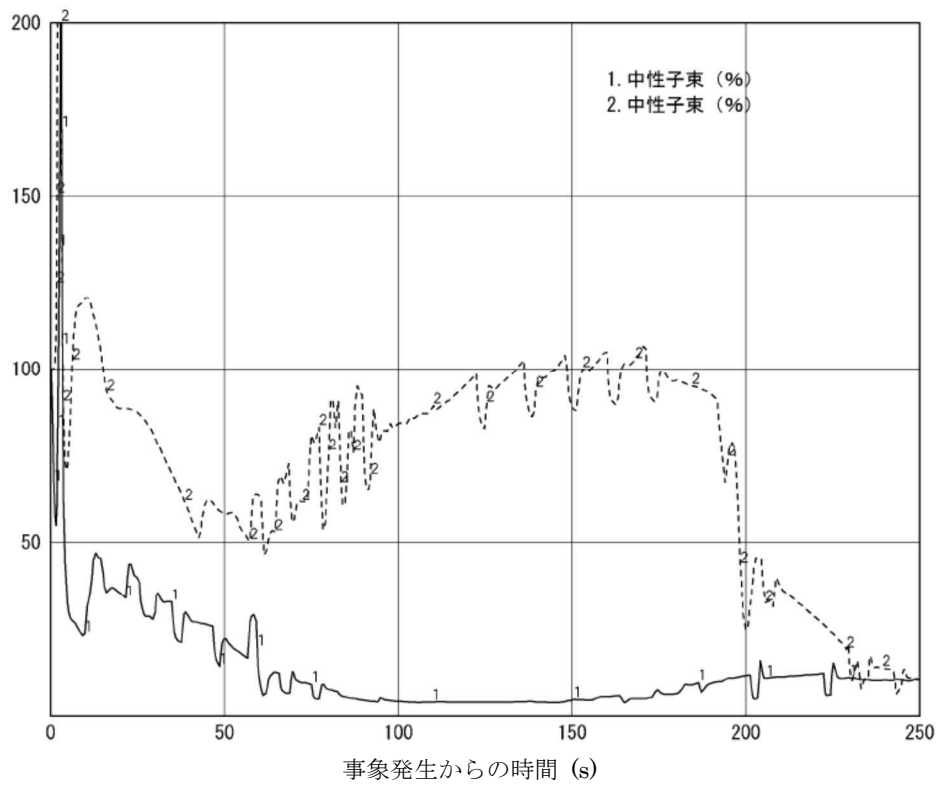


図1 中性子束の時間変化(事象発生から250秒後まで)

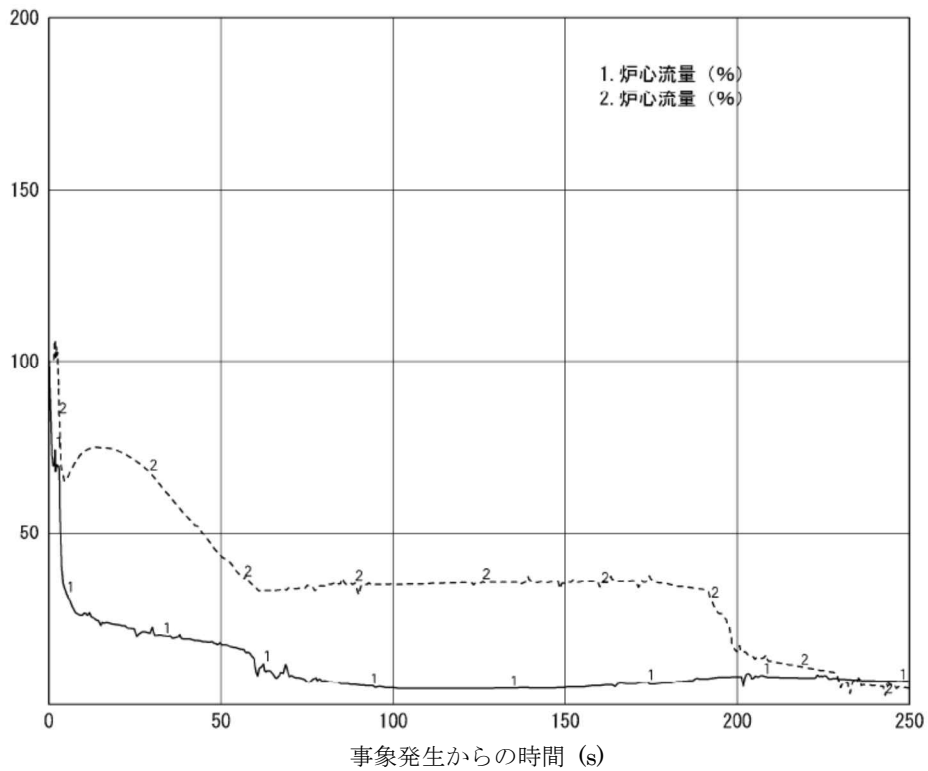


図2 炉心流量の時間変化(事象発生から250秒後まで)

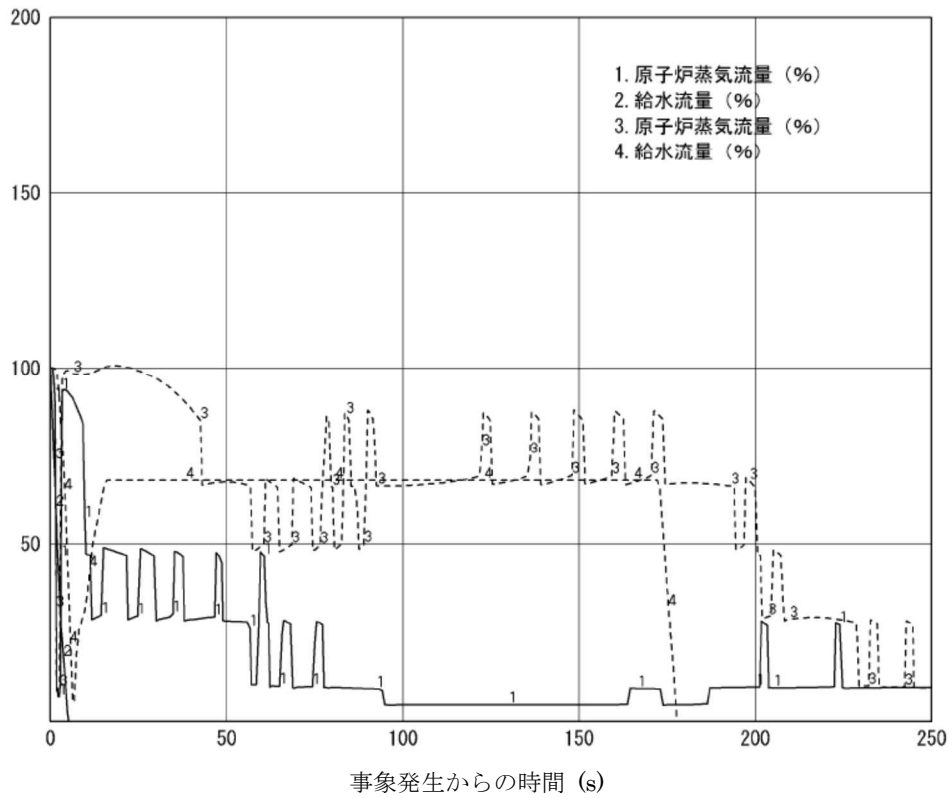


図3 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から250秒後まで)

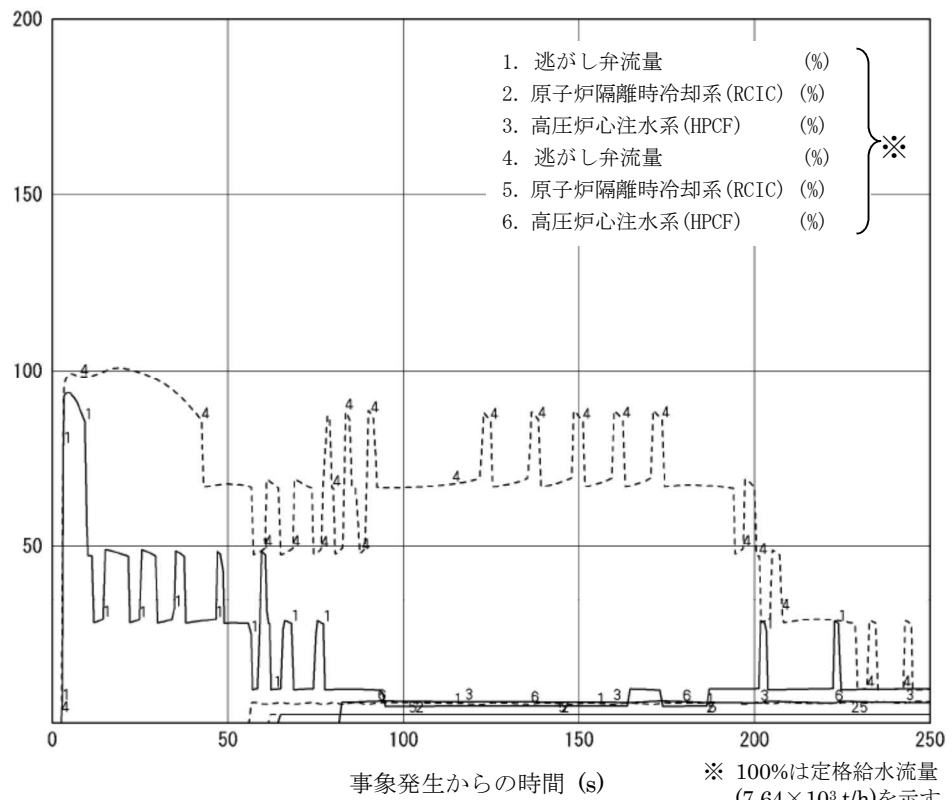


図4 逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系 (RCIC)，高圧炉心注水系 (HPCF) の流量の時間変化(事象発生から250秒後まで)

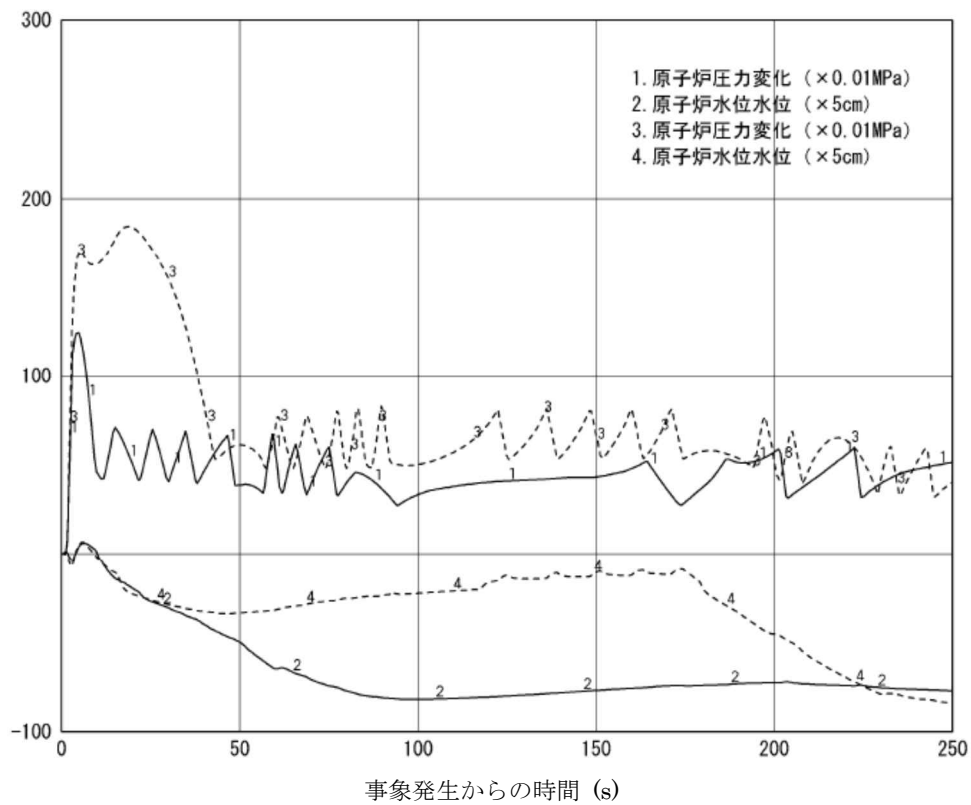


図5 原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド外水位)の流量の時間変化(事象発生から250秒後まで)

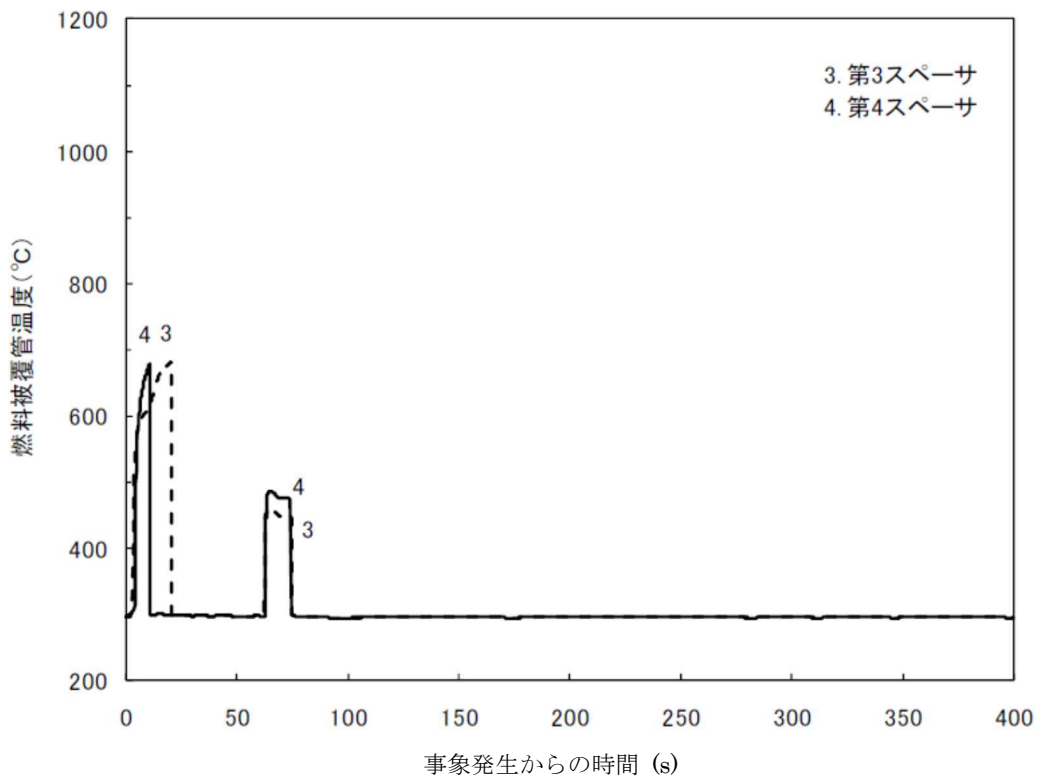


図6 燃料被覆管温度(PCT)の時間変化(事象発生から400秒後まで)

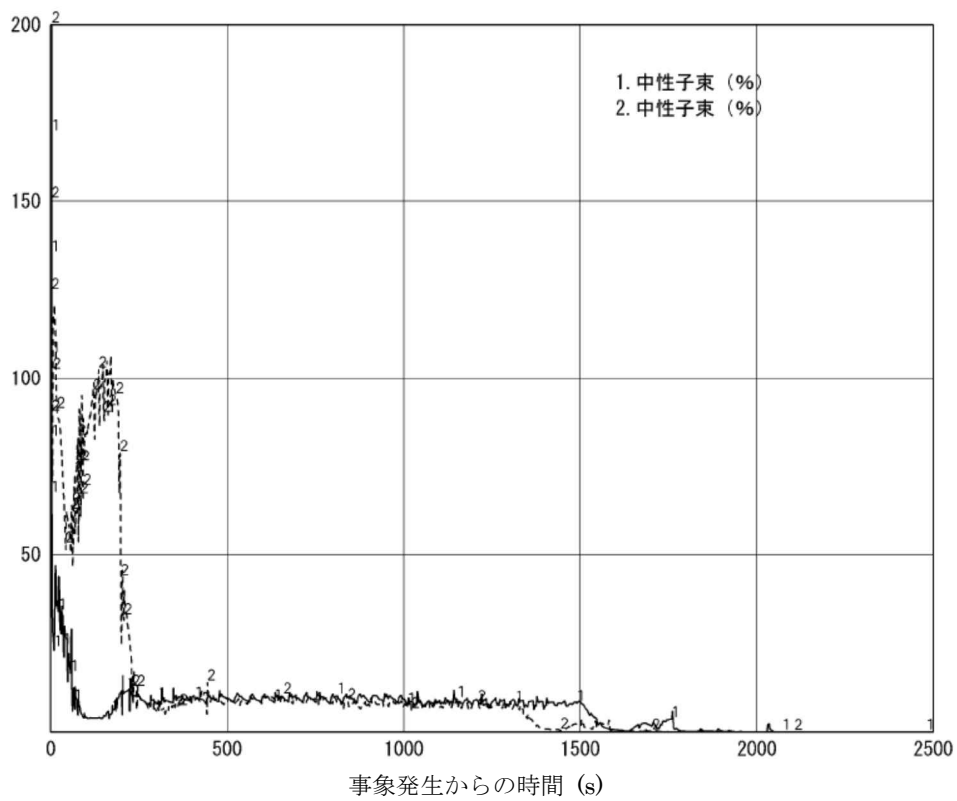


図7 中性子束の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

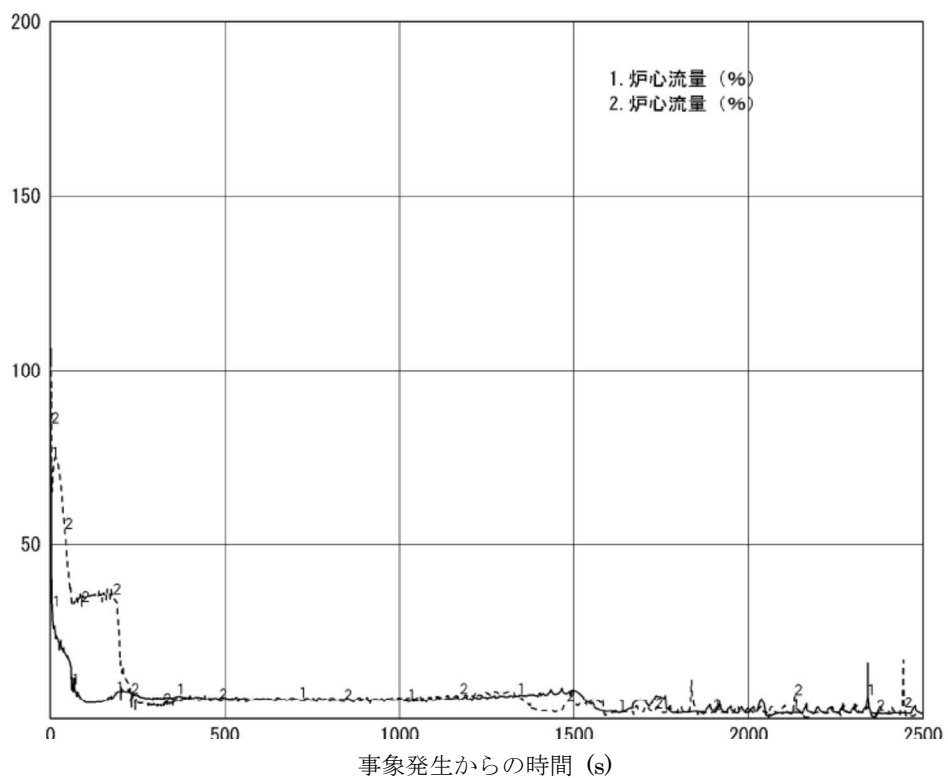


図8 炉心流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

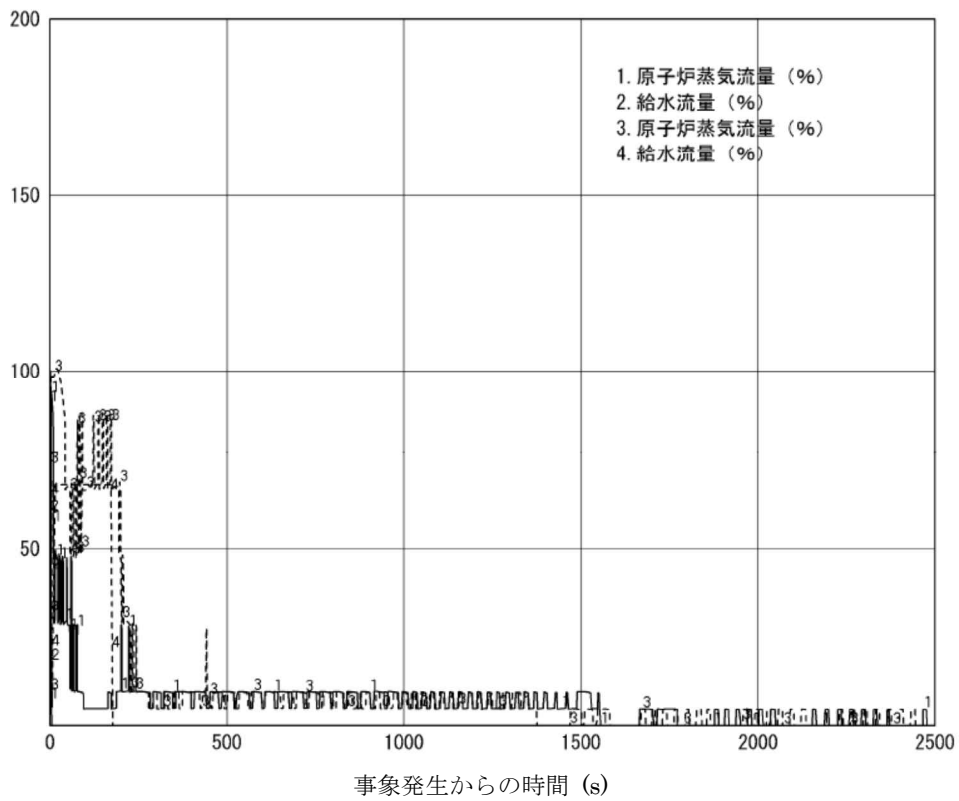


図9 原子炉蒸気流量，給水流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

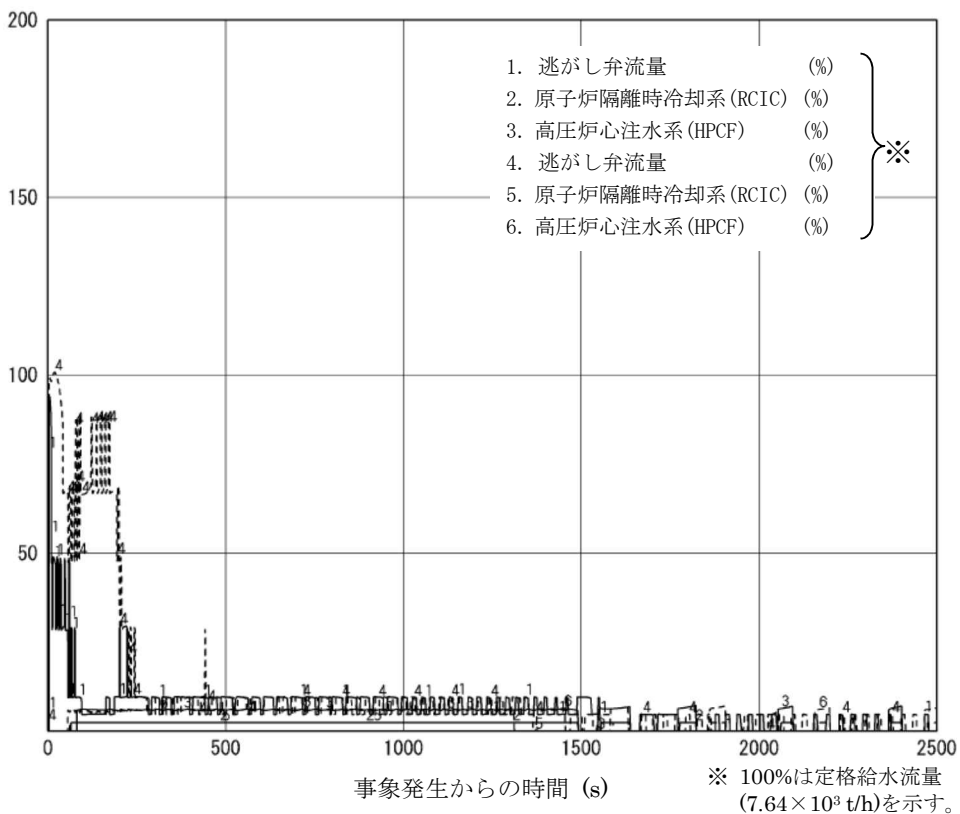


図10 逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系(RCIC)，高压炉心注水系(HPCF)の流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

※ 100%は定格給水流量
(7.64×10^3 t/h)を示す。

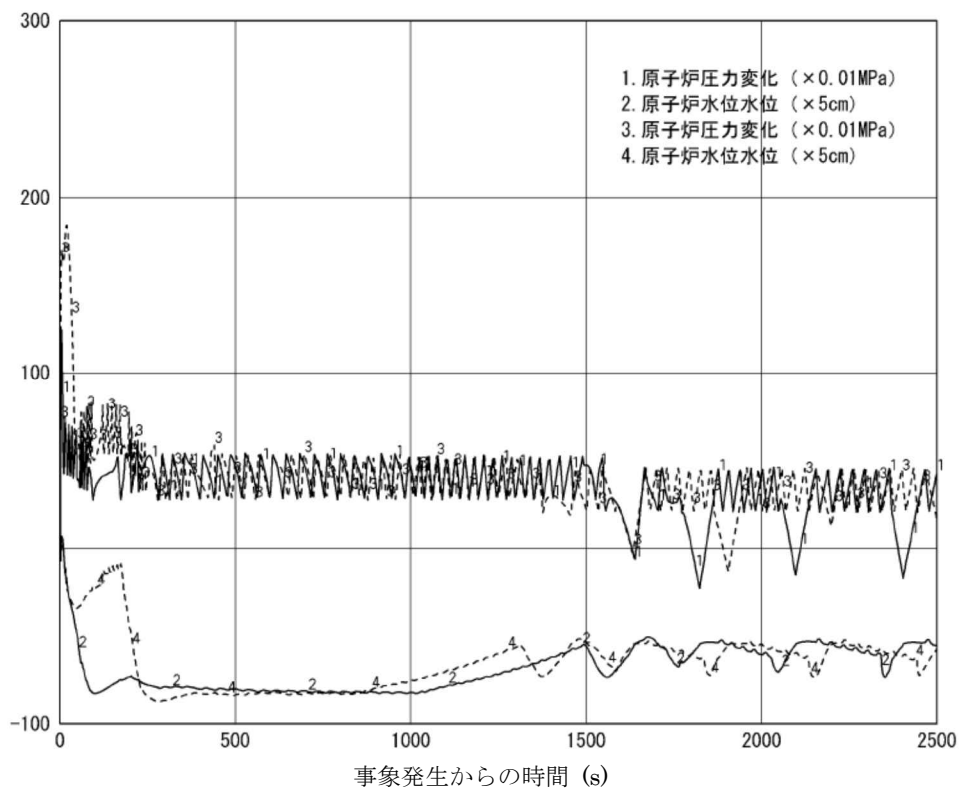


図 11 原子炉圧力，原子炉水位(シュラウド外水位)の
 流量の時間変化(事象発生から2500秒後まで)

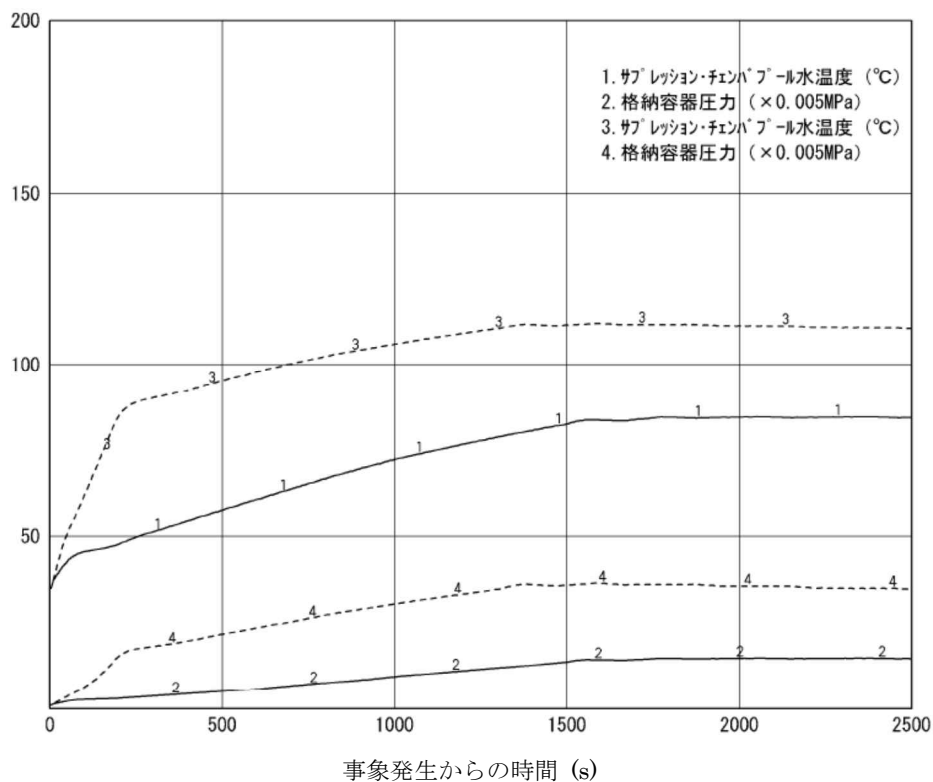


図12 サプレッションプールの水温，格納容器圧力の時間変化
 (事象発生から2500秒後まで)

2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

2.7.1 事故シーケンスグループの特徴, 炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」において, 炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 「インターフェイスシステム LOCA」(インターフェイスシステム LOCA の発生後, 隔離できないまま炉心損傷に至るシーケンス)である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」では, 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で, 高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち, 隔離弁の故障等により低圧設計部分が過圧され破断する事象を想定する。このため, 緩和措置が取られない場合には, 炉心損傷に至る。

したがって, 本事故シーケンスグループでは, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図り, また, インターフェイスシステム LOCA の発生箇所を隔離することによって, 格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」における機能喪失に対して, 炉心が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とするため, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を用いた原子炉注水, 残留熱除去系を用いた除熱を整備する。これらの対策の概略系統図を図 2.7.1 から図 2.7.3 に, 手順の概要を図 2.7.4 に示すとともに, 重大事故等対策の概要を以下に示す。また, 重大事故等対策における設備と手順の関係を表 2.7.1 に示す。

本事故シーケンスグループにおける 6 号炉及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は, 中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され, 合計 11 名である。その内訳は次の通りである。中央制御室の運転員は, 中央監視・指示を行う当直長 1 名(6 号炉及び 7 号炉兼任), 当直副長 2 名, 運転操作を行う運転員 4 名の合計 7 名である。発電所構内に常駐している要員のうち, 通報連絡等を行う緊急時対策本部要員 4 名である。必要な要員と作業項目について図 2.7.5 に示す。

a. インターフェイスシステム LOCA 発生

高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて, 原子炉注入逆止弁が故障により開固着しており, 原子炉注入電動弁が誤動作した場合, 高圧炉心注水系の低圧設計のポンプ吸込配管が過圧され破断することで, インターフェイスシステム LOCA が発生する。

b. 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認

事象発生後に外部電源喪失となり、炉心流量急減信号が発生して原子炉はスクラムする。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。

c. 高圧注水系による原子炉注水

原子炉スクラム後、原子炉水位は低下を継続し、原子炉水位低(レベル 2)で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低(レベル 1.5)で高圧炉心注水系が起動する。

高圧注水系の起動を確認するために必要な計装設備は、各系統流量指示計等である。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低(レベル 1.5)で全閉するが、破断口から冷却材の流出が継続しているため、原子炉圧力は低下を継続する。

高圧注水系により原子炉注水は実施されるが、破断口から冷却材の流出が継続しているため原子炉水位は低下を継続し、原子炉水位低(レベル 1)で低圧注水系が起動する。

d. 原子炉水位維持及び破断箇所隔離

原子炉圧力低下に伴い、健全側高圧炉心注水系の流量が増加し原子炉水位は回復するが、破断箇所からの漏えい抑制のため、破断箇所の隔離が終了するまで原子炉水位は高圧炉心注水系ノズル位置以下で維持する。

原子炉水位維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位計及び各系統流量指示計等である。

破断箇所の隔離は、中央制御室または格納容器外での破断系統の弁閉止操作により実施する。

e. 破断箇所隔離後の水位維持及び残留熱除去系による除熱

破断箇所の隔離が成功すると、崩壊熱により原子炉圧力は上昇する。高圧注水系により原子炉水位を原子炉水位低(レベル 3)から原子炉水位高(レベル 8)の間で維持する。

原子炉水位維持を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位計及び各系統流量指示計等である。

残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転開始後、原子炉を減圧する。原子炉減圧後、原子炉停止時冷却モード運転を開始し、原子炉を冷温停止状態に移行する。

サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転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温度計等である。

原子炉停止時冷却モード運転を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系熱交換器入口温度計等である。

2.7.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分とのインターフェイスが、直列に設置された2つの隔離弁のみで隔離された系統において、隔離弁が両弁ともに破損または誤開することで、低圧設計部分が加圧される「インターフェイスシステム LOCA」を選定した。

本重要事故シーケンスでは、炉心崩壊熱、燃料から冷却材への熱伝達、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を用いた原子炉注水、残留熱除去系を用いた除熱等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長期間熱水力過渡変化解析コード SAFERにより原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 2.7.2 に示す。また、主要な解析条件について、本重要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

破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管径が大きい高圧炉心注水系の吸込配管とし、高圧炉心注水系スパーージャから破断口に至る経路のうちで面積の最も小さい高圧炉心注水系スパーージャノズル部において臨界流が生じる。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

インターフェイスシステム LOCA が発生した場合には、冷却材流出の防止のため、原子炉減圧操作を実施する手順としているが、本評価においては、減圧操作は実施しない。

(c) 外部電源

外部電源は事象発生と同時に喪失することとし、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

原子炉の自動停止は、事象発生と同時に想定している外部電源喪失に起因する再循環ポンプトリップに伴う「炉心流量急減」信号によるものとする。

(b) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低(レベル 2)で自動起動し、 $182\text{m}^3/\text{h}$ ($8.12\sim 1.03\text{MPa}[\text{dif}]$ において)の流量で給水するものとする。

(c) 高圧炉心注水系

高圧炉心注水系が原子炉水位低(レベル 1.5)で自動起動し、727m³/h(0.69MPa[dif]において)の流量で給水するものとする。

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) 解析においては、事象進展の厳しさの観点から、高圧炉心注水系の破断箇所隔離は想定していないが、高圧炉心注水系の破断箇所隔離は、事象発生後10分間のプラント状況確認後とし、操作時間として5分間を想定している。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力、原子炉水位(シュラウド内及びシュラウド内外)*、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流出量、原子炉内保有水量の推移を図 2.7.6 から図 2.7.11 に、燃料被覆管温度、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率の推移を図 2.7.12 から図 2.7.14 に示す。

a. 事象進展

事象発生後に外部電源喪失となり、炉心流量急減信号が発生して原子炉はスクラムする。原子炉水位低(レベル 2)で原子炉隔離時冷却系が起動し、原子炉水位低(レベル 1.5)で高圧炉心注水系が起動する。

再循環ポンプについては、外部電源喪失により、事象発生と共に 10 台全てがトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低(レベル 1.5)で全閉する。

破断口から冷却材の流出により原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水が開始すると回復し、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される。

炉心を冠水維持しつつ、破断箇所の特定及び隔離を行う。破断箇所の隔離は、中央制御室又は格納容器外での破断系統の弁閉止の操作を実施する。

(添付資料 2.7.1, 添付資料 2.7.2)

高出力燃料集合体のボイド率は、配管破断による減圧に伴い増加し、原子炉隔離時冷却系が停止すると、ボイド率は増加する。減圧が完了すると、炉心下部プレナム部から未飽和水が流入し、ボイド率は低下する。その後は、高圧炉心注水系による注水によりボイド率は増減する。

炉心下部プレナム部のボイド率は、配管破断による原子炉減圧に伴い増加し、減圧が完了すると低下する。

その後は、残留熱除去系を用いた除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。

※シュラウド内側は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外側の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、非常用炉心冷却系起動信号及び運転員が確認を行う原子炉水位はシュラウド外側の水位であることから、シュラウド内外の水位を合わせて示した。

b. 評価項目等

燃料被覆管の最高温度は図 2.7.12 に示すとおり、初期値を上回ることなく、また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの約 1%以下であり、15%以下となる。

原子炉圧力は図 2.7.6 に示すとおり、初期値以下であり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差(高々約 0.3MPa)を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍(10.34MPa[gage])を十分下回る。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、通常停止で経験する範囲と同程度であり、限界圧力及び限界温度に対して十分低く抑えられる。

事象発生約 15 分後に漏えいが停止し、高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系による注水継続により、炉心の冷却が維持される。その後は、残留熱除去系による除熱を開始することで安定停止状態を維持できる。

(添付資料 2.7.3)

2.7.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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。

格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により低圧設計部分が過圧され破断し、格納容器外への原子炉冷却材の流出が特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

添付資料 2.7.4 参照

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料 2.7.4 参照

(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，表2.7.2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

添付資料2.7.4参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料2.7.4参照

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，これらの要因が解析上の操作開始時間に与える影響を評価する。また，操作の不確かさが操作開始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) 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響

添付資料2.7.4参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料2.7.4参照

(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する。

(添付資料2.7.4)

(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，操作の不確かさが操作開始時間に与える影響，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、操作時間には十分な時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

2.7.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「2.7.1(3)炉心損傷防止対策」に示すとおり11名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の51名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」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、その結果を以下に示す。

a. 水源

インターフェイスシステム LOCA の発生後、隔離までの時間を約 15 分とした場合、溢水量は約 500m³となる。6号炉及び7号炉の同時被災を考慮すると、溢水量は合計約 1000m³となる。原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による炉心注水の水源として、各号炉の復水貯蔵槽に約 1,700m³及び号炉共用設備である淡水貯水池に約 18,000m³の水を保有していることから、6号炉及び7号炉の同時被災を考慮した場合も、注水によって復水貯蔵槽が枯渇することなく、必要な水量が確保可能であり、7日間の継続実施が可能である。

b. 燃料

非常用ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に号炉あたり約750,960Lの軽油が必要となる。

6号炉及び7号炉の各軽油タンクで軽油約 1,020,000L(発電所内で軽油約 5,344,000L)の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 2.7.5)

c. 外部電源

外部電源は事象発生と同時に喪失することとし、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。

2.7.5 結論

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により低圧設計部分が過圧され破断し、格納容器外への原子炉冷却材の流出が特徴である。事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を用いた原子炉注水、長期対策として残留熱除去系を用いた除熱を整備している。

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」について有効性評価を行った。

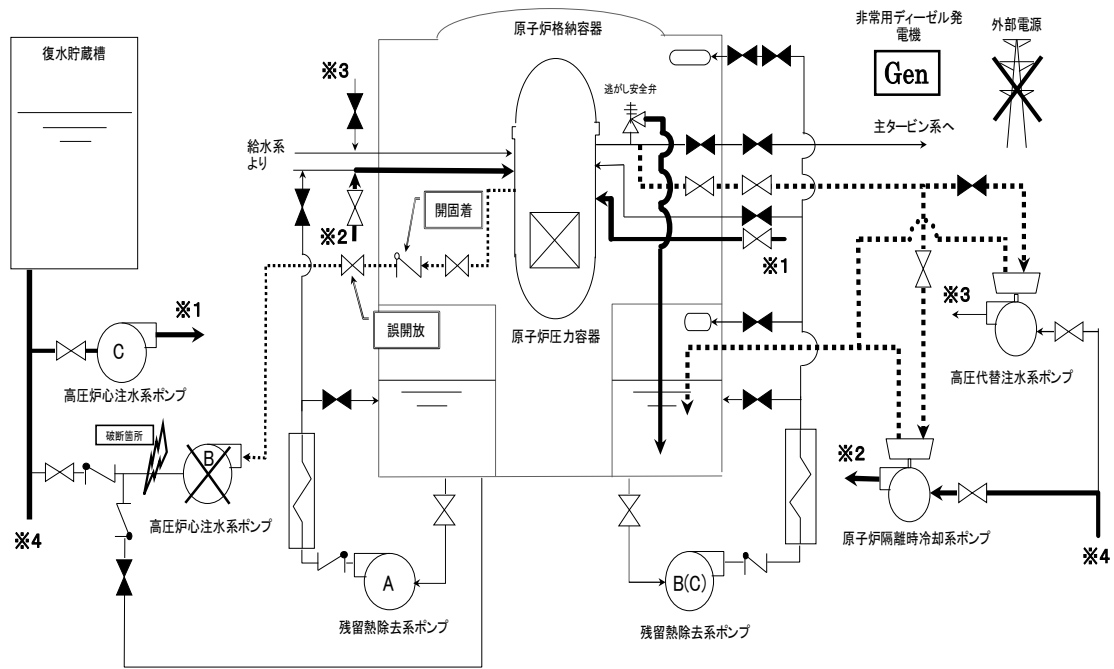
上記の場合においても、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系を用いた原子炉注水、残留熱除去系を用いた除熱により、炉心損傷することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉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、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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。

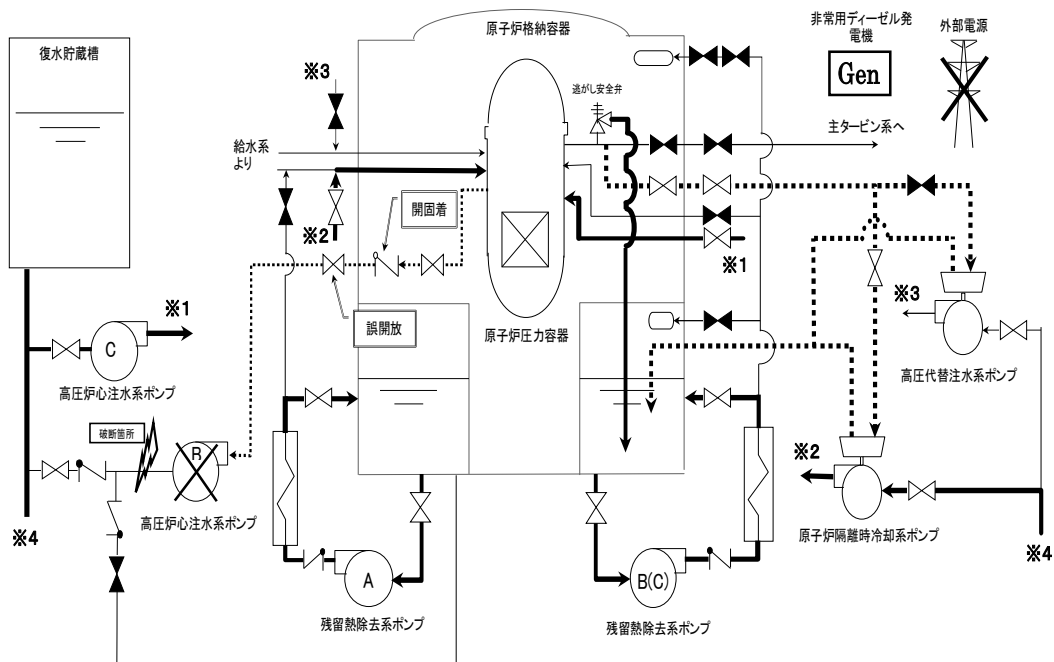
重大事故等対策時に必要な要員は、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」において、炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」に対して有効である。



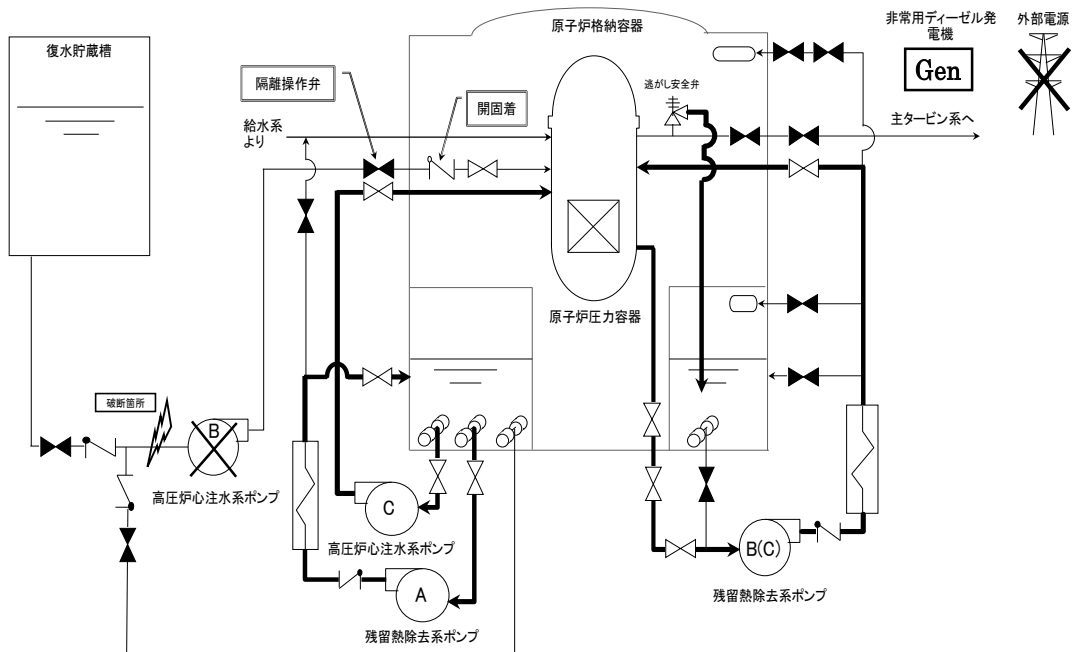
重大事故等対策概略系統図
(原子炉隔離時冷却系 & 高圧炉心注水系)

図 2.7.1 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概略系統図(1/3)



重大事故等対策概略系統図
(原子炉隔離時冷却系 & 高圧炉心注水系 & サプレッション・チェンバール冷却モード)

図 2.7.2 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の重大事故等対策の概略系統図(2/3)



重大事故等対策概略系統図
 (高圧炉心注水系 & サプレッション・チェンバール水冷却モード & 原子炉停止時冷却モード)

図 2.7.3 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の重大事故等対策の概略系統図 (3/3)

- ※1 高圧炉心注水ポンプ吸込圧力計は現場計器のため、中央制御室で監視できる高圧炉心注水ポンプ吐出圧力計指示が通常値を超えた事で「系統過圧」であると判断できる。
- ※2 シナリオ解析上、高圧炉心注水系の系統過圧対応として、高圧炉心注入隔離弁の開操作と同時に外部電源喪失が発生し当該弁の電源が喪失する。非常用ディーゼル発電機により電源が復旧しても10分後から隔離操作を開始することとする。また、ISLOCA事象も発生することとする。
- ※3 ISLOCA事象発生により系統圧力が低下し警報がクリアする。
- ※4 中央制御室にて機器ランプ表示、タービン回転数、ポンプ吐出圧力、流量指示計等により起動を確認する。
- ※5 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する。
- ※6 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する。
原子炉圧力が高いため注入弁は開かず最小流量運転となる。
- ※7 複数のパラメータによりISLOCA発生を確認する(補足1)
- ※8 ISLOCAによる漏洩量抑制のため、隔離操作が完了するまで原子炉水位計(広帯域)を確認し、原子炉水位を「レベル1～レベル1.5」を維持する。(補足2)
- ※9 原子炉水位の維持操作中に、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の最小流量バイパス弁によりサブプレッジョンプール水位が上昇し、高圧炉心注水系の水源は復水貯蔵槽からサブプレッジョンプールに切り替わる。(補足3) また、原子炉水位低(レベル1.5)信号発生により、原子炉隔離時冷却系の水源もサブプレッジョンプールに切り替わる。
- ※10 原子炉隔離が完了するため原子炉圧力の低下が止まり、上昇傾向に変わる。
- ※11 原子炉水位計(広帯域)を確認し、原子炉水位をL3～L8に維持する。

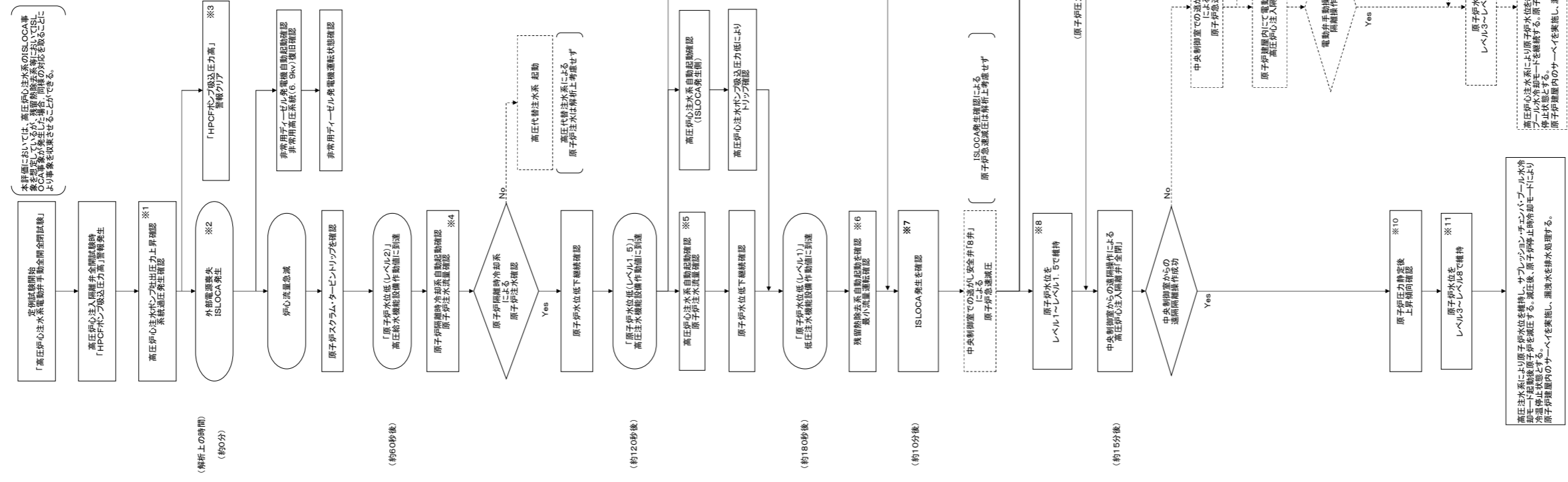


図 2.7.4 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA) 時の対応手順の概要

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)												備考
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	
	6号	7号	6号	7号	6号	7号		▽ プラント状況判断 ▽ 約15分 高圧炉心注水系からの漏えい停止												
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心注水系吸込配管破断確認 外部電源喪失確認 原子炉スクラム・タービントリップ確認 非常用ディーゼル発電機 自動起動確認 原子炉隔離時冷却系 自動起動確認 高圧炉心注水系 (健全側) 自動起動確認 高圧炉心注水系 (不具合発生側) 自動起動/機能喪失確認 残留熱除去系 自動起動確認 	10分												
高圧炉心注水系からの漏えい停止操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	高圧炉心冷却系 電動弁開操作	5分												
原子炉水位調整操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	原子炉隔離時冷却系	「レベル1～レベル1.5」維持												
							高圧炉心注水系 (健全側)	「レベル1～レベル1.5」維持												
残留熱除去系 運転モード切替操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注水モード → サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード 	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード												
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	0人	0人	0人	0人														

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 2.7.5 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 時の作業と所要時間

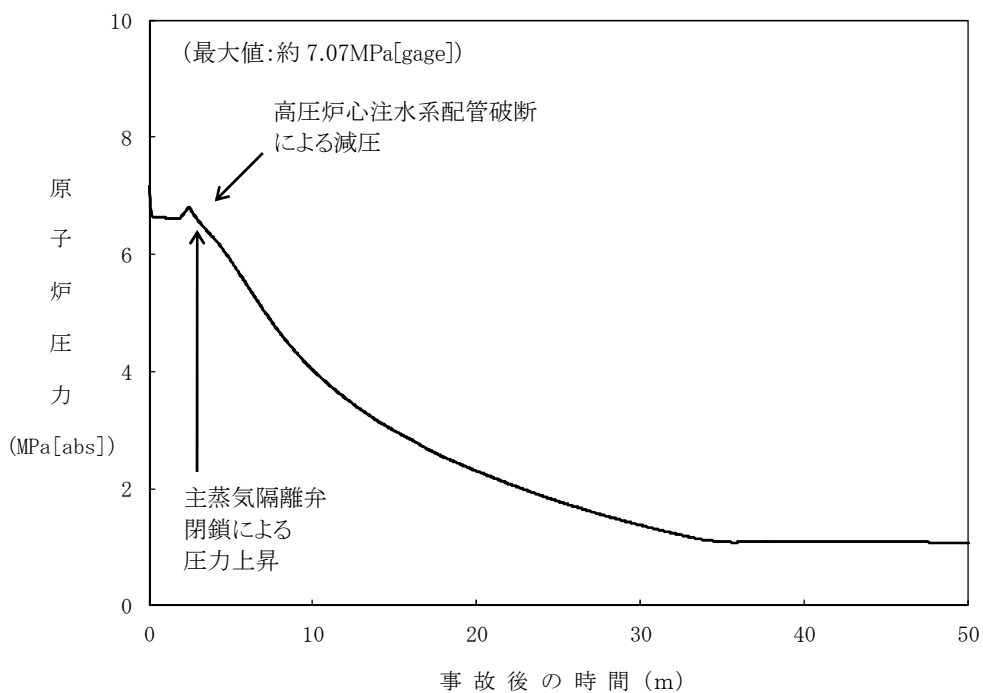


図 2.7.6 原子炉圧力の推移

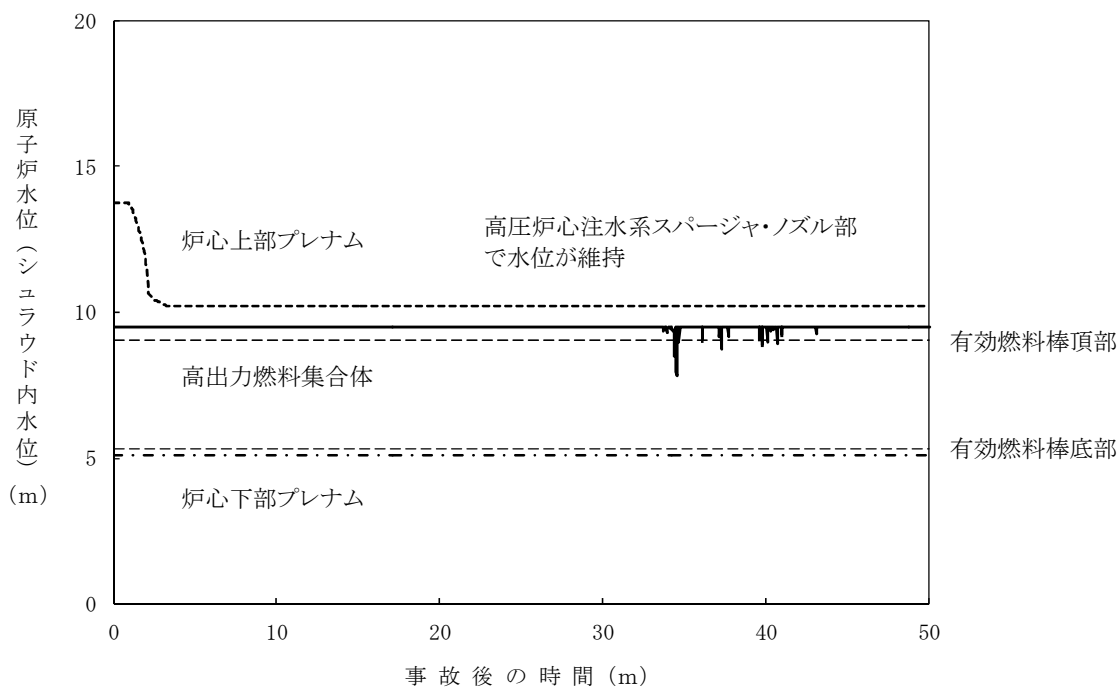


図 2.7.7 原子炉水位の推移

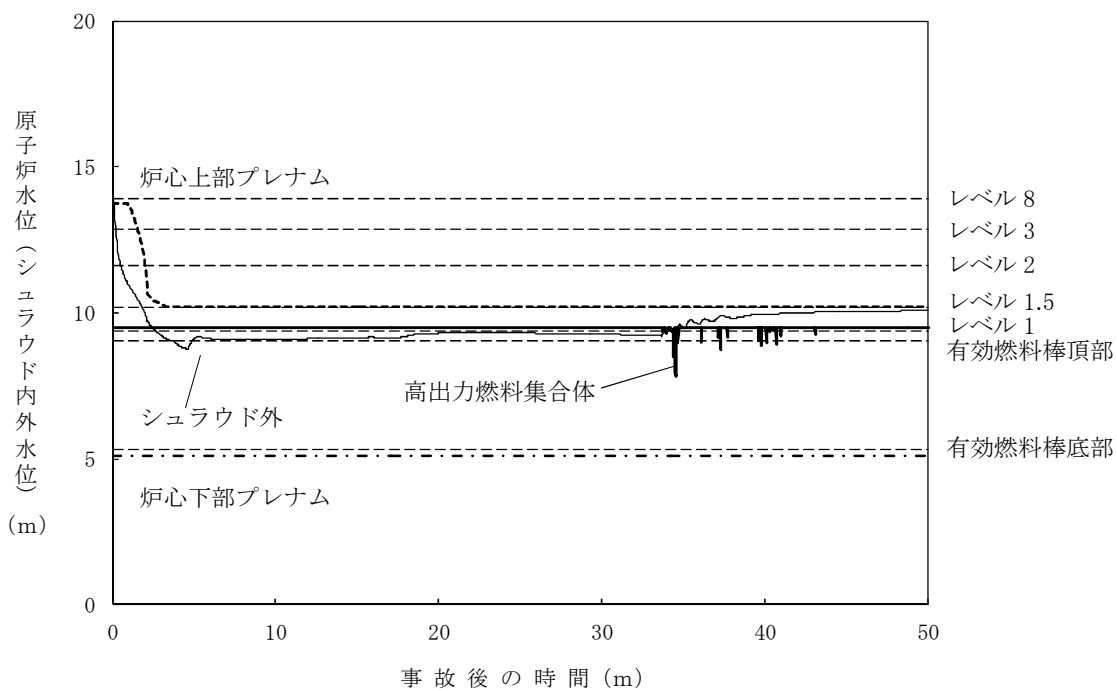


図 2.7.8 原子炉水位(シユラウド内外水位)の推移

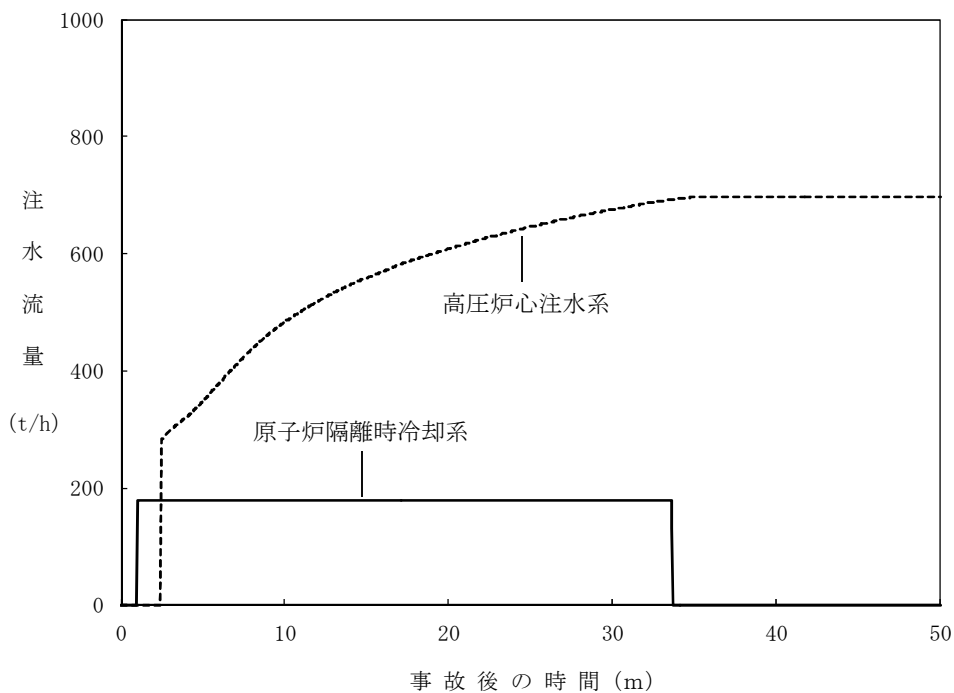


図 2.7.9 注水流量の推移

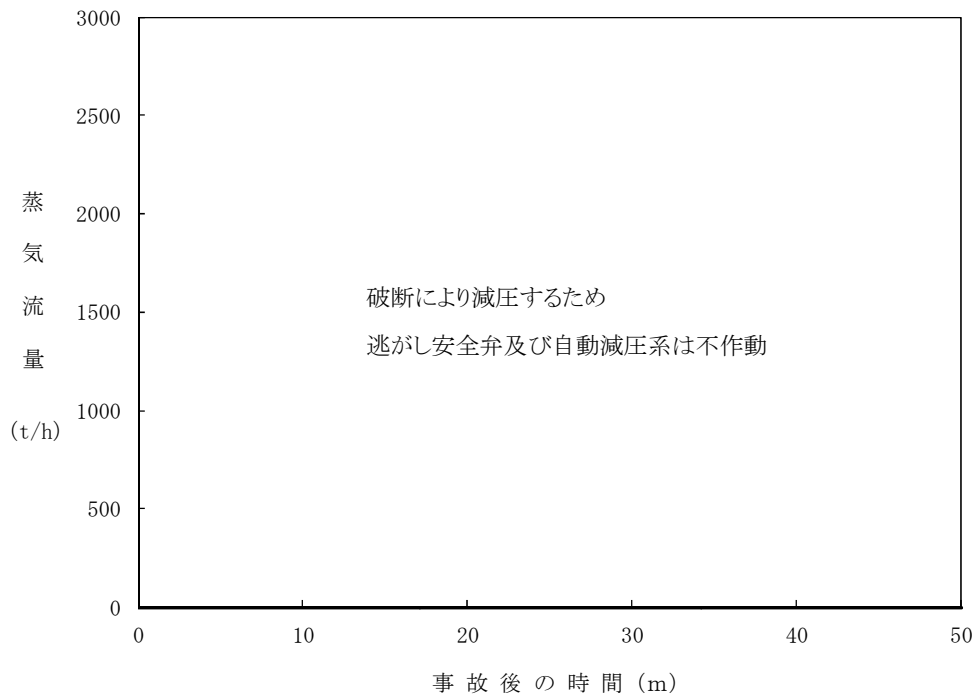


図 2.7.10 逃がし安全弁からの蒸気流出量の推移

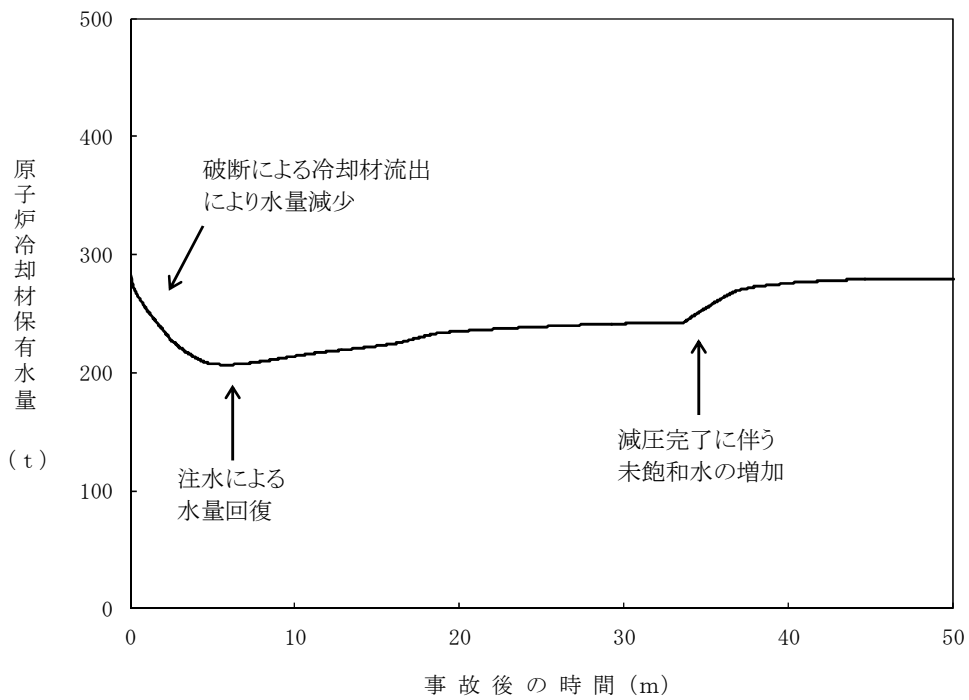


図 2.7.11 原子炉内保有水量の推移

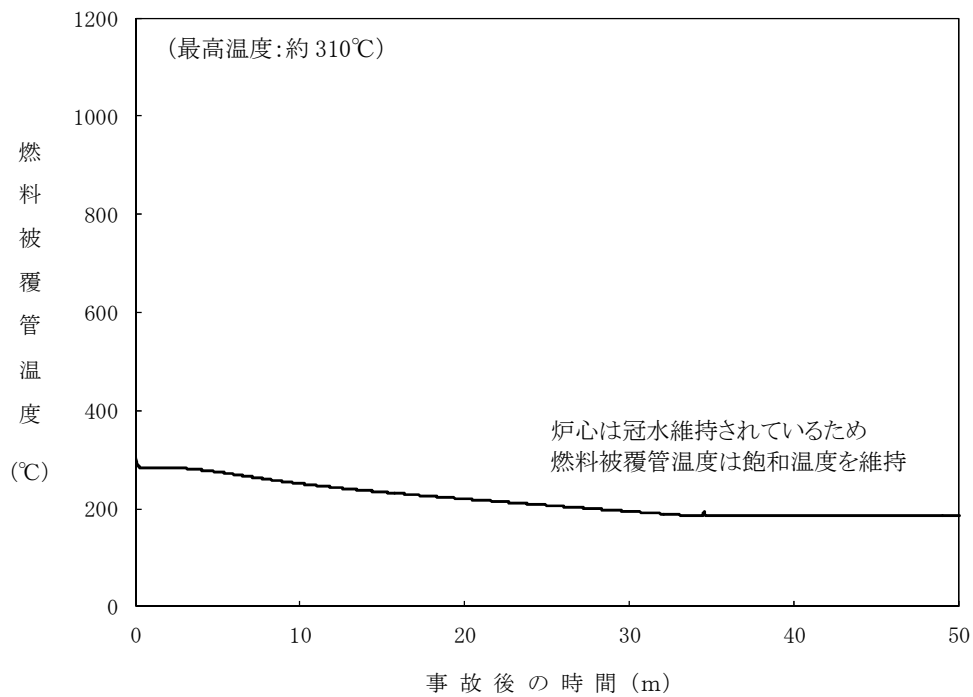


図 2.7.12 燃料被覆管温度の推移

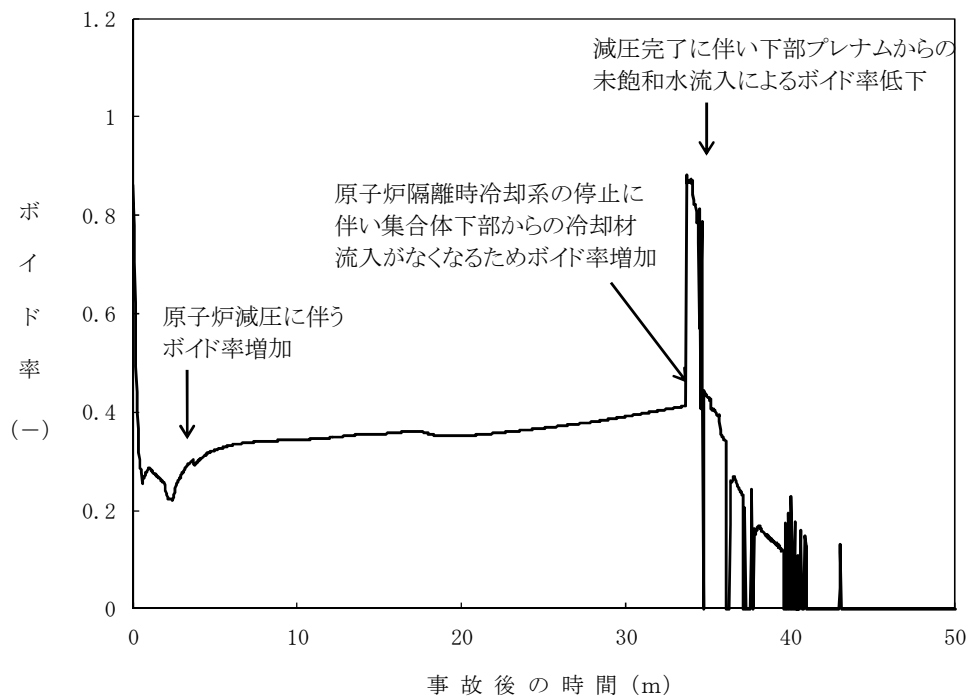


図 2.7.13 高出力燃料集合体のボイド率の推移

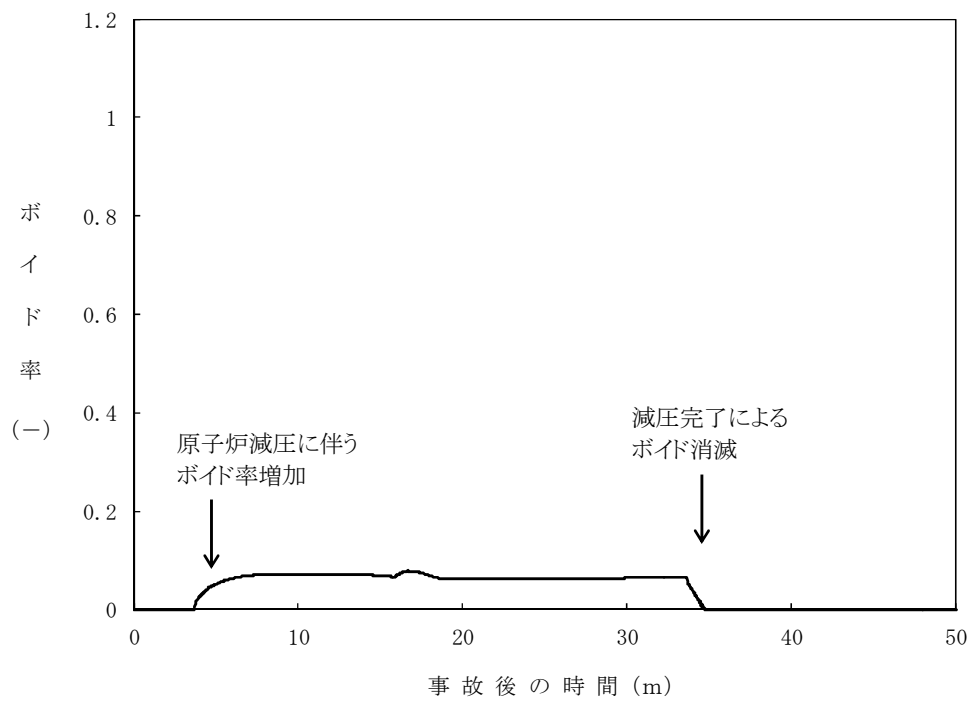


図 2.7.14 炉心下部プレナム部のボイド率の推移

表 2.7.1 格納容器バイパス (インターフェースシステム LOCA) における重大事故等対策について

判断及び操作	手順	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム確認	外部電源喪失により、炉心流量急減信号が発生して原子炉はスクラムすることを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ【SA】
高圧注水系による原子炉注水	原子炉スクラム後、原子炉水位は低下を継続し、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低(レベル1.5)で高圧炉心注水系が起動し原子炉注水を開始する。また、主蒸気隔離弁が全閉するが、破断口から冷却材の流出が継続しているため原子炉水位低下及び原子炉圧力低下は継続し、原子炉水位低(レベル1)にて低圧注水系が起動する。	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水ポンプ 残留熱除去系ポンプ 主蒸気隔離弁	—	原子炉水位計 (広帯域)【SA】 原子炉圧力計【SA】 原子炉隔離時冷却系系統流量計 高圧炉心注水系系統流量計 残留熱除去系ポンプ吐出圧力計
原子炉水位維持及び破断箇所隔離	原子炉圧力低下に伴い、健全側高圧炉心注水系の流量が増加し原子炉水位は回復するが、破断箇所からの漏えい抑制のため高圧炉心注水系ノズル位置以下で維持する。破断箇所の隔離を中央制御室または格納容器外で弁閉止操作により実施する。この操作に失敗した場合は、格納容器内を空気で置換した後に格納容器内の隔離弁を手動で閉止させ隔離する。	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水ポンプ	—	原子炉水位計 (広帯域)【SA】 原子炉隔離時冷却系系統流量計 高圧炉心注水系系統流量計
破断箇所隔離後の水位維持	破断箇所の隔離に成功すると崩壊熱により原子炉圧力は増加する。高圧注水系による原子炉注水を継続し原子炉水位は原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)の間で維持する。	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水ポンプ	—	原子炉水位計 (広帯域)【SA】 原子炉水位計 (狭帯域) 原子炉隔離時冷却系系統流量計 高圧炉心注水系系統流量計
残留熱除去系による除熱	残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後、原子炉を減圧する。原子炉減圧後、原子炉停止時冷却モード運転を開始し原子炉を冷温停止状態へ移行する。	逃がし安全弁 残留熱除去系ポンプ	—	原子炉圧力計【SA】 原子炉水位計 (広帯域)【SA】 原子炉水位系 (狭帯域) 残留熱除去系系統流量計 サブプレッションプール水温計【SA】 残留熱除去系熱交換器入口温度計【SA】

【SA】：重大事故等対処設備

表 2.7.2 主要解析条件格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	SAFER	—
原子炉熱出力	3, 926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7. 07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52, 200t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約 278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約 10℃	熱平衡計算による値
燃料	9×9 燃料(A 型)	—
最大線出力密度	44. 0kW/m	設計の最大値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5. 1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
外部水源の温度	50℃ (事象開始 12 時間以降は 45℃, 事象開始 24 時間以降は 40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
初期条件		

表 2.7.2 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA))(2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	高圧炉心注水系の吸込配管の破断	運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管径が大きいものとして設定
安全機能の喪失に対する仮定	原子炉減圧機能喪失	炉心冷却上の事象進展の厳しさから、原子炉減圧操作は実施しないものとして設定
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、事象進展が厳しいため、外部電源なしを設定

表 2.7.2 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA))(3/4)

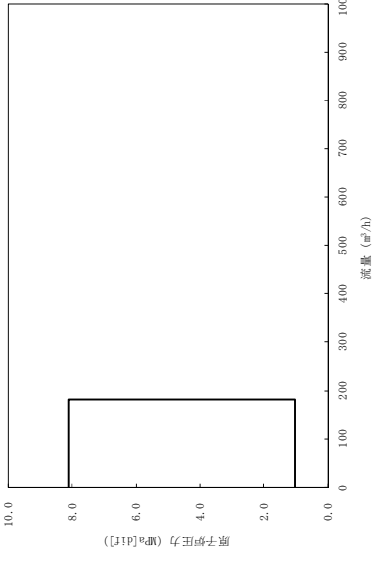
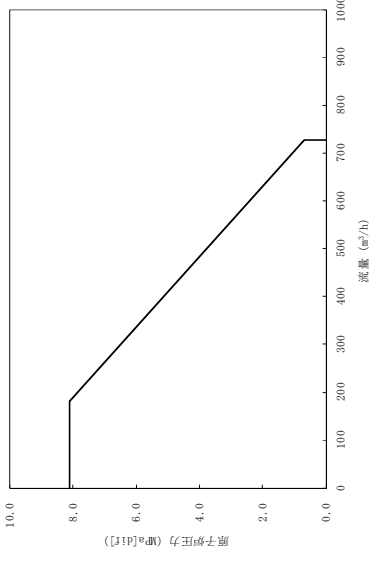
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	炉心流量急減 (応答時間：0.05 秒)	安全保護系の遅れ時間を考慮した応答時間を設定
原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル 2)にて自動起動 182m ³ /h(8.12~1.03MPa[diff]において)にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 
高圧炉心注水系	原子炉水位低(レベル 1.5)にて自動起動 727m ³ /h(0.69MPa[diff]において)にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定 
重大事故等対策に関連する機器条件		

表 2.7.2 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェースシステム LOCA))(4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
<p>重大事故等対策に関連する操作条件</p>	<p>高圧炉心注水系の破断箇所隔離</p>	<p>破断箇所の隔離は期待していない</p> <p>冷却材流出が継続し、炉心冷却上の事象進展が 厳しいことから設定</p>

インターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境について

インターフェイスシステム LOCA において、配管が全周破断すると破断箇所から大量の冷却材や水蒸気等が原子炉建屋原子炉区域内に漏えいし、現場環境が悪化することが考えられる。そこで現場環境の悪化が設備に与える影響について検討した。

(1) 事象収束に必要な設備

破断箇所の隔離操作は、事象発生 15 分後に中操から遠隔操作にて実施されることを想定しており、隔離までの間に原子炉からの冷却材や蒸気等が漏えいするため、現場環境の悪化（温度、湿度、溢水の影響）が考えられる。

これらの現場環境の悪化が事象収束に必要な設備（高圧炉心注水系）の機能維持に影響がないことを確認した。

(2) 現場環境の想定

・評価の想定

評価条件を表1、破断箇所の想定を図1に示す。現実的には配管の全周破断が発生することは考えにくいですが、有効性評価の想定と同様に、破断面積に対して保守性を持たせるため、全周破断を想定する。評価に使用する原子炉建屋モデルは、冷却材が流入する原子炉建屋の各ノードを、図2に示すように分割して評価した。

・評価の結果

○温度・湿度・圧力の想定

図3～5に評価結果を示す。事象発生直後は漏えいした高温の冷却材が水蒸気へと変わり、ダクトや貫通孔の隙間より建屋に広がることで建屋内の圧力や温度が急激に上昇する。原子炉区域の圧力上昇に伴い、ブローアウトパネルが開放され、圧力上昇が抑制される。

原子炉の水位は漏えいする水量を少なくするために漏えい配管の高さ付近で維持され、破断箇所からは隔離するまで崩壊熱に相当する蒸気が漏えいし続けるが、崩壊熱量の低下に伴い、漏えい量も低下する。

原子炉建屋原子炉区域内の温度は、漏えい直後約90℃まで上昇するが、注水系（原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系）の作動、手動減圧、及びブローアウトパネル開放により温度が低下し、また、15分後の破断箇所の隔離操作により原子炉建屋内の温度や湿度は低下する。事象発生4時間後に、温度は40度以下、湿度は70%程度、圧力は大気圧程度である。

高圧炉心注水系の現場の計装や制御電気品の環境条件は0～6時間の温度が100℃、

湿度が蒸気条件，6～12時間の温度が66℃，湿度が100%，それ以降の温度が66℃，湿度が90%であるため，事象収束に必要な高圧炉心注水系はこれらの環境条件下で機能喪失するものではない。

No.審査-257 に対するご回答

○冷却材漏えいによる影響

図6に冷却材流出量の時間変化について示す。配管の破断により原子炉内の保有水及び復水貯蔵槽の保有水が漏えいする。注水量は，漏えいする水量を少なくするために原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持させるよう崩壊熱除去相当とし，原子炉側の破断箇所からは隔離するまで崩壊熱に相当する蒸気が漏えいするものとしている。事象開始15分後に中央制御室より電動弁を閉操作することで漏えいは停止し，このときの漏えい量は約500 m³となる（原子炉側の破断箇所からの漏えい約200 m³，復水貯蔵槽側の破断箇所からの漏えい約300 m³）。ドレンサンプからの排水がないと仮定すると，その時の当該フロアの浸水高さは約0.8mとなる。破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至るのは約2000 m³（浸水高さ約3m）であることから，これらが全て水量として存在した場合についても，水密扉等の溢水伝搬防止策により，溢水によって他の非常用炉心冷却系が機能喪失することはない。

(3) まとめ

(2)で示す評価の結果より，インターフェイスシステムLOCA発生による現場環境（温度，湿度，圧力，溢水）の悪化は，必要な設備の機能喪失に至るものではない。

なお，有効性評価の想定では保守的に配管低圧部に過剰な圧力が掛かることで全周破断することを想定しているが，原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の低圧部であっても十分な圧力に耐える設計となっている。より現実的にそれらの配管の耐力を考慮した場合の現場環境の評価については，冷却材流出や水蒸気の漏えいは上記の検討結果より小さくなる（添付資料2.7.2参照）。

表1 インターフェイスシステム LOCA 時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源あり	事象発生時に定格運転中を想定
漏えい箇所	原子炉建屋	運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管径が大きい高圧炉心注水系を選定し、高圧炉心注水系で最も流路の小さいノズル面積を設定
漏えい面積	高圧炉心冷却系ノズル相当： $8.21 \times 10^{-3} (\text{m}^2)$ 高圧炉心注水ポンプ室にてノズル相当の破断発生(評価では隔離に期待しない)	
事故シナリオ	事象発生後、水位の低下に伴い原子炉水位レベル2で原子炉隔離時冷却系が作動し、レベル1.5で高圧炉心注水系が作動	インターロック設定値
	事象発生から15分後に破断箇所の隔離	事象認知及び操作時間に余裕をもった値
	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のため
評価コード	MAAP 4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	平均的な温度算出のため設定
原子炉スクラム	原子炉水位低で自動スクラム	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	原子炉水位低(レベル1.5)で自動閉	インターロック設定値
給水系	原子炉スクラム後にトリップ	スクラム後の給水停止を想定
高圧炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高圧炉心注水系設計条件
復水貯蔵槽の水温	0～12時間：50℃ 12～24時間：45℃ 24時間以降：40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
ブローアウトパネル解放圧力	3.4kPa [gage]	ブローアウトパネルの設計圧力

No.審査-250 に対するご回答

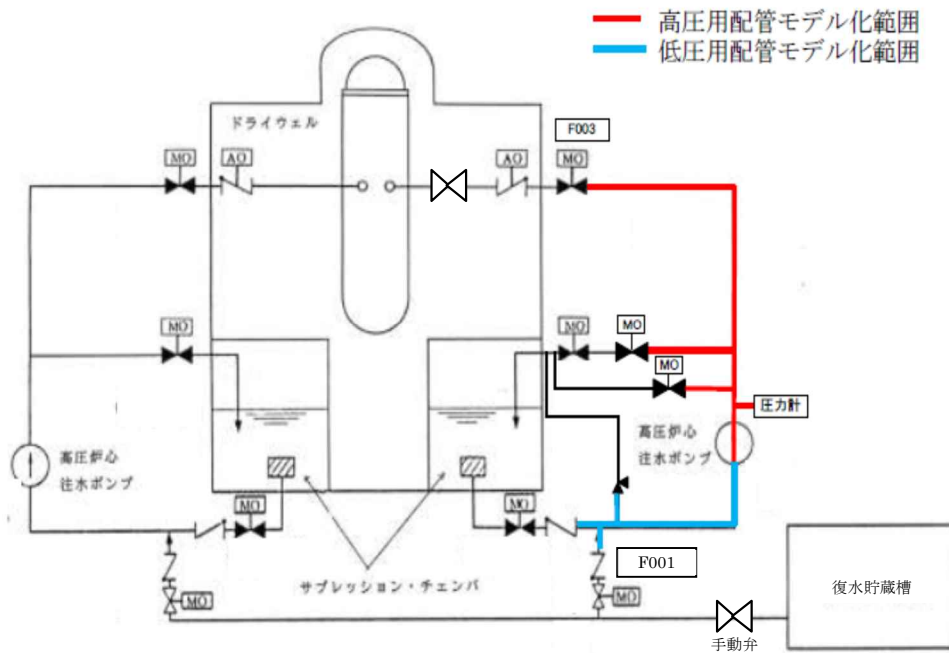


図1 インターフェイスシステム LOCA 時の破断箇所の想定

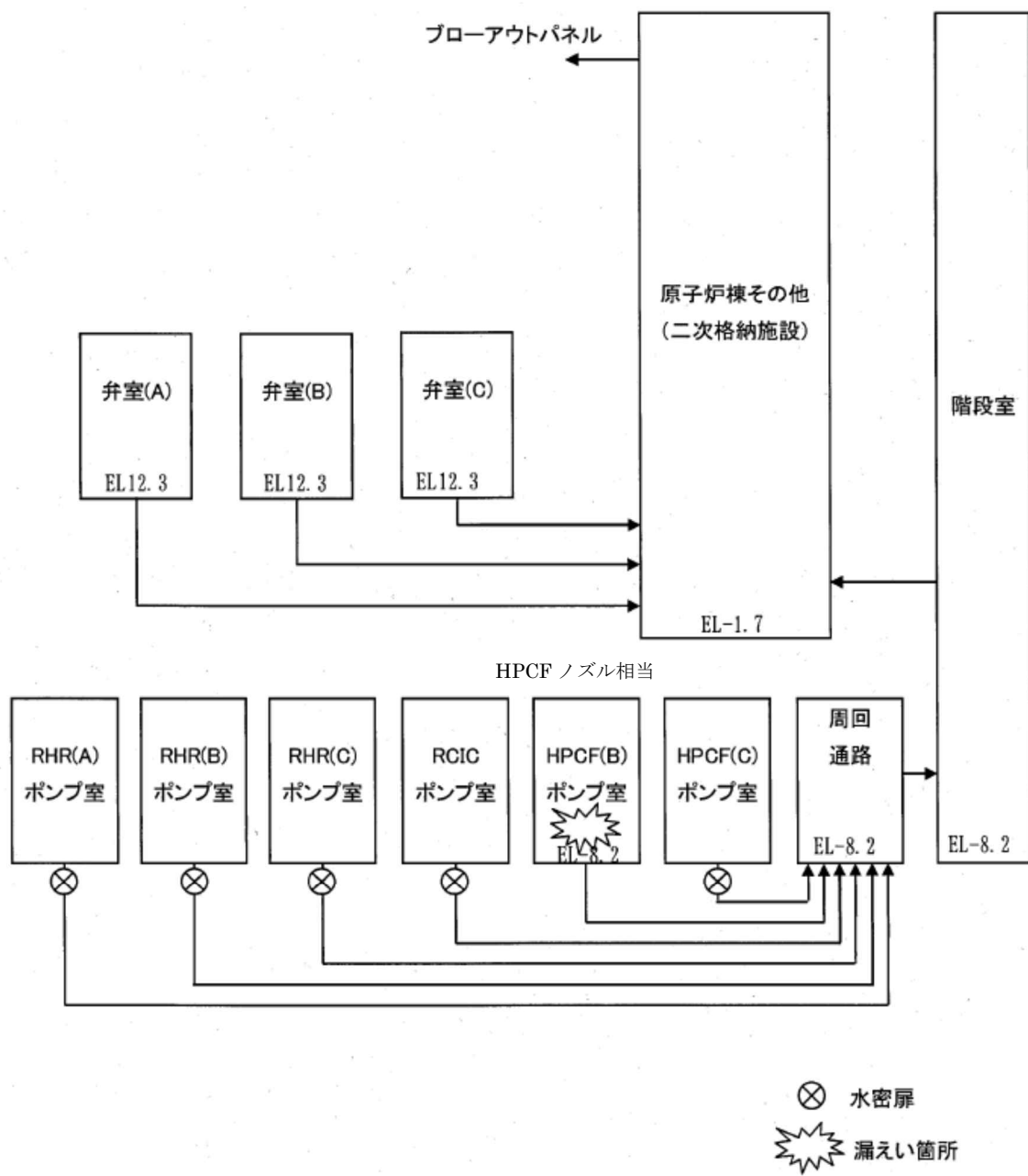


図2 インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル

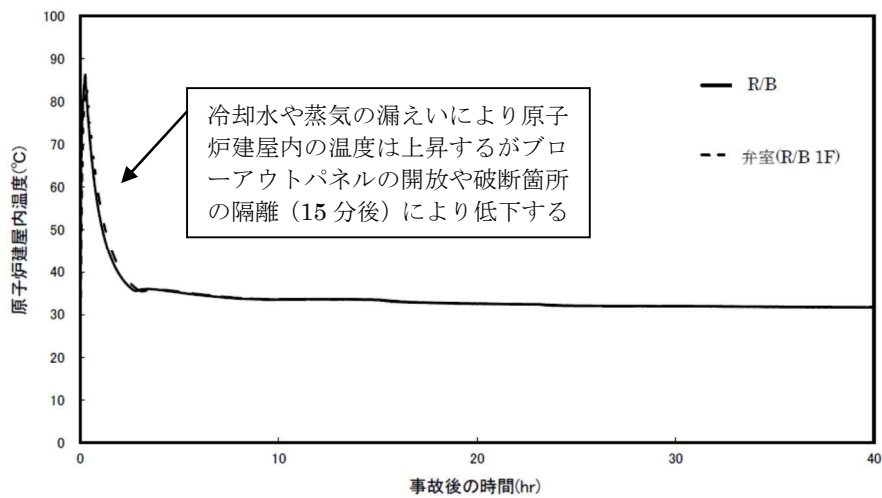


図3 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

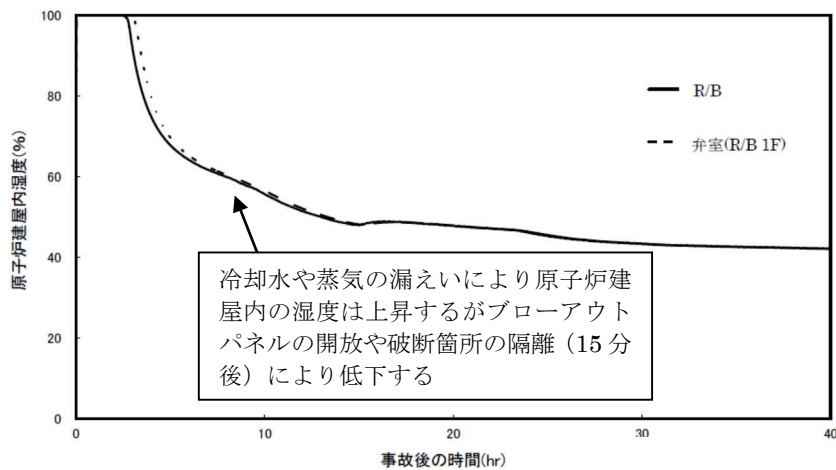


図4 原子炉建屋内の湿度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

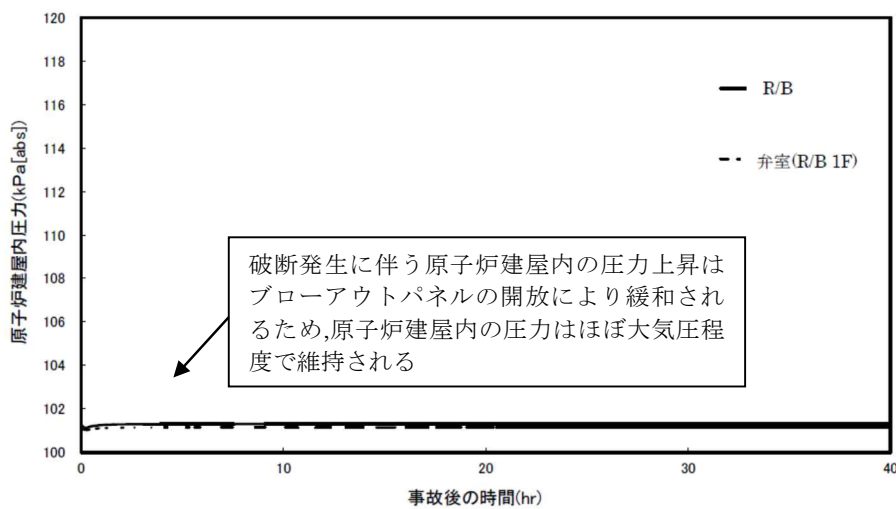


図5 原子炉建屋内の圧力の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

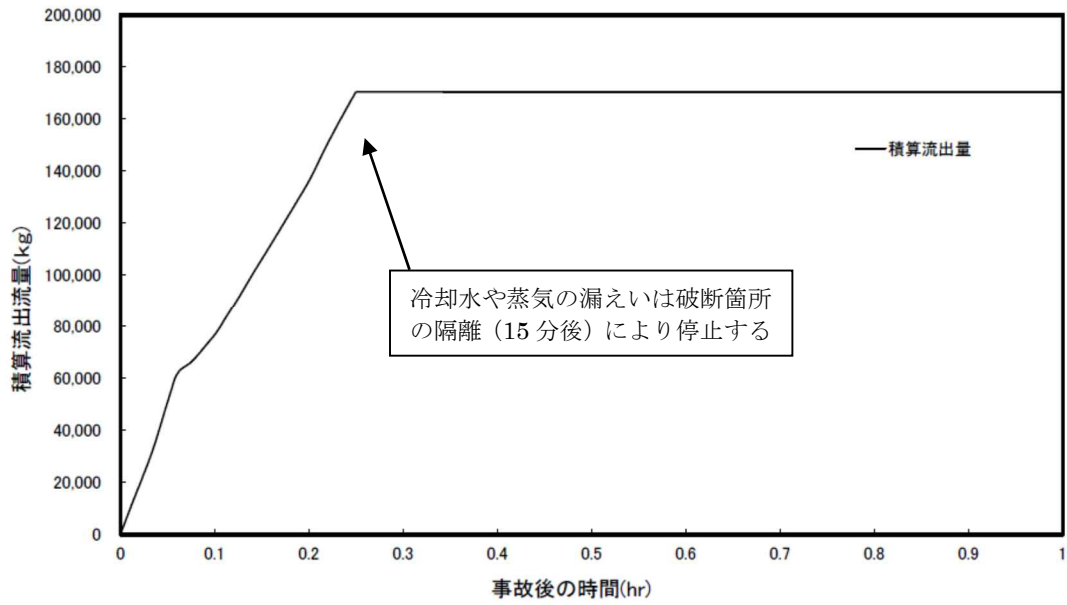


図6 破断箇所隔離不能時の原子炉内からの冷却材流出量の時間変化
(インターフェイスシステム LOCA)

インターフェイスシステム LOCA 発生時における
破断箇所の隔離ができない場合の現場環境等について

インターフェイスシステム LOCA における解析は、試験時の操作ミスによるものを想定しており、破断箇所の隔離操作が容易に中操から実施できること等から添付資料 2.7.1 に示す環境条件の評価ではその効果を期待している。ここではなんらかの要因で破断箇所の隔離のできない場合についても検討した。

なお、添付資料 2.7.1 の破断の想定は、低圧設計部配管が全周破断し、破断箇所から大量の一次冷却材及び水蒸気が原子炉建屋原子炉区域内に漏えいするとの仮定に基づき現場環境等の評価を行っているが、ここでは低圧設計部となっている配管及び弁、計器の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行った場合の影響について検討した。

(1) 想定するインターフェイスシステム LOCA 及び低圧設計部における過圧条件について

申請解析と同様に、高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着しており、原子炉注入電動弁が誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計部であるポンプ吸込配管の過圧を想定する。

低圧設計部の配管等に対しては、運転中の原子炉圧力（約 7.2MPa）及び水頭による圧力を考慮し、7.5MPa の圧力が伝搬するものとして低圧設計部の構造健全性について評価を行うこととする。

隔離弁によって高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から、隔離弁が開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的にほぼ等しい圧力で落ち着く。高圧設計部分が原子炉圧力容器に連通している場合、最終的な配管内の圧力は原子炉圧力とほぼ等しくなる。

隔離弁の急激な開動作（以下、「急開」という）を想定した場合、高圧設計部分及び原子炉圧力容器内から配管の低圧設計部分に流れ込む水の慣性力により、配管内の圧力が一時的に原子炉圧力よりも大きくなることが知られている。この現象は水撃作用と呼ばれる^{*1}。しかし、隔離弁が緩やかな開動作をする場合、水撃作用による圧力変化は小さく、配管内の圧力が原子炉圧力を大きく上回ることはない。

電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、約 6 秒となっており、電氣的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。

文献^{*1}によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧

力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉鎖時間(T)において、圧力波が長さ(L)の管路内を往復するのに要する時間(μ)より短い場合であるとされている。

$$\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$$
$$\mu = \frac{2L}{\alpha}$$

θ : 弁の時間定数

T: 弁の開放時間もしくは閉鎖時間(s)

μ : 管路内を圧力が往復する時間(s)

L: 配管長(m)

α : 圧力波の伝播速度(m/s)

ここで(α)は管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、配管長(L)を実機の低圧注水系の注水配管の配管長^{※2}を元に保守的に 100m^{※3}とし、水の音速(α)を 1,500m/s^{※4}とすると、管路内を圧力波が往復する時間(μ)は約 0.14 秒となる。即ち、弁開放時間(T)を低圧注水系の電動仕切弁の約 6 秒とすると水撃作用による大きな圧力変化は生じることはなく、低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。

なお、仮に高圧炉心注水系の電動弁開閉に伴う水撃作用が生じた場合であっても、極めて短時間(数秒間)に起きる現象であり、かつ、大幅な圧力上昇を引き起こすことは考えにくい。さらにこの時の配管内の流体は、一次冷却材(288℃)の水が低圧部まで到達せず低温の状態であると推測され、温度による影響(熱伸び等)を受けることはない。

また、次項にて示す強度評価において、例えば配管について最も厳しい No.①の管の最小厚さ(ts) 8.31mm での許容圧力は約 10MPa(1次一般膜応力 0.6Su 適用値)であり十分な余裕がある。さらに、設計引張強さ(Su)までの余裕を考えると、さらなる余裕が含まれることとなる。

よって、この影響は無視し得る程小さいものと考え、構造健全性評価としては考慮しないこととする。

※1: 水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」((財)電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三)

※2: 高圧注水系の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約 70m

※3: 配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。

※4: 圧力 7.2MPa[abs], 水温 38℃の場合、水の音速は約 1,540m/s となる。

(2) 構造健全性評価の対象とした機器等について

高圧炉心注水系の低圧設計部において圧力バウンダリとなる範囲を抽出し、具体的には下記対象範囲について評価を行った。

- a) 配管（ドレン／ベント，計装配管等の小口径配管も対象に含む）
- b) 計器（ポンプ吸込側に設置されている圧力計）
- c) 弁（圧力バウンダリとなる弁）
- d) フランジ部（ボルトの伸びによる漏えい量評価を実施）
- e) ポンプ（ポンプ吸込側の低圧設計部）

具体的な対象箇所については図 1～図 5 に示す。

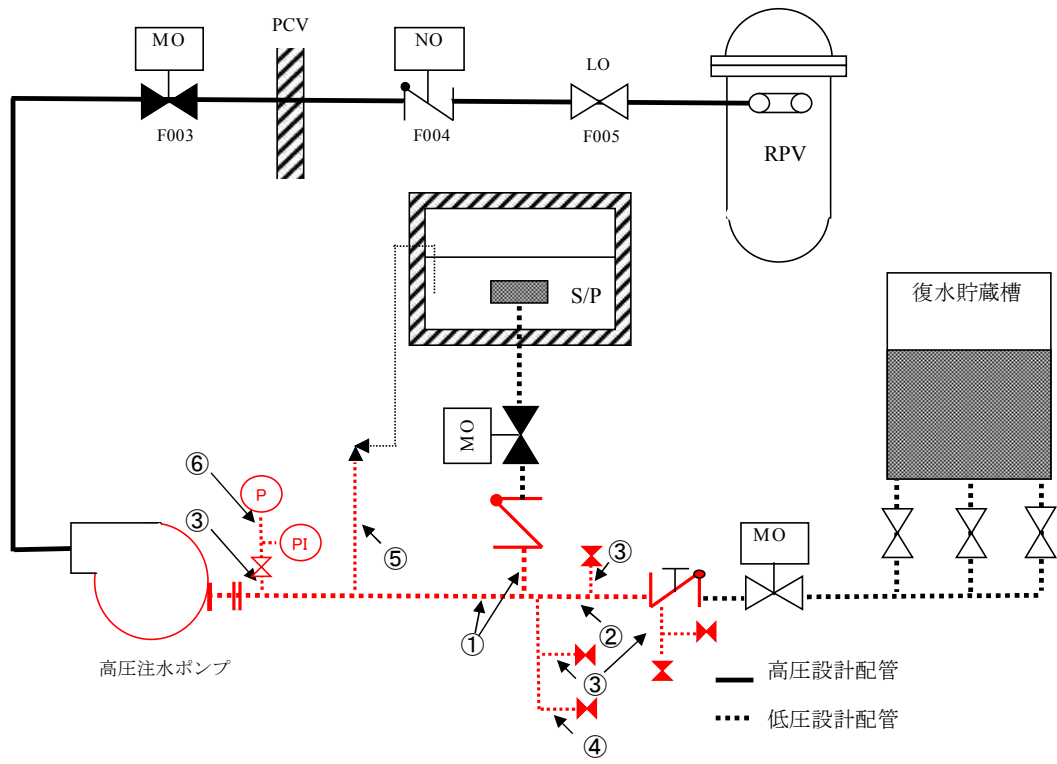


図1 評価対象配管範囲

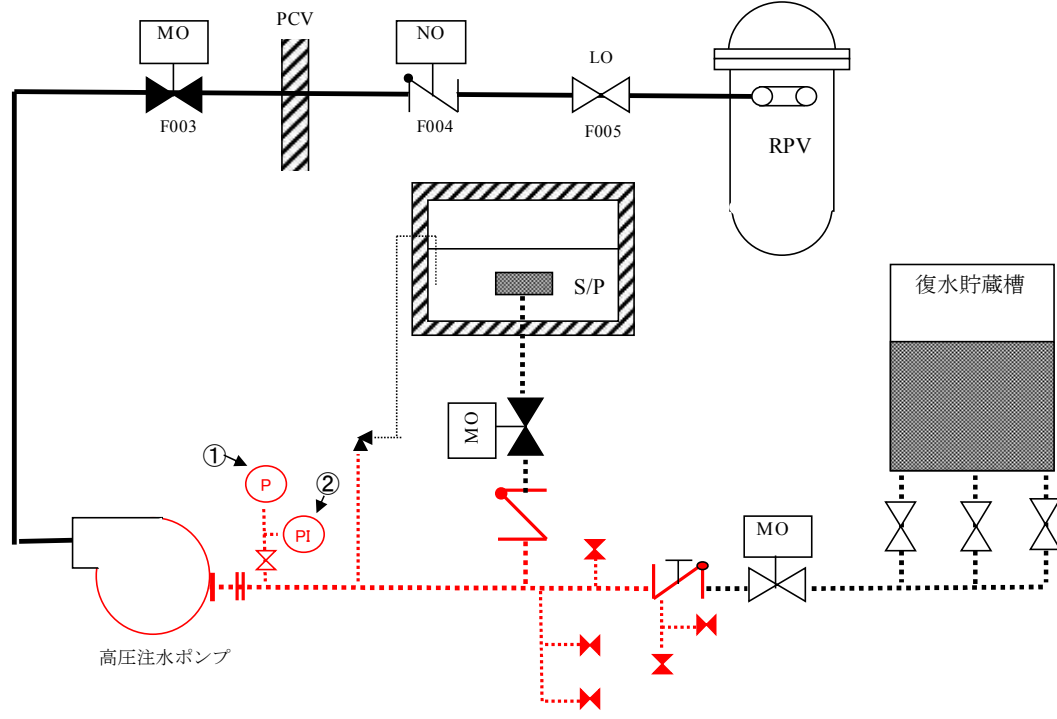


図2 評価対象計器

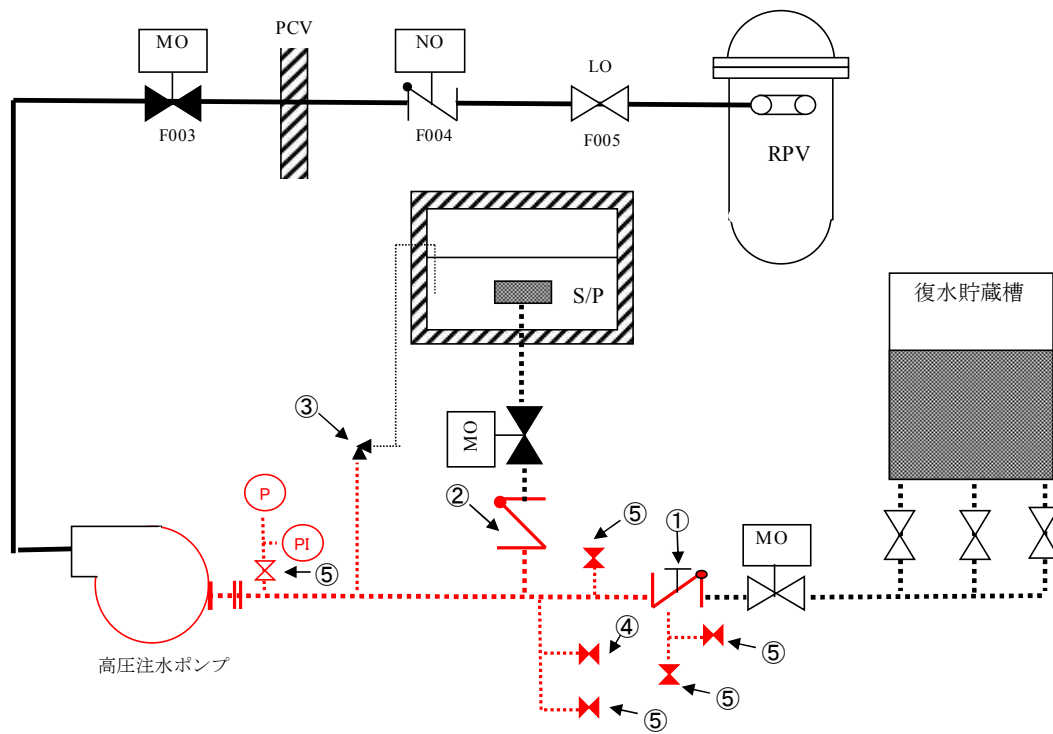


図3 評価対象弁

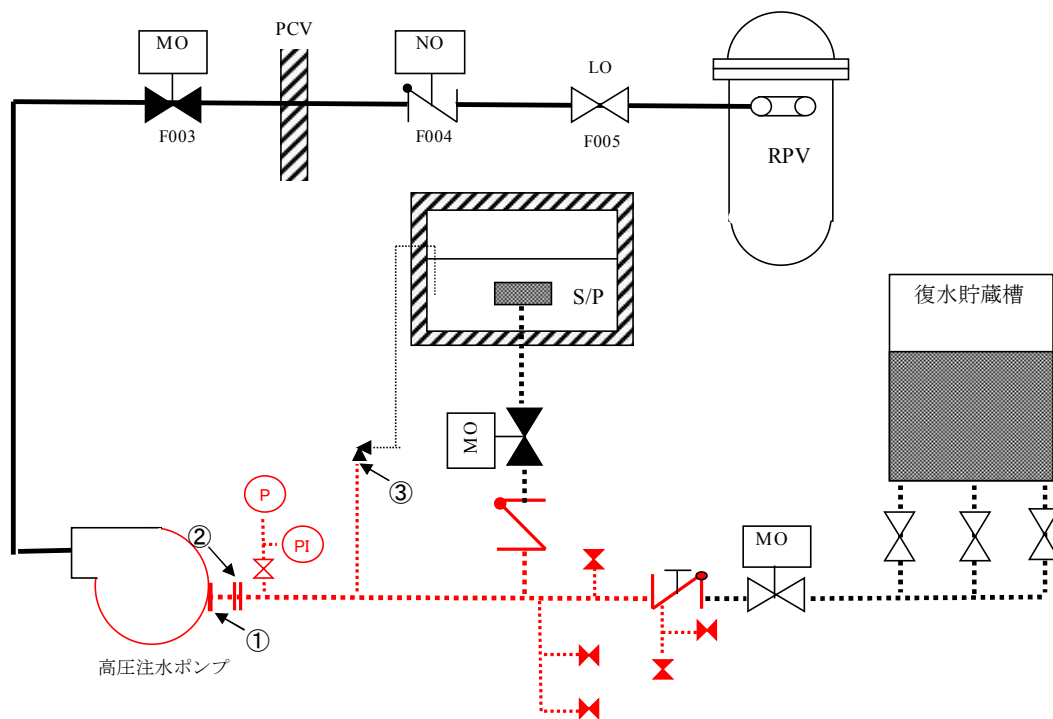


図4 評価対象フランジ

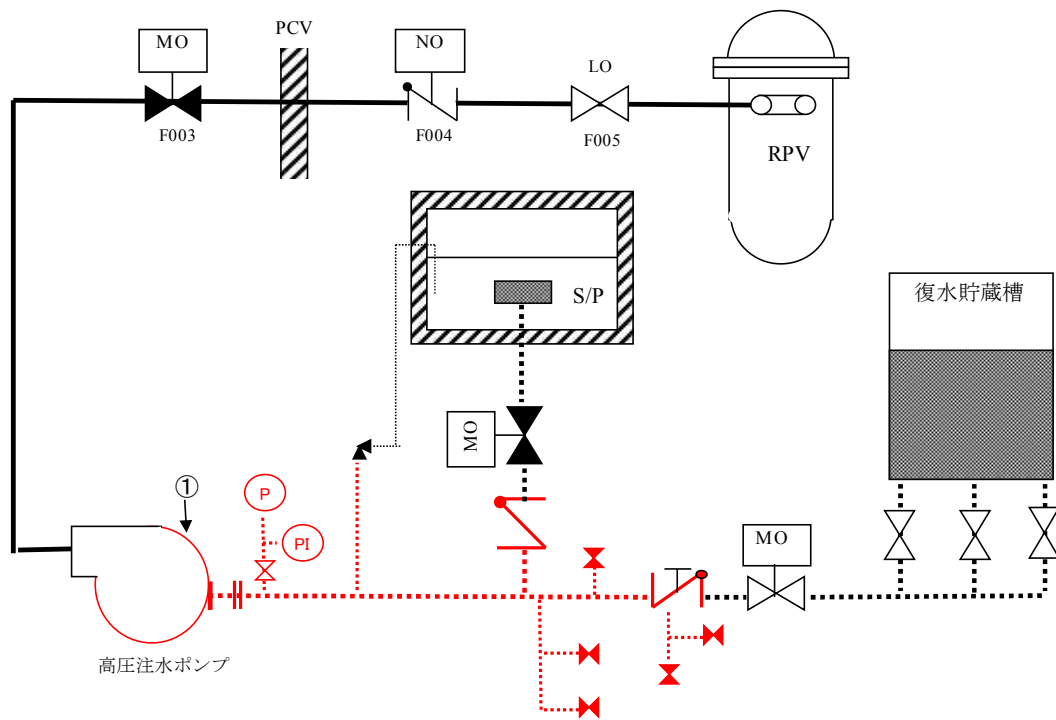


図5 評価対象ポンプ

(3) 構造健全性評価の結果

各機器等に対する評価結果について以下に示す。

破断が想定される箇所としては計器であり、また、フランジ部についてもボルトの伸びによる漏えいが想定されるものの、合計でも漏えい面積は1cm²を超えることはないとの結果となった。

a) 配管

No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	ts (mm)	t (mm)	判定 ^{*1} (ts≥t)
①	7.5	288	406.4	9.5	STPT42 (STPT410)	8.31	6.22 ^{*2}	○
②			406.4	12.7	STPT42 (STPT410)	11.11	6.22 ^{*2}	○
③			27.2	3.9	STPT42 (STPT410)	3.40	0.97	○
④			60.5	5.5	STPT42 (STPT410)	4.81	2.14	○
⑤			34.0	4.5	STPT42 (STPT410)	3.93	1.21	○
⑥			17.3	2.3	SUS304TP	2.0	0.6	○
	9.52	2.0	2.0	0.4				
	9.52	1.3	1.3	0.4				

※1：管の最小厚さ(ts)が管の計算上必要な厚さ(t)以上であること

※2：1次一般膜応力 0.6Su 適用値

b) 計器

No.	圧力 (MPa)	計器耐圧 (MPa)	判定	破断想定箇所	開口面積 (cm ²)
① (E22-PT-001)	7.5	3.67	×	漏えい なし ^{*1}	—
② (E22-PI-002)		1.65	×	破断 (Φ5 導圧)	約 0.2

※1：計器内部のダイヤフラムは破損する可能性はあるものの、その外側の高压フランジ面は約15MPaまでの耐圧構造であるため、外部への漏えいはないと判断した。

c) 弁

No.	弁 No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	口径 (A)	型式	材料	ts (mm)	t (mm)	判定 ^{※1} (ts≥t)
①	E22-F002	7.5	288	400	TCH	SCPL1	22.0	7.8 ^{*2}	○
②	E22-F007			400	CH	SCPL1	20.0	7.8 ^{*2}	○
③	E22-F020			20/50	RV.VS	SCPH2	9.0	4.8	○
④	E22-F012			50	GL	S28C	8.5	5.4	○
⑤	E22-F027			20	GL	S28C	6.7	4.5	○
	E22-F500								
	E22-F515								
	E22-F516								
	E22-F700								

※1：必要最小厚さ(ts)が最小厚さ(t)以上であること

※2： $t = Pd / (2S - 1.2P)$ を適用

d) フランジ部

No.	圧力 (MPa)	伸び量(mm)						内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	漏えい面 積(cm ²)
		+	-	+	-	-	-			
①	7.5	∠L1	∠L0	∠L2	∠L3	∠L4	∠L5	432	0.03	約 0.7
②		0.10	0.07	0.31	0.30	-	0.01	432	0.02	
③		0.11	0.08	0.36	0.30	0.04	0.03	49	-0.01	

∠L1：荷重によるボルト伸び量

∠L0：初期締付によるボルト伸び量

∠L2：ボルト熱伸び量

∠L3：フランジ熱伸び量

∠L4：オリフィス熱伸び量

∠L5：ガスケット内外輪熱伸び量

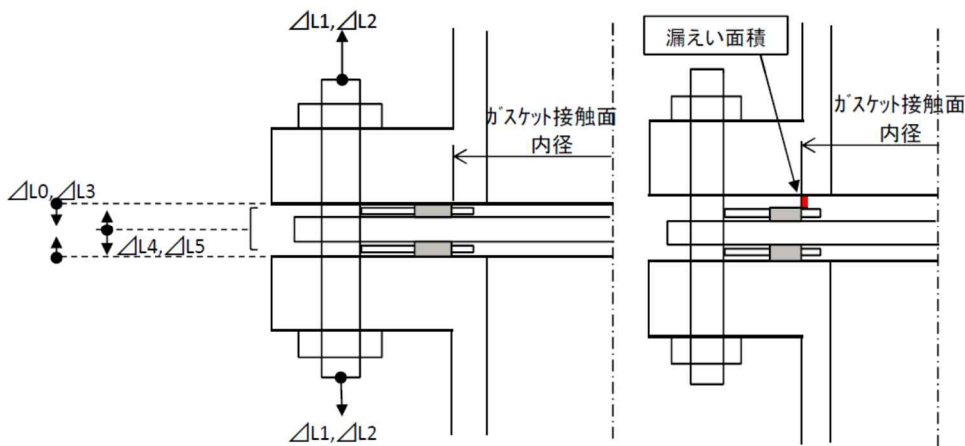


図 6 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置

e) ポンプ

No.	計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	公称厚さ (mm)	材料	ts (mm)	t (mm)	判定 ^{*1} (ts ≥ t)
①	ディスク チャージ ケーシング	7.5	288	38.0	SFVC2B/ SGV410	34.5	15.7 ^{*2}	○
	アウター ケーシング			19.0	SGV410	14.0	13.2 ^{*2}	○
	吸込み口 ケーシング カバー			38.0	SFVC2B	36.9	15.7 ^{*2}	○
				165.0	SFVC2B	158.7	138.8 ^{*2}	○
	管台			3.9	STPT410	3.4	1.0	○

※ 1 : 最小厚さ(ts)が管の計算上必要な厚さ(t)以上であること

※ 2 : 1次一般膜応力 Su 適用値

計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	引張応力 (MPa)	材料	許容引張応力 (MPa)	判定
耐圧ボルト	7.5	288	277	SCM435	508 ^{*1}	○

※ 1 : 1次一般膜応力 0.6Su 適用値

計算部位	圧力 (MPa)	伸び量(mm)						内径 (mm)	全部材伸び量 (mm)	漏えい面積(cm ²)
		+	-	+	-	-	-			
		△L1	△L0	△L2	△L3	△L4	△L5			
フランジ部	7.5	0.20	0.12	0.28	0.28	0.00	0.00	1636	0.08	約 0.00 ^{*1}

△L1：荷重によるボルト伸び量

△L0：初期締付によるボルト伸び量

△L2：ボルト熱伸び量

△L3：フランジ熱伸び量

△L4：オリフィス熱伸び量

△L5：ガスケット内外輪熱伸び量

※1：Oリングのつぶししろを確保しているため漏えいには至らない

(4) 現実的インターフェイスシステム LOCA における漏えい面積の設定

(3) で述べたとおり、高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は 1cm² を超えることはない。

そこで、現実的インターフェイスシステム LOCA における漏えい面積は、保守的な想定とはなるがフランジ部の漏えい面積として保守的に 10 cm² を想定することとする。

(5) 現場の想定

・評価の想定と事故進展解析

インターフェイスシステム LOCA による炉心内の挙動は、今回想定する漏えい面積 (10cm²) による一次冷却材の流出量が両端破断を仮定したインターフェイスシステム LOCA の解析に包絡されることから省略する。

ここでは添付資料 2.7.1 に示したインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境(原子炉建屋内) に着目し評価を行った。評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。

事象進展解析 (MAAP) の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：外部電源有、ISLOCA 時漏えい面積 10cm²、健全側高圧注水系による注入
事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作 (連続開)

(この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失 (全開))

・状況判断の開始 (弁の開閉状態確認, HPCF 室漏えい検出, ポンプ吐出圧力, エリアモニタ指示値上昇)

約 10 分後：手動スクラム

約 15 分後：高圧炉心注水系の手動起動

約30分後：急速減圧

・評価の結果

○温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図2～図4に示す。

原子炉建物内の温度は、事象発生直後は上昇するものの30分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約40℃程度で推移する。湿度については破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧等を実施することで、約4時間以降低下する傾向にある。圧力については破断直後に上昇するもののブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

No.審査-257 に対するご回答

○冷却材漏えいによる影響

ISLOCAに伴う原子炉建屋内への炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量(漏えい面積10cm²)は、原子炉減圧前の流出を含めても最大で約200m³/hであり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。

復水貯蔵槽破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約2000m³(浸水高さ約3m)に到達するには10時間以上の十分な時間余裕がある。

○現場の線量率の想定について

・評価の想定

格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は現行許認可と同じものを想定し(詳細は表2,3参照)、全希ガス漏えい率(f値)については、近年の運転実績データの最大値である 3.7×10^8 Bq/sを採用して評価する。なお、この値は現行許認可ベースのf値はこの値にさらに一桁余裕を見た10倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価のMSLBA(主蒸気管破断事故)時に追加放出される放射性物質量の1/10となる。なお、冷却材中に存在する放射性物質量は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具(循環式酸素呼吸器等)を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とした。

No.審査-249,252 に対するご回答

・評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} \cdot E_{\gamma} \cdot \{1 - e^{-\mu R}\} \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q_{γ} : 原子炉区域内放射エネルギー (Bq : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 (86,000m³)

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

V_{OF} : 評価対象エリア (原子炉建屋地上 1 階) の容積 (2,500m³)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

・評価の結果

評価結果を図 5 に示す。外部被ばくは最大でも約 15mSv/h 程度であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部がブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口の位置はプルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内への放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる (図 6)。さらに、これらの事故時においては原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード (循環運転) となるため、中操にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

(6) 現場の隔離操作

現場での高圧炉心注水隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検知器やサンプポンプの起動頻度増加などにより現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断からの蒸気の漏えいの低減 (原子炉減圧や原子炉停止時冷却 (実施可能な際において)) 等を行うことで現場環境の改善を行う。

現場の温度は 3 時間程度で約 40 度程度まで低下することから、空気循環式呼吸器 (セルフエアセット等) 及び耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離操作は実施可能である。

(7) まとめ

(5), (6) で示した評価結果より, 現実的なインターフェイスシステム LOCA 発生による現場の温度上昇は小さく (3 時間程度で 40 度程度), また, 現場線量率についても 15mSv/h 以下であることから現場操作の妨げとならず, また設備の機能も維持される。

表 1 現実的インターフェイスシステム LOCA 時における温度・湿度・圧力の評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源あり	事象発生時に定格運転中を想定
漏えい箇所	高圧炉心注水(B)ポンプ室	漏えいを想定した高圧炉心注水系の低圧設計部(計器やフランジ部等)の設置場所
漏えい面積	高圧炉心冷却系配管: 10cm ² (1.0×10 ⁻³ m ²)	圧力応答評価に基づき現実的に評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値
事故シナリオ	事象発生 10 分後に手動スクラムし, 事象発生 15 分後に高圧炉心注水系(1 台)を手動起動	事象認知及び操作時間に余裕をもった値
	事象発生 30 分後に手動減圧(8 弁)	事象認知及び操作時間に余裕をもった値
	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のために実施する操作を想定
	サブプレッション・チェンバプール冷却系は急速減圧後(30 分)	減圧実施によるサブプレッションプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定
原子炉建屋への流出経路条件	格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP 4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝搬経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
原子炉スクラム	事象開始 10 分後に手動スクラム	インターロック設定値
主蒸気隔離弁	事象発生 25 分後に閉	急速減圧のための隔離操作
高圧炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高圧炉心注水系設計条件
復水貯蔵槽の水温	0~12 時間: 50℃ 12~24 時間: 45℃ 24 時間以降: 40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
ブローアウトパネル解放圧力	3.4kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値

No.審査-250 に対するご回答

表2 評価条件(f 値, 追加放出量)

項目	評価ケース	現行許認可ベース (参考)
f 値	$3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ (現行許認可の 1/10)	$3.7 \times 10^9 \text{Bq/s}$
追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10^{14}	2.28×10^{15}

No.審査-249,252 に対するご回答

表 3 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ 線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.95	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.04	5.82E-02	0.02	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.25	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 + 希ガス	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

No. 審査-249,252 に対するご回答

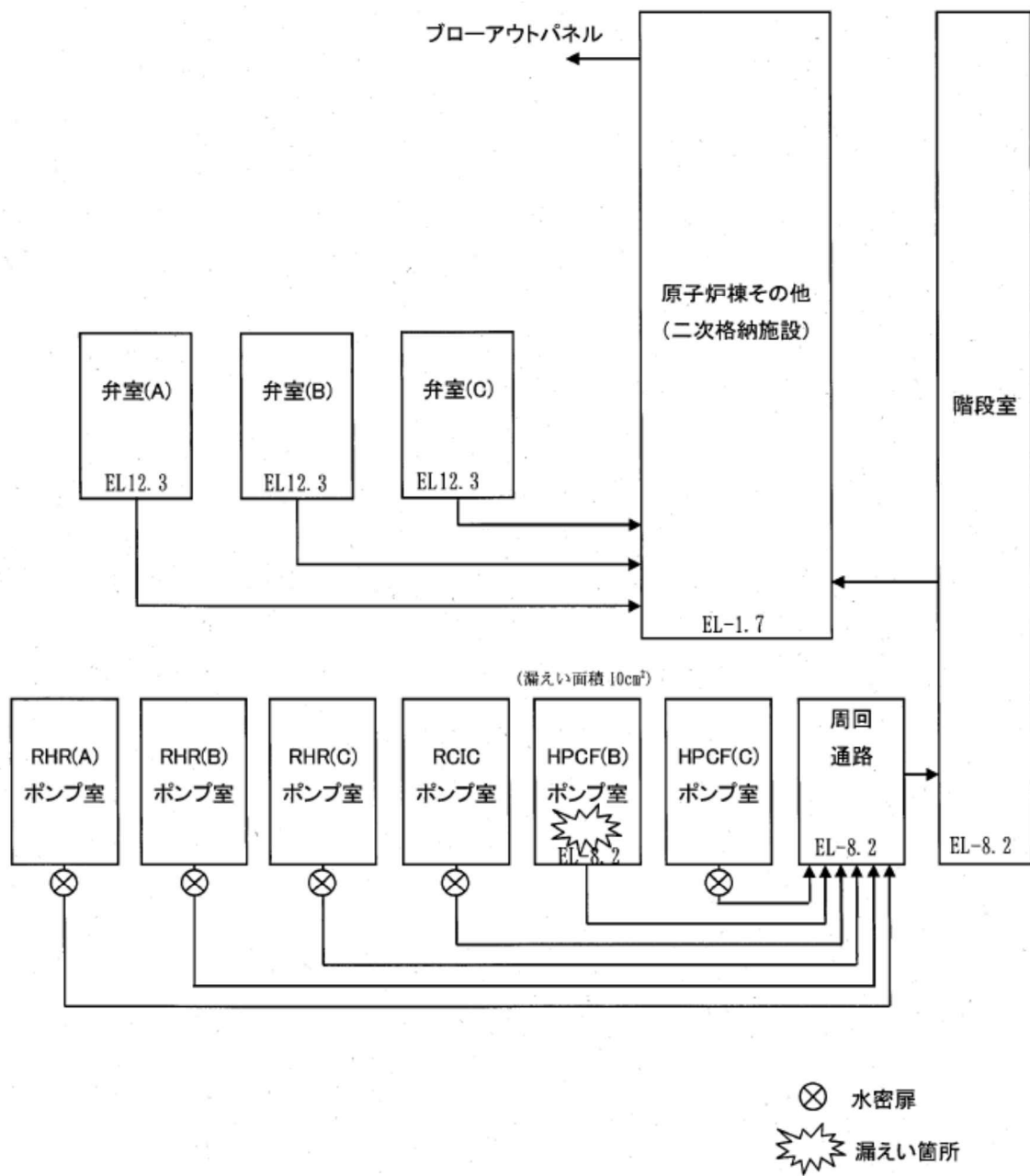


図1 現実的インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル

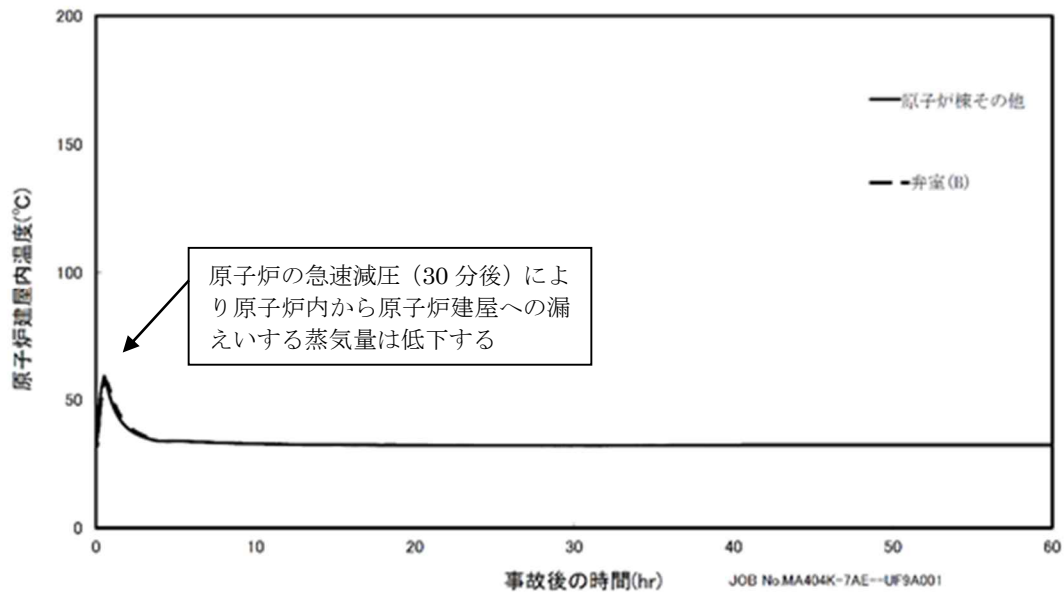


図 2 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

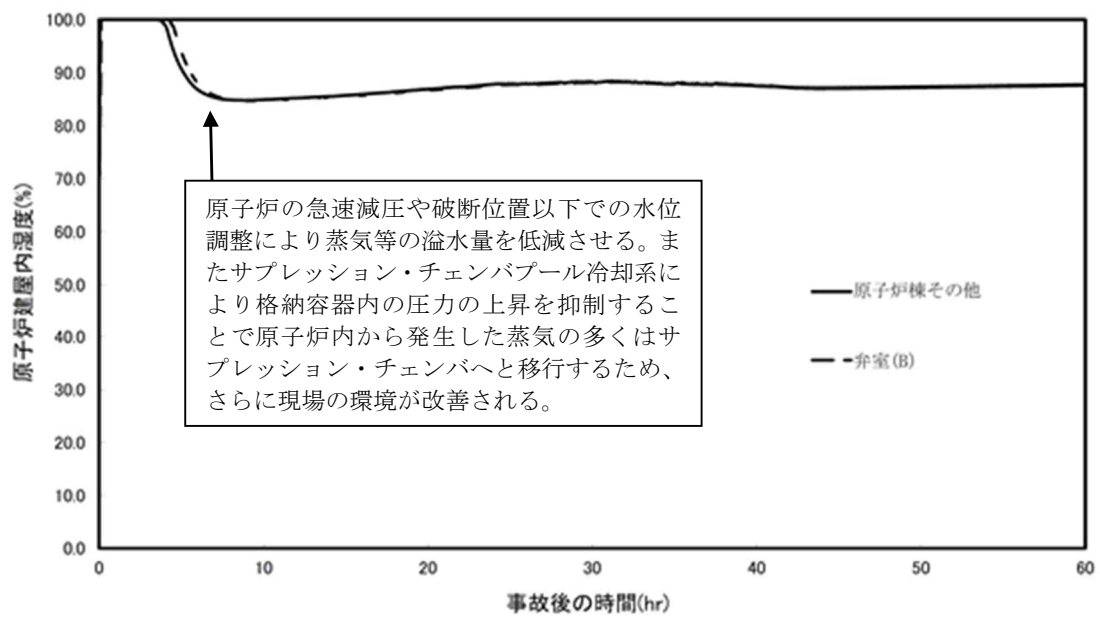


図 3 原子炉建屋内の湿度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

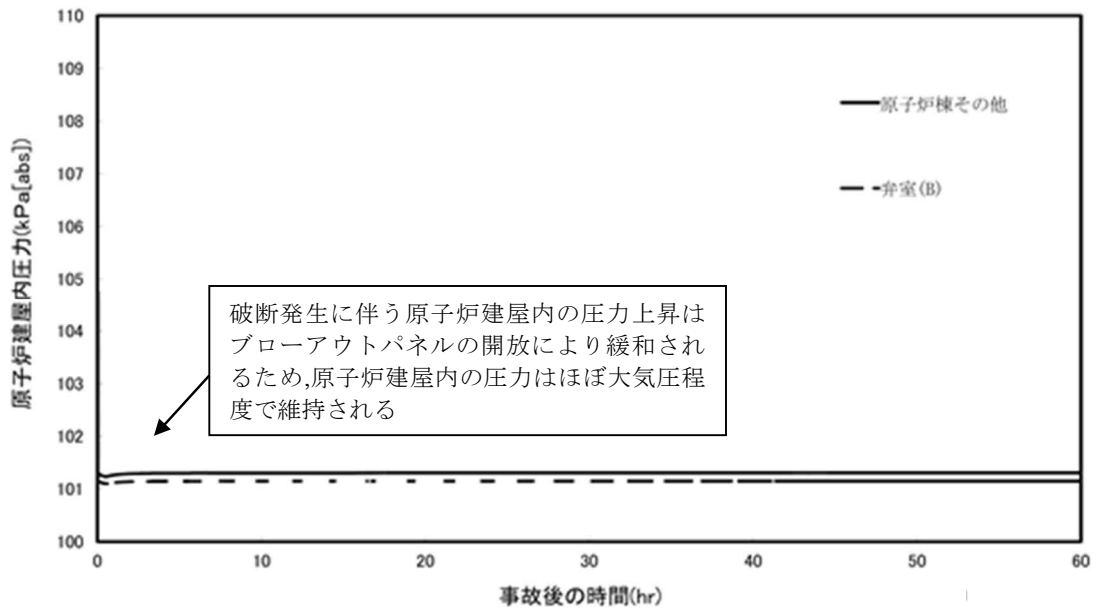


図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

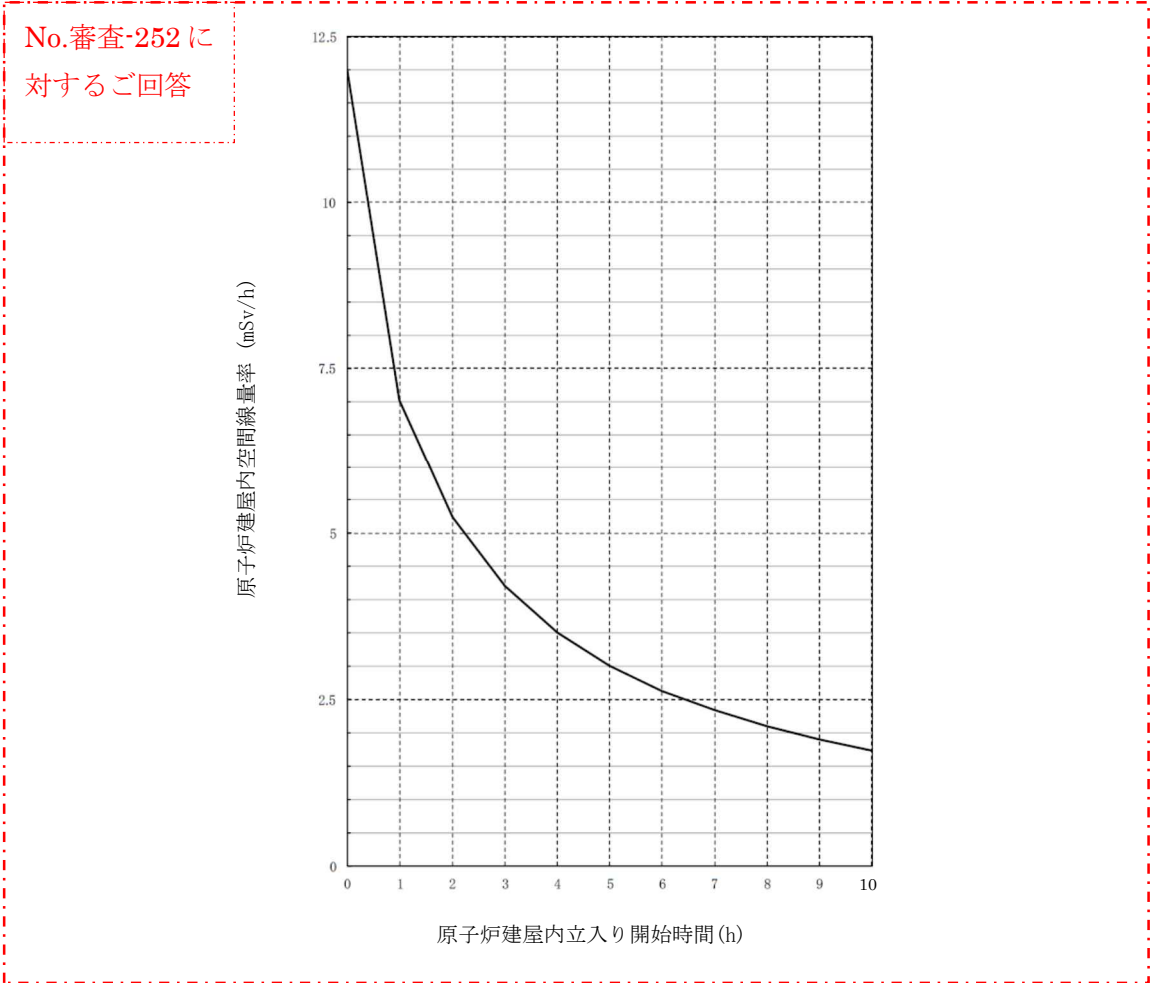
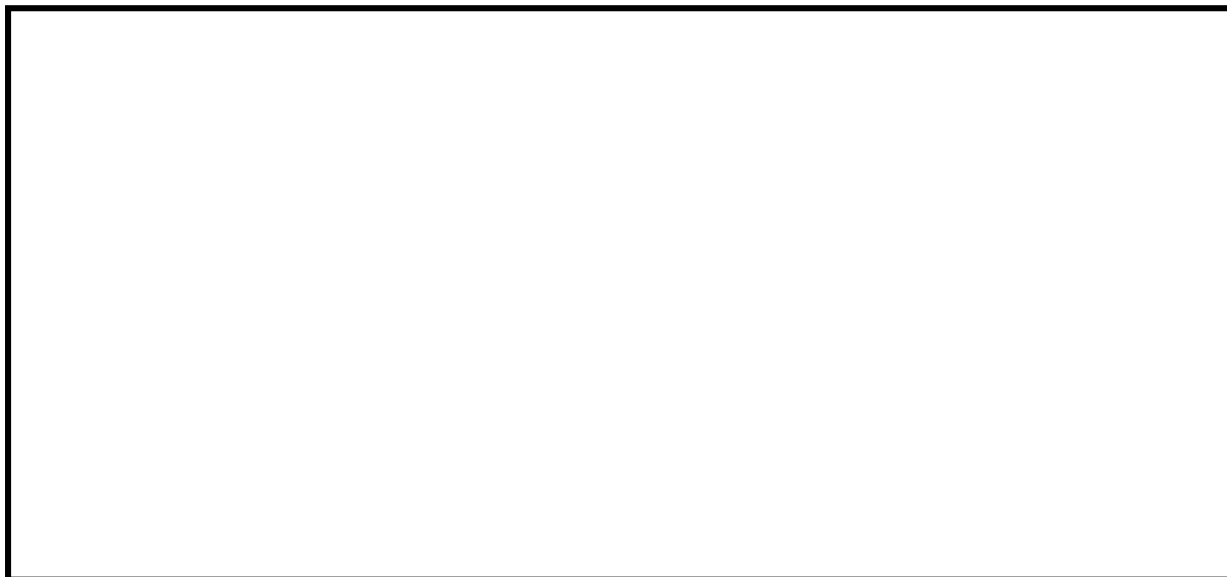


図5 原子炉建屋内立入り開始時間と線量率の関係 (インターフェイスシステム LOCA)



(a) 平面図



図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・ブローアウトパネルの位置関係
(インターフェイスシステム LOCA)

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）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，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，安定状態が確立されたものとする。

格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置又は残留熱除去系，代替循環冷却）により，格納容器圧力及び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，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態】

原子炉安定状態の確立について

事象発生約 15 分後に漏えいが停止し，高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系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。

格納容器安定状態の確立について

残留熱除去系による除熱を開始することで，冷温停止状態に移行することができる。

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。

【安定状態後の長期的な状態維持】

残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことにより，安定状態後の長期的な状態維持のための冷却が可能となる。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (インターフェイスシステム LOCA)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	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
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	燃料被覆管温度を+10℃～+150℃高めに評価する	解析コードでは、燃料棒表面の熱伝達係数を小さく評価する可能性がある。よって、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない	実験解析では熱伝達モデルの保守性により被覆管温度を高く評価することから、有効性評価解析でも燃料被覆管温度を高く評価するが、本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	酸化量及び発熱量の評価について保守的な結果を与える	解析コードでは、燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作に与える影響はない	燃料被覆管温度を高めに評価するが、本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	破裂の判定は実験データのベストフィット曲線を用いる	解析コードでは、燃料被覆管温度を高めに評価することから、破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合においても保守的な判定結果を与えるものとする。仮に大量の燃料棒破裂が発生した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があるが、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作の起点が、格納容器圧力が限界圧力に到達するまでとなる。しかしながら、本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから、運転員操作に与える影響はない	燃料被覆管温度が高めに評価されることから、破裂判定は厳しめの結果を与えるが、本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない
	沸騰・ボイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流	二相流体の流動モデル	実験結果の二相水位変化を良く予測することから、不確かさは小さい	解析コードでは、実機設備に対して注入流量を少なめに与えるため、実際の運転員操作では解析より多く注水されることから、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。運転操作はシュラウド外水位(原子炉水位計)に基づく操作であることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す	本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない
原子炉圧力容器	沸騰・ボイド率変化気液分離(水位変化)・対向流	二相流体の流動モデル	実験結果の二相水位変化を良く予測することから、不確かさは小さい	原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員等操作に与える影響はない。また、実機注水設備能力に対して、解析コードでは注入流量を少なめに与えるため、実際には解析より多く注水されるため、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。注水操作として注水ノズル以下となるよう注水量を制御するが、注水後の流量調整操作であり、運転員等操作に与える影響はない	本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	実験結果の圧力変化を良く予測することから、不確かさは小さい	原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員等操作に与える影響はない。	破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイミング及び注水流量を適切に評価するため、燃料被覆管温度への影響は小さい。なお、本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない
	ECCS注水(給水系・代替注水含む)	原子炉注水特性	入力値に含まれる	実機注水設備能力に対して、解析コードでは注入流量を少なめに与えるため、実際には解析より多く注水されるため、原子炉水位の回復は早くなる可能性がある。注水操作として注水ノズル以下となるよう注水量を制御するが、注水後の流量調整操作であり、運転員等操作に与える影響はない	注水特性は、それぞれの系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を入力する。実機設備に対して注入流量を少なめに与えるため、有効性評価解析では燃料被覆管温度を高めに評価する。なお、本シナリオでは原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることではないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（インターフェイスシステム LOCA）（1/2）

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	原子炉熱出力	3,926MWt	3,926MWt 以下	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には燃焼度が低くなることから、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、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燃焼度が低くなることから、原子炉水位の低下が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力を最確条件として設定	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るが、そのゆらぎの幅は小さいため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るが、ゆらぎの幅は小さいため事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	原子炉水位	通常運転水位	通常運転水位	通常運転時の原子炉水位を最確条件として設定	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るが、そのゆらぎの幅は小さいため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るが、ゆらぎの幅は小さいため事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	炉心流量	52,200t/h(定格流量)	定格流量の90~111%	定格流量(100%)の90~111%を最確条件として設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、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、何れの型式も燃料の組成はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	最大線出力密度	44.0kW/m	44.0kW/m 以下	設計目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、操作手順(速やかに注水手段を準備すること)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない	最確条件とした場合、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、その影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979(燃焼度33Gwd/t)	ANSI/ANS-5.1-1979(燃焼度30Gwd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を確保することで、最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件は解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉水位の低下が遅くなるが、操作手順(炉心を冠水維持する操作)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小さくなるため、原子炉水位低下が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	外部水源の温度	50℃(事象開始12時間以降は45℃,事象開始24時間以降は40℃)	約30℃~約50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があるため、原子炉注水による炉心冷却効果は高くなるが、操作手順(炉心を冠水維持する操作)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、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があるため、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

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（インターフェイスシステム LOCA）(2/2)

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				
事故条件	起回事象	高圧炉心注水系の吸込配管の破断	—	運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管径が大きいものとして設定	—	
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉減圧機能喪失	—	炉心冷却上の事象進展の厳しさから、原子炉減圧操作は実施しないものとして設定		
	外部電源	外部電源なし	—	事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなる外部電源の喪失を設定		
機器条件	原子炉スクラム信号	炉心流量急減（応答時間：0.05秒）	炉心流量急減（応答時間：0.05秒）	安全保護系の遅れ時間を考慮した応答時間を設定	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
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 182m ³ /h(8.12~1.03MPa[dif]において)注水	原子炉水位低(レベル2)にて自動起動 182m ³ /h(8.12~1.03MPa[dif]において)注水	原子炉隔離時冷却系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
	高圧炉心注水系	原子炉水位低(レベル1.5)にて自動起動 727m ³ /h(0.69MPa[dif]において)にて注水	原子炉水位低(レベル1.5)にて自動起動 727m ³ /h(0.69MPa[dif]において)にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定	実際の流量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復が早くなる可能性があるが、操作手順に変わりはないことから、運転員等操作に与える影響はない	実際の流量が解析より多い場合(注水特性の保守性)、原子炉水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響, 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 (格納容器バイパス)

項目		解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	操作の不確かさが操作開始時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
		解析上の操作開始時間					
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件	高圧炉心注水系の破断箇所隔離	破断箇所の隔離は期待していない	<p>解析においては, 破断箇所隔離を期待しない方が冷却材流出が継続し, 炉心冷却上の事象進展が厳しいことから, 隔離は期待していない</p> <p>ただし, 高圧炉心注水系の破断箇所隔離は, 事象発生後 10 分間のプラント状況確認後とし, 操作時間として 5 分間を想定していることから, ここでは状況確認 10 分間, 操作時間 5 分間の不確かさを評価する</p>	<p>【認知】 高圧炉心注水系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であり, 隔離の必要性を認知することは容易であり, 認知の遅れから操作開始時間に与える影響なし</p> <p>【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</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり, 操作時間に与える影響なし</p> <p>【操作所要時間】 誤動作した電動弁を閉める操作であり, 簡単な操作であるため操作所要時間が操作開始時間に与える影響なし</p> <p>【他の並列操作有無】 隔離操作時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作時間に与える影響はなし</p> <p>【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</p>	格納容器バイパスに加え外部電源喪失の重量が発生した場合においても, 実態の操作開始時間は解析上の想定とほぼ同等である	隔離操作の実施の有無に関わらず, 原子炉隔離時冷却系及び残留熱除去系等の自動起動により原子炉注水は開始されることから, 原子炉内の燃料の冠水は維持され, 評価項目となるパラメータに与える影響はない	内部溢水で考慮している破断発生区分以外の区分の非常用炉心冷却系に影響のない溢水量は, 約 2000m ³ であるのに対して, 全周破断の場合においても炉内及び復水貯蔵槽からの流入量が, 約 2000m ³ に到達するには約 1 時間程度であり, 十分な時間余裕がある

7 日間における燃料の対応について(インターフェースシステム LOCA)

プラント状況：6, 7 号炉運転中。1～5 号炉停止中。

事象：インターフェースシステム LOCA は 6, 7 号炉を想定。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
7 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 3 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 490L/h × 24h × 7 日 × 3 台 = 750, 960L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>750, 960L</u>	7 号炉軽油タンク容量は 約 <u>1, 020, 000L</u> であり、 7 日間対応可能。
6 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 3 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 490L/h × 24h × 7 日 × 3 台 = 750, 960L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>750, 960L</u>	6 号炉軽油タンク容量は 約 <u>1, 020, 000L</u> であり、 7 日間対応可能。
1 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 631, 344L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>631, 344L</u>	1 号炉軽油タンク容量は 約 <u>632, 000L</u> であり、 7 日間対応可能。
2 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 631, 344L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>631, 344L</u>	2 号炉軽油タンク容量は 約 <u>632, 000L</u> であり、 7 日間対応可能。
3 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 631, 344L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>631, 344L</u>	3 号炉軽油タンク容量は 約 <u>632, 000L</u> であり、 7 日間対応可能。
4 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 631, 344L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>631, 344L</u>	4 号炉軽油タンク容量は 約 <u>632, 000L</u> であり、 7 日間対応可能。
5 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 631, 344L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>631, 344L</u>	5 号炉軽油タンク容量は 約 <u>632, 000L</u> であり、 7 日間対応可能。
その他	事象発生直後～事象発生後 7 日間 免震棟ガスタワービン発電機 1 台起動。 395L/h × 24h × 7 日 = 66, 360L モニタリングポスト用仮設発電機 3 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h × 24h × 7 日 × 3 台 = 4, 536L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>70, 896L</u>	1～7 号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 <u>685, 360L</u> であり、 7 日間対応可能。

※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は 2 台で足りるが、保守的にディーゼル発電機 3 台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要なディーゼル発電機は 1 台で足りるが、保守的にディーゼル発電機 2 台を起動させて評価した。

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 がある。

(2) 格納容器破損モードの特徴

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，原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し，溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器が破損に至る場合を想定する。

したがって，本格納容器破損モードに対しては，原子炉圧力容器破損までに手動操作にて原子炉を減圧することによって，格納容器破損の防止を図る。

(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ナリオに対して，原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し，溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され，格納容器に熱的・機械的な負荷が発生することを防止するため，逃がし安全弁を用いた手動操作による減圧を実施する。

本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を図 3.2.1 に，手順の概要を図 3.2.2 に示すとともに，重大事故等対策の概要を以下に示す。また，重大事故等対策における設備と手順の関係を表 3.2.1 に示す。

本格納容器破損モードにおける 6 号炉及び 7 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は，中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され，合計 11 名である。その内訳は，次の通りである。中央制御室の運転員は，中央監視・指示を行う当直長 1 名 (6 号炉及び 7 号炉兼任)，当直副長 2 名，運転操作を行う運転員 4 名^{*}である。発電所構内に常駐している要員のうち，通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 4 名である。必要な要員と作業項目について図 3.2.3 に示す。

※有効性評価で考慮しない作業（格納容器下部注水）に必要な要員「4 名」を含めると，運転操作を行う運転員が 8 名，合計が 15 名になる。

a. 原子炉スクラム確認

過渡事象「全給水喪失」が発生するとともに，本評価では，主蒸気隔離弁の閉止が重畳し，原子炉がスクラムに至る設定とした。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は，平均出力領域モニタ等である。

b. 炉心損傷確認

高圧注水・減圧機能喪失により原子炉水位が急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル計である。

c. 原子炉手動減圧

原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10%高い位置に到達した時点で、注水系統が全く無い場合でも、手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧する。

原子炉の手動減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力計等である。

d. 原子炉圧力容器破損

原子炉圧力容器破損を直接測定する計器は無いため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。

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喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。

また、原子炉圧力容器破損の「判断」として、原子炉圧力の急激な低下、上部格納容器圧力の急激な増加、下部格納容器ガス温度の急激な上昇といったパラメータの変化が生じる。

これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力と上部格納容器圧力の差圧が「0.10 MPa[gage]」以下であること及び、下部格納容器ガス温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。

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

プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおりであり、事象進展緩和の厳しさ(減圧の余裕時間)に基づいて選定している。選定にあたって考慮した点は以下の通り。

- ・長期 TB は事象初期において原子炉隔離時冷却系による冷却が有効なシーケンスであり、減圧までの時間余裕の観点では TQUX, TBD, TBU の方が厳しい。
- ・高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU にプラント損傷状態を選定する上での有意な違いは無い。

以上より、TQUX を高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱への対策を評価する上でのプラント損傷状態とした。

このプラント損傷状態から展開されるシーケンスとしては、以下の事故シーケンスが想

定される。

- ・過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生
- ・過渡事象＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生
- ・通常停止＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生
- ・通常停止＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生
- ・サポート系喪失＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生
- ・サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生

上記事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。その上で、原子炉圧力容器が高圧で維持される SRV 再閉失敗を含まないシーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH 発生」を評価事故シーケンスとした。

本評価は炉心損傷後の格納容器破損の対策の有効性を評価するためのシナリオであることから、上記のシーケンスにおいて、炉心損傷までは事象を進展させる前提での評価となる。この前提に対応する状況としては、炉心損傷前の段階で全ての低圧注水機能が失われており、手動減圧もできず、「2.2 高圧注水・減圧機能喪失」に示した重大事故等時の逃がし安全弁作動回路も動作しない状況が考えられる。

手順書上、全ての低圧注水機能が失われている状況では、原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点までは減圧しない。この減圧のタイミングは、原子炉水位が燃料棒の有効長頂部以下となった場合、減圧を遅らせた方が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、水-ジルコニウム反応が著しくなる前に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。また、重大事故等時の逃がし安全弁作動回路は低圧注水系の起動が作動条件の 1 つであるため、低圧注水系が失われている状況では動作しない。

これを考慮し、本評価では評価事故シーケンスに加えて全ての低圧注水機能も失われている状況を想定した。

なお、この評価事故シーケンスは、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.6 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同じ事故シーケンスである。

本評価事故シーケンスでは、炉心崩壊熱、原子炉水位、原子炉圧力等の変化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。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンス対する主要な解析条件を表 3.2.2 に示す。また、初期条件も含め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) 起回事象

起回事象として、過渡事象「全給水喪失」が発生するものとする。

(b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、(1)の通り、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を想定する。更に低圧代替注水系(常設)による原子炉注水にも期待しないものとする。これは、炉心損傷前には減圧できない状況を想定するためである。

(c) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

ただし、本評価事故シーケンスでは、全ての原子炉注水機能に期待しないため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えない。

(d) 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等による影響

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

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

事象の発生と同時に原子炉スクラム信号「主蒸気隔離弁閉」が発生し、原子炉は自動停止するものとする。

(b) 逃がし安全弁

原子炉の減圧には逃がし安全弁 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 5 %を処理するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件は、「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に設定した。

(a) 原子炉急速減圧操作

原子炉急速減圧操作は、全ての注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点で開始する。この操作時間は5分間を考慮する。

(3) 有効性評価の結果

原子炉圧力，原子炉水位の推移を図3.2.4から図3.2.5に示す。

a. 事象進展

事象発生後，高圧注水・減圧機能喪失及び低圧代替注水系(常設)にも期待しないことから，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1.0時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から10%高い位置に到達した時点(事象発生から約1.4時間後)で，手動操作により逃がし安全弁2弁を開き，原子炉を減圧する。原子炉減圧後の低圧代替注水系(常設)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7.0時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

その後は，落下した熔融炉心の冷却のために格納容器下部への注水を継続し，機能喪失している設備の復旧に努め，復旧後は原子炉への注水及び格納容器の冷却を実施する。

b. 評価項目等

原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は約0.2 MPa[gage]であり，2.0 MPa[gage]以下に低減されている。

本評価では，実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第37条 2-3のうち，(d)の評価項目について厳しいシーケンスを選定し，対策の有効性を確認した。

3.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，操作の不確かさが操作開始時間に与える影響，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。

高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱では，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，原子炉急速減圧操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

添付資料 3.2.1 参照

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料 3.2.1 参照

(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，表3.2.2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

添付資料3.2.1参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料3.2.1参照

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，これらの要因が解析上の操作開始時間に与える影響を評価する。また，操作の不確かさが操作開始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) 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響

添付資料3.2.1参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料3.2.1参照

(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する。

(添付資料3.2.1)

(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，操作の不確かさが操作開始時間に与える影響，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、操作時間には十分な時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

3.2.4 要員及び資源の確保

(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、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり11名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の51名で対処可能である。有効性評価で考慮しない作業（格納容器下部注水）に必要な要員を4名含めた場合でも対処可能である。

(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」の条件にて評価した。この結果を以下に示す。

a. 水源

本格納容器破損モードを評価する上では、注水は考慮していない。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、外部電源喪失を仮定し、非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定する。事象発生後7日間、非常用ディーゼル発電機が全出力で運転する場合、約750,960 Lの軽油が必要となる。

6号炉及び7号炉の各軽油タンクで軽油約1,020,000 L(発電所内で軽油約5,344,000 L)の軽油が使用可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給を7日間継続可能である。

(添付資料3.2.2)

c. 電源

外部電源の喪失は想定していないが、外部電源喪失を仮定し、非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定する。重大事故等対策時に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、重大事故等対策設備へ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、原子炉圧力容器が高い圧力を保った状況で損傷し、溶融炉心、水蒸気及び水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器が破損に至る場合を想定した。

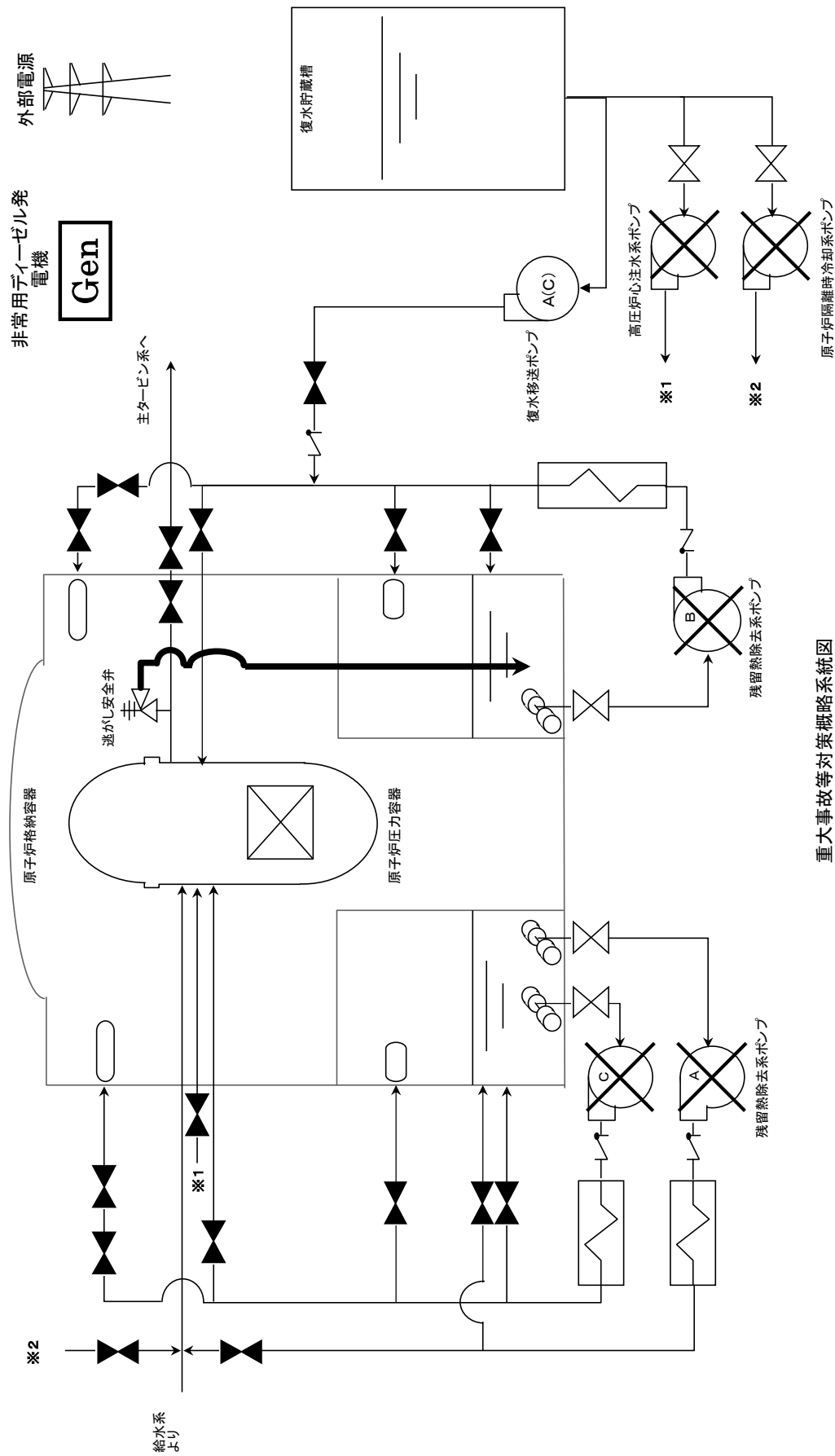
格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、事象進展緩和の厳しさ(減圧の余裕時間)に基づいてプラント損傷状態を選定した上で、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい、過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。その上で、原子炉圧力容器が高圧で維持されるSRV再閉失敗を含まないシーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧・損傷炉心冷却失敗＋DCH発生」を評価事故シーケンスとした。

上記の場合においても、逃がし安全弁を用いた手動操作による減圧により、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を2.0 MPa[gage]以下に低減することができる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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、時間操作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、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、選定した評価事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。これを以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」に対して格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。



重大事故等対策概略系統図
(逃がし安全弁)

図 3.2.1 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」時の使用系統概要

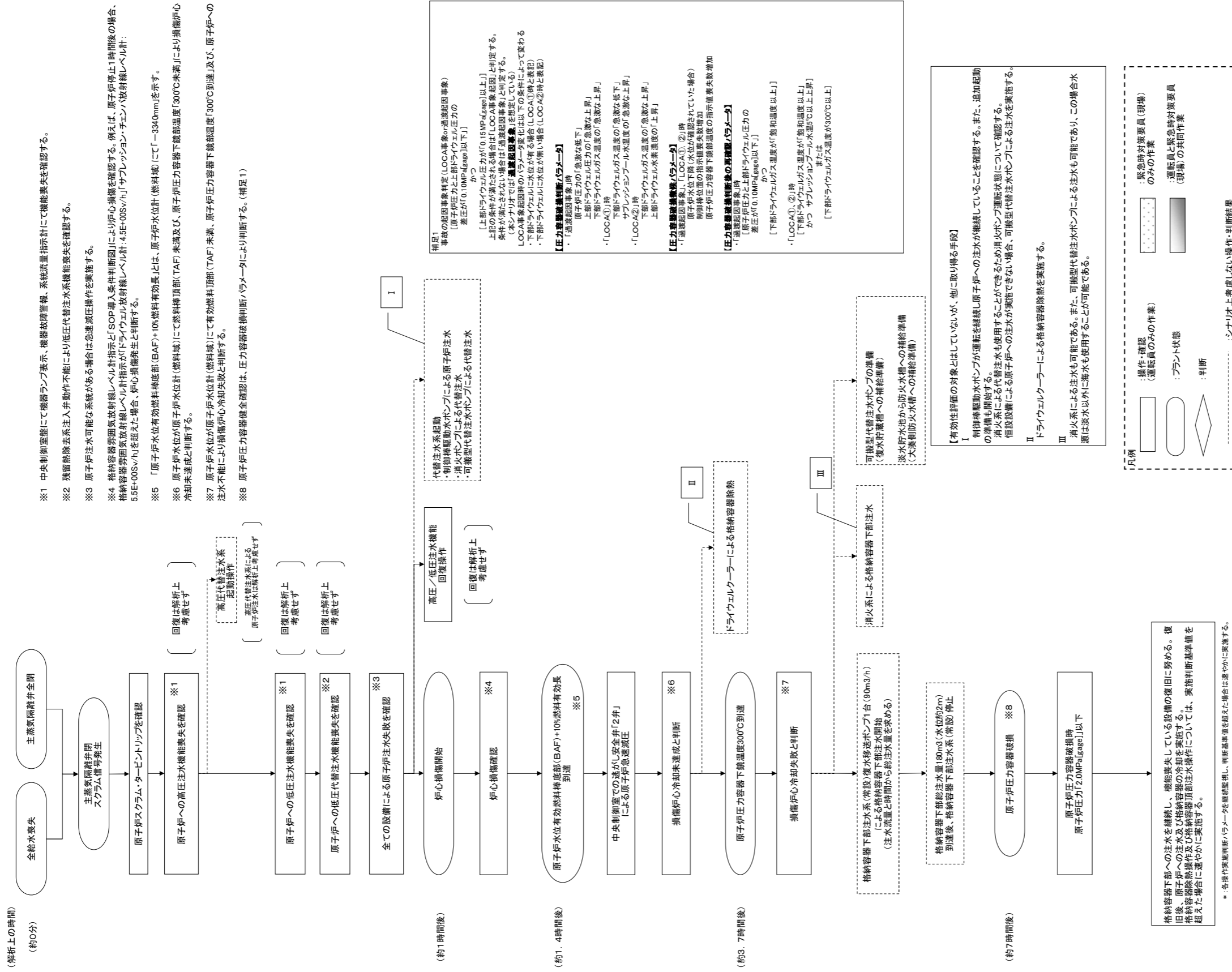


図 3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の対応手順の概要

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・必要人員数						操作の内容	経過時間 (分)		経過時間 (時間)									備考						
	運転員 (中操)		運転員 (現場)		緊急時対策要員 (現場)			10	20	1	2	3	4	5	6	7	8	9							
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																			
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	・全給水喪失確認 ・原子炉スクラム・タービントリップ確認 ・全ての原子炉注水機能喪失確認	10分																	
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 (解析上考慮せず)	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復	対応可能な要員により、対応する																	
格納容器下部注水系 準備 (解析上考慮せず)	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・格納容器下部への注水準備	5分																	
	-	-	2人 C,D	2人 c,d	-	-	・現場移動 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分	要員を確保して対応する																
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・逃がし安全弁 2弁 手動開放操作	5分																	
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損前の初期注水	総注水量180m3到達後停止																	
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水	格納容器下部に崩壊熱相当量を継続注水																	
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	0人*	0人*	0人																				

※ 有効性評価で考慮しない作業を含めると要員は各号炉「2人」となる

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 3.2.3 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」時の作業と所要時間

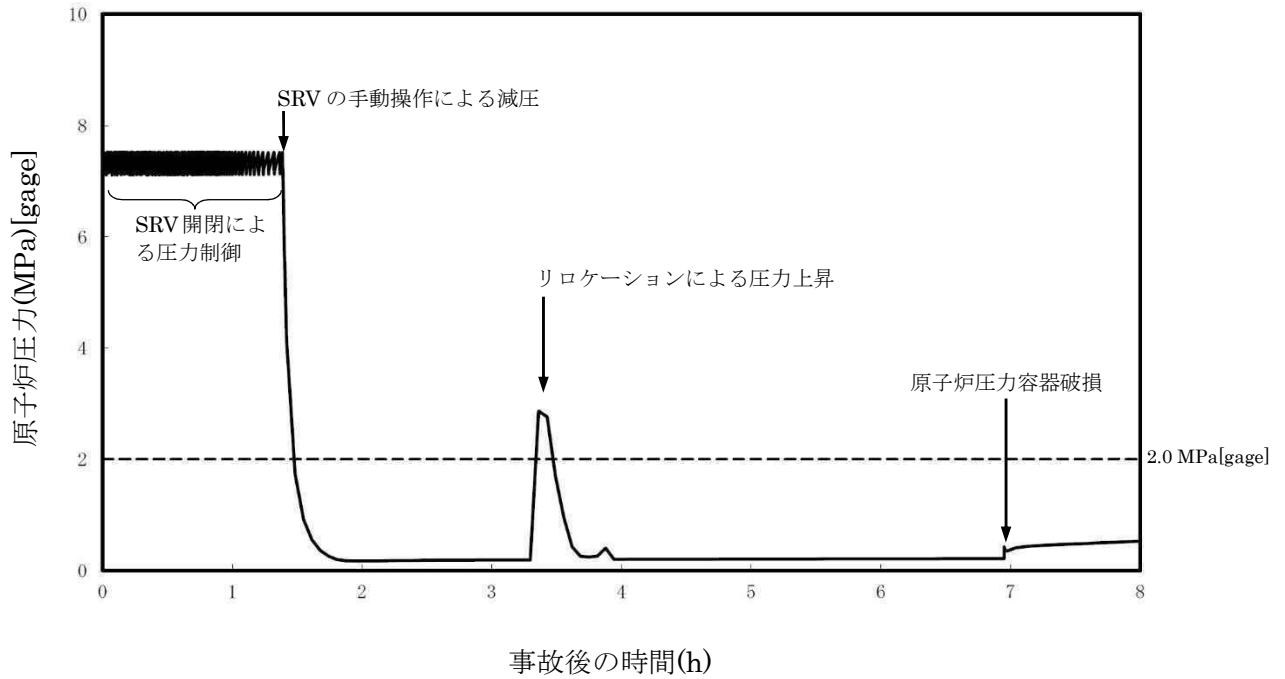


図 3.2.4 原子炉圧力の推移

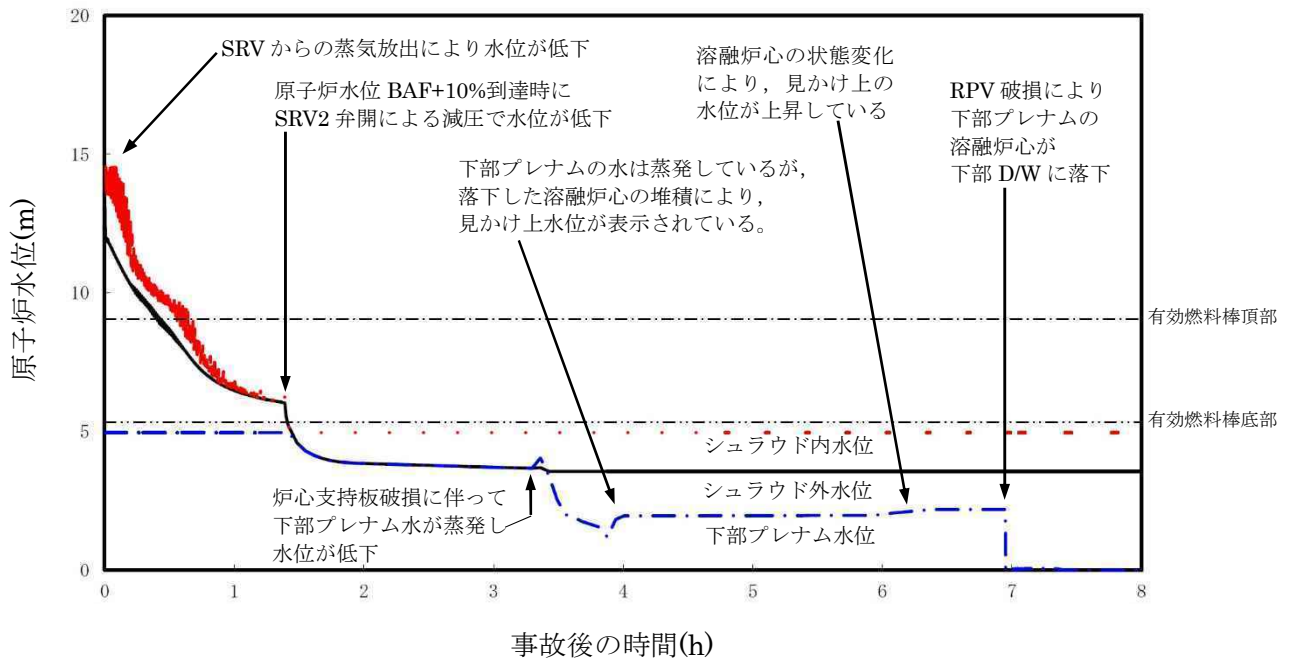


図 3.2.5 原子炉水位の推移

表 3.2.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時における重大事故等対策について

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム確認	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重量し、原子炉がスクラムすることを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ【S A】
炉心損傷確認	原子炉注水機能喪失により原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル計【S A】
原子炉手動減圧	原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10%高い位置に到達した時点で、注水系統が全く無い場合でも、手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉水位計(燃料域)【S A】 原子炉圧力計【S A】
原子炉圧力容器破損確認	原子炉手動減圧後も、原子炉への注水系統は無いため、原子炉圧力容器破損に至ることを確認する。	—	—	原子炉水位計(燃料域)【S A】 原子炉圧力容器温度計【S A】 原子炉圧力計【S A】 格納容器内圧力計【S A】 格納容器内温度計【S A】

【S A】：重大事故等対処設備

表 3.2.2 主要解析条件(高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926 MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07 MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位	通常運転時原子炉水位として設定
炉心流量	52,200 t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料(A型)	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
格納容器容積(ドライウエル)	7,350 m ³	内部機器, 構造物体積を除く全体積
格納容器容積(ウェットウエル)	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	必要最小空間部体積 必要最小プール水量
真空破壊装置	3.43 kPa(ドライウエル-サブ レシジョン・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブレシジョンプール水位	7.05 m(NWL)	通常運転時のサブレシジョンプール水位として設定
サブレシジョンプール水温	35 °C	通常運転時のサブレシジョンプール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5 kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57 °C	通常運転時の格納容器温度として設定

初期条件

表 3.2.2 主要解析条件(高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	全給水喪失	全給水喪失が発生するものとして設定
安全機能等の喪失に対する仮定	高压注水機能, 低压注水機能 低压代替注水系(常設)機能喪失	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を, 低压注水機能として低压注水系及び低压代替注水系(常設)の機能喪失を設定
外部電源	外部電源あり	本評価事故シナリオでは, 事故対応が逃がし安全弁による減圧のみであり, 減圧操作に必要な動力及び監視計器は交流動力電源に依存しないため, 外部電源の有無は事象進展に影響を与えない。同様に, 非常用 D/G の有無についても評価に影響する条件とはならない。これを踏まえ, 外部電源についてはありとして設定
高温ガスによる配管等のクリーブ 破損や漏洩等	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

事故条件

表 3.2.2 主要解析条件(高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱) (3/3)

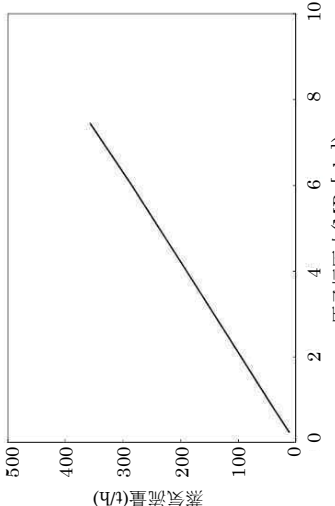
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁の閉止	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し、原子炉がスクラムに至る設定とした。
逃がし安全弁	2 弁 7.51 MPa[gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa[gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa[gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa[gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa[gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa[gage] × 4 個, 380 t/h/個	逃がし安全弁の設計値として設定 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係> 
原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点で開始	運転操作手順書等を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	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(炉心熱出力モデル) 溶融炉心挙動モデル(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発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した 炉心ヒートアップ速度(燃料被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振幅ではあるが、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 LOCA シーケンスともに運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻にも影響は小さい	本シナリオは重大事故等対処設備を含む原子炉への注水機能が喪失するという仮定を前提としており、最初に操作すべきは原子炉水位が BAF+10%に到達した時点での減圧操作となる。よって燃料被覆管温度等によるパラメータを起点とした操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない また、原子炉圧力容器破損時は、下部ペDESTALの注水準備が必要となるが、炉心損傷の進展挙動に差が生じて、リロケーション及び原子炉圧力容器破損に対する影響は小さく、運転員等操作に与える影響はない	炉心ヒートアップに関するモデルに対する感度解析(ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース)では、原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さく、また、本シナリオは原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0 MPa[gage]以下に低減するために、破損までに運転員による減圧操作が実施されることが求められていることから、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)	MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認 ・MAAP コードでは CCFL を取り扱っていないことに起因して、急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について SAFER コードに比べ緩慢な挙動を示す ・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	原子炉水位が BAF+10%に到達する時間が早くなる可能性はあるが、数分オーダーでの差異であり、一方で、減圧操作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は約 7.0 時間後と十分な時間余裕があることから、解析コードの不確かさに起因する水位低下挙動の差異が運転員等操作に与える影響はない	原子炉水位の挙動の差異が、原子炉圧力容器破損時間に対して与える影響は小さく、また、本シナリオは原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力を 2.0 MPa[gage]以下に低減するために、破損までに運転員による減圧操作が実施されることが求められていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない
気液分離(炉心水位)・対向流(炉心(熱流動))					
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(臨界流モデル)	モデルに含まれる(逃し安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される)	冷却材放出(臨界流・差圧流)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	冷却材放出(臨界流・差圧流)を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	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)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、事故分析結果と一致することを確認 ・炉心損傷に至る温度を低下させた感度解析で TQUV、大 LOCA のいずれも、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認 	リロケーションに対する不確かさとして、炉心損傷に至る温度が原子炉圧力容器破損時間に与える感度は小さく、下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さい。さらに、下部ヘッド温度上昇(300℃到達)は事象発生開始から、約3.7時間後の操作であり、多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから、運転員等操作時間に与える影響はない	リロケーションに対する不確かさとして、炉心損傷に至る温度が原子炉圧力容器破損時間に与える感度は小さいことから、解析コードの不確かさが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の挙動)	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、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、原子炉圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいことを確認	原子炉圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さく、原子炉圧力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	原子炉圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力を 2.0 MPa[gage]以下に低減するために、破損までに運転員による減圧操作が実施されることが求められていることから、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				
	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パラメータとして、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)に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損が約13分早まることを確認	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)に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損が約13分早まることを確認したが、本評価においては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始(約3.7時間後)から、原子炉圧力容器破損(約7.0時間後)までに下部ペDESTAL注水を完了する必要があるが、注水必要時間2時間に対して下部ヘッド温度300℃到達から原子炉圧力容器破損までは約3時間あることから多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があり、運転員等操作時間に与える影響はない	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)に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損が約13分早まることを確認したが、溶融燃料の落下時間という点では影響は小さく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/2)

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	原子炉熱出力	3,926 MWt	3,926 MWt 以下	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、燃料被覆管温度を起点とする運転操作はないため、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燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	約 7.00 MPa[gage] ~ 約 7.10 MPa[gage]	定格原子炉圧力を最確条件として設定	最確条件とした場合には、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、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、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+119 cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119 cm) (ゆらぎ幅: ±約 10 mm 以下)	通常運転時の原子炉水位を最確条件として設定	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通常運転水位-約 14 m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約 10 cm であり非常に小さい。従って、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、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通常運転水位-約 14 m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約 10 cm であり非常に小さい。従って、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
	炉心流量	52,200 t/h(100%)	定格流量の 90%~111%	定格流量(100%)の 90~111%を最確条件として設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	燃料	9×9 燃料(A型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料(A型)と 9×9 燃料(B型)は、熱水的な特性はほぼ同等であり、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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	原子炉停止後の崩壊熱	燃焼度 33 GWd/t	燃焼度約 30 GWd/t 以下	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件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、原子炉水位の低下が遅くなるが、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	最確条件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、原子炉水位低下が遅くなり、炉心損傷開始時間も遅くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	格納容器容積(ドライウエル)	7,350 m ³	7,350 m ³	内部機器、構造物体積を除く全体積	本シナリオは原子炉圧力容器内挙動を対象としているため、原子炉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ため、原子炉格納容器側の条件による直接的な影響はない
	格納容器容積(ウェットウエル)	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	必要最小空間部体積 必要最小プール水量		
	サプレッション・プール水位	7.05 m(NWL)	7.00 m~7.10 m	通常運転時のサプレッション・プール水位を最確条件として設定		
	サプレッション・プール水温	35 °C	約 30 °C~約 35 °C	通常運転時のサプレッション・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定		
格納容器圧力	5 kPa	約 4 kPa~約 8 kPa	通常運転時の格納容器圧力を最確条件として設定			
格納容器温度	57 °C	約 50 °C~約 60 °C (ゆらぎ幅: ±約 1 °C)	通常運転時の格納容器温度を最確条件として設定			
真空破壊装置	3.43 kPa(ドライウエール・サプレッション・チェンバ間差圧)	3.43 kPa(ドライウエール・サプレッション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値			

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/2)

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			
事故条件	起回事象	全給水喪失	—	原子炉への給水はできないものとして全給水流量の喪失を設定	起回事象としてLOCA等の一次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	高压注水機能, 低压注水機能 低压代替注水系(常設)機能喪失	—	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を, 低压注水機能として低压注水系及び低压代替注水系(常設)の機能喪失を設定	—
	外部電源	外部電源あり	—	全ての原子炉注水機能に期待しないことから, 外部電源の有無が事象進展に与える影響はない	—
	高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏洩等	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	1F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, 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を回避する可能性がある 事象進展に対する影響としては, 気相部漏えいは原子炉水位が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BAF+10%位置にて減圧操作を実施することから考えると, 事象進展に対する影響は小さい
機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁の閉止(応答時間: 0.05秒)	主蒸気隔離弁の閉止(応答時間: 0.05秒)	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し, 原子炉がスクラムに至る設定とした	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
	逃がし安全弁	2個 7.51~7.86 MPa[gage] 363~380 t/h/個	2個 7.51~7.86 MPa[gage] 363~380 t/h/個	逃がし安全弁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

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響, 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(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	操作の不確かさが操作開始時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	解析上の操作開始時間					
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件	原子炉急速減圧操作	運転操作手順書等を踏まえて設定	【認知】 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効長の10%高い位置に到達した時点で達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり, 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, 認知に大幅な遅れを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, 操作開始時間に与える影響はなし 【操作所要時間】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は制御盤の操作スイッチによる操作のため, 操作開始時間に与える影響はなし 【他の並列操作有無】 逃がし安全弁手動開放の操作時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はなし 【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	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効長の10%高い位置に到達した時点で達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり, 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予め準備が可能であるため, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない	減圧操作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は約7.0時間後と時間余裕がある

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)

プラント状況：6, 7 号炉運転中。 1～5 号炉停止中。

事象：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱は6, 7 号炉を想定

なお、外部電源喪失は想定していないが、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
7 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 3 台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7 日×3 台 = 750,960L	7 日間の 軽油消費量 約 750,960L	7 号炉軽油タンク容量は 約 1,020,000L であり、 7 日間対応可能。
6 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 3 台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7 日×3 台 = 750,960L	7 日間の 軽油消費量 約 750,960L	6 号炉軽油タンク容量は 約 1,020,000L であり、 7 日間対応可能。
1 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台 = 631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	1 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
2 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台 = 631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	2 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
3 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台 = 631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	3 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
4 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台 = 631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	4 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
5 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台 = 631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	5 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
その他	事象発生直後～事象発生後 7 日間 免震棟ガスタービン発電機 1 台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 395L/h×24h×7 日 = 66,360L モニタリングポスト用仮設発電機 3 台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7 日×3 台 = 4,536L	7 日間の 軽油消費量 約 70,896L	1～7 号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 685,360L であり、 7 日間対応可能。

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は 2 台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機 3 台を起動させて評価した。

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

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

本格納容器破損モードにおけるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU及びTBPがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴

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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器が破損する場合を想定する。

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の中の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た際に形成される蒸気膜が、何らかの外乱によって崩壊した際に、瞬時の圧力伝播を生じ、大きなエネルギーを発生させる事象である。但し、外部からの強制的なトリガーを与えない限り水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。格納容器下部に張られた水は準静的であり、外部トリガーが与えられる状況は考えにくい。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく、大規模な水蒸気爆発には至っていない。よって、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。

上記のとおり、現実的には水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、本評価では、本原子炉施設で水蒸気爆発が発生した場合を仮定し、水蒸気爆発が生じた際の格納容器の健全性を評価した。

また、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(圧力スパイク)についても、その影響を評価した。

(添付資料 3.3.1)

(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」で想定する事故シナリオでは、格納容器下部への溶融炉心落下を想定するが、この状況では、格納容器下部における「溶融炉心・コンクリート相互作用」を緩和する観点から、格納容器下部注水系(常設)によって格納容器下部に水張りが行われている。このため、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」への対策ではないものの、格納容器下部に水が張られた状態に対して溶融炉心が落下する場合を想定する。

本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を図 3.3.1 に、手順の概要を図 3.3.2 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 3.3.1 に示す。

本格納容器破損モードにおける6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計15名である。その内訳は次の通りである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う当直長1名(6号炉及び7号炉兼任)、当直副長2名、運転操作を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について図3.3.3に示す。

a. 原子炉スクラム確認

過渡事象「全給水喪失」が発生するとともに、本評価では、主蒸気隔離弁の閉止が重畳し、原子炉がスクラムに至る設定とした。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。

b. 炉心損傷確認

高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位が急激に低下し、炉心が露出することで炉心損傷に至る。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル計である。

c. 原子炉手動減圧

原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から10%高い位置に到達した時点で、注水系統が全く無い場合でも、手動操作により逃がし安全弁2弁を開き、原子炉を減圧する。

原子炉の手動減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力計等である。

d. 格納容器下部への注水

原子炉への注水が無い場合、損傷炉心が炉心溶融物として下部プレナム内へ移行(リロケーション)する。

リロケーションを確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器下鏡部温度計である。

リロケーションを原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達により確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて格納容器下部注水系(常設)により格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、格納容器下部への水張りが目的であるため、注水量を制御する。格納容器下部への総注水量が180 m³に到達した後、格納容器下部への水張りを停止する。

格納容器下部への水張りを確認するために必要な計装設備は、復水補給水流量計および格納容器下部水位計である。

e. 原子炉圧力容器破損確認

原子炉手動減圧後も、原子炉への注水系統が無いため、リロケーションが発生し、原子炉圧力容器破損に至る。原子炉圧力容器破損を直接測定する計器はないため、複数のパラメータの変化の傾向により判断する。

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喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。

また、原子炉圧力容器破損の「判断」として、原子炉圧力の急激な低下、上部格納容器圧力の急激な増加、下部格納容器ガス温度の急激な上昇といったパラメータの変化が生じる。

これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力と上部格納容器圧力の差圧が「0.10 MPa[gage]」以下であること及び、下部格納容器ガス温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。

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

プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象の厳しさ(溶融燃料-冷却材相互作用における発生エネルギーの大きさ)に基づいて選定している。選定にあたって考慮した点は以下の通り。

- ・溶融炉心落下時の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、高圧の状態が維持される TQUX, TBD, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外した。
- ・LOCA は、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シーケンス(TQUV, TBP)より小さく^{※1}なり、デブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる^{※2}。また、LOCA では破断口から高温の冷却材が流出し、ベント管を通じてサプレッション・チェンバに流入する一方、一部はペDESTAL部にも流入するものと考えられる。溶融燃料-冷却材相互作用は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから、LOCA を選定対象から除外した。

※1 LOCA 事象は一次冷却材の流出を伴い、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シーケンスよりも少ないため。

※2 酸化ジルコニウムとジルコニウムの比熱を比較すると酸化ジルコニウムの方が比熱が大きいことから、酸化ジルコニウムの割合が多いほど内部エネルギーも大きくなると考えられる。

- ・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。

以上より、TQUV を原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用への対策を評価する上でのプラント損傷状態とした。

このプラント損傷状態から展開されるシーケンスとしては、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・ 過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ・ 過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ・ 通常停止+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ・ 通常停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ・ サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生
- ・ サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+FCI 発生

上記事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。さらに、プラント損傷状態がTQUVであることから、逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁再閉失敗を含まないシーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部D/W注水成功)+デブリ冷却失敗」を評価事故シーケンスとした。

なお、この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「3.6 溶融炉心・コンクリート相互作用」と同じ事故シーケンスである。

本評価事故シーケンスでは、炉心崩壊熱の変化、溶融燃料-冷却材相互作用によって発生するエネルギー、発生エネルギーによる圧力伝播挙動および構造応答、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(圧カスパイク)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シビアアクシデント総合解析コードMAAP、水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造応答解析コードAUTODYN-2Dにより圧力伝播挙動及び構造応答、格納容器圧力等の過渡応答を求める。

No.審査-264 に対する
ご回答

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表3.3.2及び表3.3.3に示す。また、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、過渡事象「全給水喪失」が発生するものとする。

(b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を想定する。更に原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、炉心損傷後も低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は実施しないものとする。

(c) 原子炉圧力容器の破損径

水蒸気爆発が発生する場合の評価における、原子炉圧力容器の破損径は、制御棒駆動機構ハウジング1本の外径を想定し、約0.2 mとする。

(d) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

ただし、本評価事故シーケンスでは、全ての原子炉注水機能に期待しないため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えない。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

事象の発生と同時に原子炉スクラム信号「主蒸気隔離弁閉」が発生し、原子炉は自動停止するものとする。

(b) 逃がし安全弁

原子炉の減圧には逃がし安全弁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5%を処理するものとする。

(c) 格納容器下部注水系(常設)による水張り

熔融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉圧力容器破損前に、格納容器下部注水系(常設)により、格納容器下部に水位2 mの水張り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

運転員操作に関する条件は、「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に設定した。

(a) 格納容器下部への注水操作

格納容器下部への注水は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300 °Cに到達したことを確認して開始するが、注水準備として、現場操作で30分間、中央制御室操作で5分間を考慮する。

(3) 有効性評価の結果

原子炉圧力、原子炉水位、格納容器圧力、格納容器下部ドライウエルの水位、水蒸気爆発に伴うエネルギー及び格納容器下部内側鋼板の応力の推移を図3.3.4から図3.3.9に示す。

a. 事象進展

事象発生後、高圧・低圧注水機能喪失及び低圧代替注水系(常設)にも期待しないことから、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1.0時

間後に炉心損傷に至り、事象発生から約7.0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、溶融炉心が格納容器下部の水深2mの水中に落下する際に、溶融炉心から冷却材への伝熱が起こり、水蒸気が発生することに伴う圧力上昇(圧力スパイク)が生じる。

その後は、落下した溶融炉心の冷却のために格納容器下部への注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努め、復旧後は原子炉への注水及び格納容器の冷却を実施する。

b. 評価項目等

圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.62 MPa[gage]よりも低い値であり、格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

また、水蒸気爆発の発生を想定した場合に格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約7 MJである。このエネルギーを入力とし、格納容器下部内側鋼板にかかる応力を解析した結果、格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約10 MPaとなった。これは降伏応力の490 MPa未満であり、弾性範囲内にあるため、原子炉格納容器のバウンダリ機能は維持される。

本評価では、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第37条 2-3のうち、(e)の評価項目について厳しいシーケンスを選定し、対策の有効性を確認した。

No.審査-260 に対する
ご回答

3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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。

原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用では、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、溶融炉心が格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張りとする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

添付資料 3.3.2 参照

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料 3.3.2 参照

(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，表3.3.2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

添付資料3.3.2参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料3.3.2参照

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，これらの要因が解析上の操作開始時間に与える影響を評価する。また，操作の不確かさが操作開始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) 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響

添付資料3.3.2参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料3.3.2参照

(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する。

(添付資料3.3.2)

(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，操作の不確かさが操作開始時間に与える影響，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、操作時間には十分な時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

3.3.4 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「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.3.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり15名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の51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「原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価した。その結果を以下に示す。

a. 水源

格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水量は180 m³であり、この水源である復水貯蔵槽には約1,700 m³を保有していることから注水によって復水貯蔵槽が枯渇することはない。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応が可能である。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、外部電源喪失を仮定し、非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定する。事象発生後7日間、非常用ディーゼル発電機が全出力で運転する場合、約750,960 Lの軽油が必要となる。

6号炉及び7号炉の各軽油タンクで軽油約1,020,000 L(発電所内で軽油約5,344,000 L)の軽油が使用可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給を7日間の継続可能である。

(添付資料 3.3.3)

c. 電源

外部電源の喪失は想定していないが、外部電源喪失を仮定し、非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定する。重大事故等対策時に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、重大事故等対策設備への電源供給が可能である。

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、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され格納容器が破損する場合を想定した。

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、事象の厳しき(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)に基づいてプラント損傷状態を選定した上で、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい、過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。さらに、プラント損傷状態がTQUVであることから、逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁再閉失敗を含まないシーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(下部D/W注水成功)＋デブリ冷却失敗」を評価事故シーケンスとして有効性評価を行った。

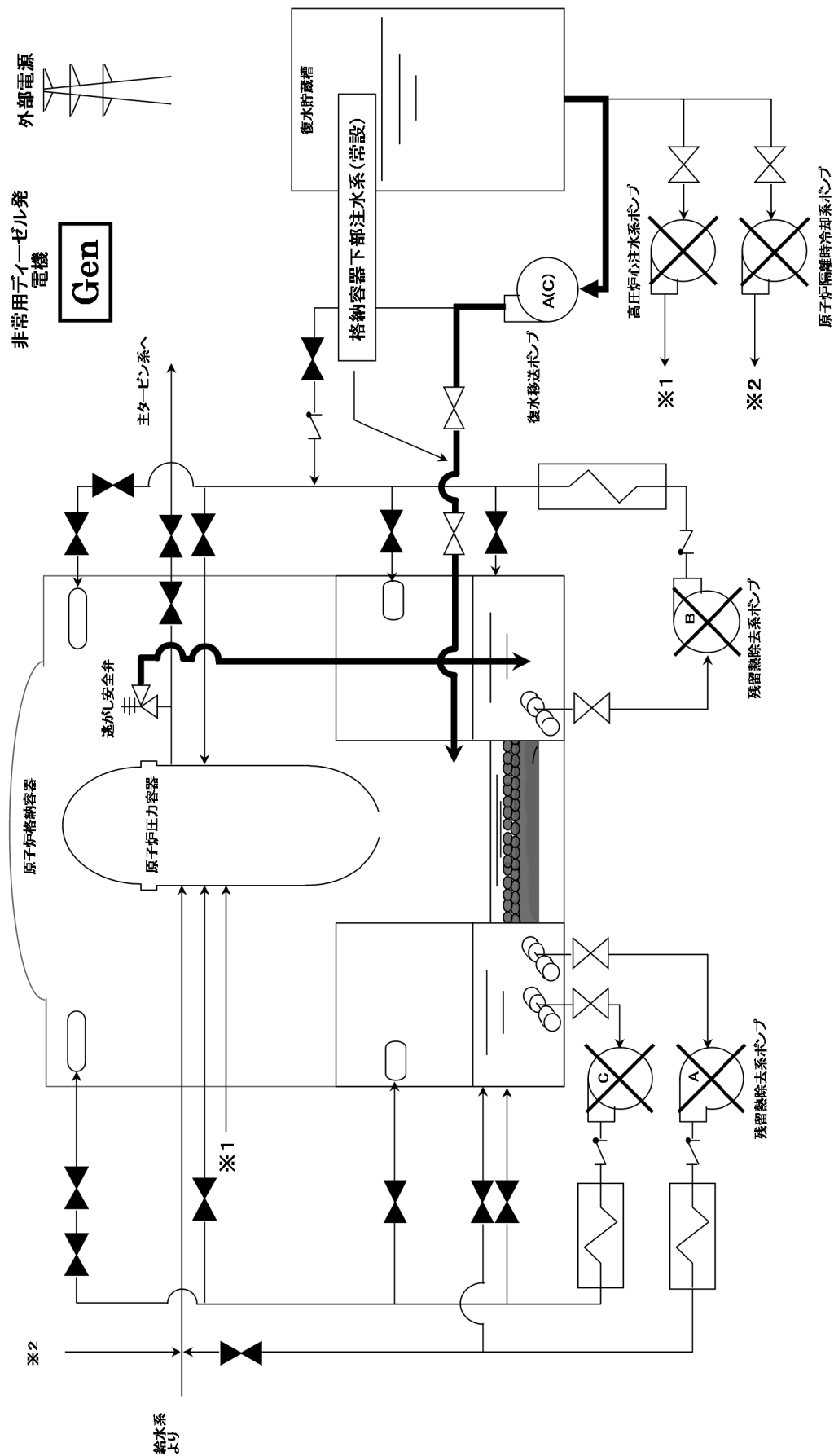
上記の場合では、水蒸気発生に伴う圧力上昇(圧カスパイク)が生じるが、圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.62 MPa[gage]よりも低い値であり、格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

また、水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は降伏応力未満であり、弾性範囲内にあるため、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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、時間操作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、当直長、当直副長、運転員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、選定した評価事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。これを以っ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」に対して格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。



重大事故等対策概略系統図
 (逃がし安全弁 & 格納容器下部注水系 (常設))
 図 3.3.1 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」時の使用系統概要

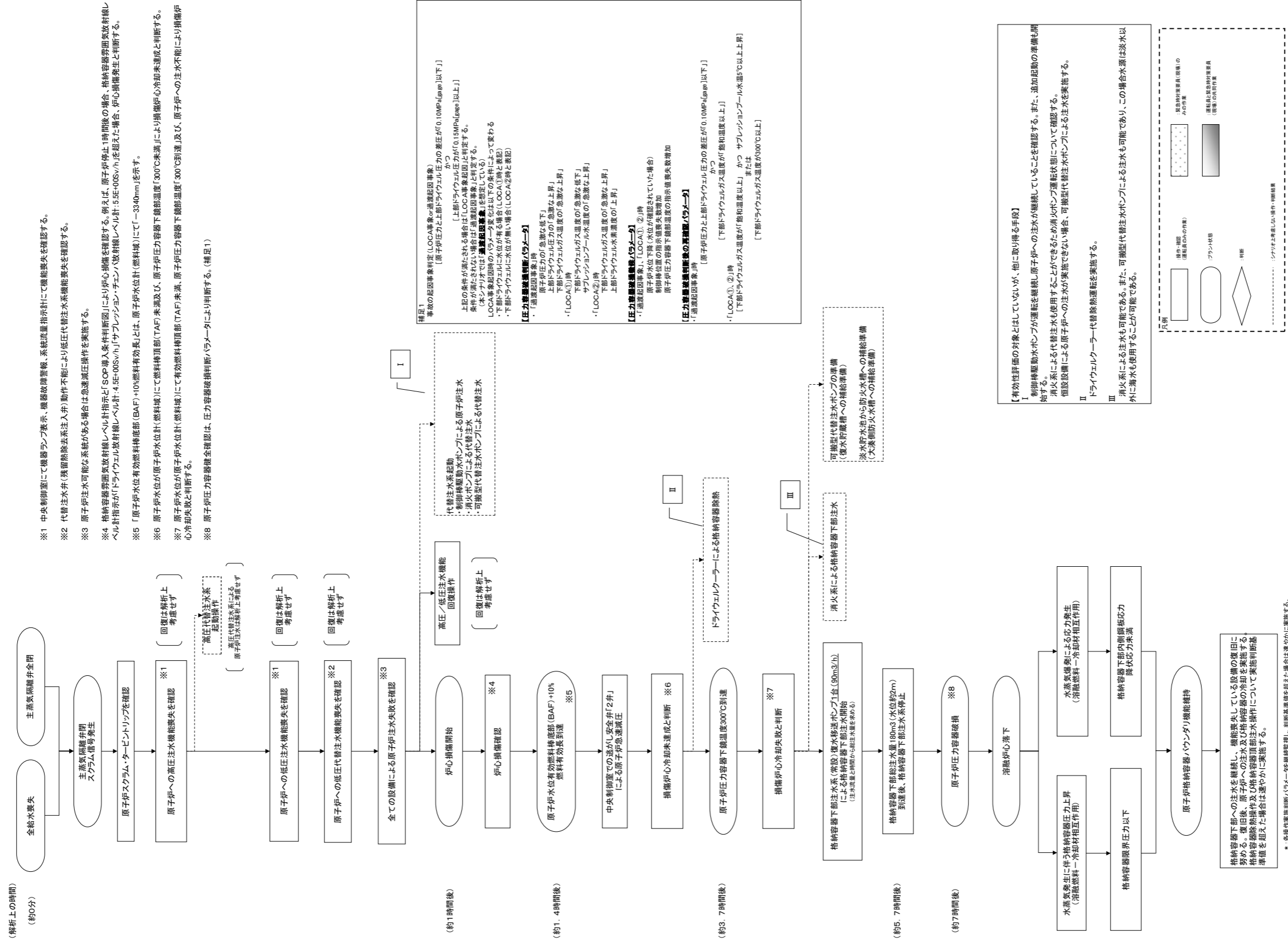


図 3.3.2 原子炉圧力容器外の溶融炉心ー冷却材相互作用時の対応手順の概要

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考	
	運転員 （中操）		運転員 （現場）		緊急時対策要員 （現場）			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
	6号	7号	6号	7号	6号	7号															
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 全給水喪失確認 原子炉スクラム・タービントリップ確認 全ての原子炉注水機能喪失確認 	事象発生 原子炉スクラム プラント状況判断 約1時間 炉心損傷開始 約1.4時間 原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）+10%燃料有効長到達 約3.7時間 原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達 約7時間 原子炉圧力容器破損													
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 （解析上考慮せず）	-	-	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復 													対応可能な要員により、対応する	
格納容器下部注水系 準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部への注水準備 	5分													
	-	-	2人 C,D	2人 c,d	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 現場移動 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替 	30分													
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁 2弁 手動開放操作 	5分													
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損前の初期注水 	総注水量180m ³ 到達後停止													
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水 	格納容器下部に崩壊熱相当量を継続注水												要員を確保して対応する	
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	2人 C,D	2人 c,d	0人																

()内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 3.3.3 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」時の作業と所要時間

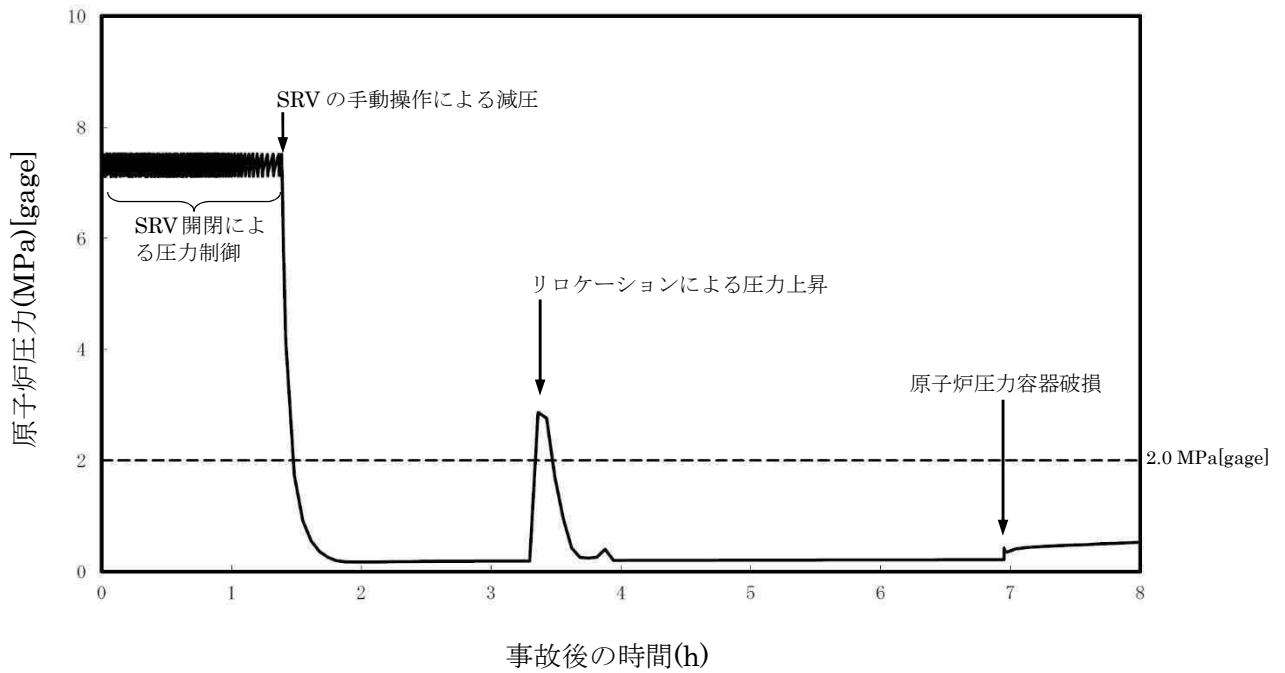


図 3.3.4 原子炉圧力の推移

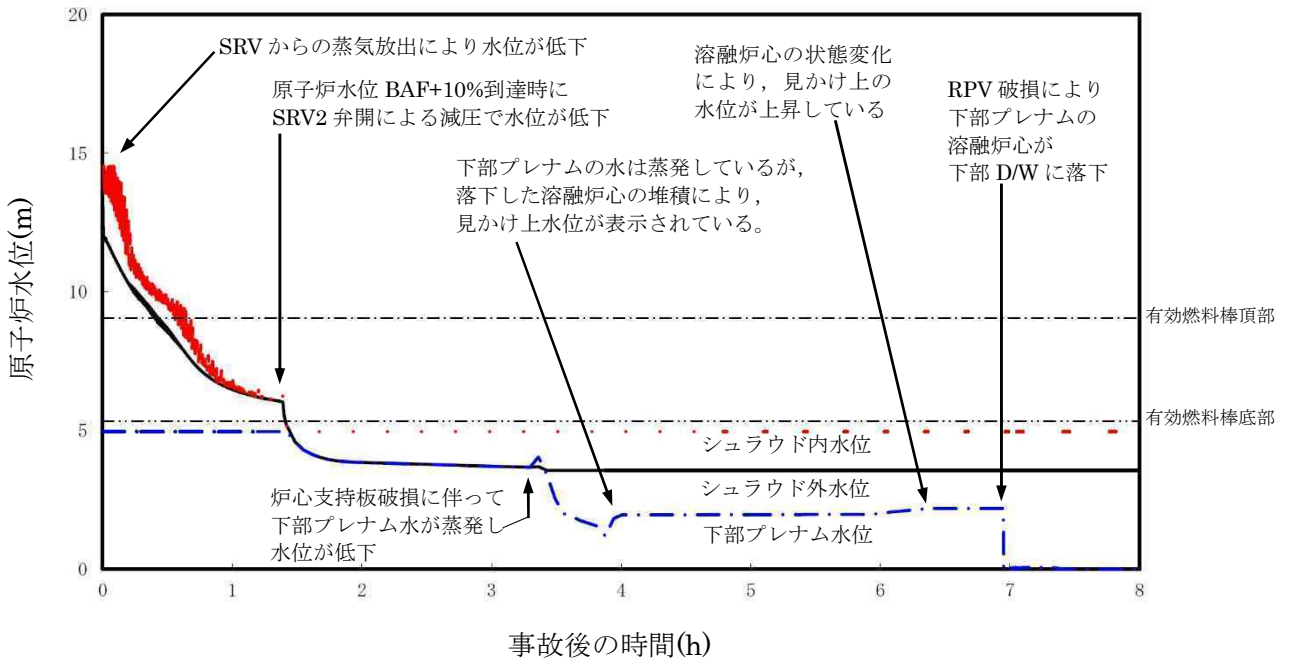


図 3.3.5 原子炉水位の推移

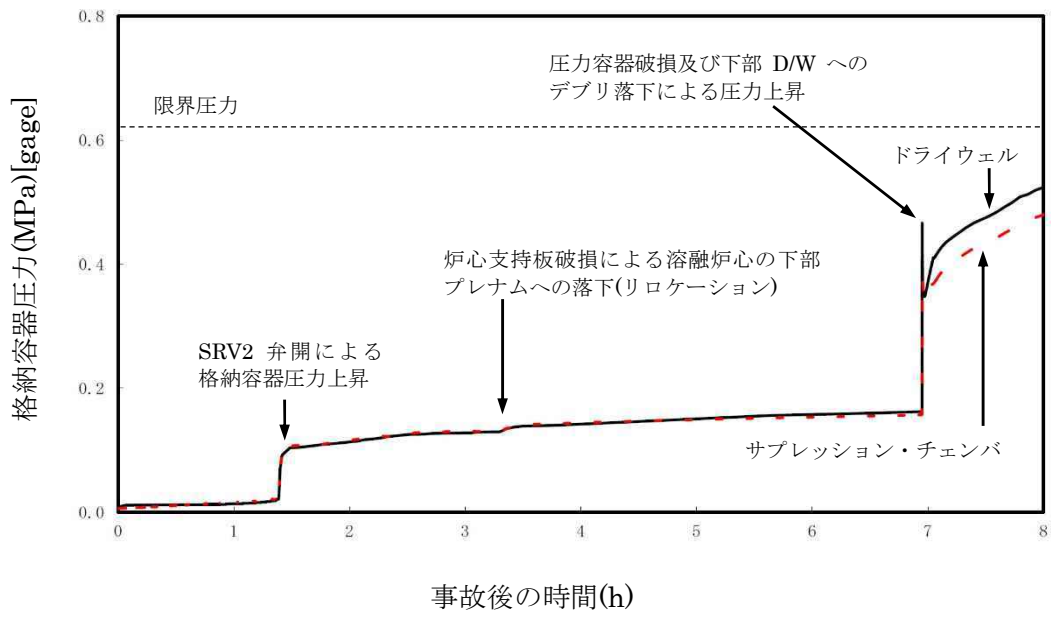


図 3.3.6 格納容器圧力の推移

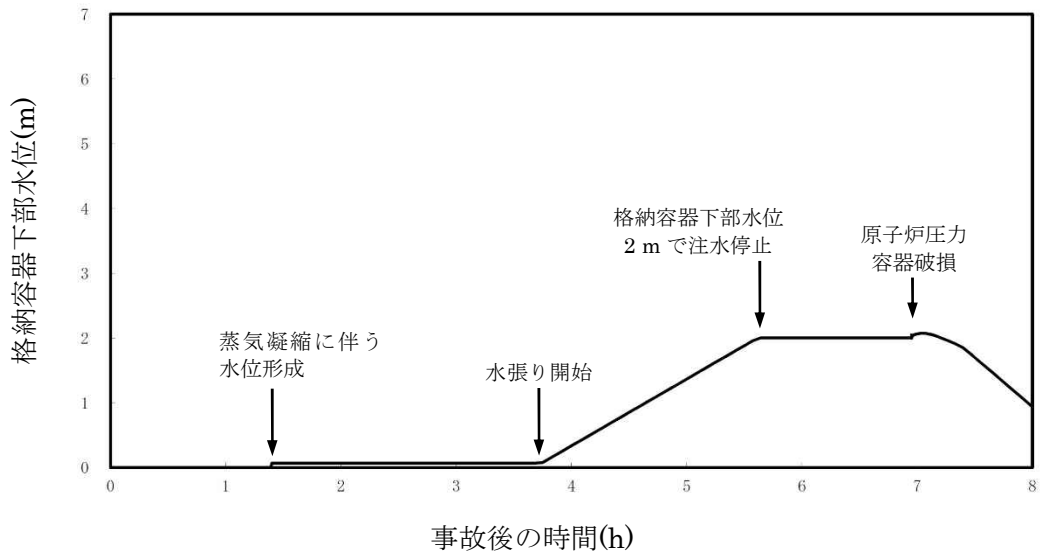


図 3.3.7 格納容器下部水位の推移

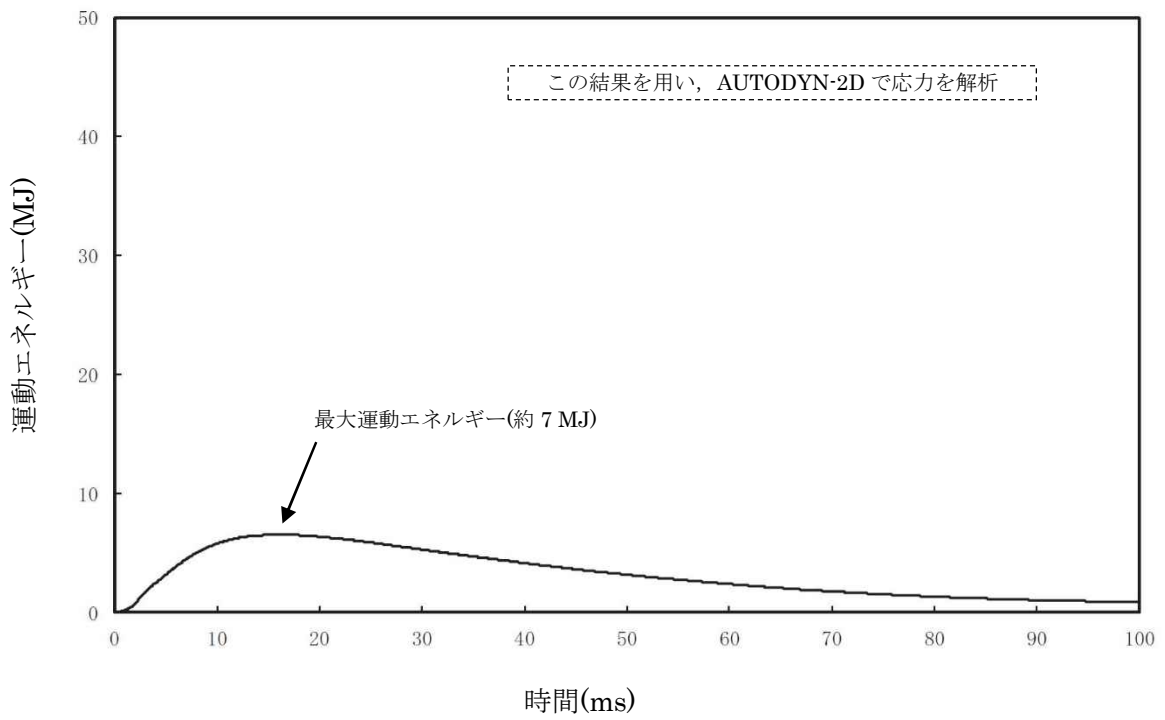


図 3.3.8 水蒸気爆発によるエネルギーの推移

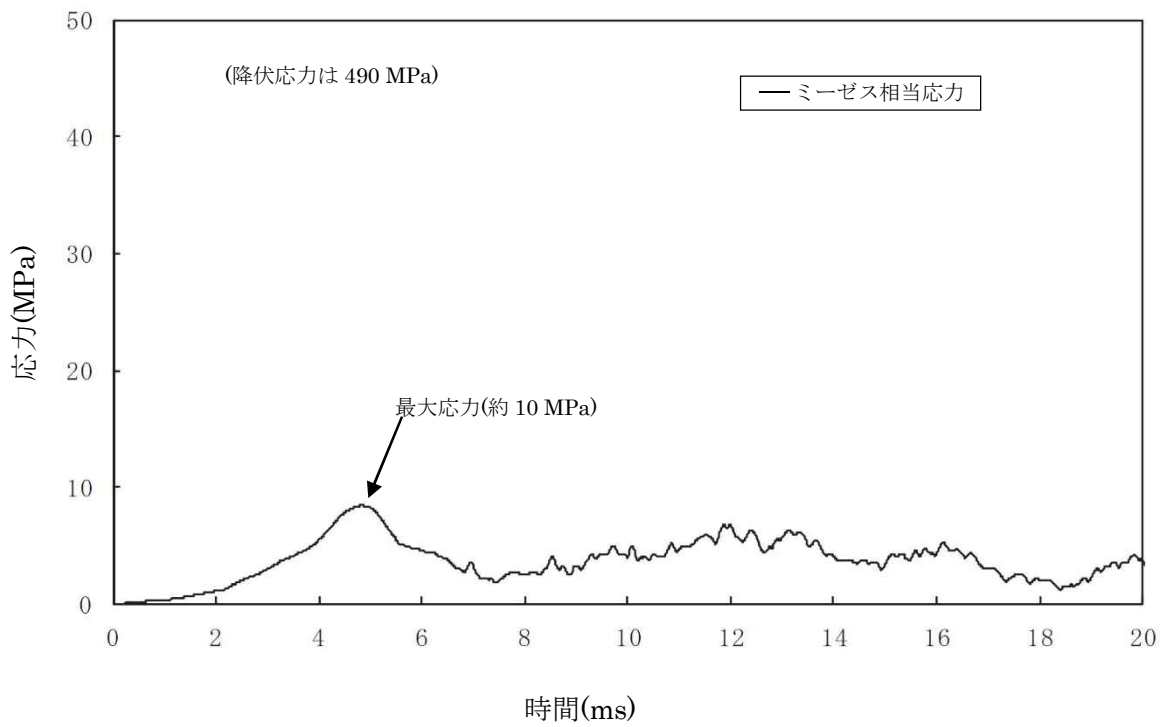


図 3.3.9 格納容器下部内側鋼板の応力の推移

表 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融炉心一冷却材相互作用時における重大事故等対策について

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する重大事故等対処設備		
		常設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム確認	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し、原子炉がスクラムすることを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ【SA】
炉心損傷確認	原子炉注水機能喪失により原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル計【SA】
原子炉手動減圧	原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点で、注水系統が全く無い場合でも、手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉水位計 (燃料域)【SA】 原子炉圧力計【SA】
格納容器下部への注水	原子炉への注水が無いためリロケーションに至る。リロケーションを、原子炉圧力容器下鏡部温度計の 300 °C到達により確認し、格納容器下部への注水を開始する。格納容器下部への水張りが目的のため、注水量が 180 m ³ に到達した後、格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ【SA】	—	原子炉圧力容器温度計【SA】 復水補給水系流量計 (原子炉格納容器)【SA】 格納容器下部水位計【SA】
原子炉圧力容器破損確認	原子炉手動減圧後も、原子炉への注水系統は無いため、原子炉圧力容器破損に至ることを確認する。	—	—	原子炉水位計 (燃料域)【SA】 原子炉圧力容器温度計【SA】 原子炉圧力計【SA】 格納容器内圧力計【SA】 格納容器内温度計【SA】

表 3.3.2 主要解析条件(原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価を除く))(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926 MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07 MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位	通常運転時原子炉水位として設定
炉心流量	52,200 t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料(A型)	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
格納容器容積(ドライウエル)	7,350 m ³	内部機器, 構造物体積を除く全体積
格納容器容積(ウエットウエル)	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	必要最小空間部体積 必要最小プール水量
真空破壊装置	3.43 kPa(ドライウエル-サブプレッショ ン・チェンバール間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッショナルプール水位	7.05 m(NWL)	通常運転時のサブプレッショナルプール水位として設定
サブプレッショナルプール水温	35 °C	通常運転時のサブプレッショナルプール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5 kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57 °C	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50 °C(事象開始 12 時間以降は 45 °C, 事象開始 24 時間以降は 40 °C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件

表 3.3.2 主要解析条件(原子炉圧力容器外の溶融炉心ー冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価を除く))(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	全給水喪失	全給水喪失が発生するものとして設定
安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能, 低圧注水機能 低圧代替注水系(常設)機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧注水系及び低圧代替注水系(常設)の機能喪失を設定
外部電源	外部電源あり	本評価事故シナリオでは, 溶融炉心・コンクリート反応の抑制に備えた事故対応として, 格納容器下部ドライウエルへの注水が生じるが, 外部電源が無くとも非常用 D/G からの給電によって注水可能であるため, 外部電源の有無は事象進展に影響を与えない。仮に全交流動力電源喪失を想定しても, 常設代替交流電源設備からの給電には十分な時間余裕があるため, 非常用 D/G の有無についても評価に影響する条件とはならない。これを踏まえ, 外部電源についてはありとして設定
事故条件		

表 3.3.2 主要解析条件(原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価を除く))(3/3)

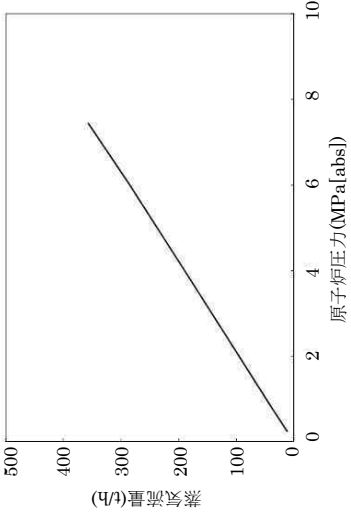
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁の閉止	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し、原子炉がスクラムに至る設定とした。
逃がし安全弁	2 弁 7. 51 MPa[gage] × 1 個, 363 t/h/個 7. 58 MPa[gage] × 1 個, 367 t/h/個 7. 65 MPa[gage] × 4 個, 370 t/h/個 7. 72 MPa[gage] × 4 個, 373 t/h/個 7. 79 MPa[gage] × 4 個, 377 t/h/個 7. 86 MPa[gage] × 4 個, 380 t/h/個	逃がし安全弁の設計値として設定 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係> 
溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り	原子炉圧力容器下鏡部温度が 300 °C に到達した時点で開始。90 m ³ /h で 2 時間注水し、格納容器下部に水位 2 m の水張りを行う。	運転操作手順書を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		

表 3.3.3 主要解析条件(原子炉圧力容器外の溶融炉心一冷却材相互作用(水蒸気爆発の評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
MAAP※	原子炉圧力容器の破損径	0.2 m	制御棒駆動機構ハウジング 1 本の外径として設定
	ペデスタル水深	2 m	溶融炉心一コンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として、落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、予め水張りをを行うものとして手順上定めている値。
JASMINE	格納容器下部への水張りに用いる水の温度	32 °C	外部水源の水温として設定
	粗混合粒子径	4 mm	FARO 試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μm	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
AUTODYN-2D	溶融炉心一冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINE の解析結果をもとに設定	—

※ 表 3.3.2 と重複する条件を除く。

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

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水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ーが大きいと構造物が破壊され原子炉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生成による場合(圧カスパイク)に加えて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. 過去の実験結果の整理^[1]

過去に実施された比較的大規模な実験の概要及び結果を以下に示す。

2.1 FARO 実験

FARO 実験は、イタリアのイスプラ研究所において実施された実験で、圧力容器内での FCI を調べることを主な目的とした試験である。多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されているが、圧力容器外を対象とした低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。

図 2.1 に試験装置の概要図を示す。試験装置は主にくつぼと保温容器で構成されている。くつぼ内で溶融させたコリウムを一度リリースベッセルに保持し、その底部にあるフラップを開放することにより溶融コリウムを水プールに落下させる。溶融物落下速度は、リリースベッセルの圧力を調整することにより調整可能である。

実験は、酸化物コリウム(80wt% UO_2 +20wt% ZrO_2)または金属 Zr を含むコリウム(77wt% UO_2 +19wt% ZrO_2 +4wt% Zr)を用いて実施された。

表 2.1 に試験条件及び試験結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

溶融コリウムの粒子化量について、高圧条件・低サブクール水条件においては水深約 1 m の場合で溶融コリウムの約半分が粒子化し、残りはジェット状でプール底面に衝突し、パンケーキ状に堆積したとの結果が得られている。また、低圧条件・サブクール水条件では、全てのコリウムは粒子化した。

さらに、粒子の質量中央径は 3.2 mm~4.8 mm であり、試験パラメータ(初期圧力, 水深, コリウム落下速度, サブクール度)に依存しないことが報告されている。

2.2 COTELS 実験

COTELS 実験は、(財)原子力発電技術機構により実施された実験であり、圧力容器底部が溶融破損して溶融コリウムが格納容器床面上の水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生有無を調べることを目的に実施された。図 2.2 に実験装置の概要図を示す。実験は、シビアアクシデント時の溶融コリウム成分を模擬するため、比較的多くの金属成分を含む模擬コリウム(55wt% UO_2 +5wt% ZrO_2 +25wt% Zr +15wt% SUS)が用いられた。また、多くの実験ケースはプール水深 40 cm、飽和水温度で実施されている

表 2.2 に実験条件及び結果を示す。

結果として、いずれの実験においても、水蒸気爆発の発生は確認されなかった。

プールに落下した溶融コリウムはほとんどが粒子化し、落下速度が大きいケースでは、全てのコリウムが粒子化するとの結果が得られている。

また、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、粒径分布に大きな差はなく、質量中央径で 6 mm 程度であり、落下速度が大きいケースでは粒子径は小さくなっている。

2.3 KROTOS 実験

KROTOS 実験はイスプラ研究所で実施された実験であり、FARO 実験が高圧条件を主目的として実施されたのに対して、KROTOS 実験では、低圧・サブクール水を主として実施が行われている。

図 2.3 に実験装置の概要図を示す。本実験では模擬コリウムとして UO_2 混合物(80% UO_2 +20% ZrO_2)またはアルミナを用いた実験を行っている。また、外部トリガ装置によりトリガを与えることで、水蒸気爆発を誘発させる実験も実施されている。

表 2.3 に実験条件及び結果を示す。

アルミナを用いた実験では、サブクール水(ケース 38, 40, 42, 43, 49)の場合、外部トリガ無しで水蒸気爆発が発生、低サブクール水(ケース 41, 44, 50, 51)の場合、外部トリガがある場合(ケース 44)に水蒸気爆発が発生した。一方、 UO_2 混合物を用いた実験では、サブクール度が 4~102 K の場合、外部トリガ無しでは水蒸気爆発が発生せず、外部トリガありの場合でも、溶融物の重量が大きい、または、水プールのサブクール度が高い場合(ケース 52)に水蒸気爆発が観測されている。

これらの差異として、粒子径はアルミナの 8~17 mm に対し UO_2 混合物は 1~1.7 mm であり、 UO_2 混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいため粗混合時に水プールが高ボイド率となり、トリガの伝播を阻害した可能性がある。また、アルミナは比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に広がったことによりトリガが伝搬しやすくなったと考えられている。一方、 UO_2 混合物は、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化することにより蒸気膜が崩壊した際の微粒子化が起こりにくく、これが一つの要因となって水蒸気爆発の発生を阻害すると考えられる。

3. まとめ

上記の実験結果から、 UO_2 を用いた実験では、外部トリガを与えた一部の場合を除いて炉外 FCI における水蒸気爆発は確認されていない。KROTOS 実験の実験 No. 52(表 2.3 参照)が、外部トリガを与えた中で水蒸気爆発が確認されている実験結果である。KROTOS 実験の実験 No. 52 の実験結果は、他の外部トリガを与えた実験結果と比較してサブクール度が高いが、FARO 実験の実験 No. L-31, L-33(表 2.1 参照)と同等のサブクール度であることから、サブクール度が高い場合であっても外部トリガが与えられない限り水蒸気爆発が発生する可能性は低いと考える。

溶融炉心が落下する際の原子炉格納容器下部は準静的な状態と考えられることから、外部トリガが与えられる可能性は考えにくく炉外 FCI が発生する可能性は小さいものと考えられる。

4. 参考文献

[1] 社団法人日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 12 年 3 月

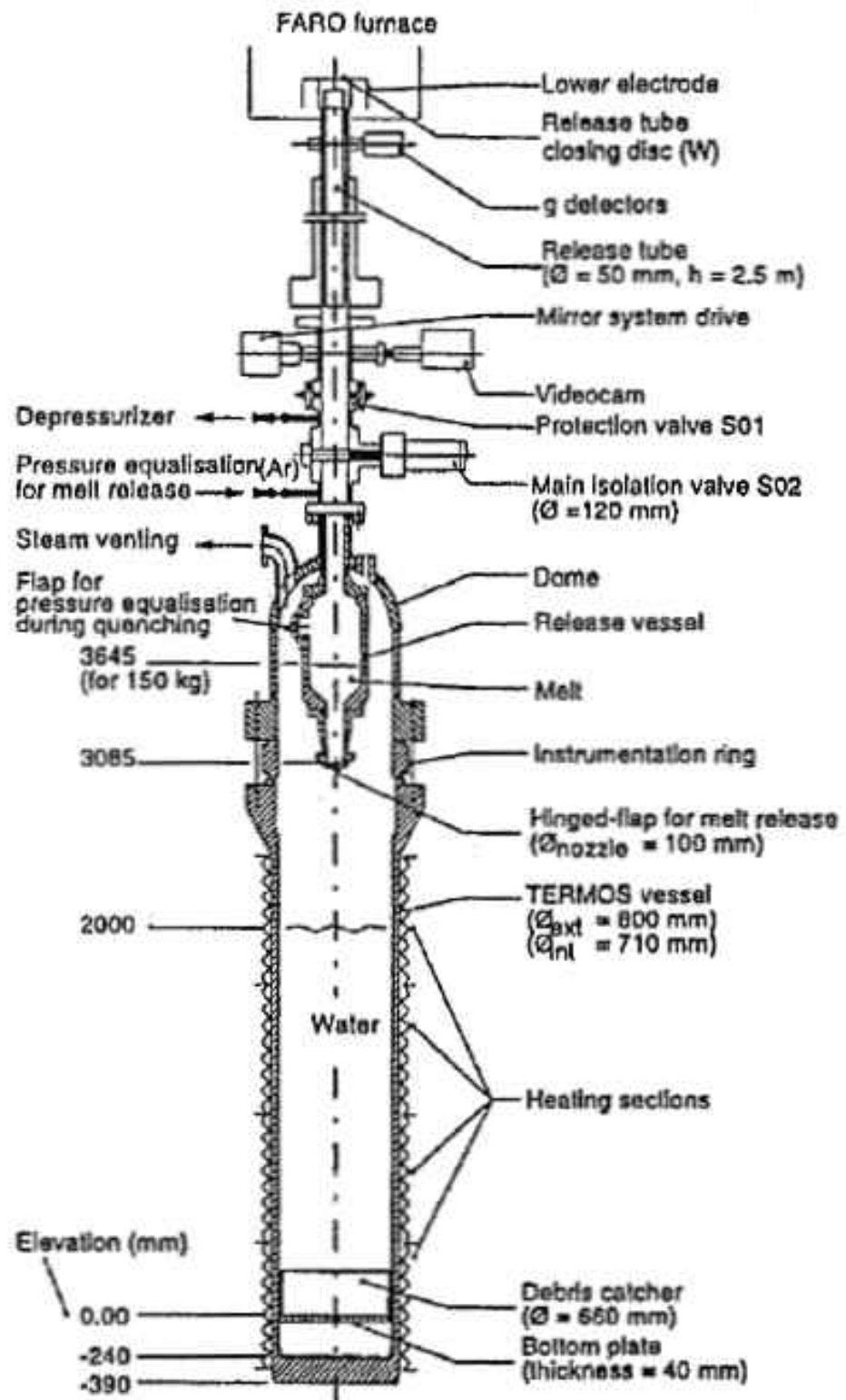
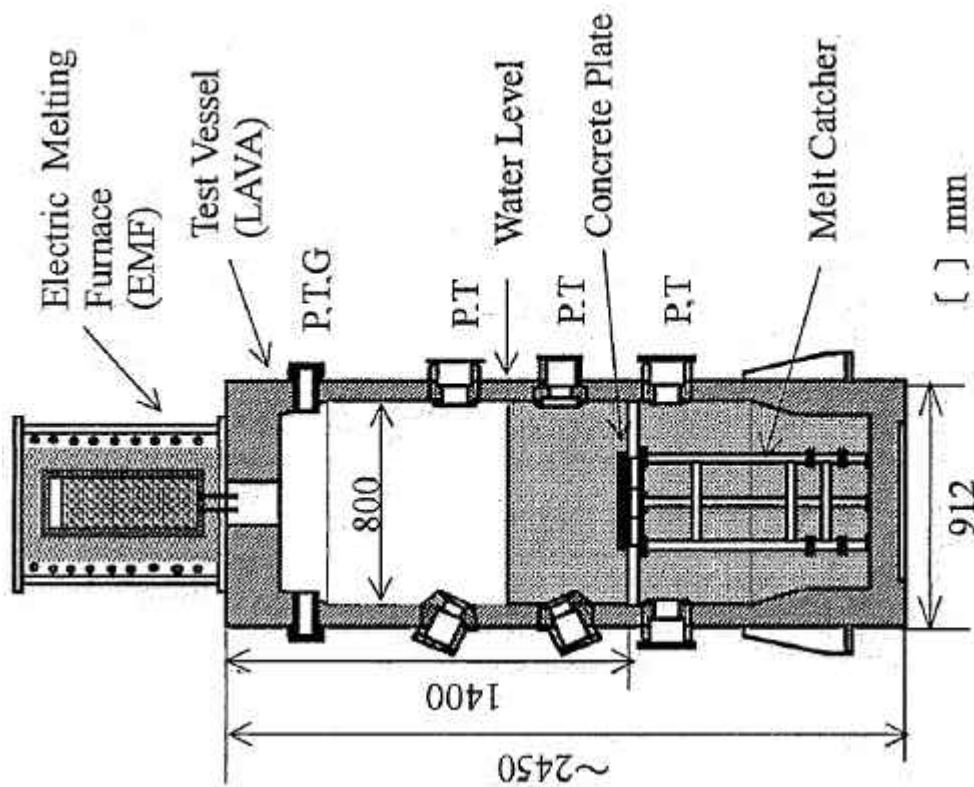


图 2.1 FARO 試驗裝置



P: Pressure, T: Temperature,
G: Gas sampling line

图 2.2 COTELS 試驗裝置

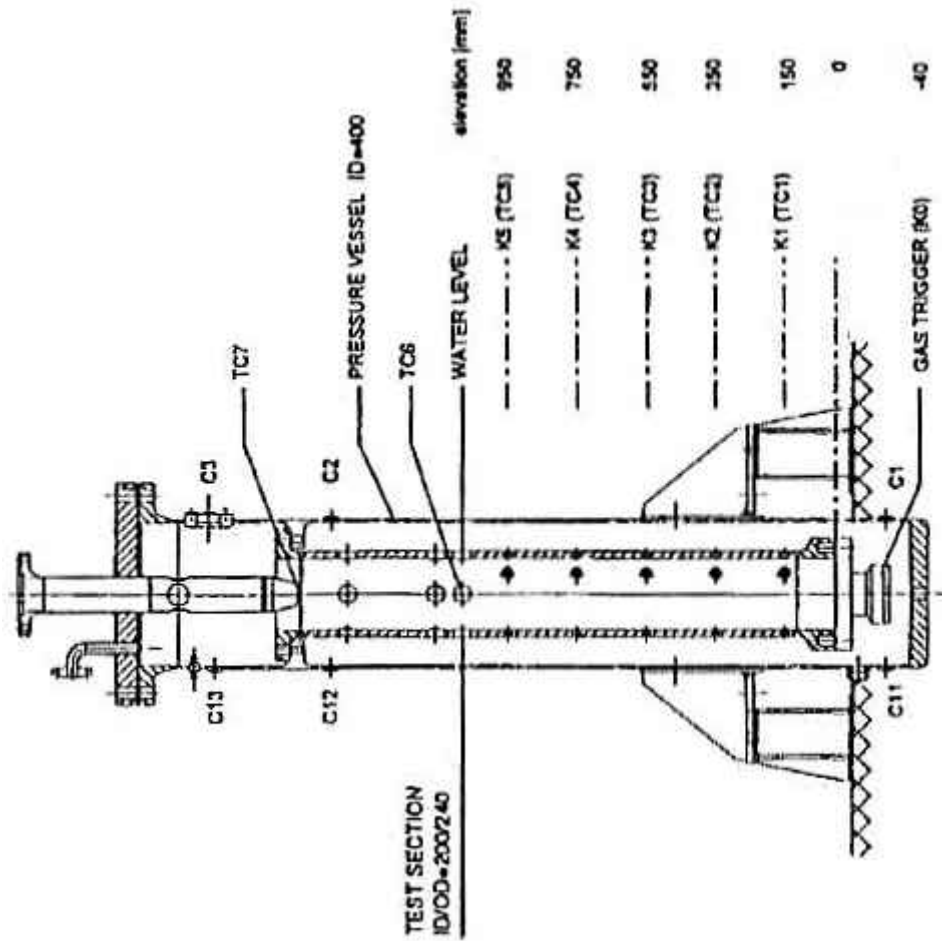


图 2.3 KROTOS 試驗裝置

表 2.1 FARO 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	溶融物落下 粒径[mm]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
L-06	A	18	2923	100	5.0	0.87	0	無
L-08	A	44	3023	100	5.8	1.00	12	無
L-11	B	151	2823	100	5.0	2.00	2	無
L-14	A	125	3123	100	5.0	2.05	0	無
L-19	A	157	3073	100	5.0	1.10	1	無
L-20	A	96	3173	100	2.0	1.97	0	無
L-24	A	177	3023	100	0.5	2.02	0	無
L-27	A	129	3023	100	0.5	1.47	1	無
L-28	A	175	3052	100	0.5	1.44	1	無
L-29	A	39	3070	100	0.2	1.48	97	無
L-31	A	92	2990	100	0.2	1.45	104	無
L-33	A	100	3070	100	0.4	1.60	124	無

※ A: 80wt% UO₂+20wt% ZrO₂

B: 77wt% UO₂+19wt% ZrO₂+4wt% Zr

表 2.2 COTELS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム ※	溶融物質量 [kg]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	FCI発生の 有無
A1	C	56.3	0.20	0.4	0	無
A4	C	27.0	0.30	0.4	8	無
A5	C	55.4	0.25	0.4	12	無
A6	C	53.1	0.21	0.4	21	無
A8	C	47.7	0.45	0.4	24	無
A9	C	57.1	0.21	0.9	0	無
A10	C	55.0	0.47	0.4	21	無
A11	C	53.0	0.27	0.8	86	無

※ C: 55wt% UO₂+5wt% ZrO₂+25wt% Zr+15wt% SUS

表 2.3 KROTOS 試験の試験条件及び FCI 発生の有無

No.	溶融 コリウム	溶融物質量 [kg]	溶融物温度 [K]	雰囲気圧力 [MPa]	水深[m]	サブクール度 [K]	外部トリガ の有無	FCI発生の 有無
38	アルミナ	1.53	2665	0.10	1.11	79	無	有
40	アルミナ	1.47	3073	0.10	1.11	83	無	有
41	アルミナ	1.43	3073	0.10	1.11	5	無	無
42	アルミナ	1.54	2465	0.10	1.11	80	無	有
43	アルミナ	1.50	2625	0.21	1.11	100	無	有
44	アルミナ	1.50	2673	0.10	1.11	10	有	有
49	アルミナ	1.47	2688	0.37	1.11	120	無	有
50	アルミナ	1.70	2473	0.10	1.11	13	無	無
51	アルミナ	1.79	2748	0.10	1.11	5	無	無
37	コリウム※	3.22	3018	0.10	1.11	77	有	無
45	コリウム※	3.09	3106	0.10	1.14	4	有	無
47	コリウム※	5.43	3023	0.10	1.11	82	有	無
52	コリウム※	2.62	3023	0.20	1.11	102	有	有

※ コリウム: 80% UO₂+20% ZrO₂

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(原子炉压力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	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(炉心熱出力モデル) 溶融炉心挙動モデル(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発生, 炉心領域での溶融進展状態について, TMI 事故分析結果と一致することを確認した 炉心ヒートアップ速度(燃料被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し, 仮想的な厳しい振幅ではあるが, 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LOCA シーケンスとともに運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻にも影響は小さい	本シナリオは重大事故等対処設備を含む原子炉への注水機能が喪失するという仮定を前提としており, 最初に操作すべきは原子炉水位が BAF+10%に到達した時点での減圧操作となる。よって燃料被覆管温度等によるパラメータを起点とした操作ではないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない また, 原子炉压力容器下鏡温度が 300 °Cに到達した時点で, 下部ペDESTALの注水準備が必要となるが, 炉心損傷の進展挙動に差が生じて, リロケーション及び原子炉压力容器破損に対する影響は小さく, 運転員等操作に与える影響はない	炉心ヒートアップに関するモデルに対する感度解析(ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース)では, 原子炉压力容器破損時間に対する感度は小さく, 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)	MAAP コードと SAFER コードの比較を行い, 以下の傾向を確認 ・MAAP コードでは CCFL を取り扱っていないことに起因して, 急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について SAFER コードに比べ緩慢な挙動を示す ・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	原子炉水位が BAF+10%に到達する時間が早くなる可能性はあるが, 数分オーダーでの差異であり, 一方で, 減圧操作は原子炉压力容器破損までに完了する必要があるが, 原子炉压力容器破損は約 7.0 時間後と十分な時間余裕があることから, 解析コードの不確かさに起因する水位低下挙動の差異が運転員等操作に与える影響はない	原子炉水位の挙動の差異が, 原子炉压力容器破損時間に対して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
気液分離(炉心水位)・対向流(炉心(熱流動))					
原子炉压力容器(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル(リロケーション)	・TMI 事故解析における炉心損傷挙動について, 事故分析結果と一致することを確認 ・炉心損傷に至る温度を低下させた感度解析で TQUV, 大 LOCA のいずれも, 炉心溶融時刻, 原子炉压力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認	リロケーションに対する不確かさとして, 炉心損傷に至る温度が原子炉压力容器破損時間に与える感度は小さく, 下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さい。さらに, 下部ヘッド温度上昇(300 °C到達)は事象発生開始から約 3.7 時間後の操作であり, 多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから, 運転員等操作時間に与える影響はない	リロケーションに対する不確かさとして, 炉心損傷に至る温度が原子炉压力容器破損時間に与える感度は小さく, ことから, 解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル(下部プレナムでの溶融炉心挙動)	・TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について, TMI 事故分析結果と一致することを確認した ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束, 下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い, 原子炉压力容器破損時期等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した	下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析より, 原子炉压力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さく, 下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さい。さらに, 下部ヘッド温度上昇(300 °C到達)は事象発生開始から約 3.7 時間後の操作であり, 多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから, 運転員等操作時間に与える影響はない	下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析より, 原子炉压力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さいことが確認されていることから, 解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	原子炉压力容器破損	溶融炉心挙動モデル(原子炉压力容器破損モデル)	原子炉压力容器破損に影響するパラメータとして, 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)に対する感度解析を行い, 原子炉压力容器破損が約 13 分早まることを確認した	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)に対する感度解析を行い, 原子炉压力容器破損が約 13 分早まることを確認したが, 本評価においては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始(約 3.7 時間後)から, 原子炉压力容器破損(約 7.0 時間後)までに下部ペDESTAL注水を完了する必要があるが, 注水必要時間 2 時間に対して下部ヘッド温度 300 °C到達から原子炉压力容器破損までは約 3 時間あることから多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があり, 運転員等操作時間に与える影響はない	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)に対する感度解析を行い, 原子炉压力容器破損が約 13 分早まることを確認したが, 溶融燃料の落下時間という点では影響は小さく, 解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉压力容器外 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)	原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として細粒化モデルにおけるエントレインメント係数, 冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行い, 原子炉压力容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した	下部ペDESTALへの水張り以降において, 原子炉容器外 FCI によって生じる圧力スパイクに対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	原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として細粒化モデルにおけるエントレインメント係数, 冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行い, 原子炉压力容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さく, 解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	原子炉压力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)				

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(1/2)

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	原子炉熱出力	3,926 MWt	3,926 MWt 以下	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、燃料被覆管温度を起点とする運転操作はないため、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燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	約 7.00 MPa[gage] ~ 約 7.10 MPa[gage]	定格原子炉圧力を最確条件として設定	最確条件とした場合には、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、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、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+119 cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119 cm) (ゆらぎ幅: ±約 10 mm 以下)	通常運転時の原子炉水位を最確条件として設定	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通常運転水位-約 14 m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約 10 cm であり非常に小さい。従って、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、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通常運転水位-約 14 m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は-約 10 cm であり非常に小さい。従って、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
	炉心流量	52,200 t/h(100 %)	定格流量の 90 %~111 %	定格流量(100%)の 90~111%を最確条件として設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	燃料	9×9 燃料(A 型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料(A 型)と 9×9 燃料(B 型)は、熱水的な特性はほぼ同等であり、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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	原子炉停止後の崩壊熱	燃焼度 33 GWd/t	燃焼度約 30 GWd/t 以下	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10 %の保守性を考慮	最確条件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、原子炉水位の低下が遅くなるが、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	最確条件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、原子炉水位低下が遅くなり、炉心損傷開始時間も遅くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	格納容器容積(ドライウエル)	7,350 m ³	7,350 m ³	内部機器、構造物体積を除く全体積	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
	格納容器容積(ウェットウエル)	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	必要最小空間部体積 必要最小プール水量	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
	サブプレッション・プール水位	7.05 m(NWL)	7.00 m~7.10 m	通常運転時のサブプレッション・プール水位を最確条件として設定	解析条件と最確条件はほぼ同等であることから、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ほぼ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
	サブプレッション・プール水温	35 °C	約 30 °C~約 35 °C	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定	最確条件は解析条件で設定している水温よりも低くなるため、格納容器圧力上昇が遅くなり、格納容器スプレイ及びベント操作の開始が遅くなるが、その影響は小さく、操作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ベントに至るまでの時間が長くなるが、その影響は小さい
	格納容器圧力	5 kPa	約 4 kPa~約 8 kPa	通常運転時の格納容器圧力を最確条件として設定	解析条件と最確条件はほぼ同等であることから、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ほぼ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
	格納容器温度	57 °C	約 50 °C~約 60 °C (ゆらぎ幅: ±約 1 °C)	通常運転時の格納容器温度を最確条件として設定	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うるが、ゆらぎの幅は小さいため、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、ゆらぎの幅は小さいため、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	真空破壊装置	3.43 kPa(ドライウエールサブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43 kPa(ドライウエールサブプレッション・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

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用) (2/2)

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	外部水源の温度	50℃(事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)	約30℃~約50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	運転員等操作としては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく, 運転員等操作時間に与える影響はない	下部ペデスタルへの注水温度が低い場合, 圧力スパイク時への影響としては, 発生する蒸気量の低下が考えられ, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる一方, トリガリングの発生を前提とした水蒸気爆発という点では, 低い水温は厳しめの評価を与えるが, 水蒸気爆発解析コードを用いた評価は32℃を前提としており, その場合でも問題ないことを確認している
事故条件	起回事象	全給水喪失	—	原子炉への給水はできないものとして全給水流量の喪失を設定	起回事象として LOCA 等の一次冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合, 原子炉压力容器破損のタイミングは早くなるが, 代表プラントに対する解析では大 LOCA と TQIV の破損時間は1時間程度の差であり, この程度の挙動の差が運転員等操作に対して影響を与えることはない	起回事象として LOCA 等の一次冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合, 一次冷却材圧力バウンダリ喪失に伴う格納容器圧力の上昇に加え, 原子炉压力容器破損のタイミングが早くなることから, 圧力スパイクのピークを上昇させる可能性が考えられるが, この場合であっても現状の対応に照らした場合, 圧力スパイクのピークが判断基準を下回ることを確認している。
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能, 低圧注水機能 低圧代替注水系(常設)機能喪失	—	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧注水系及び低圧代替注水系(常設)の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源あり	—	全ての原子炉注水機能に期待しないことから, 外部電源の有無が事象進展に与える影響はない	—	—
機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁の閉止 (応答時間: 0.05 秒)	主蒸気隔離弁の閉止 (応答時間: 0.05 秒)	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し, 原子炉がスクラムに至る設定とした	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	2個 7.51~7.86 MPa[gage] 363~380 t/h/個	2個 7.51~7.86 MPa[gage] 363~380 t/h/個	逃がし安全弁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

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響, 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(原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)

項目		解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	操作の不確かさが操作開始時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方				
操作条件	溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で開始。90m ³ /hで2時間注水し、格納容器下部に水位2mの水張りを行う(事象発生から約3.7時間後)	運転操作手順書等を踏まえて設定	<p>【認知】 格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、損傷炉心への注水による冷却性を確認するため、原子炉圧力容器下鏡温度は継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【要員配置】 格納容器下部への注水操作は、中央制御室にて操作を行う運転員(中央制御室)と現場にて操作を行う運転員(現場)を各々配置しており、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【移動】 中央制御室から操作現場である廃棄物処理建屋地下3階までのアクセスルートは、コントロール建屋のみであり、通常5分間程度で移動可能であるが、余裕を含めて10分間の移動時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、よって、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【操作所要時間】 中央制御室における格納容器下部への注水操作は、復水補給水系の2弁の開操作による注水であり、制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに余裕時間を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部への注水量調整は、制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、約2時間の注水で格納容器下部に水位2mの水張りを行うが、水張り中の操作は適宜流量を監視し、流量調整をするのみであるため、操作開始時間に与える影響はなし。運転員(現場)は、廃棄物処理建屋地下3階の手動弁について、2個の操作に上述の移動時間を含めて30分の操作時間を想定しており、時間余裕を確保している。これらの操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達する前に事前に準備可能なことから、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【他の並列操作有無】 格納容器下部への注水操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし</p> <p>【操作の確実さ】 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、そのため誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。また、現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い</p>	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達する迄に事象発生から約3.7時間あること、及び格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の温度上昇傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達する迄に事象発生から約3.7時間あること、及び格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の温度上昇傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、時間余裕がある

7 日間における燃料の対応について(原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用)

プラント状況：6, 7 号炉運転中。 1～5 号炉停止中。

事象：原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用は6, 7 号炉を想定。

なお、外部電源喪失は想定していないが、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
7 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 3 台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7 日×3 台=750,960L	7 日間の 軽油消費量 約 750,960L	7 号炉軽油タンク容量は 約 1,020,000L であり、 7 日間対応可能。
6 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 3 台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,490L/h×24h×7 日×3 台=750,960L	7 日間の 軽油消費量 約 750,960L	6 号炉軽油タンク容量は 約 1,020,000L であり、 7 日間対応可能。
1 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	1 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
2 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	2 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
3 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	3 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
4 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	4 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
5 号炉	事象発生直後～事象発生後 7 日間 非常用ディーゼル発電機 2 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7 日×2 台=631,344L	7 日間の 軽油消費量 約 631,344L	5 号炉軽油タンク容量は 約 632,000L であり、 7 日間対応可能。
その他	事象発生直後～事象発生後 7 日間 免震棟ガスタービン発電機 1 台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 395L/h×24h×7 日=66,360L モニタリングポスト用仮発電機 3 台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7 日×3 台=4,536L	7 日間の 軽油消費量 約 70,896L	1～7 号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 685,360L であり、 7 日間対応可能。

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は 2 台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機 3 台を起動させて評価した。

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

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、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」からは抽出されない。これは、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では格納容器内を窒素で置換しているため、格納容器内の気体の組成が可燃限界に至るシーケンスが抽出されないためである。このため、「水素燃焼」の観点で柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定し、7 日以内に可燃限界に至らないことを示す。

(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-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激しく燃焼することによって、格納容器が破損する場合を想定する。

したがって、本格納容器破損モードに対しては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、格納容器破損の防止を図る。

(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、原子炉格納容器の健全性を長期的に維持するための重大事故等対策を整備する。3.4.2 に示す通り、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 と同じ。

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

プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおりであり、以下の a～c の観点に基づき、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失(SB0)」を選定した。

a. 有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合

- ・審査ガイド 3.2.3(4)b.(a)では「PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。」と記載されているが、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シーケンスは抽出されない。このため、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において評価することが適切と考えられるシーケンスを選定するもの

とする。

b. 評価において着目するパラメータ

- ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要になる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。

c. 柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において評価する事故シーケンス

- ・柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉において、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、格納容器においてその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は、大破断 LOCA と ECCS 注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスが抽出されている。このため、プラント損傷状態としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「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、対応の厳しさを観点で SBO の重量を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO をプラント損傷状態として選定する。

以上より、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失(SBO)」を水素燃焼への対策を評価する上でのプラント損傷状態とした。

その上で、評価事故シーケンスを選定するにあたっては、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上でより厳しい事象とするため、酸素濃度上昇の観点での厳しさに着目した。この観点に基づき、以下の事象進展を辿る事故シーケンスを評価するものとし、これに対応するよう、期待する重大事故等対処設備の選定についても考慮することとした。

- ・水-ジルコニウム反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、その後の事象進展に対応するシナリオを評価するものとする。
- ・格納容器ベントを実施する場合、格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され、格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから、格納容器ベントを実施しないシナリオを評価するものとする。

以上より、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失(SBO)+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し→可燃限界到達まで維持」を評価事故シーケンスとした。

本評価事故シーケンスでは、炉心崩壊熱、低压代替注水系(常設)の原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系を用いた格納容器冷却及び**代替循環冷却**による格納容器除熱等が重要な現象となる。

よって、これらの現象による格納容器挙動を一貫して適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コード MAAP により原子炉水位，燃料温度，格納容器圧力，格納容器温度等の過渡応答を求める。

(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) と同じである。この他に，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主要な解析条件を表 3.4.1 に示す。また，初期条件も含め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) 起回事象

起回事象については，3.1.2.2 (2) a. (a) と同じ。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

安全機能の喪失に対する仮定については，3.1.2.2 (2) a. (b) と同じ。

(c) 外部電源

外部電源の有無については，3.1.2.2 (2) a. (c) と同じ。

(d) 炉心内の金属－水反応による水素発生量

炉心内の金属－水反応による水素発生量は，MAAP による評価結果と全炉心内のジルコニウム量の 75 %が水と反応した場合について，水素燃焼の観点から厳しい値を考慮し，MAAP による評価結果から得られた値を用いた。なお，全炉心内のジルコニウム量の 75 %が水と反応した場合を仮定すると，格納容器内の圧力挙動が大幅に変わることを考慮し，評価対象は MAAP による評価結果から得られた値を用いる場合のみとした。

(e) 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 3.5 vol%とする。

(f) 水素ガス及び酸素ガスの発生割合

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，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(100 eV あたりの分子発生量))は，それぞれ 0.06，0.03 とする。

(添付資料 3.4.1)

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

重大事故等対策に関連する機器条件は，3.1.2.2 (2) b と同じ。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

重大事故等対策に関連する操作条件は、3.1.2.2 (2) cと同じ。

(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 (3)と同じである。この他に、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評価結果として、格納容器圧力、格納容器気相部の温度、ドライウエ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)の変化を図3.4.1から図3.4.6に示す。また、事象発生から7日後(168時間後)の各条件下での酸素濃度を表3.4.2に示す。

a. 事象進展

事象進展は3.1.2.2 (3) 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の約17.3%が水と反応して水素が発生する。発生した水素は原子炉内で発生する蒸気とともに、破断口から上部ドライウエルに流入する。また、原子炉圧力容器内及びサプレッション・チェンバにおいて核分裂生成物による水の放射線分解が起こり水素及び酸素が発生する。代替循環冷却による除熱開始後は、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。

b. 評価項目等

原子炉格納容器内の水素濃度は、事象発生直後から13 vol%を上回るが、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3.8 vol%であり、可燃限界を下回る。また、炉心損傷を伴う事故の際には、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。仮にドライ条件を仮定しても事象発生から7日後の酸素濃度は約4.0 vol%であり、可燃限界の5.0 vol%以下である。従って、格納容器スプレイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても、可燃限界に達することはない。

本評価では、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第37条 2-3のうち、(f)及び(g)の評価項目について厳しいシーケンスを選定し、対策の有効性を確認した。

(添付資料3.4.2)

No.審査-
294, 306
に対する
ご回答

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と同じである。これに加え、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

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)と同じである。

(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.と同じであるが、格納容器破損モード「水素燃焼」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ついての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

添付資料3.4.3参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料3.4.3参照

(添付資料3.4.3)

b. 操作条件

操作条件は3.1.2.3(2)b.と同じである。

(3) 操作時間余裕の把握

操作時間余裕の把握は3.1.2.3(3)と同じである。

(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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。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、操作時間には十分な時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

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3.1.2.4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-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く燃焼し、格納容器が破損する場合を想定した。

したがって、本格納容器破損モードに対しては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、格納容器破損の防止を図る。

格納容器破損モード「水素燃焼」では、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉において、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プラント損傷状態「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失(SBO)」を選定し、酸素濃度を厳しく見積もるため、水-ジルコニウム反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、格納容器ベントを実施しない「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失(SBO)+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し→可燃限界到達まで維持」を評価事故シーケンスとして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、酸素濃度が可燃限界である5 vol%以下となることから、水素燃焼に至ることはない。

重大事故等対策時に必要な要員は、重大事故等対策要員にて確保可能である。

以上のことから、選定した評価事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。これを以って格納容器破損モード「水素燃焼」に対して格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

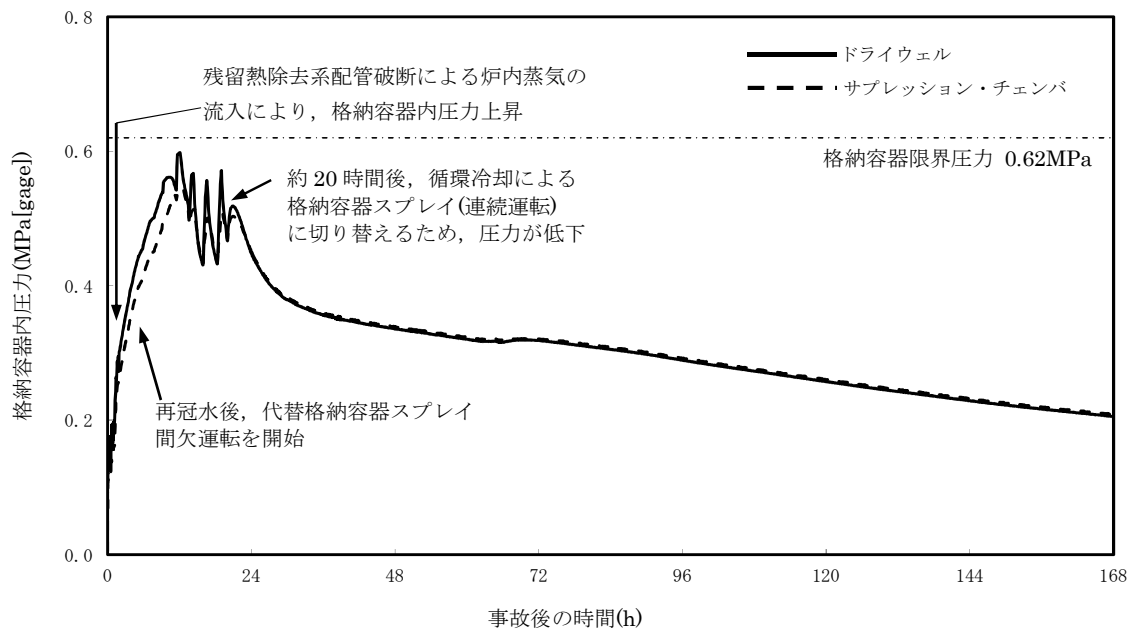


図 3.4.1 格納容器圧力の推移

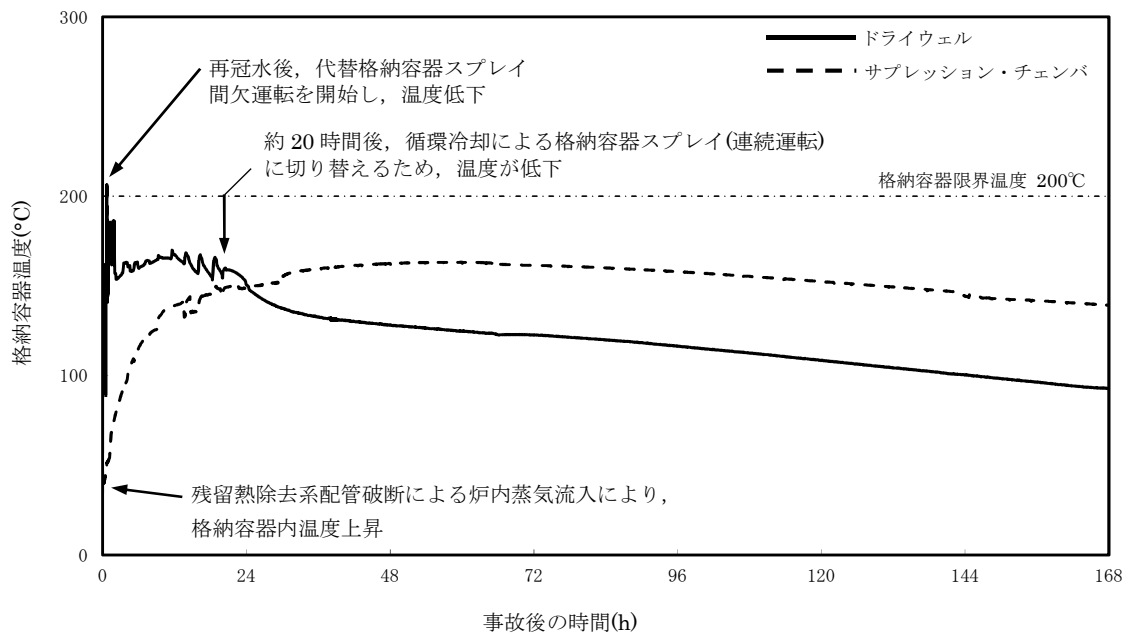


図 3.4.2 格納容器気相部温度の推移

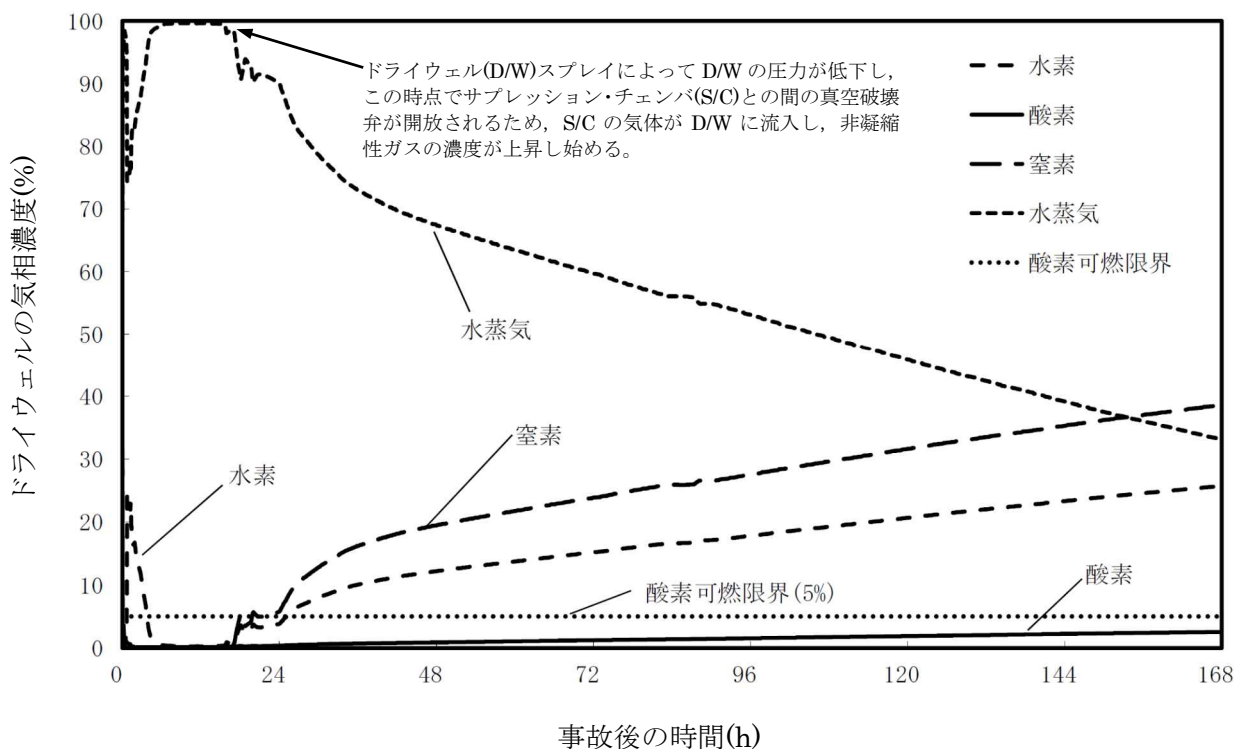


図 3.4.3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

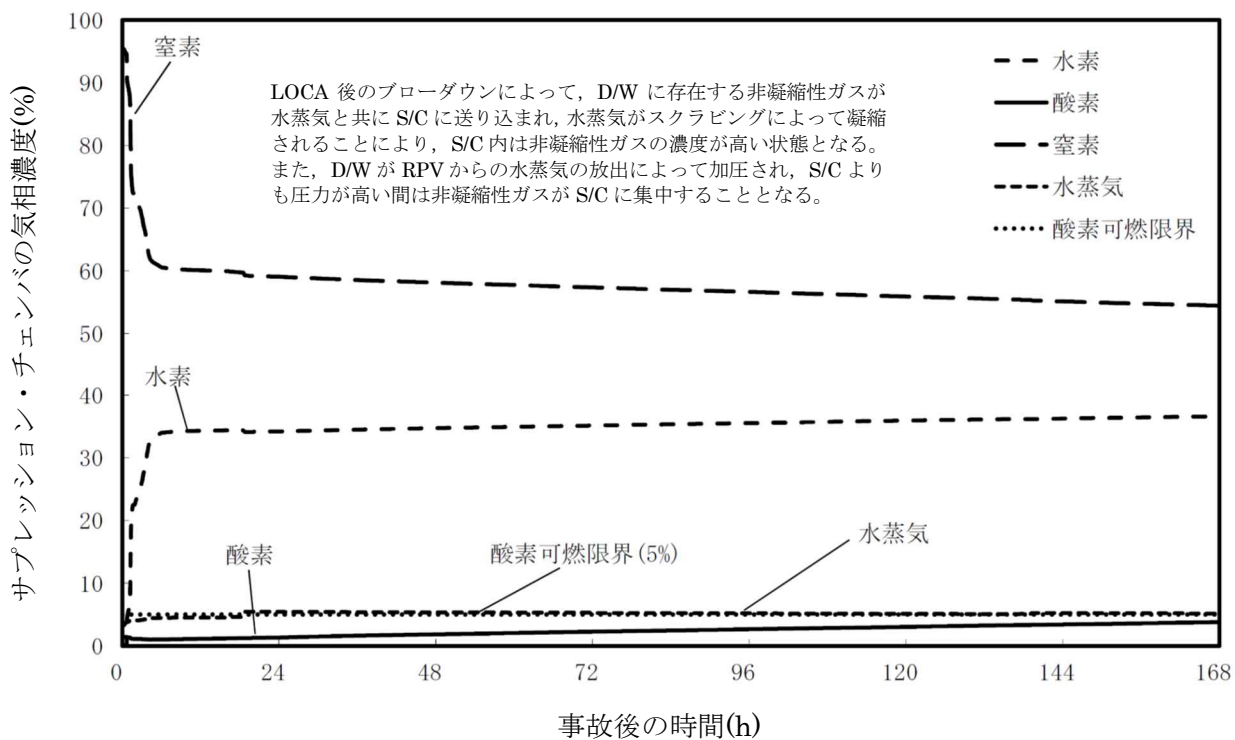


図 3.4.4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

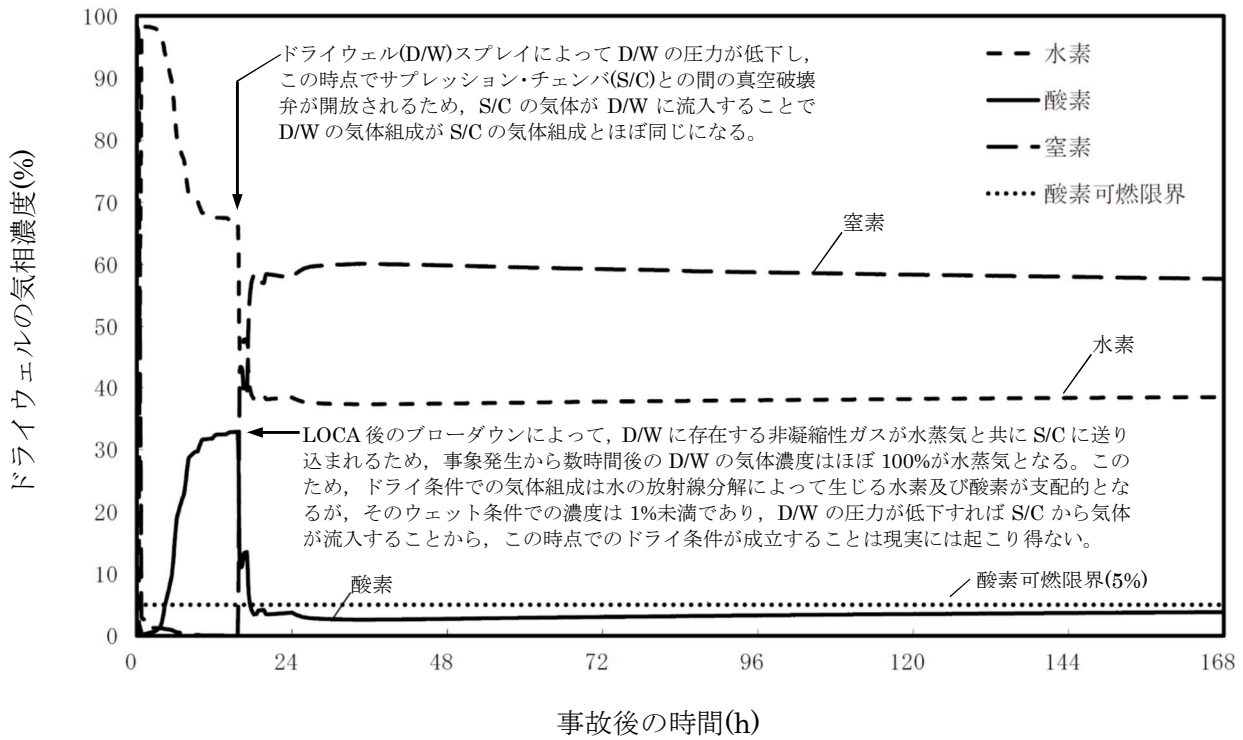


図 3. 4. 5 ドライウェルの気相濃度の推移(ドライ条件)

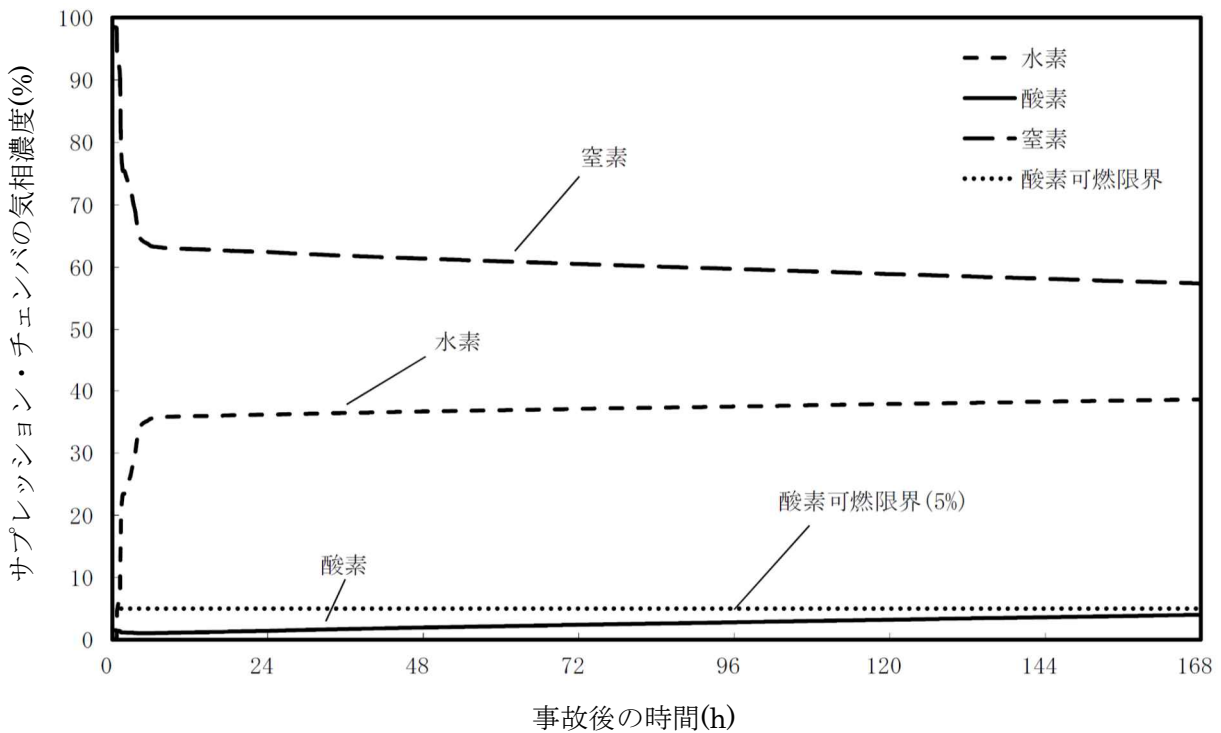


図 3. 4. 6 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ドライ条件)

表 3.4.1 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	3.5 vol%	保安規定をもとに設定(運転上許容されている値の上限)
事故条件	炉心内の金属-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウムの約 17.3%が水と反応して発生する水素量	MAAP による評価結果
	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/100 eV 酸素：0.03 分子/100 eV	苛酷事故時における格納容器内の条件を考慮して設定

表 3.4.2 事象発生から 7 日後(168 時間後)の酸素濃度

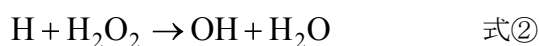
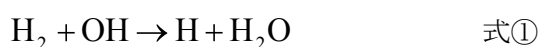
	ウェット条件[%]	ドライ条件[%]
ドライウエル	2.6	3.9
サブレーション・チェンバ	3.8	4.0

※1 全炉心内のジルコニウム量の約 17.3%が反応した場合

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ー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。



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および酸素の生成をモデル化している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉は、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圧力容器破損後には、水-ジルコニウム反応やコア・コンクリート反応等、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および酸素の生成量は以下の式(1)で算出している。

$$\Delta n = Q_{decay} \times \frac{E}{1.60 \times 10^{-19}} \times \frac{G}{100} \times \frac{1}{6.02 \times 10^{23}} \times \Delta t \quad (1)$$

式(1)のパラメータは以下の通り。

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 [-]

— 炉内 : β 線, γ 線共に 10%

— FP : β 線, γ 線共に 100%

G : 実効 G 値 [分子/100eV]

— 水素 : $G(H_2) = 0.06$

—酸素 : $G(O_2) = 0.03$
 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を保守的に考慮して 10%とした。また、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ーの 100%が水の放射線分解に寄与するものとした。

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。

No. 審査
-304 に
対する
ご回答

放射線の吸収エネルギー100eV 当りに生成する原子・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等の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。水素や酸素の濃度の、水の吸収線量との関係の傾向は、一時的に水素や酸素の濃度の上昇ピークが現れるのではなく、水素や酸素の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^[1]に基づく値を用いた。これについては次項に示す。

3. 実効 G 値の設定について

3. 1 実効 G 値の設定根拠とした電共研の実験結果^[1]

本評価における実効 G 値の設定根拠とした電共研「事故時放射線分解に関する研究」^[1]の実験結果を図 1 に示す。電共研の実験では、苛酷事故の際の格納容器内の環境を想定した。図 1 は、非沸騰条件において、よう素イオン濃度を炉心インベントリの 50%に相当する濃度とし、水-ジルコニウム反応割合は 5.5%とした場合の吸収線量と酸素濃度の相関を示している。

実効 G 値は吸収線量が 10×10^3 Gy での傾きから求めた。この吸収線量は事象発生から 1.5 時間後までのサプレッション・プールでの吸収線量に相当する。実効 G 値は吸収線量の増加とともに傾きが小さくなる傾向にあることから、事象発生から約 1.5 時間後の実効 G

値を本評価で用いることは保守的であり妥当と考える。

3. 2 実効 G 値に影響を及ぼす因子

水の放射線分解によって生成した水素や過酸化水素は、OH ラジカルを介した再結合反応によって水に戻るが、このとき OH ラジカルと反応し易い物質の存在や、沸騰等による生成物の気相への移行があると、再結合反応が阻害され、水素分子及び酸素分子が生成される。このため、実効 G 値はこれらの因子によって変化する。

実効 G 値に影響を及ぼす因子としては、よう素等の不純物濃度、液相中の水素分子の濃度といった化学的因子の他に、ガスの気液移行速度(沸騰、非沸騰の違い)といった物理的因子がある。

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に対して上記の因子の影響を考慮する際に参照した電共研の実験結果を次に示す。また、電共研の実験結果と本評価における各因子の相違と影響をまとめた結果を表 1 に示す。

(1) よう素の影響

体系中によう素等の不純物が存在すると、以下の化学反応が生じ、OH ラジカルが OH⁻ となるため、OH ラジカルを介した式①の再結合反応を阻害し、水素分子の増加と同時に水素原子の生成が減少する。水素原子の減少により式②の反応が減少することで過酸化水素の加水分解が促進され、酸素の生成量が増大するものと考えられる。



水中のよう素濃度を変化させた場合の酸素の発生割合を図 2 に示す。液相単相条件下において、よう素イオン濃度は炉心インベントリの 0~100%に相当する濃度とした。図 2 の通り、水中のよう素イオン濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素の発生割合が高い。

なお、よう素以外の不純物として、ホウ素、鉄、銅を添加した場合の酸素の発生割合を図 3 に示す。図 3 の通り、不純物の添加による酸素の発生割合への影響は見られない。

以上の結果から、よう素濃度に関して本評価における条件とほぼ同等の実験の結果から求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。

(2) 溶存水素濃度の影響

液相中の水素濃度が増加すると、OH ラジカルを介した再結合反応が進み、その結果、水素と酸素の生成量が減少すると考えられる。

水中の水素濃度を変化させた場合の酸素の発生割合を図 4 に示す。液相単相条件下において、初期水素濃度は水-ジルコニウム反応割合が 0~50%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図 4 の通り、水中の水素濃度が高いほど、吸収線量に対する酸素の発生割合が低い。

したがって、水の放射線分解が進行し、液相中の水素濃度が上昇すると実効 G 値は徐々

に減少すると考えられる。また、水-ジルコニウム反応によって発生する水素が液相中に溶解し、液相中の水素濃度が上昇する場合にも実効 G 値は減少すると考えられる。

よって、炉心損傷事故の状況としては比較的少ないと考えられる水-ジルコニウム反応割合 5.5%に相当する溶存水素濃度の実験結果から求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。

(3) 初期酸素濃度の影響

初期酸素濃度を変化させた場合の酸素の発生割合を図 3 に示す。図 3 の通り、初期酸素濃度が高い程、吸収線量に対する酸素の発生割合が増加する傾向であるが、その変化は僅かであり、初期酸素濃度数%程度では酸素の発生割合に大きく影響するものではないと考える。

(4) 沸騰、非沸騰状態の影響

非沸騰の場合には、水素及び酸素ガスが比較的長期間液相に滞在できるため、再結合反応が起こりやすく、水素と酸素の生成量が減少すると考えられる。一方、液相が沸騰している場合には、生成された水素及び酸素ガスがボイドに移行し短期間で気相に放出されるため、再結合反応が非沸騰状態に比べ起こりにくく、水素と酸素の生成量が増加すると考えられる。

沸騰状態における酸素濃度の変化を図 5 に示す。よう素イオン濃度を炉心インベントリの 50%に相当する濃度とし、初期水素濃度は水-ジルコニウム反応割合が 5.0%で生成した場合の水素濃度に相当する気相中濃度の気液平衡濃度とした。図 5 の通り、沸騰状態であっても、吸収線量に対する酸素の発生割合は極めて低い。

上記の結果に加え、本評価条件では、大部分の領域・期間が非沸騰状態であると考えられることから、非沸騰状態の実効 G 値を採用することは妥当と考える。

No.審査-288 に対するご回答

(5) 温度の影響

温度を室温(25°C)から 70°Cまで変化させた場合の酸素濃度の変化を図 6 に示す。図 6 のとおり、温度が高くなる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となっている。また、オークリッジ国立研究所(ORNL)による照射試験^[2]でも、図 7 のとおり、温度依存性について同様の傾向が示されている

本評価条件では、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。

(6) pH の影響

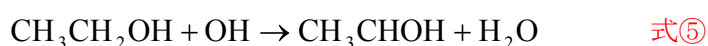
pH を 4, 6.5, 10 とした場合の酸素濃度の変化を図 8 に示す。図 8 の通り、酸素の実効 G 値への pH の影響は小さいことが確認された。^[1] これは、水素の再結合反応に pH が寄与しないためと考えられる。

以上の結果から、中性条件下の試験で求めた実効 G 値を用いることは妥当と考える。

No.審査-289 に対するご回答

3. 3 実効 G 値への不純物の影響についての電共研の追加実験結果^[4]

電共研「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」^[4]では、電線被覆材等に起因する有機物の影響について追加実験を行っており、有機物をエタノールで模擬して液相中に添加し、酸素濃度の変化を測定している。実験結果は図 9, 10 のとおり、実効 G 値を低減する効果があることが確認されている。これは、エタノールは放射線場では OH ラジカルと反応してエタノールラジカルとなり、還元剤として働いて酸素を消費する反応に寄与するためである。



その他の不純物と合わせて影響をまとめた結果を表 2 に示す。なお、通常の想定濃度範囲では、OH ラジカルの反応速度の観点から、実効 G 値への影響はヨウ素イオンが支配的となることから、ヨウ素イオンで不純物を代表させている。

4. 格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法

放射線分解を考慮した格納容器内の酸素・水素濃度の評価方法は次の通り。また、格納容器内の酸素・水素濃度の評価の流れを図 11 に示す。

- ・MAAP 解析から得られる各コンパートメントの窒素モル数から、格納容器の初期酸素濃度を 3.5%としたときの酸素モル数と窒素モル数を計算する。
- ・各コンパートメント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。
- ・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。

5. 参考文献

- [1] 「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
- [2] Zittel, H.E., “Boiling water reactor accident radiolysis studies”, ORNL-TM- 2412 Part VIII (1970).
- [3] Przewski, 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).
- [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

以 上

表 1 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 ⁴ Gy	サプレッション・プールでの吸収線量は事象発生から 1.5 時間後 に 1×10 ⁴ Gy 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、 ^[1,2] 酸素の実効 G 値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[1] 酸素濃度の長期(7 日間)の推移を見る観点では、事故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。 (図 1 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 83%	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、 ^[1,3] 酸素の実効 G 値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[1] しかしながら、図 2 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)に大きな違いは表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。
水・ジルコニウム反応割合(溶存水素濃度)	5.5%	約 17.3%	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、 ^[1,3] 酸素の実効 G 値についても同様の傾向であることを確認している。 ^[1] このことから、水・ジルコニウム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。(図 4 参照)
初期酸素濃度	1.5%	3.5%	初期酸素濃度が高いほど酸素の実効 G 値は大きくなる傾向があるものの、その変化は僅かであり、初期酸素濃度数%程度では酸素の実効 G 値に大きく影響するものではないと考える。(図 3 参照) ^[1]
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。(図 5 参照) ^[1]
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。(図 6, 7 参照) ^[1,2]
pH	中性	事故対応の中で変動する可能性がある。	酸素の実効 G 値に対する pH の影響は小さい。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 値を用いることは妥当と考える。(図 8 参照) ^[1]

No.審査-287 に対するご回答

表 2 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)	炉内構造物 等	0 ~ 2 ppm (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、OHラジカルと反応して酸素の実効 G 値は僅かに大きくなるものの、顕著な影響は見られないことを確認。 ^[1] (図 3 参照)
ホウ酸	制御棒材の酸化, MCCI 時の化学反応	$1 \times 10^{-3} \text{ mol/l}$ (格納容器内での想定発生量と S/C 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。 ^[1]
コンクリート	主成分の SiO ₂ , CaO, Al ₂ O 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。 ^[1,4]
有機物	電線被覆材などの熱分解や放射線分解	$1.1 \times 10^{-6} \text{ mol/l}$ (格納容器内での想定発生量と S/C 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]

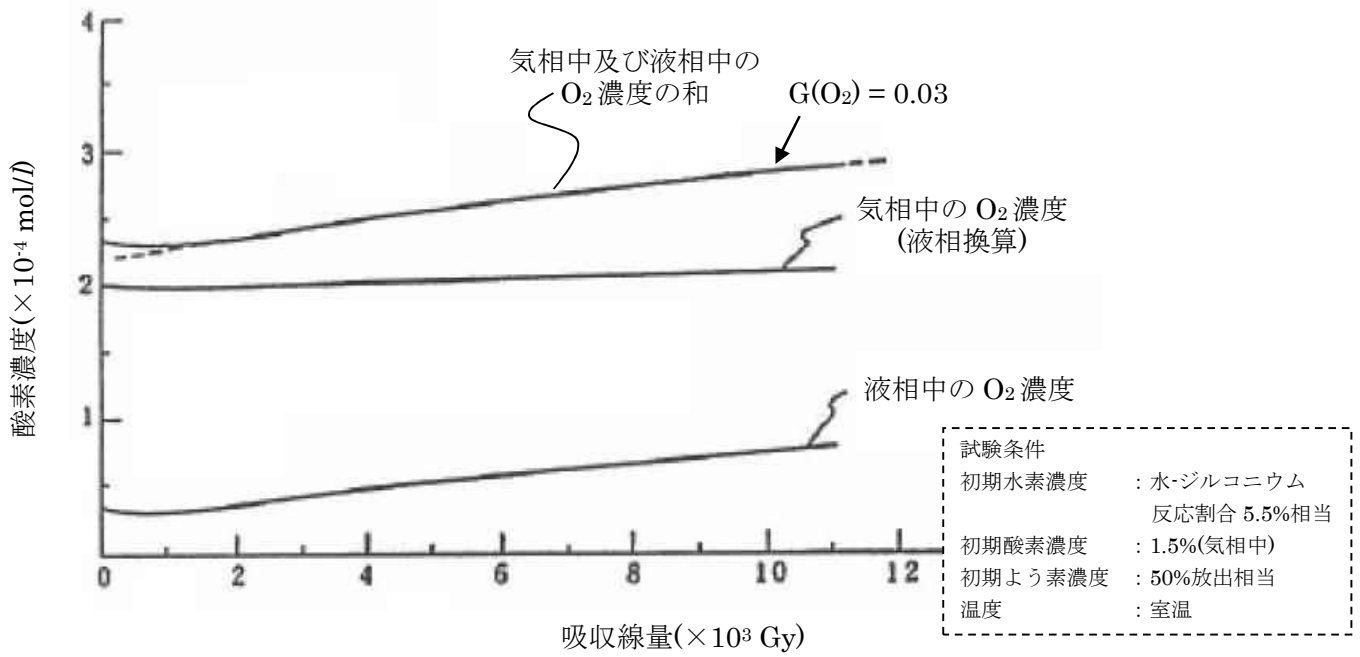


図1 本評価における実効 G 値の設定根拠とした電共研の実験結果

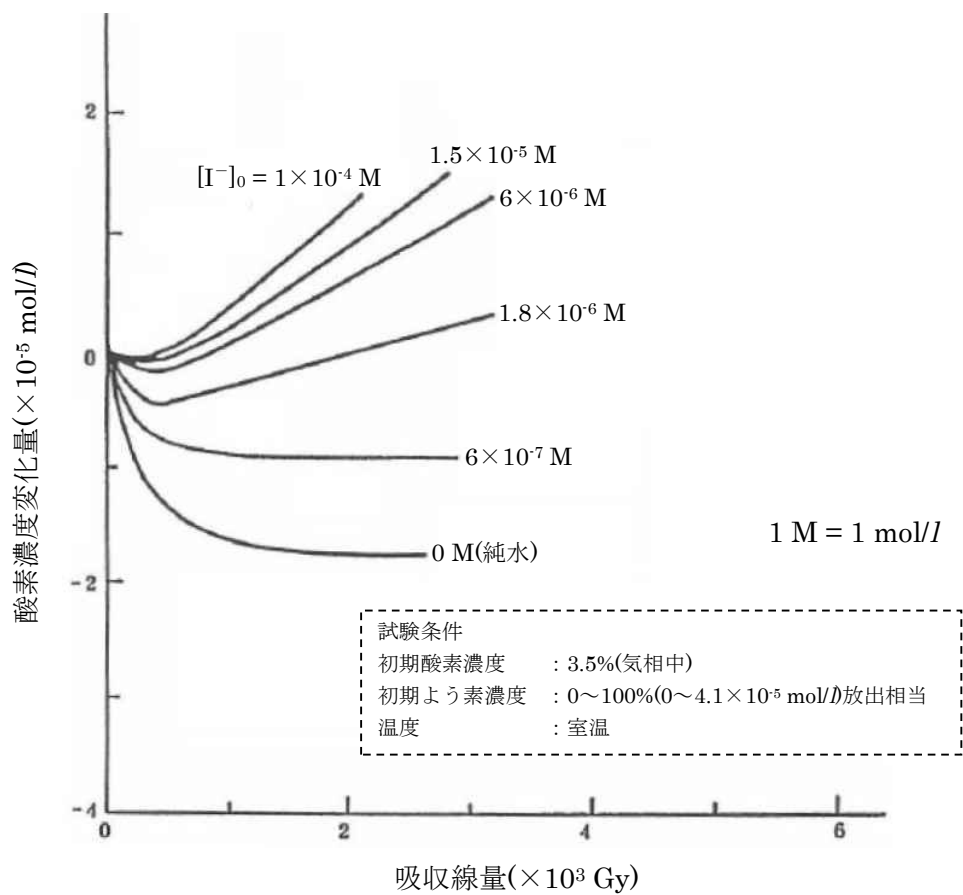


図2 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(よう素濃度を変化させた場合)

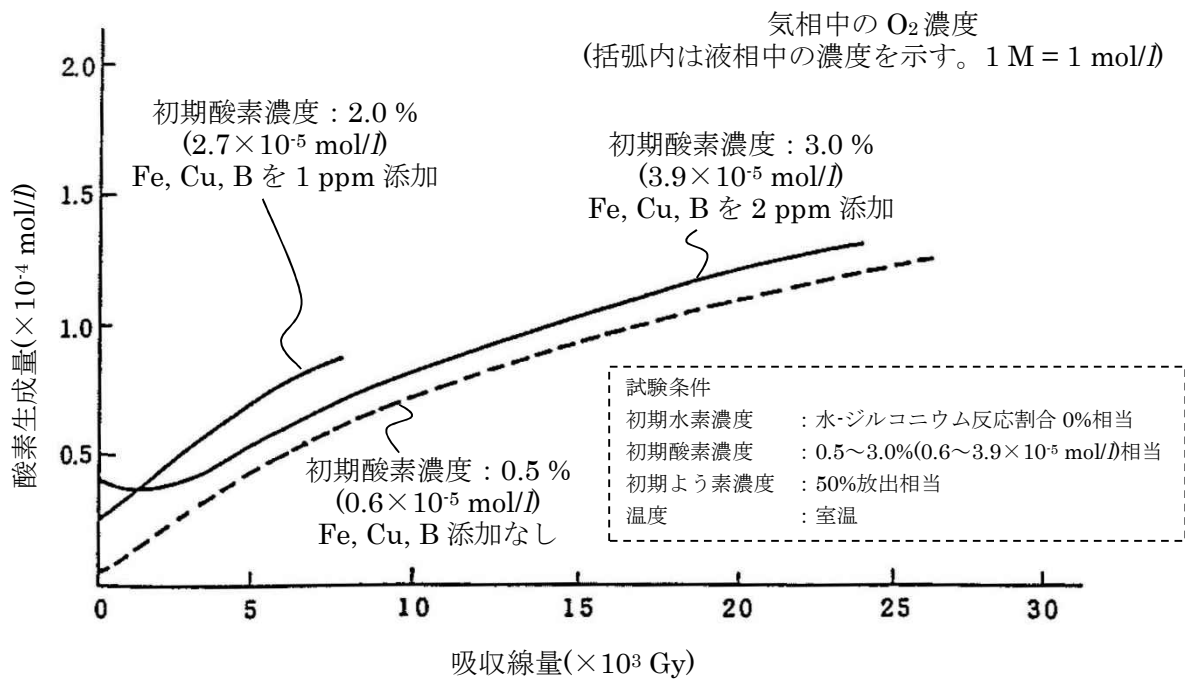


図3 溶存酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の有無と吸収線量の関係
(酸素濃度及び不純物(Fe, Cu, B)の添加量を変化させた場合)

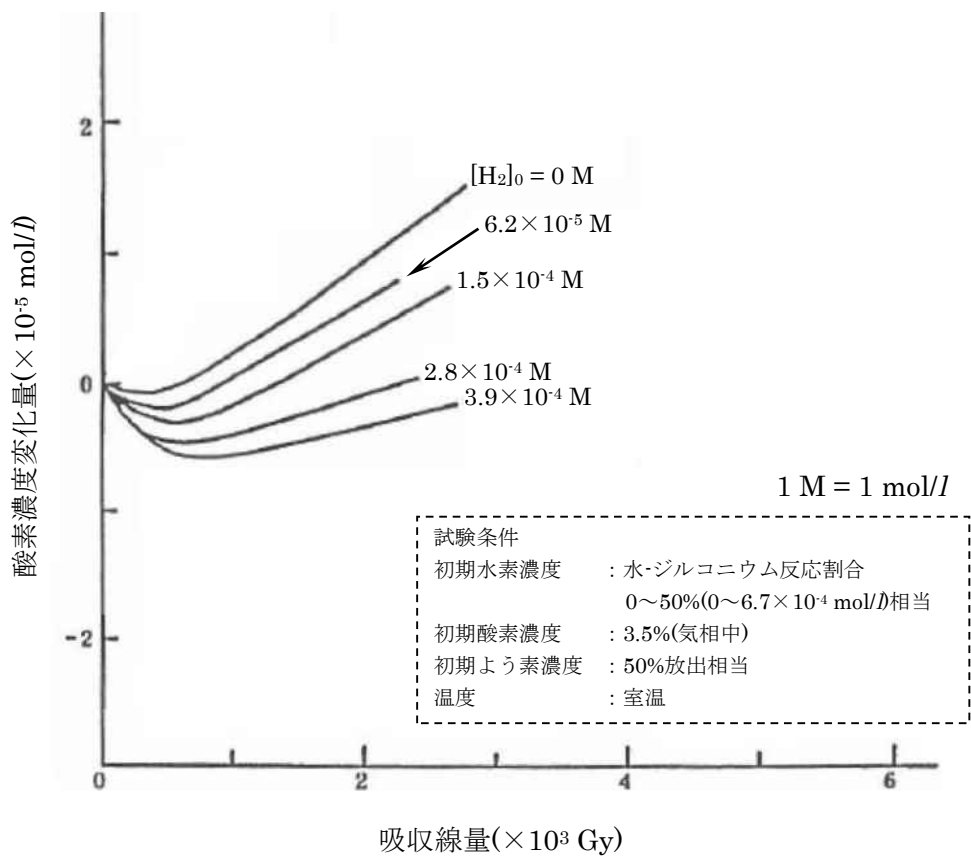


図4 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(溶存水素濃度を変化させた場合)

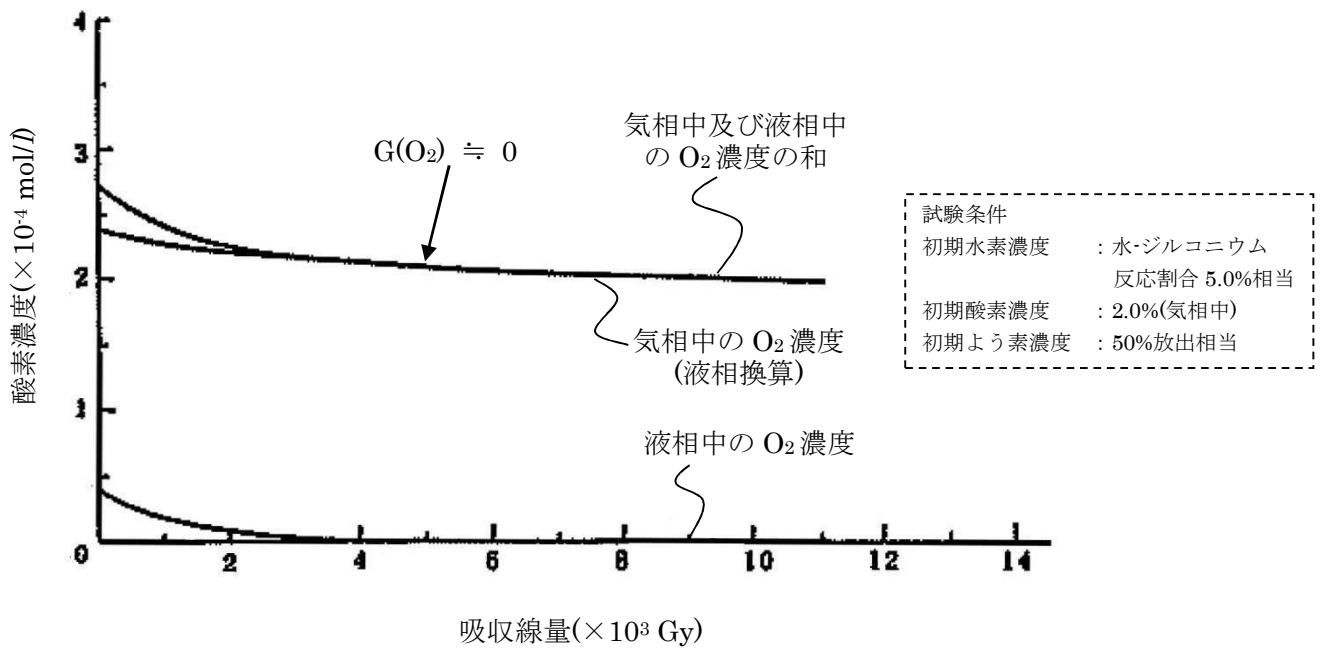


図5 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(沸騰状態)

No.審査-288 に対するご回答

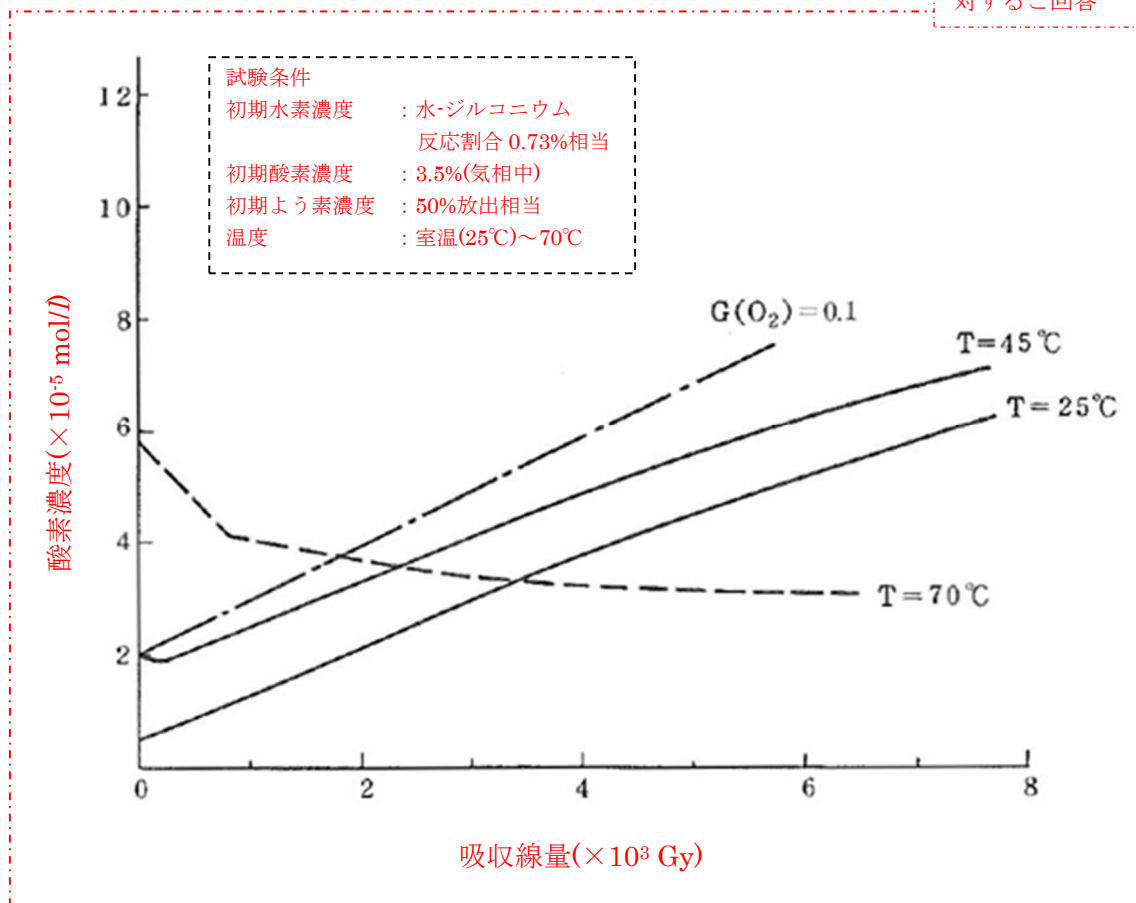


図6 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(温度を変化させた場合)

No.審査-288に
対するご回答

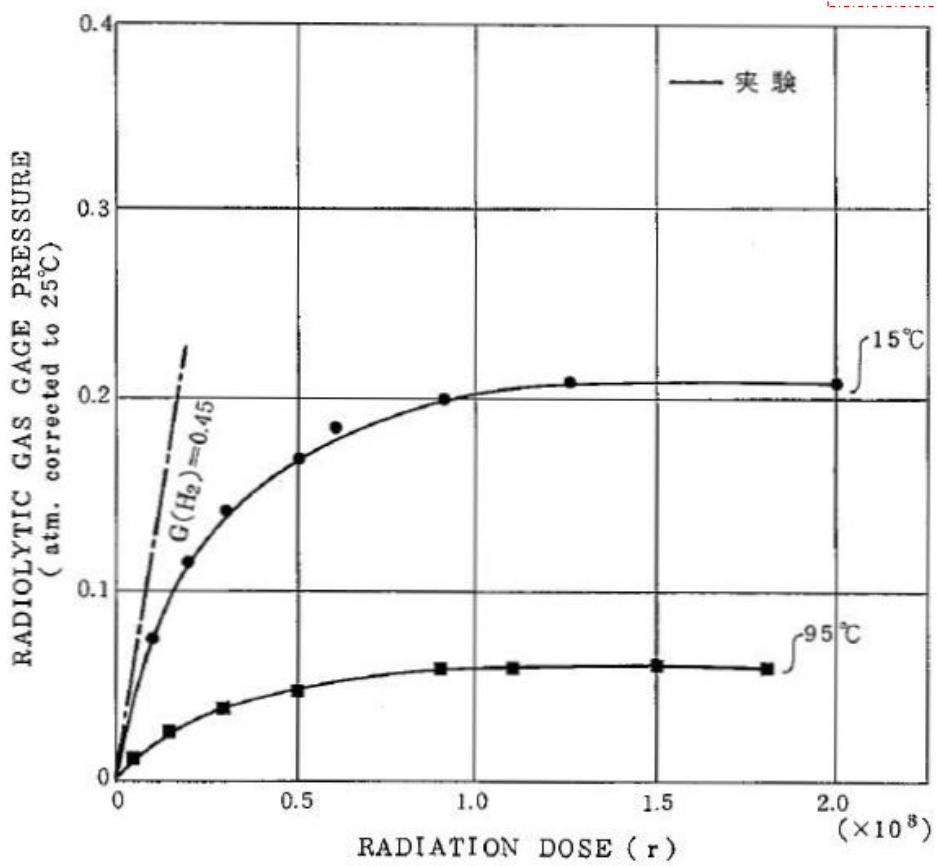


図7 水素発生量と吸収線量の関係(温度を変化させた場合) - ORNLによる試験

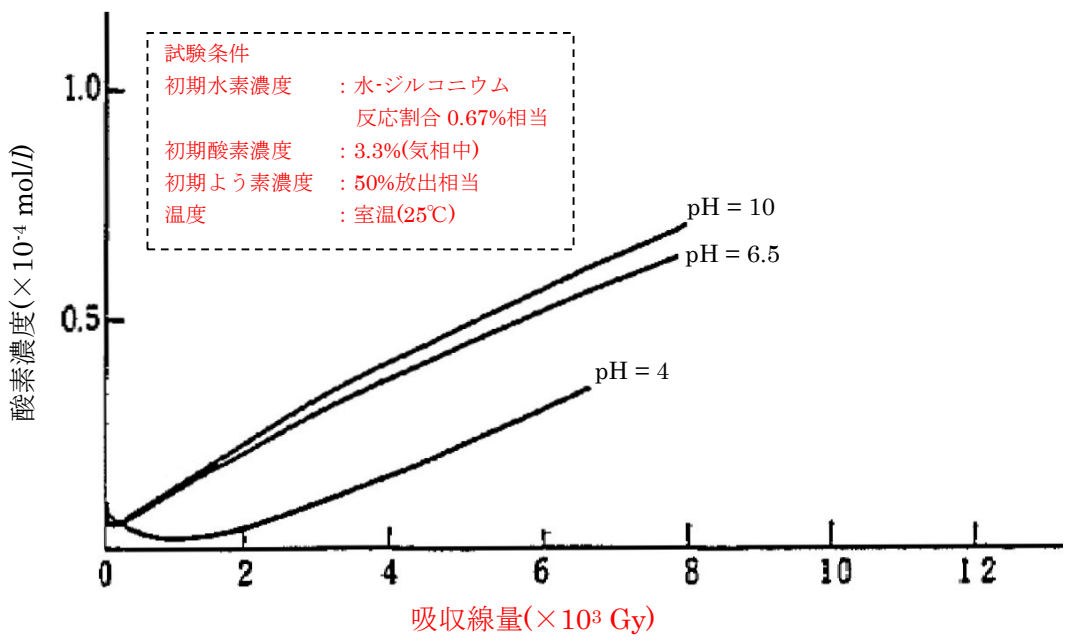


図8 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(pHを変化させた場合)

No.審査-289 に対するご回答

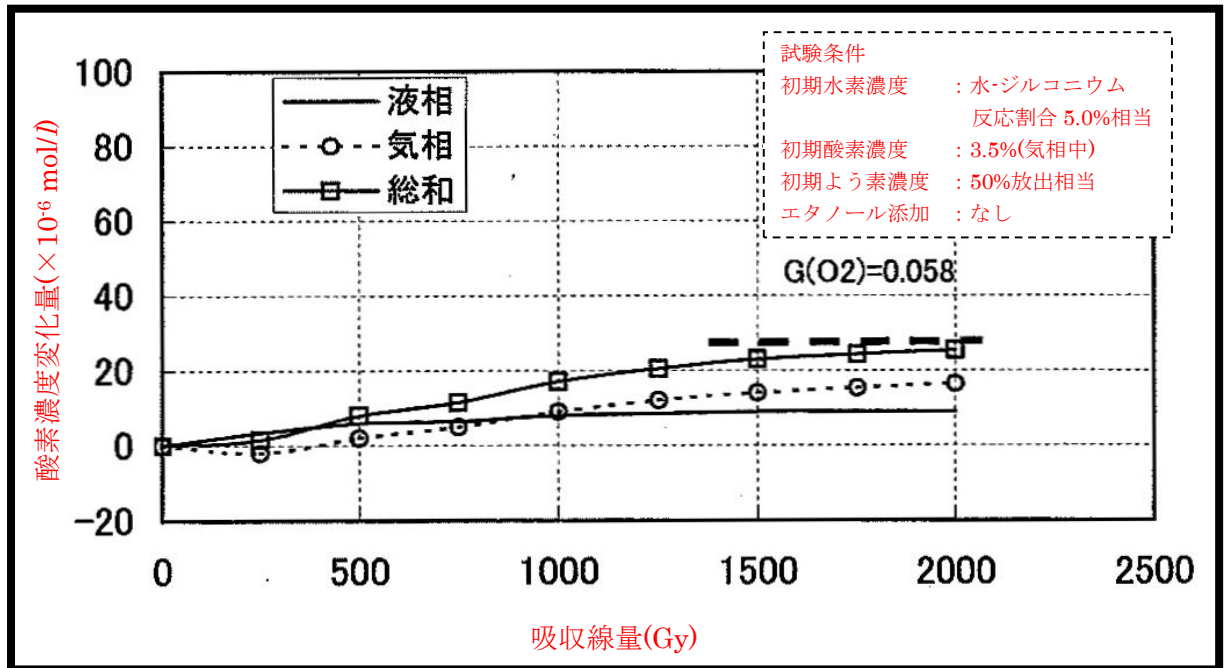


図9 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加なし)

No.審査-289 に対するご回答

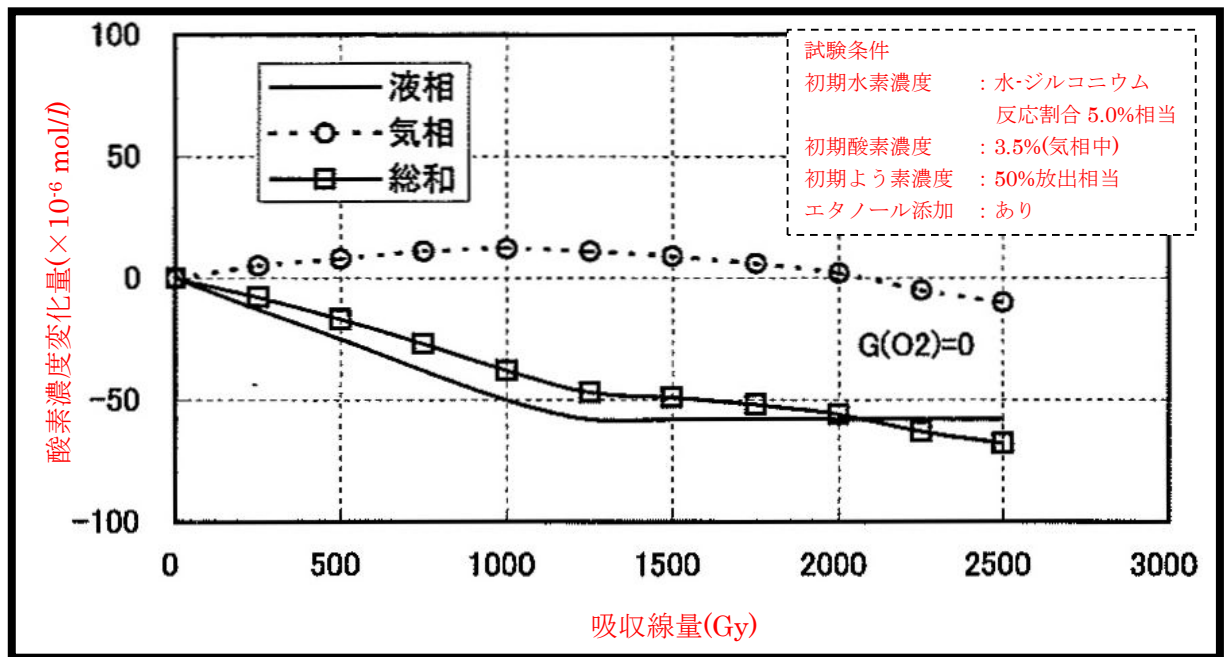


図10 溶存酸素濃度と吸収線量の関係(エタノール添加あり)

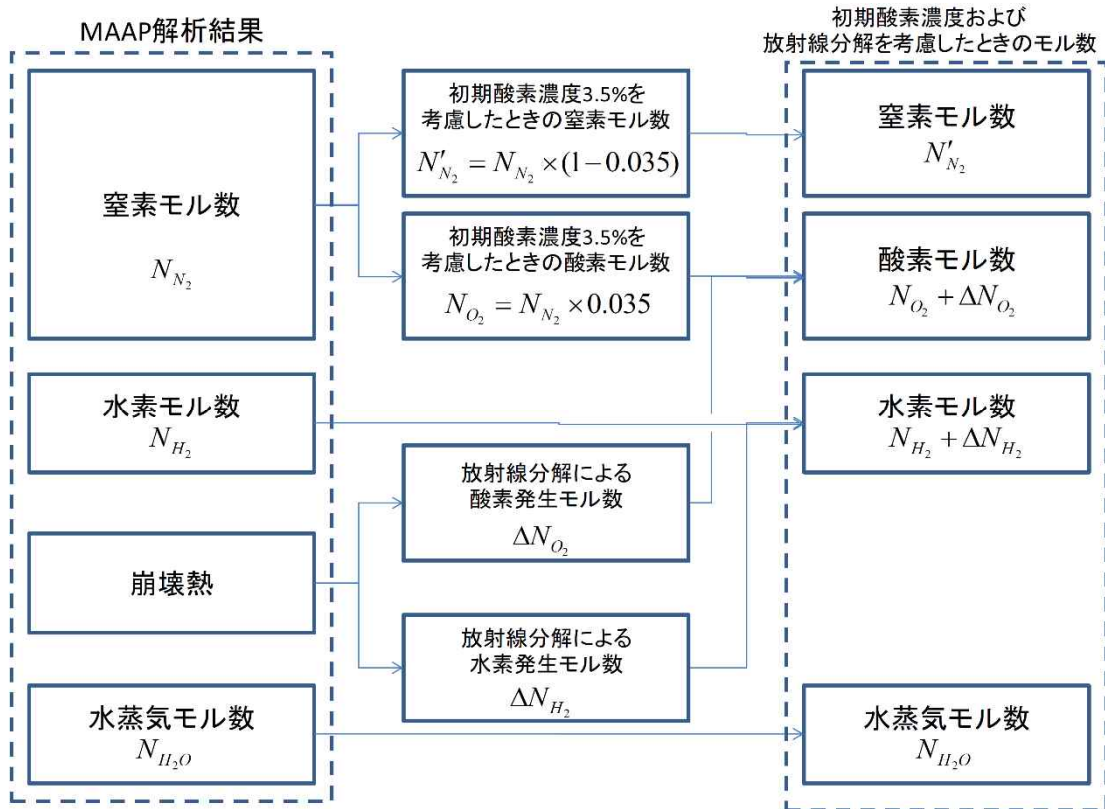


図 11 水素・酸素濃度の評価フロー図

安定停止状態について

水素燃焼時の安定停止状態については以下のとおり。

安定停止状態：本シナリオにおいては、事象発生から約 20 時間で代替原子炉補機冷却系を接続し、**代替循環冷却**による格納容器除熱を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ベントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。

7 日後以降の中長期的対応について

事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減(可燃性ガス濃度制御系の運転等)を行い、格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器内の圧力・温度の低下操作や格納容器内の窒素置換を試みる。**これらの対応が困難であり、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合には、格納容器ベントにより、その水素及び酸素濃度を低減する。**

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

項目		解析条件(初期条件, 事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	初期酸素濃度	3.5 vol%	約1~2 vol%	保安規定をもとに設定(運転上許容されている値の上限)	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	初期酸素濃度が低い場合, 格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるため, 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	炉心内の金属-水反応による水素発生量	全炉心内のジルコニウムの約17.3%が水と反応して発生する水素量	全炉心内のジルコニウムの約17.3%が水と反応して発生する水素量	MAAPによる評価結果	水素発生量は格納容器圧力上昇に寄与するため, 発生量に応じて代替格納容器スプレイの開始時間に影響するが, 代替格納容器スプレイは, 低圧代替注水開始以降の切り替え操作であり, かつ, 中央制御室における操作であるため, 運転操作等に与える影響はない	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への注水が早まる場合の影響を確認するため, 低圧代替注水系による原子炉への注水開始を事象発生から30分後とした場合について評価したところ, 評価項目となるパラメータ(水素濃度, 酸素濃度)に大きな相違は無く, 事象発生から7日後まで, 水素濃度及び酸素濃度が共に可燃限界を超えることは無いことを確認した。(添付資料3.4.4参照) 原子炉への注水が遅れる場合は, 全炉心内のジルコニウムの水との反応量が多くなり, 水の放射線分解によって発生する酸素の濃度を下げることとなるため, 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, MAAP評価上は発生難い量であるが, 仮に全炉心内のジルコニウムの75%が水と反応した場合に相当する量の水素を格納容器内に発生させる場合は, 格納容器圧力を限界圧力未満に維持することが困難であることから, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の気体の排出に至ると考えられる。この場合, 評価項目となるパラメータ(水素濃度, 酸素濃度)はほぼ0%となり, 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3.4.5参照)
	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/100 eV 酸素: 0.03 分子/100 eV	水素: 0.06 分子/100 eV 酸素: 0.03 分子/100 eV	苛酷事故時における格納容器内の条件を考慮して設定	G値の不確かさとして酸素発生量が本条件より大幅に多い場合, 格納容器内水素・酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性があり, その場合, 格納容器圧力逃し装置を使用して格納容器内の気体を排出する必要がある	G値の不確かさにより, 水素燃焼に対する評価パラメータとして重要となる酸素のG値が本条件より高い場合, 事象発生から7日後までの間に, 格納容器内水素及び酸素濃度が共に可燃領域又は爆轟領域に至る可能性がある。その場合は, 格納容器圧力逃し装置を使用して格納容器内の気体を排出することで, 評価項目となるパラメータ(水素濃度, 酸素濃度)は大幅に低下し, 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3.4.5参照)

原子炉注水開始時間の評価結果への影響

1. はじめに

今回の評価では、運転操作手順書等を踏まえ、原子炉圧力容器への注水開始時刻を事象発生から70分後としている。実際の事故対応においては原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まる可能性も想定されるが、この場合水素燃焼のリスクの観点では、原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まることで水-ジルコニウム反応による水素発生量が抑制され、相対的に酸素の濃度が高くなることで水素濃度及び酸素濃度が共に可燃限界に到達する可能性が考えられる。ここでは原子炉圧力容器への注水開始時刻が早まった場合を想定し、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通り。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。

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

3. 評価結果

評価結果を図1から図4に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。各パラメータの推移はベースケースとほぼ同等となり、事象発生から7日後の酸素濃度も5%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無い。

以 上

表1 原子炉圧力容器への注水開始時刻の変更に伴う判断基準への影響

項目	原子炉圧力容器への注水開始時刻		判断基準
	感度解析 (事象発生から30分後)	ベースケース (事象発生から70分後)	
酸素濃度 (ドライウエル)	2.3% (事象発生から168時間後)	3.9% (事象発生から168時間後)	5%以下
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)	4.6% (事象発生から168時間後)	4.0% (事象発生から168時間後)	

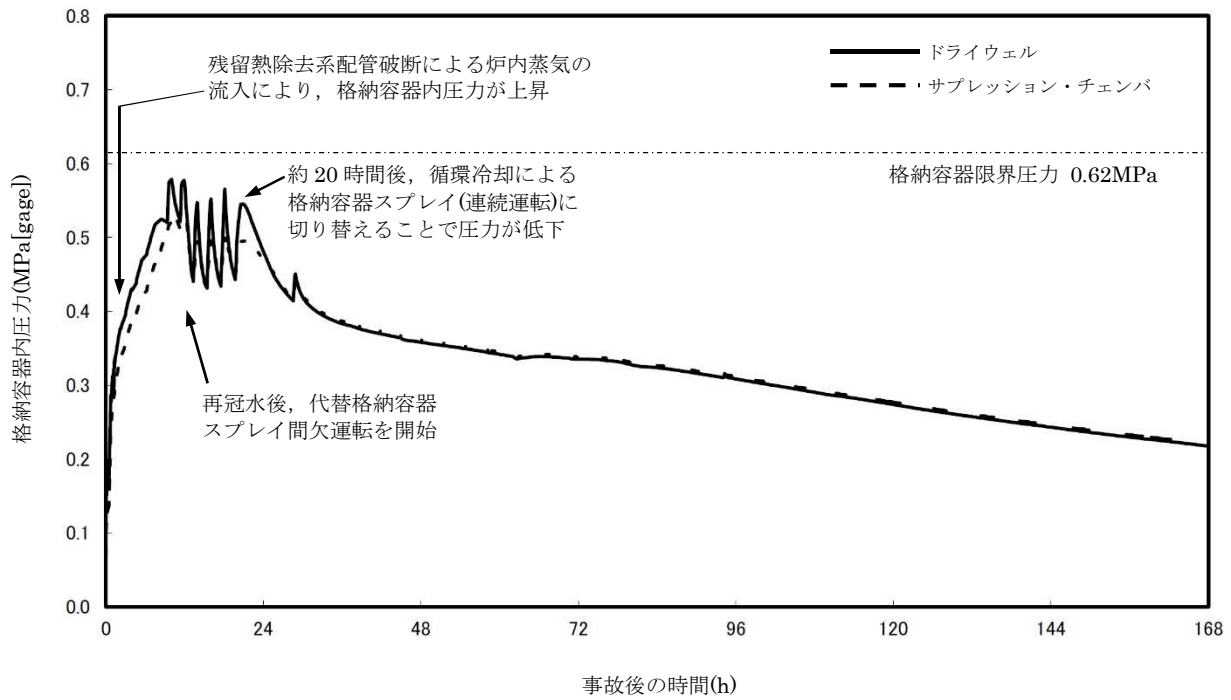


図 1 格納容器圧力の推移

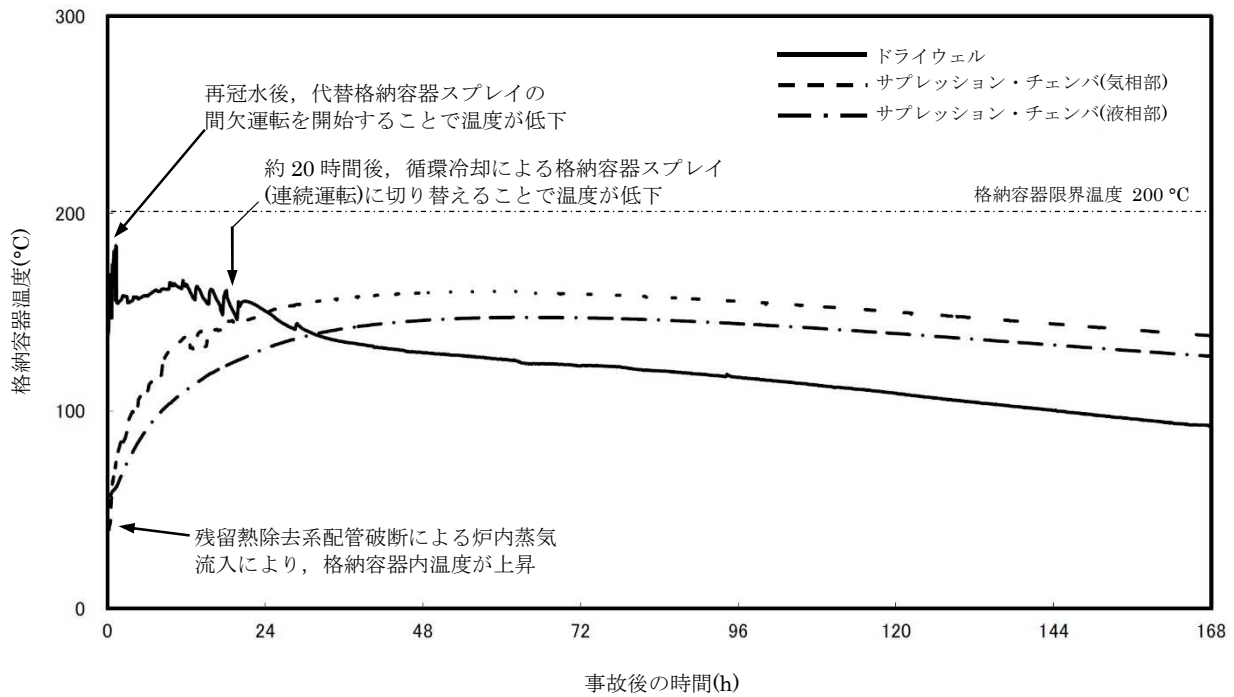


図 2 格納容器温度の推移

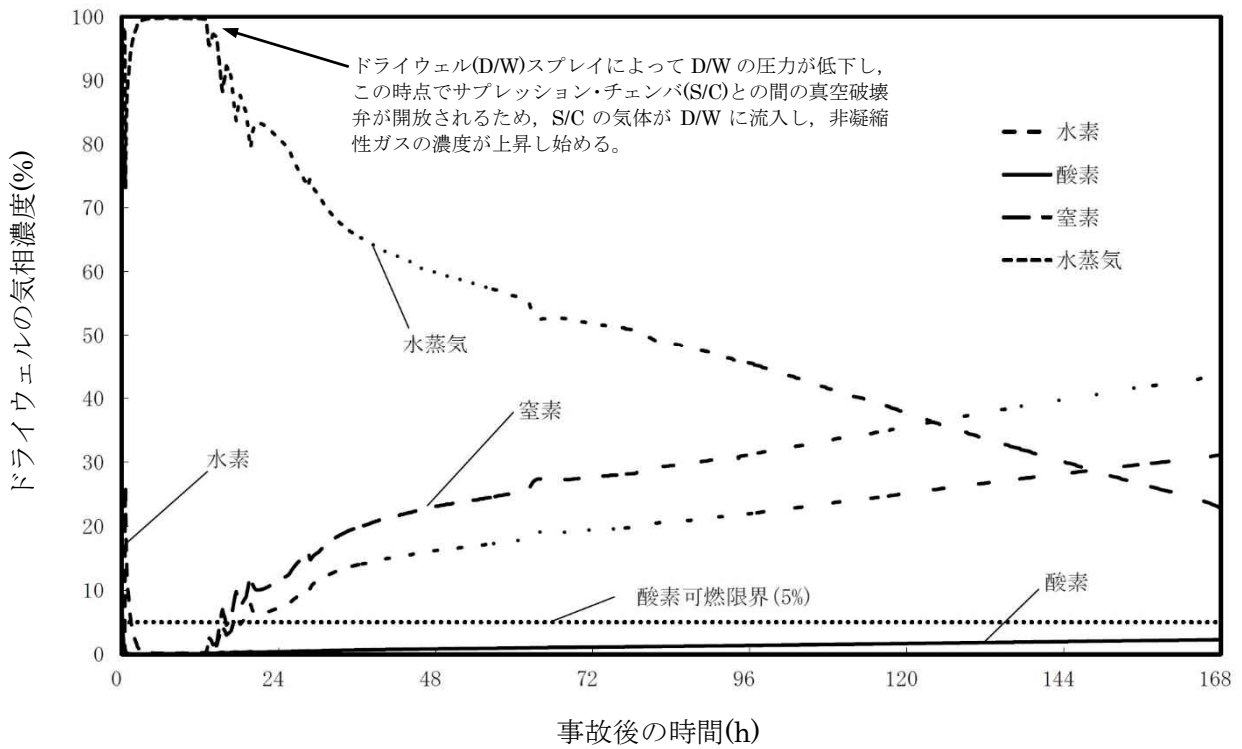


図3 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

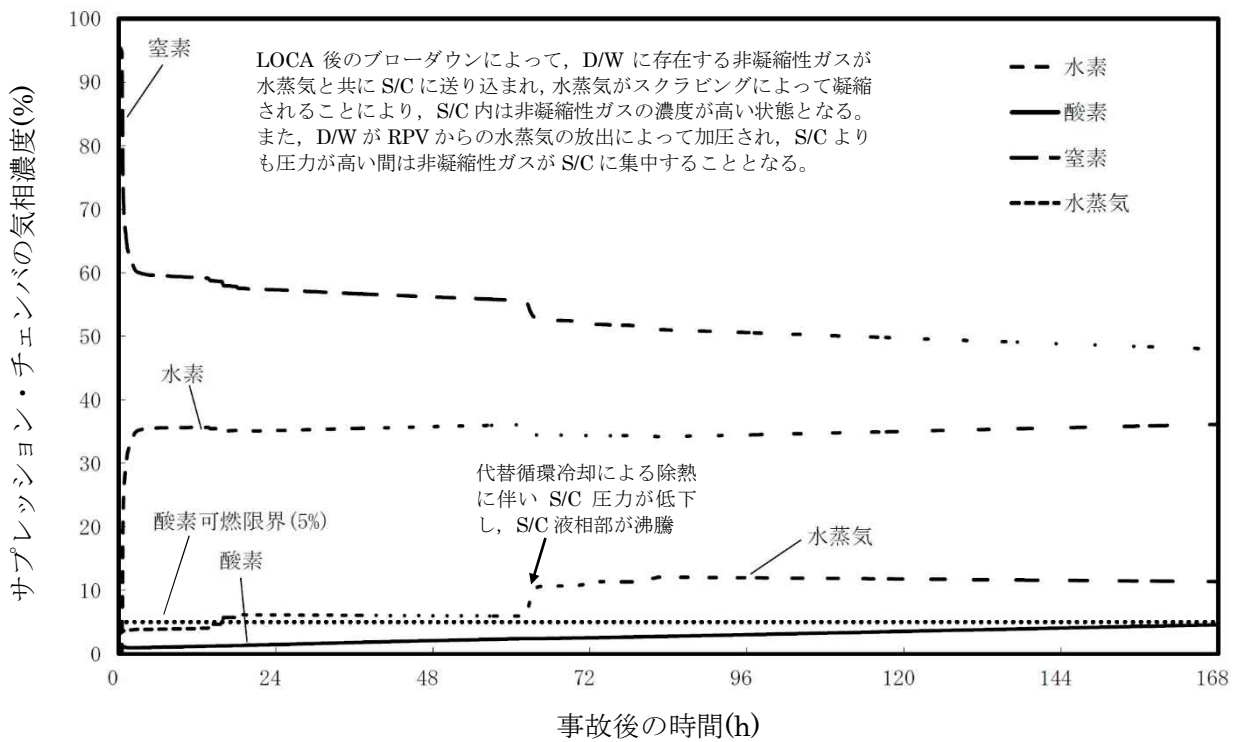


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

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

1. はじめに

今回の評価では、電力共同研究^[1,2]の結果を踏まえ、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を $G(\text{H}_2) = 0.06$, $G(\text{O}_2) = 0.03$ 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、過酷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値にはバラ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。

実際の事故対応において、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5%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。

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通り。その他の評価条件は、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 $G(\text{H}_2) = 0.4$, $G(\text{O}_2) = 0.2$ 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、過酷事故環境下ではG値が低下する傾向にあることから、過酷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。
- ・格納容器内の初期酸素濃度を1.5%とした。この値は柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の運転実績をもとに設定した。(ベースケースでは保安規定において運転上の制限として定める3.5%を用いて評価している。)
- ・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共に可燃限界を上回る場合には、格納容器圧力逃がし装置等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こととした。

3. 評価結果

評価結果を図1から図4に示す。また、評価結果のまとめを表1に示す。ウェット条件において、酸素濃度は事象発生から約71.8時間後に5%に到達した。このため、本評価では酸素濃度が5%に到達した71.8時間時点でウェットウェルベントを実施した。その結果、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を可燃限界未満に抑

制することに成功した。

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、評価項目となるパラメータである酸素濃度は、事象発生から7日が経過する前に5%に到達するが、格納容器圧力逃がし装置等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においても、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通りであっても、格納容器圧力逃がし装置等による環境中への格納容器内の気体の排出までには約71.8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等による対応が生じる場合であっても十分に対応可能な時間余裕が確保されることから、水素燃焼のリスクの観点での事故対応は十分に可能と考える。また、環境中に放出される核分裂生成物(^{137}Cs)の観点でも、大破断LOCA後により短い時間(事象発生から約38時間)で格納容器圧力逃がし装置等による排出を実施する場合について評価し、判断基準である100 TBq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等による対応は可能と考える。

以 上

表1 G値の変更に伴う判断基準への影響

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)	判断基準
酸素濃度 (ドライウエル)	事象発生から約 71.8 時間後に サプレッション・チェンバにおいて 5%に到達するが, 71.8 時間 時点でのウェットウエルベント実施によって, ドライウエル 及びサプレッション・チェンバ共に 5%未満に低減	3.9% (事象発生から 168 時間後)	5%以下
酸素濃度 (サプレッション・チェンバ)		4.0% (事象発生から 168 時間後)	

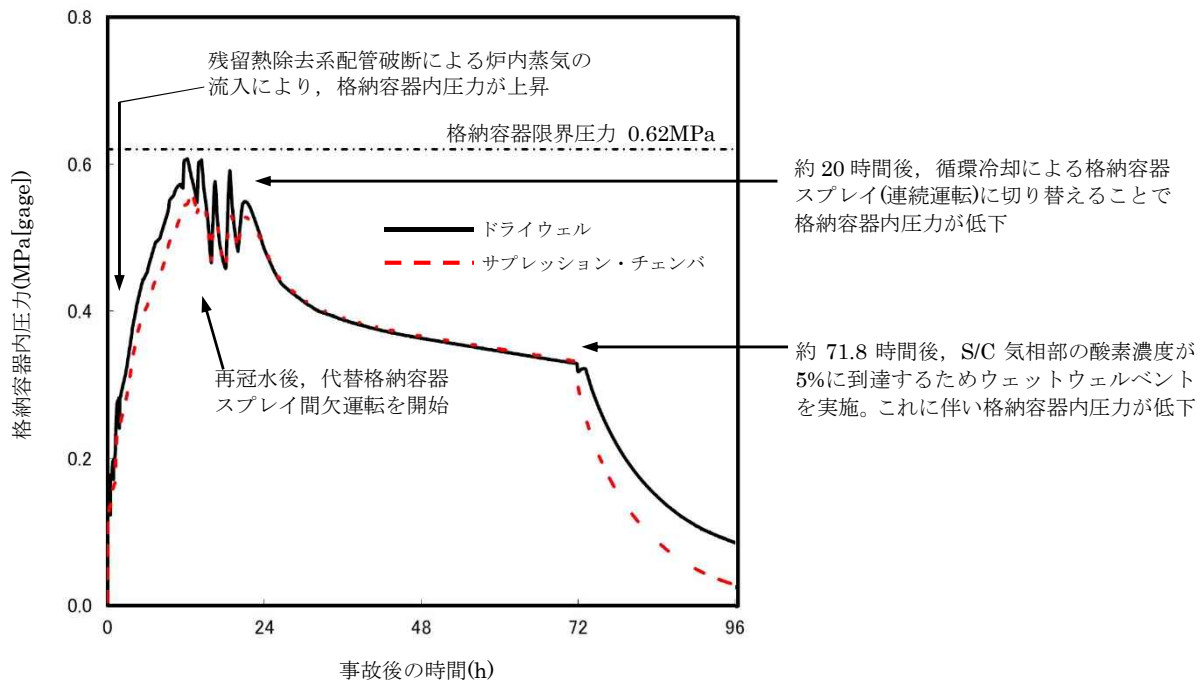


図 1 格納容器圧力の推移

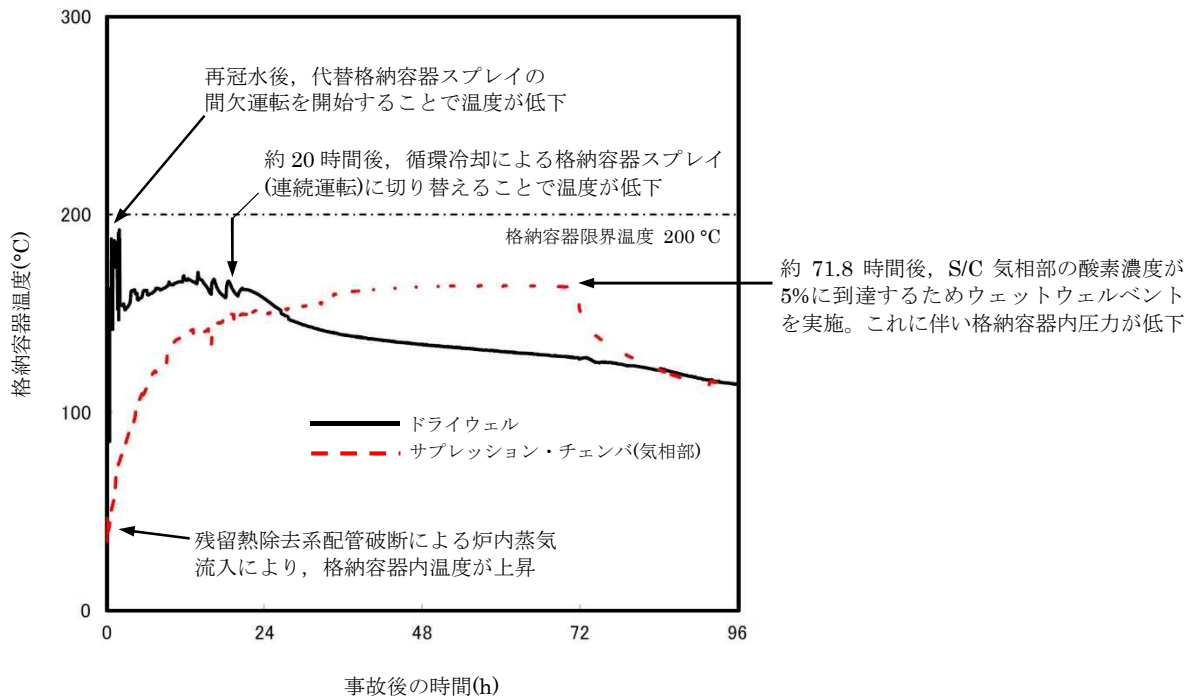


図 2 格納容器気相部温度の推移

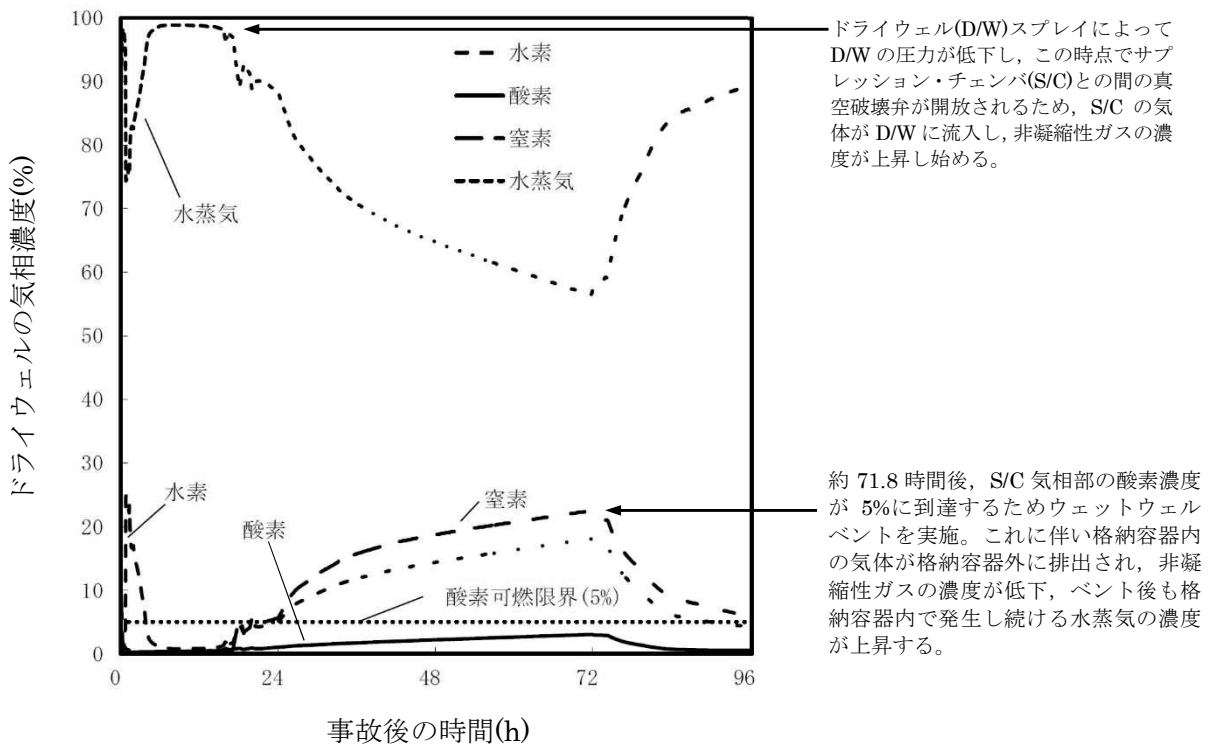


図3 ドライウェルの気相濃度の推移(ウェット条件)

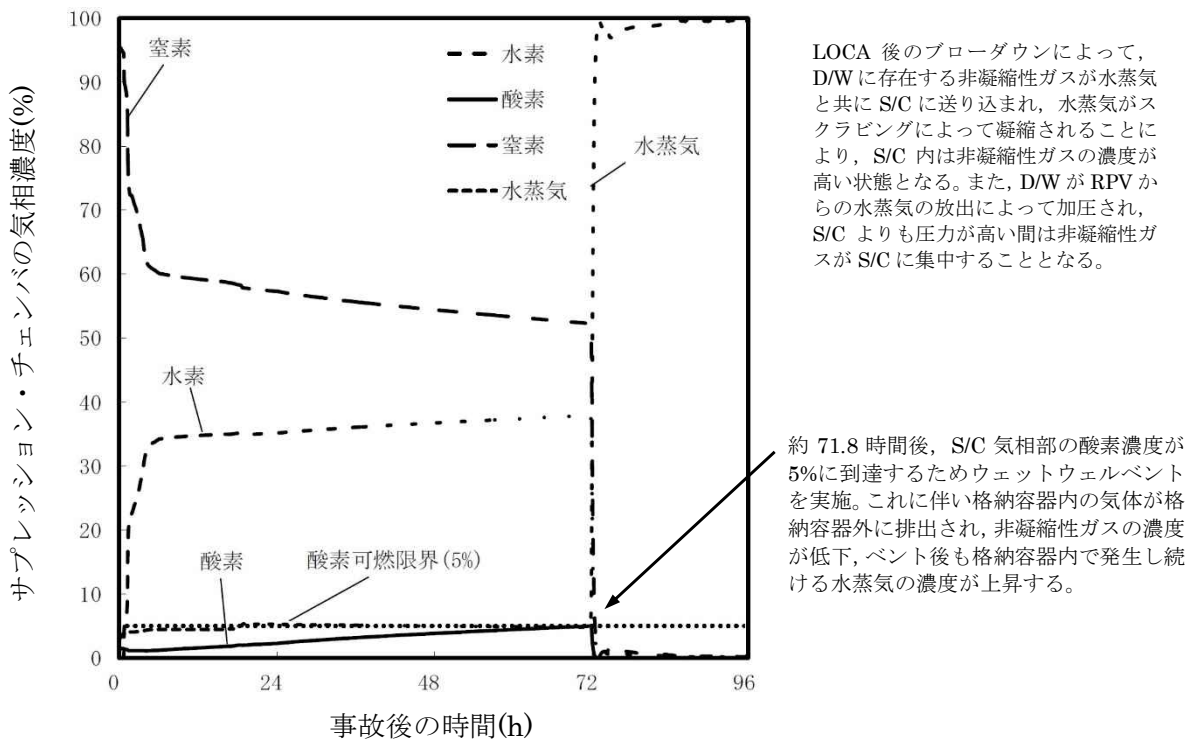


図4 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

3.5 格納容器直接接触(シェルアタック)

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「格納容器直接接触」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」からは抽出されない。これは、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉(ABWR)が RCCV 型の格納容器であり、熔融炉心がペデスタル床面に広がった場合でも、熔融炉心がペデスタル外側に流れ出て格納容器バウンダリに直接接触するおそれは無く、格納容器直接接触が構造的に発生しない格納容器破損モードと考えられるためである。

(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

3.5.1(1)の通り、格納容器破損モード「格納容器直接接触」は、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では格納容器の構造的に発生するおそれは無いと考えられるため、本モードによって格納容器が破損する場合は想定しない。

なお、原子炉圧力容器から落下した熔融炉心による格納容器下部壁面及び格納容器下部床面のコンクリートの浸食については、「3.6 熔融炉心・コンクリート相互作用」において格納容器破損防止対策の有効性を確認する。

本評価では、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第 37 条 2-3 のうち、(h)の評価項目について、格納容器の構造が有効な対策となっていることを確認した。

3.6 溶融炉心・コンクリート相互作用

3.6.1 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

本格納容器破損モードに至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、LOCA、長期TB、TBU及びTBPがある。

(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、原子炉压力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが浸食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合を想定する。

したがって、本格納容器破損モードに対しては、原子炉压力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で、溶融炉心の冷却に寄与する十分な格納容器下部の水量及び水位を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系(常設)によって崩壊熱等を上回る注水を行うことによって、格納容器破損の防止を図る。

(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、格納容器下部のコンクリートの浸食による原子炉压力容器の支持機能喪失を防止するため、格納容器下部注水系(常設)を用いた格納容器下部注水を整備する。

本格納容器破損モードに対応する対策の概略系統図を図3.6.1に、手順の概要を図3.6.2に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表3.6.1に示す。

本格納容器破損モードにおける6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策要員で構成され、合計15名である。その内訳は次の通りである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う当直長1名(6号炉及び7号炉兼任)、当直副長の2名、運転操作を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について図3.6.3に示す。

a. 原子炉スクラム確認

過渡事象「全給水喪失」が発生するとともに、本評価では、主蒸気隔離弁の閉止が重畳し、原子炉がスクラムに至る設定とした。

原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニタ等である。

b. 炉心損傷確認

高圧・低圧注水機能喪失により原子炉水位が急激に低下し、炉心が露出することで炉心

損傷に至る。

炉心損傷を確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線レベル計である。

c. 原子炉手動減圧

原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点で、注水系統が全く無い場合でも、手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧する。

原子炉の手動減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力計等である。

d. 格納容器下部への注水

原子炉への注水が無い場合、損傷炉心が炉心溶融物として下部プレナム内へ移行(リロケーション)する。

リロケーションを確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力容器下鏡部温度計である。

リロケーションを、原子炉圧力容器下鏡部温度 300 °C到達により確認した場合、原子炉圧力容器破損に備えて格納容器下部注水系(常設)により格納容器下部への注水を実施する。この場合の注水は、格納容器下部への水張りが目的であるため、注水量を制御する。格納容器下部への総注水量が 180 m³に到達した後、格納容器下部への水張りを停止する。

格納容器下部への水張りを確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量計および格納容器下部水位計である。

e. 原子炉圧力容器破損確認

原子炉手動減圧後も、原子炉への注水系統が無い場合、リロケーションが発生し、原子炉圧力容器破損に至る。原子炉圧力容器破損を直接測定する計器はないため、複数のパラメータの変化傾向により判断する。

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喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加といったパラメータの変化が生じる。

また、原子炉圧力容器破損の「判断」として、原子炉圧力の急激な低下、上部格納容器圧力の急激な増加、下部格納容器ガス温度の急激な上昇といったパラメータの変化が生じる。

これらにより原子炉圧力容器破損を判断した後は、原子炉圧力と上部格納容器圧力の差圧が「0.10 MPa[gage]」以下であること及び、下部格納容器ガス温度が飽和温度以上であることで原子炉圧力容器破損を再確認する。

f. 溶融炉心への注水

原子炉圧力容器が破損し、熔融炉心が格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系(常設)により格納容器下部への崩壊熱相当の注水を継続して行う。

格納容器下部への注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量計である。

熔融炉心の冷却が継続して行われていることを格納容器下部水位計により確認することも可能であるが、格納容器下部水位計による監視ができない場合以下の条件により把握することができる。

- 下部格納容器雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- 上部格納容器雰囲気温度が飽和温度程度で推移していること
- 格納容器内水素濃度の上昇が停止すること

これらは、短時間での判断ではなく数時間の推移により確認する。

さらに、サプレッション・チェンバ・プール水位がリターンライン高さ(NWL+約 1.5m)を超えている場合、リターンラインを通してサプレッション・チェンバ・プール水が下部格納容器に流入していることを推定することができる。

3.6.2 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

プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおりであり、事象の厳しさ(熔融炉心・コンクリート相互作用に寄与する熔融炉心のエネルギーの大きさ)に基づいて選定している。選定にあたって考慮した点は以下の通り。

- ・熔融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、格納容器下部に落下する熔融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持される TQUX, TBD, TBU 及び長期 TB を選定対象から除外した。
- ・LOCA は破断口から流出した冷却材がペDESTALに流入する可能性があり、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。
- ・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシーケンスとなる。

以上より、TQUV を熔融炉心・コンクリート相互作用への対策を評価する上でのプラント損傷状態とした。

このプラント損傷状態から展開されるシーケンスとしては、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗
- ・過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部 D/W 注水成功)+デブリ冷却失敗

- ・通常停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(下部 D/W 注水成功)＋デブリ冷却失敗
- ・通常停止＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(下部 D/W 注水成功)＋デブリ冷却失敗
- ・サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(下部 D/W 注水成功)＋デブリ冷却失敗
- ・サポート系喪失＋SRV 再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(下部 D/W 注水成功)＋デブリ冷却失敗

上記事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。さらに、プラント損傷状態が TQUV であることから、逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁再閉失敗を含まないシーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗＋(下部 D/W 注水成功)＋デブリ冷却失敗」を評価事故シーケンスとした。

本評価事故シーケンスでは、炉心崩壊熱の変化、格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水量、溶融炉心のペDESTALへの拡がり、溶融炉心と冷却水の熱伝達、溶融炉心とコンクリートの熱伝達、格納容器下部壁面及び床面の浸食量等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シビアアクシデント総合解析コード MAAP により格納容器下部壁面及び床面の浸食量等の推移を求める。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表3.6.2に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料3.6.1)

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、過渡事象「全給水喪失」が発生するものとする。

(b) 安全機能等の喪失に対する仮定

高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を想定する。更に原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水は実施しないものとする。

(c) 崩壊熱

落下する溶融炉心の量は、保守的に全炉心に相当する量とする。格納容器下部に落下する時の溶融炉心の崩壊熱は、保守的に原子炉圧力容器破損時刻よりも早い原子炉停止6時間後の崩壊熱とする。

(d) 外部電源

外部電源は使用できるものとする。

ただし、本評価事故シナリオでは、全ての原子炉注水機能に期待しないため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えない。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 原子炉スクラム信号

事象の発生と同時に原子炉スクラム信号「主蒸気隔離弁閉」が発生し、原子炉は自動停止するものとする。

(b) 逃がし安全弁

原子炉の減圧には逃がし安全弁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5%を処理するものとする。

(c) 格納容器下部注水系(常設)による水張り

原子炉圧力容器破損前に、格納容器下部注水系(常設)により、格納容器下部に水位2mの水張りを実施するものとする。

(d) 格納容器下部への注水量

原子炉圧力容器が破損して熔融炉心が格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系(常設)により格納容器下部へ崩壊熱相当の注水を行うものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員操作に関する条件は、「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に設定した。

(a) 原子炉急速減圧操作

原子炉急速減圧操作は、全ての注水機能が喪失している場合の運転手順に従い、原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から10%高い位置に到達した時点で開始する。この操作時間は5分間を考慮する。

(b) 格納容器下部への注水操作

格納容器下部への注水は、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、注水準備として、現場操作で30分間、中央制御室操作で5分間を考慮する。

(3) 有効性評価の結果

原子炉圧力、原子炉水位、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバ気体組成、サブプレッション・チェンバの水位、格納容器下部ドライウエルの水位、熔融炉心・コンクリート相互作用による格納容器床面及び壁面の浸食量の推移を図3.6.4から図3.6.12に示す。

a. 事象進展

事象発生後、高圧注水・減圧機能喪失及び低圧代替注水系(常設)にも期待しないことから、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 1.0 時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点(事象発生から約 1.4 時間後)で、手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧する。原子炉減圧後の低圧代替注水系(常設)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 7.0 時間後に原子炉圧力容器破損に至る。

原子炉圧力容器破損前の格納容器下部注水系(常設)による水張りによって、格納容器下部は 2 m の水位を確保し、格納容器下部に落下する熔融炉心を冷却する。また、熔融炉心が格納容器下部に落下した後は、格納容器下部注水系(常設)により格納容器下部へ崩壊熱相当の注水を継続的に行い、熔融炉心を冷却する。

その後は、落下した熔融炉心の冷却のために格納容器下部への注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努め、復旧後は原子炉への注水及び格納容器の冷却を実施する。

b. 評価項目等

格納容器下部への熔融炉心落下前の水張りとは熔融炉心落下後の格納容器下部への注水の継続により、格納容器下部のコンクリートの浸食量は壁面、床面ともに約 0.1 m 以下に抑えられる。

格納容器下部壁面の浸食については、約 1.67 m の厚さの内側鋼板及びコンクリート部を貫通して、外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。上記のとおり、コンクリートの浸食は約 0.1 m 以下に抑えられるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

床面の浸食については、格納容器下部の床面のコンクリート厚さが約 7.1 m であることから、浸食量は十分に小さく、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

本評価では、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第 37 条 2-3 のうち、(i)の評価項目について厳しいシーケンスを選定し、対策の有効性を確認した。

3.6.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

No. 審査-260 に対する
ご回答

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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。

熔融炉心・コンクリート相互作用では、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、熔融炉心が格納容器下部へ落下してコンクリートを浸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、熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り、熔融炉心落下後の格納容器下部への注水とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

添付資料 3.6.2 参照

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料 3.6.2 参照

(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、表3.6.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

添付資料3.6.2参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料3.6.2参照

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、これらの要因が解析上の操作開始時間に与える影響を評価する。また、操作の不確かさが操作開始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) 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響

添付資料3.6.2参照

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

添付資料3.6.2参照

(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する。

(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、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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、操作時間には十分な時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

3.6.4 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「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.6.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり15名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の51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「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2)資源の評価条件」の条件にて評価した。その結果を以下に示す。

a. 水源

熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水量は180 m³である。その後、崩壊熱相当の注水をするが、毎時数十m³程度である。この水源である復水貯蔵槽及び淡水貯水池で合計約19,700 m³保有していることから、水源が枯渇することはない。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応が可能である。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、外部電源喪失を仮定し、非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定する。事象発生後7日間、非常用ディーゼル発電機が全出力で運転する場合、約750,960 Lの軽油が必要となる。

6号炉及び7号炉の各軽油タンクで軽油約1,020,000 L(発電所内で軽油約5,344,000 L)の軽油が使用可能であることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給を7日間継続可能である。

c. 電源

外部電源の喪失は想定していないが、外部電源喪失を仮定し、非常用ディーゼル発電機による電源供給を想定する。重大事故等対策時に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、重大事故等対策設備への電源供給が可能である。

3.6.5 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、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが浸食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失する場合を想定した。

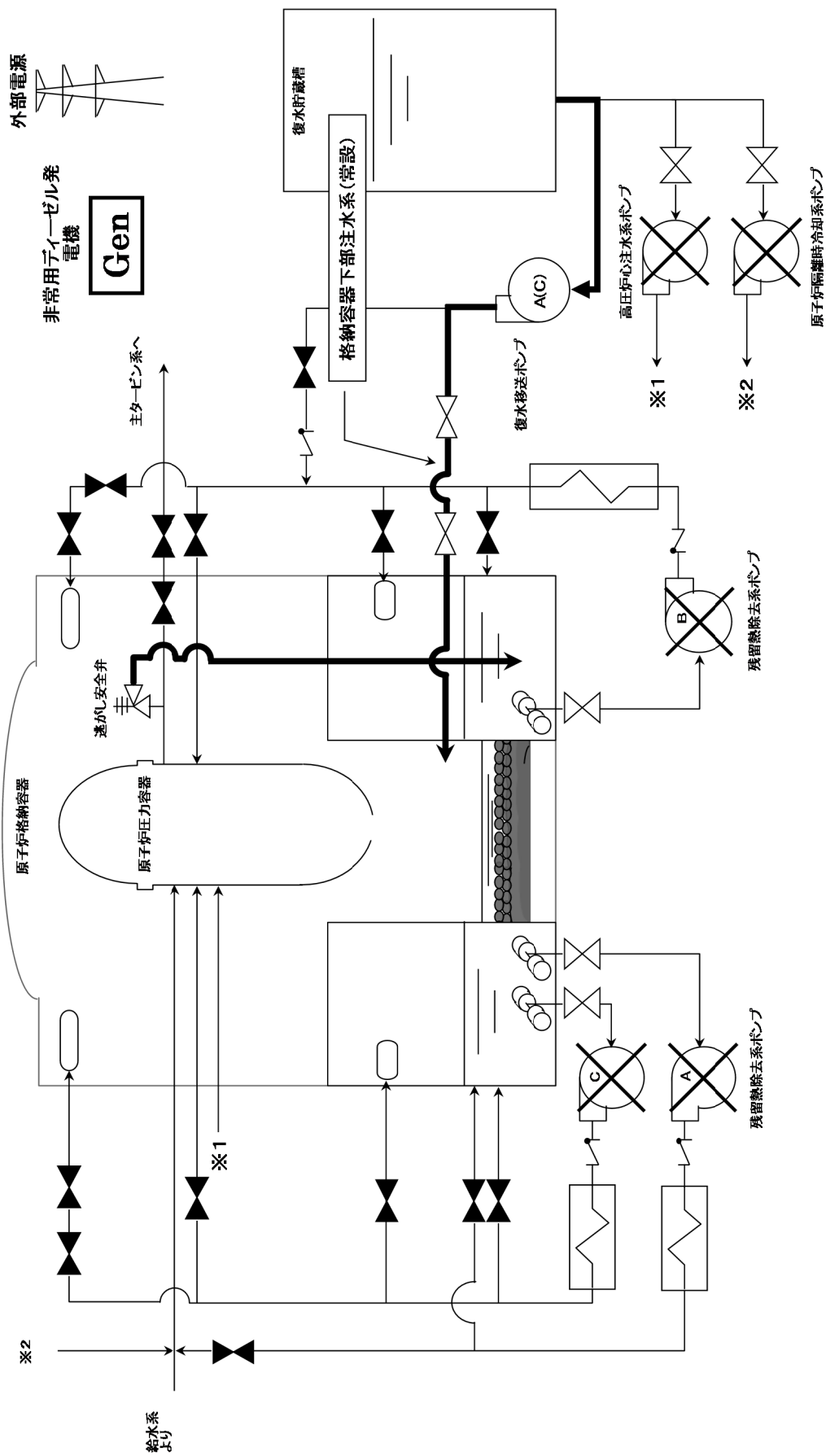
格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、事象の厳しき(溶融炉心・コンクリート相互作用に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ)に基づいてプラント損傷状態を選定した上で、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい、過渡事象を起因とするシーケンスを選定した。さらに、プラント損傷状態がTQUVであることから、逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁再閉失敗を含まないシーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(下部D/W注水成功)+デブリ冷却失敗」を評価事故シーケンスとして有効性評価を行った。

上記の場合においても、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により、溶融炉心の冷却が可能である。その結果、コンクリートの浸食量は壁面、床面ともに約0.1 m以下に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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、時間操作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、当直長、当直副長、運転員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、選定した評価事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策が有効であること確認した。これを以って格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。



重大事故等対策概略系統図
(速がし安全弁・格納容器下部注水系(常設))

図 3.6.1 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」時の使用系統概要

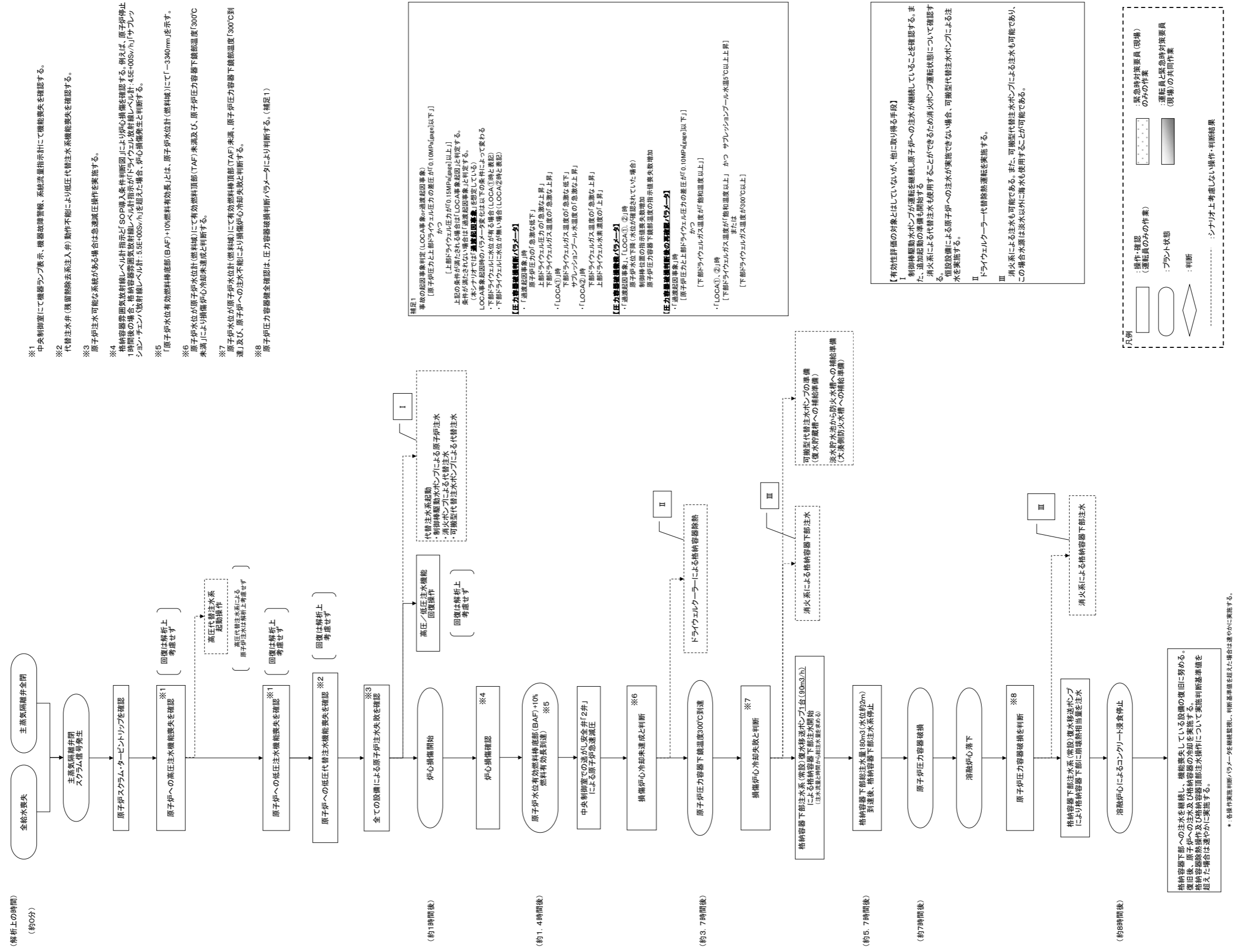


図 3.6.2 溶融炉心・コンクリート相互作用時の対応手順の概要

溶融炉心・コンクリート相互作用

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（時間）												備考				
	運転員 （中操）		運転員 （現場）		緊急時対策要員 （現場）			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12					
	6号	7号	6号	7号	6号	7号																		
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	-	-	-	-	・全給水喪失確認																	
							・原子炉スクラム・タービントリップ確認	10分																
							・全ての原子炉注水機能喪失確認																	
原子炉注水機能喪失調査、復旧操作 （解析上考慮せず）	-	-	-	-	-	-	・給水系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心注水系、残留熱除去系 機能回復																	対応可能な要員により、対応する
格納容器下部注水系 準備	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・格納容器下部への注水準備				5分													
	-	-	2人 C,D	2人 c,d	-	-	・現場移動 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分																
原子炉急速減圧操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・逃がし安全弁 2弁 手動開放操作		5分															
格納容器下部注水系操作	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損前の初期注水																	総注水量180m ³ 到達後停止
	(1人) A	(1人) a	-	-	-	-	・原子炉圧力容器破損後の格納容器下部注水																	格納容器下部に崩壊熱相当量を継続注水
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	2人 C,D	2人 c,d	0人																			

()内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 3.6.3 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」時の作業と所要時間

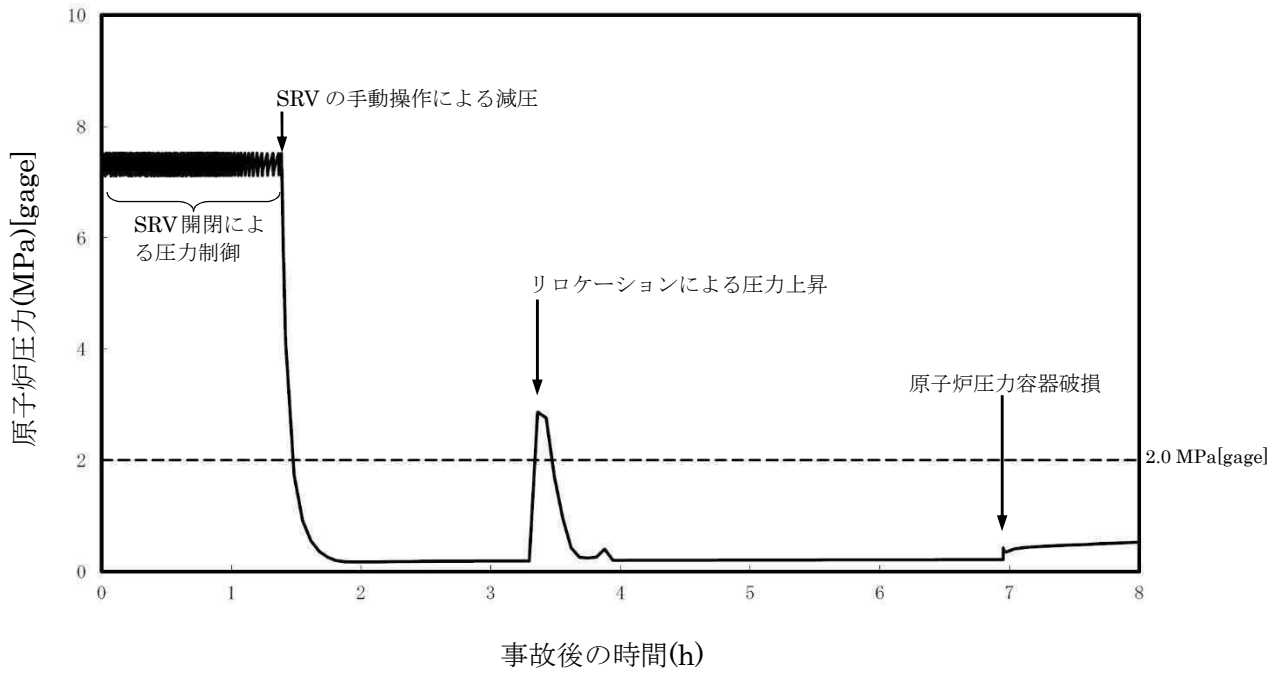


図 3.6.4 原子炉圧力の推移

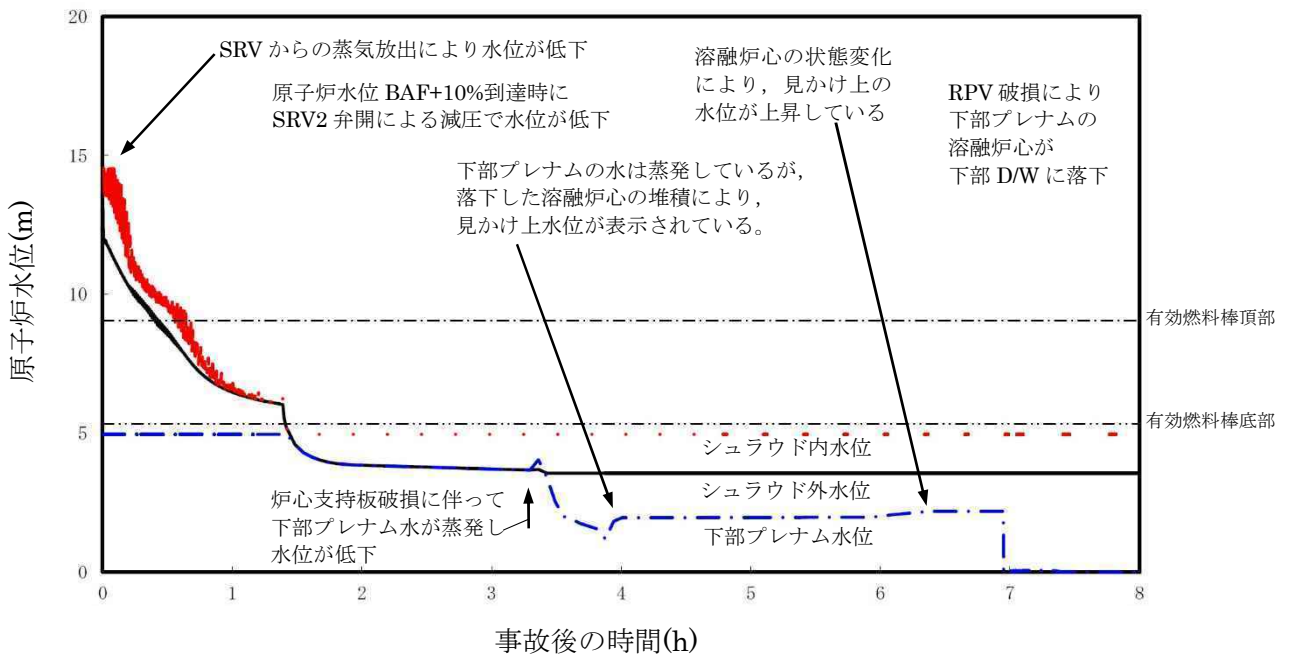


図 3.6.5 原子炉水位の推移

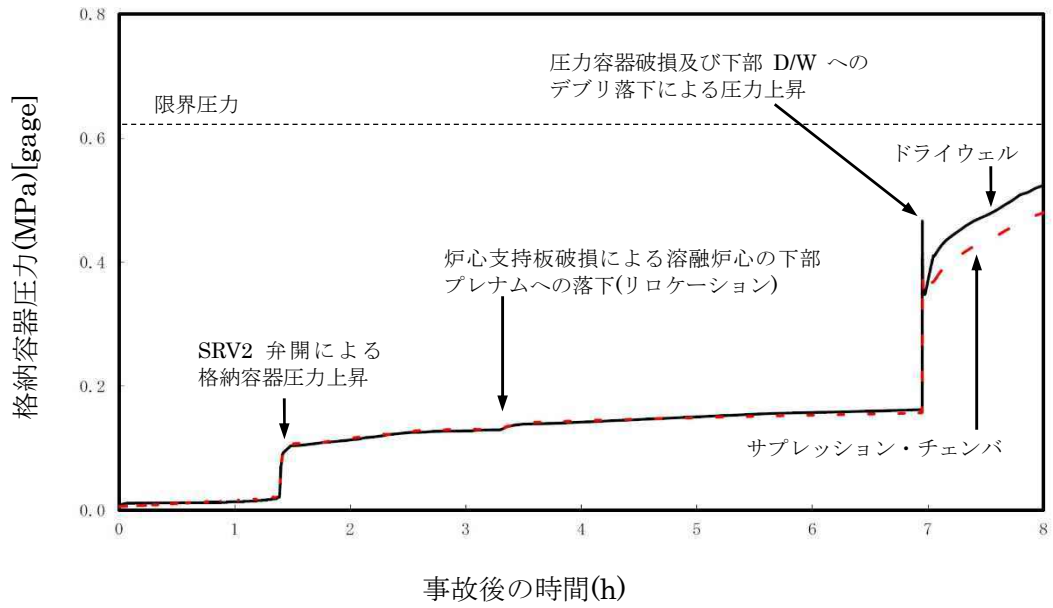


図 3.6.6 格納容器圧力の推移

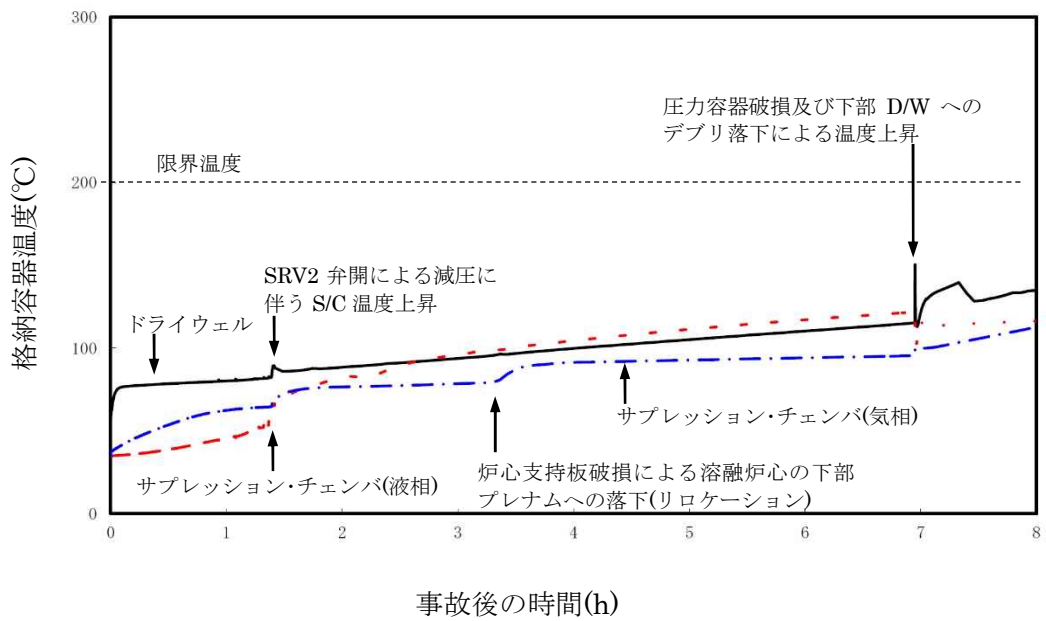


図 3.6.7 格納容器温度の推移

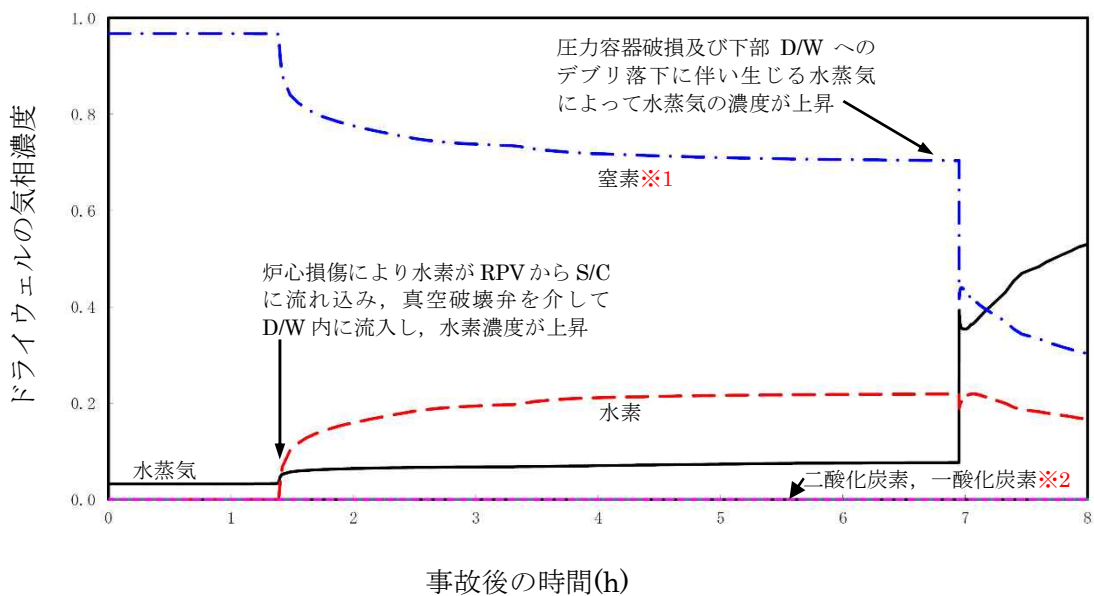


図 3.6.8 ドライウエルの気体濃度の推移(ウェット条件)

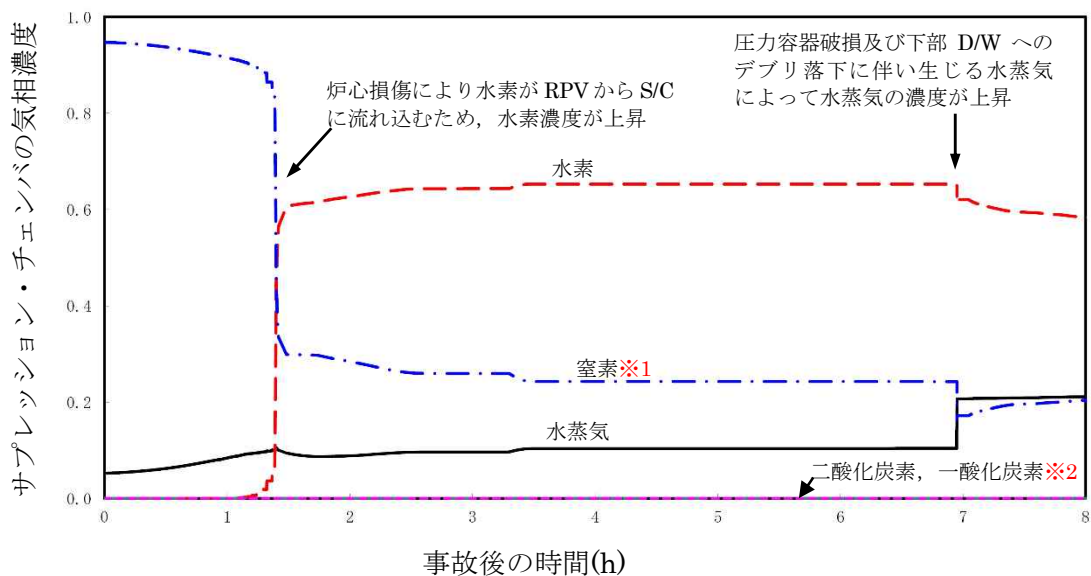


図 3.6.9 サプレッション・チェンバの気体濃度の推移(ウェット条件)

※1 本事象では、格納容器内の酸素濃度を窒素濃度を含めて評価している。なお、運転中、酸素濃度は3.5%以下に制限されており、事象発生後の水-ジルコニウム反応による水素や水蒸気の発生によって更に酸素濃度は低下することまた、水の放射線分解による酸素の濃度上昇は非常に緩やかであることから、酸素濃度の上昇による水素燃焼のリスクは、本事象において確認している時間間隔では問題とされない。

※2 溶融炉心・コンクリート反応による発生を考慮。

No.審査-274 に対するご回答

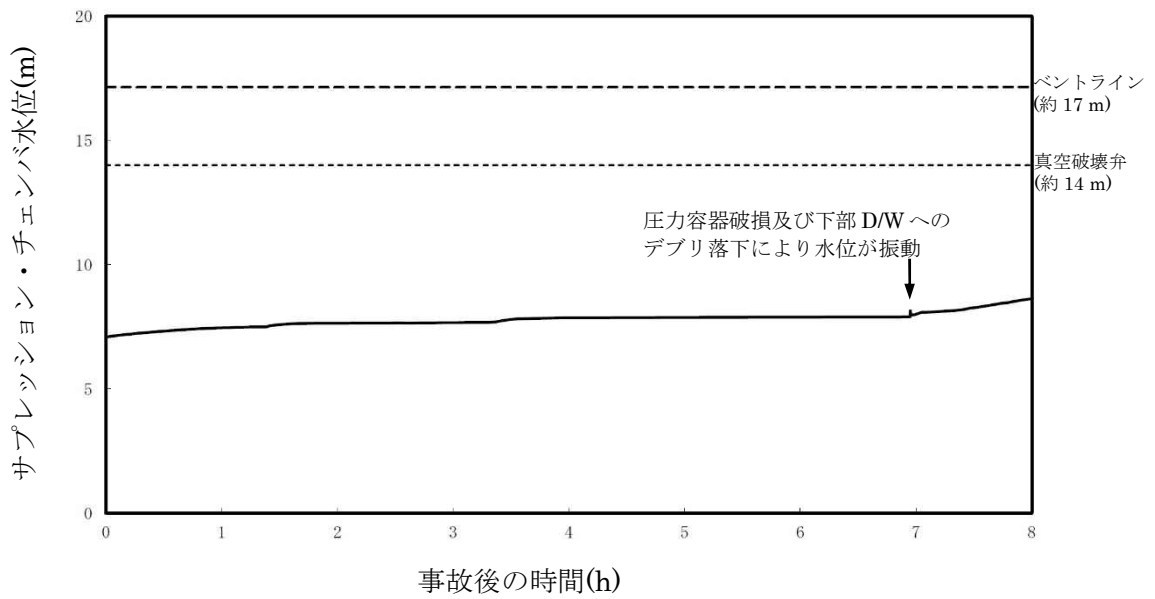


図 3. 6. 10 サプレッション・チェンバ水位の推移

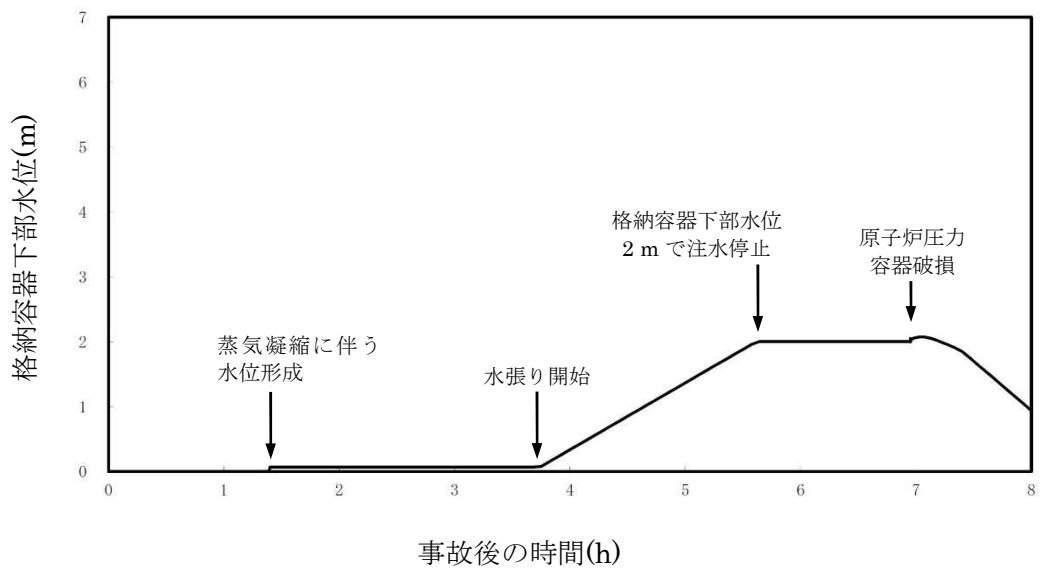


図 3. 6. 11 格納容器下部水位の推移

No.審査-300 に対する
ご回答

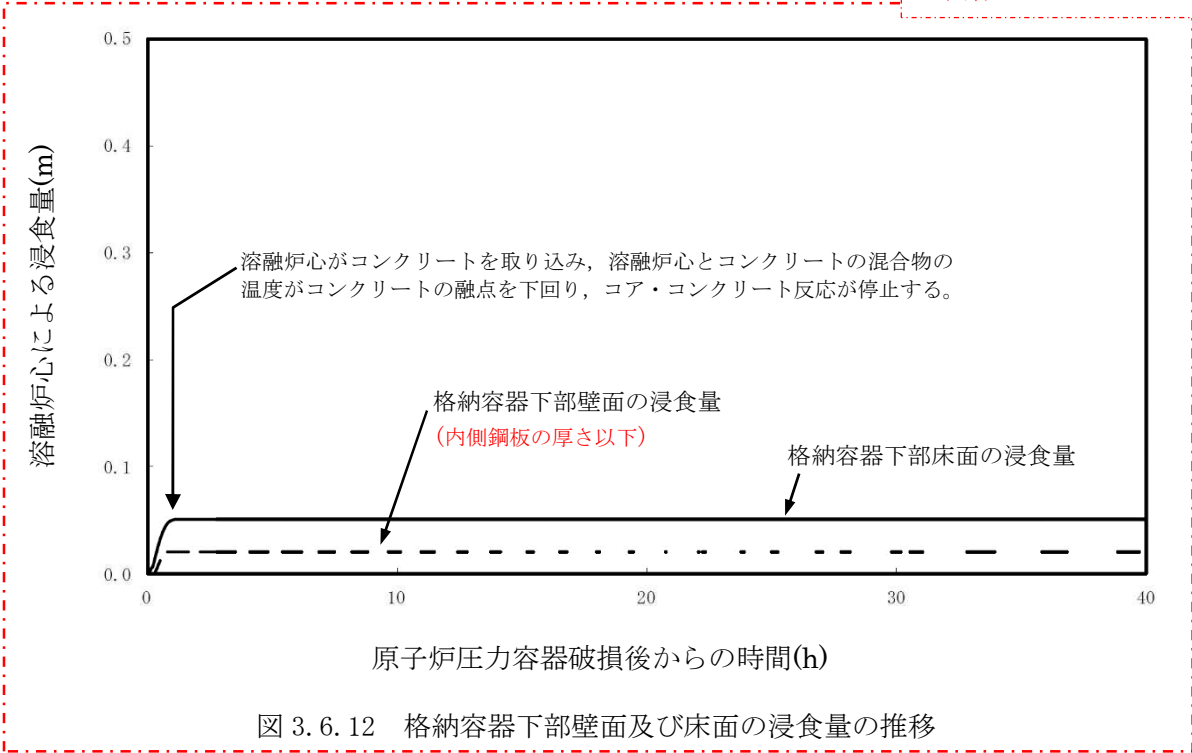


表 3.6.1 溶融炉心・コンクリート相互作用時における重大事故等対策について

判断及び操作	操作	有効性評価上期待する事故対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム確認	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し、原子炉がスクラムすることを確認する。	—	—	平均出力領域モニタ 起動領域モニタ【SA】
炉心損傷確認	原子炉注水機能喪失により原子炉水位は急激に低下し炉心が露出することで炉心損傷に至ることを確認する。	—	—	格納容器内雰囲気放射線レベル計【SA】
原子炉手動減圧	原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点で、注水系統が全く無い場合でも、手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧する。	逃がし安全弁	—	原子炉水位計(燃料域)【SA】 原子炉圧力計【SA】
格納容器下部への注水	原子炉への注水が無いためリロケーションに至る。リロケーションを原子炉圧力容器下鏡部温度計 300 °C到達により確認し、格納容器下部への注水を開始する。格納容器下部への注水張りが目的のため、注水総流量が 180 m ³ に到達した後、格納容器下部への注水を停止する。	復水移送ポンプ【SA】	—	原子炉圧力容器温度計【SA】 復水補給水流量計(原子炉格納容器)【SA】 格納容器下部水位計【SA】
原子炉圧力容器破損確認	原子炉手動減圧後も、原子炉への注水系統は確保できないうえ、原子炉圧力容器破損に至ることを確認する。	—	—	原子炉水位計(燃料域)【SA】 原子炉圧力容器温度計【SA】 原子炉圧力計【SA】 格納容器内圧力計【SA】 格納容器温度計【SA】
溶融炉心への注水	原子炉圧力容器破損により溶融炉心が格納容器下部に落下した後、格納容器下部へ崩壊熱相当の注水を継続して行う。	復水移送ポンプ【SA】	—	復水補給水流量計(原子炉格納容器)【SA】

【SA】：重大事故等対処設備

表 3.6.2 主要解析条件(熔融炉心・コンクリート相互作用)(1/3)

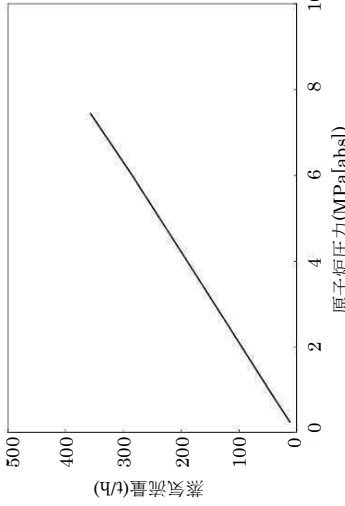
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	—
原子炉熱出力	3,926 MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07 MPa [gage]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位	通常運転時原子炉水位として設定
炉心流量	52,200 t/h	定格流量として設定
燃料	9×9 燃料 (A 型)	—
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33 GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10 %の保守性を考慮
格納容器容積(ドライウエル)	7,350 m ³	内部機器, 構造物体積を除く全体積
格納容器容積(ウエットウエル)	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	必要最小空間部体積 必要最小プール水量
真空破壊装置	3.43 kPa (ドライウエル-サブプレッ ション・チェンバ間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッションプール水位	7.05 m (NWL)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
サブプレッションプール水温	35 °C	通常運転時のサブプレッションプール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5 kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57 °C	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50 °C (事象開始 12 時間以降は 45 °C, 事象開始 24 時間以降は 40 °C)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件

表 3.6.2 主要解析条件(溶融炉心・コンクリート相互作用)(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
溶融炉心からプール水への熱流束	800 kW/m ² 相当	過去の知見に基づき事前水張りの効果を考慮して設定
	初期条件	No. 審査-288 に対するご回答
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
	コンクリート以外の構造材の扱い	リブ鋼板については、コンクリートによって周囲を囲まれており、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。 ベント管を考慮する場合は、管内の水による除熱効果が考えられるため、ベント管については保守的に考慮しないものとした。
起因事象	全給水喪失	全給水喪失が発生するものとして設定
安全機能等の喪失に対する仮定	高圧注水機能, 低圧注水機能 低圧代替注水系(常設)機能喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を, 低圧注水機能として低圧注水系及び低圧代替注水系(常設)の機能喪失を設定
	崩壊熱	保守的に全炉心に相当する量として設定 原子炉圧力容器破損時刻よりも早い時間として設定
外部電源	落下する溶融炉心の量: 全炉心に相当する量 溶融炉心の崩壊熱: 原子炉停止 6 時間後の崩壊熱	本評価事故シナキセスでは、溶融炉心・コンクリート反応の抑制に備えた事故対応として、格納容器下部ドライウエルへの注水が生じるが、外部電源が無くとも非常用 D/G からの給電によって注水可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響を与えない。仮に全交流動力電源喪失を想定しても、常設代替交流電源設備からの給電には十分な時間余裕があるため、非常用 D/G の有無についても評価に影響する条件とはならない。これを踏まえ、外部電源についてはありとして設定
	外部電源あり	
事故条件		

表 3.6.2 主要解析条件 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁の閉止	全給水喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し、原子炉がスクラムに至る設定とした。
主蒸気逃がし弁	2 弁 7.51 MPa [gage] × 1 個, 363 t/h/個 7.58 MPa [gage] × 1 個, 367 t/h/個 7.65 MPa [gage] × 4 個, 370 t/h/個 7.72 MPa [gage] × 4 個, 373 t/h/個 7.79 MPa [gage] × 4 個, 377 t/h/個 7.86 MPa [gage] × 4 個, 380 t/h/個	主蒸気逃がし弁の設計値として設定 <原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気量の関係> 
原子炉急速減圧操作 溶融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り 溶融炉心落下後の格納容器下部への注水量	原子炉水位が燃料棒の有効長の底部から 10 %高い位置に到達した時点で開始 原子炉圧力容器下鏡部温度が 300 °C に到達した時点で開始。90 m ³ /h で 2 時間注水し、格納容器下部に水位 2 m の水張りを行う。 崩壊熱相当の注水	運転操作手順書を踏まえて設定 運転操作手順書を踏まえて設定 運転操作手順書を踏まえて設定
重大事故等対策に関連する機器条件		
重大事故等対策に関連する操作条件		

溶融炉心-コンクリートの相互作用の評価に関わる条件の考え方について

1. まえがき

溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI: Molten Core Concrete Interaction, 以下, 「MCCI」)が継続すると, 格納容器構造の侵食や非凝縮性ガス(水素等)の発生による格納容器過圧により格納容器破損に至る可能性があるため, 重要な格納容器破損モードと考えられており, 種々の試験や解析モデルが開発されている。

MCCI の緩和対策としては, 溶融炉心落下後の注水以外には, 溶融炉心落下前にペDESTALに事前に水を張っておく対応が効果的とされている。これは, 事前水張りにより, 溶融炉心が落下の際に水中で粒子化されて一部がクエンチするとともに, 粒子状デブリベッドとして堆積するため, デブリの冷却性が向上するためである(図1 参照)。

本資料では, MCCI の評価の中で重要と考えられる溶融炉心からの除熱の考え方を整理し, 本評価でデブリ上面からプール水への熱流束を 800 kW/m^2 としていることの妥当性について確認した。

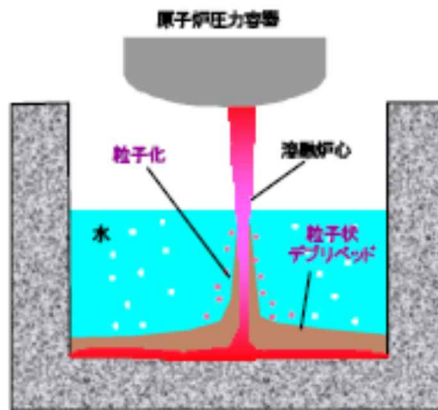


図1 ペDESTAL初期水張りによるデブリ粒子化の概念図

2. 現象の概要

MCCI は, 溶融炉心が原子炉压力容器下部を溶融貫通して格納容器床面に落下し, 床面のコンクリートと接触した場合に発生し, 高温の溶融炉心によりコンクリートが熱せられて熱分解することで溶融侵食される現象である。侵食が継続した場合, 格納容器バウンダリの破損や格納容器内支持機能の喪失に至る可能性がある。また, コンクリートの熱分解により発生する水蒸気および二酸化炭素は, 溶融炉心内を通過する間に未酸化金属成分と反応して水素や一酸化炭素等の非凝縮性の可燃性ガスを発生させる。

MCCI を停止するためには, 落下した溶融物(コリウム)を冷却し, コンクリート温度を侵食温度(約 1500 K)以下にすることが有効である。柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では, 炉心損傷後に压力容器下部ヘッドの温度上昇を検知した後にペDESTALに水張りを行い, 压力容器下部が破損して溶融炉心が落下した際の溶融炉心の冷却を促進することで MCCI を緩和する対策を採っている。ペDESTAL部に落下した溶融炉心は, 水中を落下する際に, 一部は水中でエントレイン(細粒化)され, 残りはペDESTAL床面に堆積して溶融プールを形成する。エントレインされたデブリの粒子は, 水と膜沸騰熱伝達しながら水中を浮遊するが, やがてクエンチして溶融プール上に堆積し, 粒子状ベッドを形成する。

ペDESTAL床に堆積した溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しているが、溶融炉心上のプール水やコンクリートへの伝熱により徐々に冷却され、溶融炉心温度が低下するにつれて徐々に固化する。溶融炉心の冷却の過程では、中心に溶融プール(液相)、外周部にクラスト(固相)が形成される。上部クラストの上のプール水との伝熱は粒子状ベッドを介して行われ、その冷却効率は、粒子状ベッドの冷却性に依存すると考えられている。ペDESTALの溶融炉心と接触しているコンクリートは、溶融炉心からの熱で加熱され、その温度が融点を上回ると融解し侵食される。この際には溶融炉心とコンクリートの反応によってガス(水蒸気及び二酸化炭素)が発生し、このガスが溶融炉心に混入して未酸化のZrにより還元されることで、水素や一酸化炭素が発生する。

3. 知見の整理

本章では、MCCIに関する試験で得られた知見を整理する。整理の結果を表1に示す。表1に示す試験により得られた知見は以下の通り。

<溶融炉心落下前に水張りをしている場合>

- ・ 粒子化割合は、ほとんどの試験でプール水深に依存している。高压の飽和水を用いた試験において水深1 m程度とした場合の落下コリウムは約50%が粒子化した。また、コリウムに少量の金属Zr(4.1wt%)を含めた場合の試験及び低压のサブクール水を用いた試験において水深0.4~2 mとした場合の落下コリウムは100%近くが粒子化した。(COTELS試験(FCI), FARO試験, DEFOR試験)
- ・ 粒子径は比較的大きく、3.2~4.8 mmの範囲であり、試験パラメータ(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。(FARO試験)
- ・ 平均ポロシティは0.55~0.7程度の値が得られた。(DEFOR試験)

<溶融炉心落下前には水張りを行わず、溶融炉心落下後に注水を行う場合>

- ・ 多くの場合、溶融物の上面に強固な安定クラストが形成されることで溶融物の冷却効果が阻害され、注水後もコンクリートの侵食が継続した。(SWISS試験, MACE試験, WETCOR試験)
- ・ 一方、COTELS試験(MCCD)では、他の試験と異なり、コンクリートの侵食が停止した。その理由として壁側の浸食部や塊状デブリに形成された流路に浸水し、デブリが冷却された可能性が考えられている。また、OECD/MCCI試験ではMCCIで発生するガスの噴出が安定クラストの形成を阻害し、熱伝達を促進すること、過渡的にクラストは破碎し、クラスト内部への水の侵入が起こることが分かった。
- ・ コリウムの上の水プールへの熱流束は、SWISS試験では800 kW/m²程度、WETCOR試験では溶融時には520 kW/m²程度、凝固時には200 kW/m²程度、COTELS試験では100~650 kW/m²程度である。これらの熱流束は限界熱流束よりも低い。この理由としてはMCCIが進行することで壁等に固定化されたクラスト(安定クラスト)と溶融プールの間に空洞が発生し、クラストと溶融プールが分離された状態となつて伝熱を阻害する可能性が考えられる。なお、MACE試験では、注水初期に限り1000 kW/m²を超える高い熱流束も観測されている。

<溶融炉心落下前には水張りを行わず、溶融炉心落下後も注水を行わない場合>

- ・ 溶融炉心の熱によりコンクリートの侵食が著しく進む。(ACE試験, SURC試験)

表 1 国内外の MCCI 試験に関するまとめ

試験名	実施者	目的	試験方法	試験条件	デブリの組成	デブリの過熱	コンクリート	結果
FARO試験	イタリア JRC-ISPR	圧力容器内を対象に溶融物が水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生を調べることを目的としたし、低圧条件でも実施	高圧条件と低圧条件で UO ₂ 混合物を溶融させ、水プールに落下させ、粒子化について確認する。	初期に水張り有り(注水有り)	UO ₂ 混合物 (ZrO ₂ 含む)	—	—	・ 粒子化割合は、ほとんどの試験でプール水深に依存し、高圧飽和水試験の水深 1m 程度で落下コリウムの約 50% が粒子化したが、コリウムに少量の金属 Zr (4.1 wt%) の場合と低圧のサブプール水深の試験では 100% 近くが粒子化した。 ・ 粒子の質量中央径は比較的大きく、3.2~4.8 μm の範囲であり、試験パラメータ(初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブプール水深)にあまり依存しない。
DEFOR 試験	スエーデン KTH	溶融物の粒子化に関わり、水サブプール、水深、メルト成分、過熱度等の影響を調べる目的	試験装置は誘導加熱炉、メルト容器、冷却タンクより成り、冷却タンクはガラス張り粒子化の観察が可能となっている。溶融物をメルト容器下部のノズルから重力落下により水中に落下させ、状態を観察する。	初期に水張り有り(注水有り)	CaO-B ₂ O ₃ や W ₂ O ₃ -CaO の酸化物	誘導加熱	—	平均ボロシティは 0.55~0.7 程度の値が得られた。
COTELS 試験	日本(財)原子力発電技術機構 (NUPEC)	溶融物の粒子化に関わり、水サブプール、水深、メルト成分、過熱度等の影響を調べる目的	試験装置は、UO ₂ 混合物を溶融させる電気炉とその下に溶融物と水との相互作用を調べるメルトタンクより構成されている。溶融コリウム/水/コンクリート間の相互作用を調べる事が可能。	初期に水張り有り(注水有り)	UO ₂ コリウム (TMI 事故相当から金属量を増やしたもの)	直接通電による加熱	玄武岩系	粒子化量に関しては、水深 0.4~0.9m においても、ほとんど (90% 以上) が粒子化している。
WETCOR 試験	米国防立エネルギー研究センター (SNL)	コンクリートに落下した UO ₂ コリウムに注水する MCCI の調査	円筒中でコンクリートと加熱した UO ₂ コリウムを反応させ、その後、注水/スプレイズすることでコンクリートの浸食状態や溶融物の変化を確認する。	初期はドライ(注水有り)	UO ₂ コリウム (TMI 事故相当から金属量を増やしたもの)	誘導加熱	玄武岩系	浸食深さは 2cm 程度であり、浸食は停止した。その要因として塊状デブリに形成された海路への湯水が考えられている。 溶融物から水プールへの熱流率は 100~650 kW/m ² 程度であったが、これからの熱流率は限界熱流率よりも低く、水がさらに高い除熱能力を有する可能性があることが示唆されている。
MACE 試験	米国防立エネルギー研究センター (EPRI)	MCCI 挙動に及ぼす水プールの影響を調べる	円筒中でコンクリートと加熱した溶融物を反応させ、その後、注水することでコンクリートの浸食状態や溶融物の変化を確認する。	初期はドライ(注水有り)	塊状デブリ (Al ₂ O ₃ , CaO, SiO ₂ の混合物)	直接通電による加熱	石灰岩系	SWISS 試験と同様に、溶融物の上面に強固なクラストが形成され溶融物の内部に水が浸入しにくくなっていることにより、コンクリートの浸食は継続した。 溶融物から水プールへの熱流率は 520 kW/m ² 程度、凝固時には 200 kW/m ² 程度であったと報告されている。
OEGD/MCCI 試験	米国防立エネルギー研究センター (ANL)	MCCI 挙動に及ぼす水プールの影響を調べる	円筒中でコンクリートと加熱した溶融物を反応させ、その後、注水することでコンクリートの浸食状態や溶融物の変化を確認する。	初期はドライ(注水有り)	塊状デブリ (実機相当の UO ₂ と ZrO ₂ の混合物)	直接通電による加熱	石灰岩系、イロ系	安定クラストが形成されデブリの冷却が阻害される結果となった。 デブリの長期的な冷却に際しては、クラストに生じる亀裂等への浸水及びコンクリート分解ガスによるクラスト開口部からのデブリの噴出が確認されている。
SWISS 試験	米国防立エネルギー研究センター (SNL)	個々のデブリ冷却メカニズムを定量的に解明すること	円筒中でコンクリートと加熱した溶融物を反応させ、その後、注水することでコンクリートの浸食状態や溶融物の変化を確認する。	初期はドライ(注水有り)	デブリ模擬溶融物 (UO ₂ , ZrO ₂ の混合物)	直接通電による加熱	ケイ酸系	以下の知見が得られている。 ・ クラスト噴出は、安定なクラストの形成を阻害し、熱伝達を促進する。 ・ クラストの亀裂により冷却水が侵入し得る。 ・ 溶融物の噴出により、多孔質の粒子状ベッドが形成される。 ・ 過熱したクラストは破砕し、水の内部への侵入が起こる。
ACE 試験	米国防立エネルギー研究センター (ANL)	MCCI における熱水化学的及び化学的プロセスを検証し、関連コードのデータベースを拡充すること	円筒中でコンクリートと加熱した溶融物 (SUS) を反応させ、その後、注水することでコンクリートの浸食状態や溶融物の変化を確認する。	初期はドライ(注水無し)	塊状デブリ (制御棒材質と一部酸化したコリウム)	誘導加熱	石灰岩系	クラストの形成、実機の想定よりも大きな熱流率、SUS による金属-水反応による熱の影響もあり、注水後もコンクリートの浸食が続いた。 また、コリウムより上方水プールへの熱流率は限界熱流率の計算値よりも小さな 800 kW/m ² 程度であった。
SURC 試験	米国防立エネルギー研究センター (SNL)	MCCI 時の伝熱、化学反応、ガスおよびエアロゾルの放出等を調べ、CORCON 等の解析コードを検証、改良すること	円筒中でコンクリートと加熱した溶融物 (SUS) を反応させ、コンクリートの浸食状態を確認する。	ドライ(注水無し)	塊状デブリ (UO ₂ , SUS, ZrO ₂ や模擬 FFP)	誘導加熱	石灰岩系、玄武岩系	溶融炉心の熱によりコンクリートの浸食が著しく進む 溶融炉心の熱によりコンクリートの浸食が著しく進む

4. 熔融プールからプール水への熱流束

熔融炉心等で発生した熱は壁・床面のコンクリート及びプール水に伝達される。コンクリートの温度上昇が進み、浸食温度に至ると MCCI が発生する。すなわち、デブリ上面からプール水への伝熱速度が MCCI 進展の有無を決める主要なパラメータとなる。

MAAP では伝熱が図 2 の様にモデル化されており、デブリ上面からプール水への熱流束は Kutateladze 型の平板限界熱流束相関式を用いてモデル化されているが、実機においてはクラストからの直接加熱以外にクラスト内部への浸水、粒子状ベッドの堆積による伝熱等の様々な要因の影響が考えられるため、評価に用いる熱流束はこれらの影響も考慮した値となるように設定している。

(1) 上部クラストからプール水への伝熱

事前水張りを実施せず、落下後の熔融炉心に注水した試験では、熔融炉心に安定クラストが形成され、水の侵入を阻害するとともに、安定クラストと下部熔融炉心が分離し下部熔融炉心から水への伝熱が阻害されたという報告がある。一方、事前水張りを行った場合の試験では安定クラストの形成は報告されていない。このため事前水張りを行う本評価では、安定クラストによる冷却の阻害は考慮する必要が無い(熔融プールとクラスト間是对流伝熱により熱伝達される)と考えられる。

また、MACE 試験における、安定クラストが形成される前の注水直後の熱流束や SWISS 試験の安定クラストによる冷却の阻害がない状態での熱流束は、 800 kW/m^2 以上の値が得られており、安定クラストが形成されない場合は、同程度の熱流束に期待できるものと考えられる。

(2) 粒子状ベッドからプール水への伝熱

事前水張りによりエントレインされたデブリ粒子は粒子状ベッドを形成し、発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流が形成される。崩壊熱がある値より高いと、粒子状ベッドの中で局所的にドライアウトが生じ、粒子状ベッドの温度が急激に高くなる(図 3)。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。

粒子状ベッドのドライアウト熱流束については、種々の試験によって、いくつかの相関式が提案されている。その中でも Lipinski 0-D モデルは、粒径の小さな場合から大きな場合まで適用可能とされており、MAAP コードでも圧力容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-D モデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。

各試験等で水プールに落下したデブリの粒径の質量平均値は約 3.4 mm であった(表 2)。また、図 4 に示すように堆積高さ 30 cm 以上になるとドライアウト熱流束はほとんど変化しないことが分かる。

Lipinski 0-D モデルを用い、粒径 3 mm 、堆積高さ 50 cm 、雰囲気圧力 0.4 MPa(abs) 、ポロシティ 0.26 の条件におけるドライアウト熱流束を算出すると、その値は 800 kW/m^2 以上となる。図 5 に示す通り、ポロシティについては値が大きいほどドライアウト熱流束は大きくなり、DEFOR 試験により $0.55 \sim 0.7$ 程度の値が得られている。

また、雰囲気圧力の上昇とともにドライアウト熱流束も高くなる。今回の評価では、原子炉格納容器圧力は 0.4 MPa(abs) 以上である。

今回の評価では熔融プールからプール水への熱流束を 800 kW/m^2 として評価しているが、

これは上記の各項の影響を考慮しても妥当な値であると考える。

なお、平成 23 年 11 月に当社が公表した「福島第一発電所 1～3 号炉の炉心状態について」※においても福島第一原子力発電所における MCCI を評価している。その評価ではドレンサンプルピットに堆積した部分の MCCI を評価しており、溶融プールからプール水への熱流束を 125 kW/m^2 に設定している。これは安定クラストの形成による溶融炉心の冷却阻害効果を考慮した値で、堆積状態の不確かさや、ペDESTAL部への事前水張りが実施されていないこと(1号炉：ペDESTAL部への蓄水はない状態を想定，2，3号炉：ドライウェル床面にサプレッション・チェンバメント管連結部下端高さまでの蓄水があることを想定)から OECD/MCCI 試験データでの値を参考に設定したものである。

有効性評価における溶融プールからプール水への熱流束については、先に示した通り事前水張り操作によりペDESTAL部に 2 m の冷却水を確保することで、溶融プールの大部分が粒子化され、安定クラストも形成されないと考えられることから、粒子状ベッドのドライアウト熱流束に依存した 800 kW/m^2 を設定している。

※福島第一原子力発電所 1～3 号炉の炉心状態について(平成 23 年 11 月 30 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf

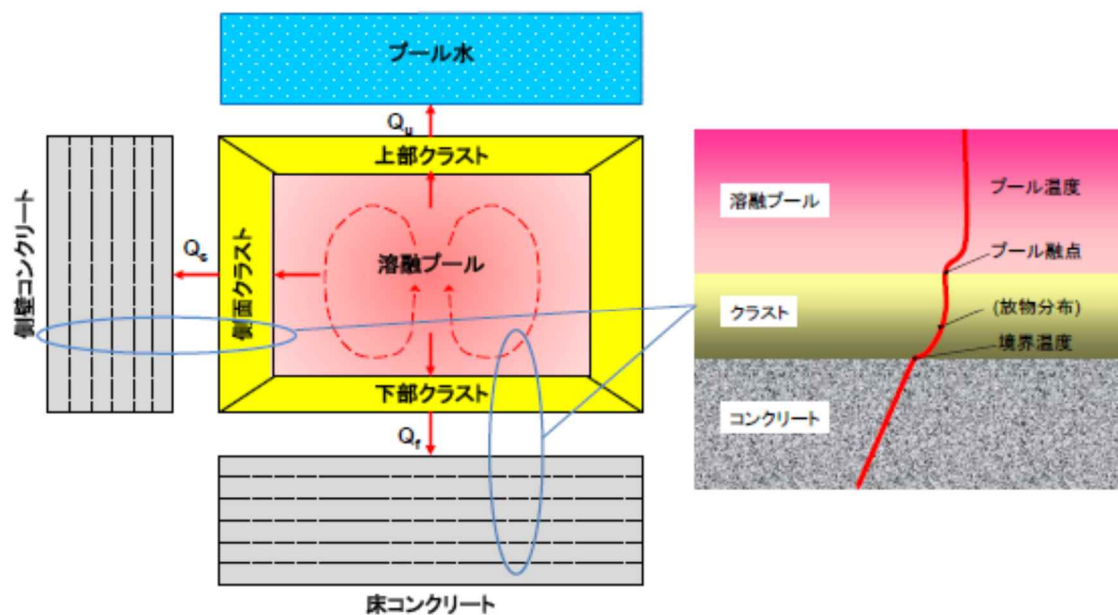


図 2 MAAP-4 コードの MCCI 伝熱モデル概要図

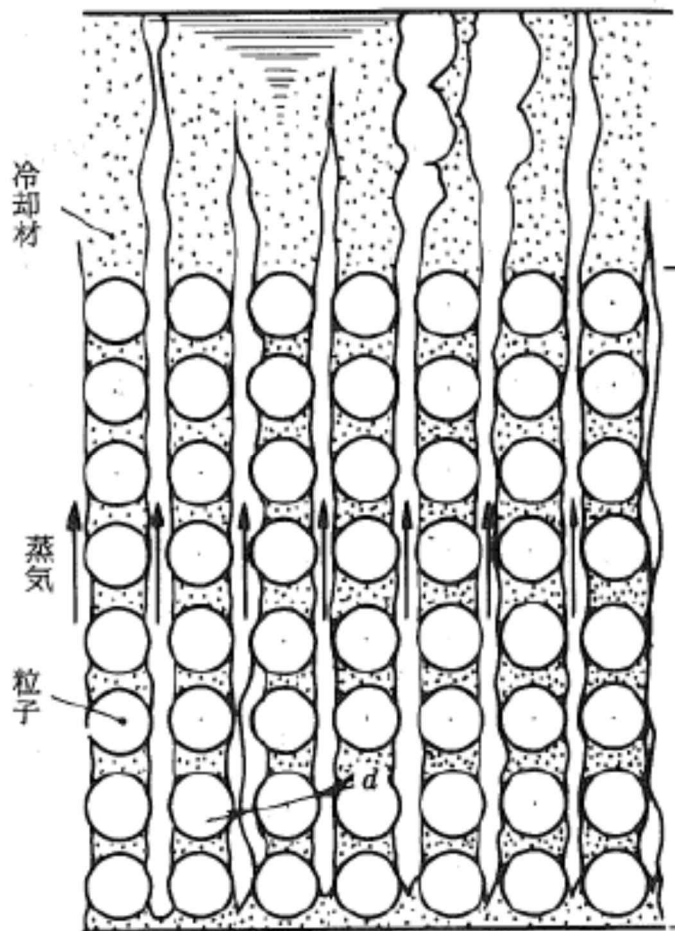


図3 粒子状粒子状ベッドの流動状態の模式図

表2 各試験におけるデブリの粒子径

実験名	CCM	FARO	KROTOS	COTELS	DEFOR
実験施設	ANL	JRC ISPRA	JRC ISPRA	NUSEC	KTH
デブリの組成	UO ₂ ,ZrO ₂ , SUS	UO ₂ ,ZrO ₂	①Al ₂ O ₃ ②UO ₂	UO ₂ ,ZrO ₂ , Zr,SUS	①CaO-B ₂ O ₃ ②WO ₃ -CAO
質量[kg]	4~12	18~117	1.4~5.4	27~57	8.75~17.5
サブクール度[K]	N/A	0~124	5~124	0~86	N/A
水張り深さ[m]	N/A	0.87~2.05	N/A	0.4~0.9	40~65
粒子径[mm]	0.8~5.0	3.2~4.8	①8~17 ②1~1.7	0.38~7.2	①10~30 ②1~5

N/A は文献に記載がない項目

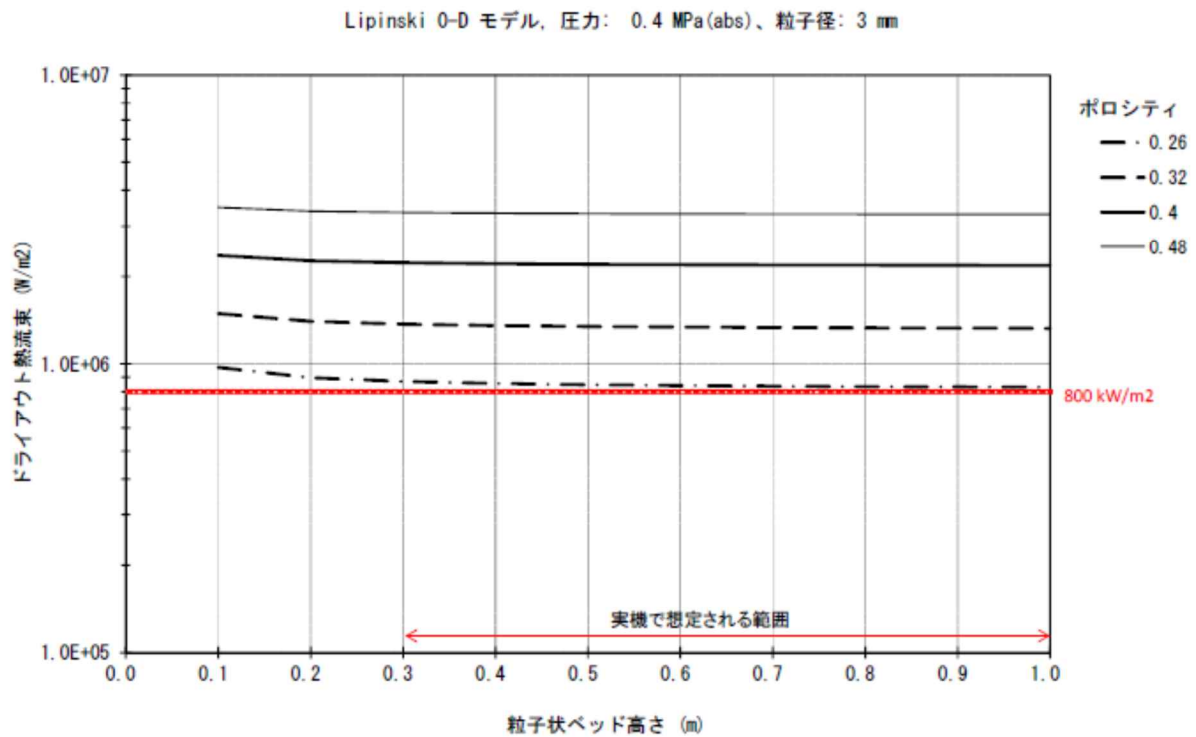


図4 粒子状ベッド高さとドライアウト熱流束の関係(Lipinski 0-D モデル)

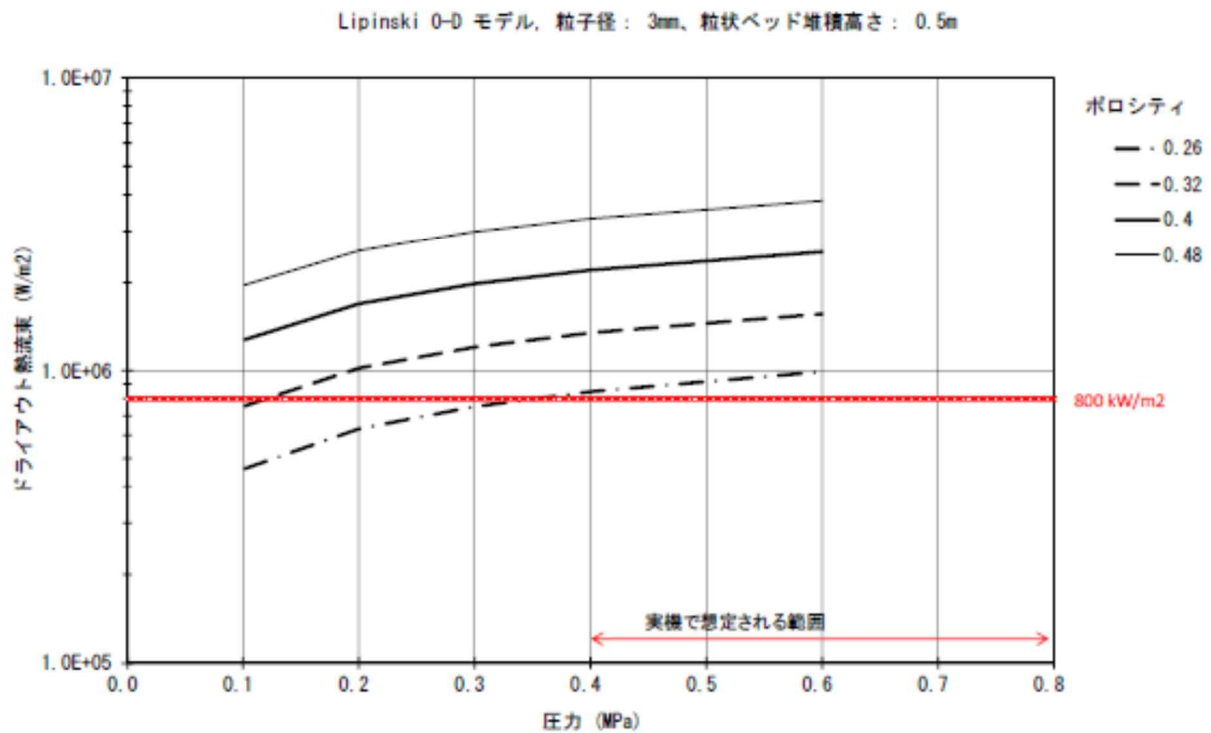


図5 圧力とドライアウト熱流束の関係(Lipinski 0-D モデル)

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	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(炉心熱出力モデル) 溶融炉心挙動モデル(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発生, 炉心領域での溶融進展状態について, TMI 事故分析結果と一致することを確認した 炉心ヒートアップ速度(燃料被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し, 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 LOCA シーケンスともに運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻にも影響は小さい	本シナリオは重大事故等対処設備を含む原子炉への注水機能が喪失するという仮定を前提としており, 最初に操作すべきは原子炉水位が BAF+10%に到達した時点での減圧操作となる。よって燃料被覆管温度等によるパラメータを起点とした操作ではないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない また, 原子炉圧力容器下鏡温度が 300 °Cに到達した時点で, 下部ペDESTALの注水準備が必要となるが, 炉心損傷の進展挙動に差が生じて, リロケーション及び原子炉圧力容器破損に対する影響は小さく, 運転員等操作に与える影響はない	炉心ヒートアップに関するモデルに対する感度解析(ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース) では, 原子炉圧力容器破損時間に対する感度は小さく, 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)	MAAP コードと SAFER コードの比較を行い, 以下の傾向を確認 ・MAAP コードでは CCFL を取り扱っていないことに起因して, 急速減圧後の水位上昇及び蒸気流出の継続による水位低下について SAFER コードに比べ緩慢な挙動を示す ・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	原子炉水位が BAF+10%に到達する時間が早くなる可能性はあるが, 数分オーダーでの差異であり, 一方で, 減圧操作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は約 7.0 時間後と十分な時間余裕があることから, 解析コードの不確かさに起因する水位低下挙動の差異が運転員等操作に与える影響はない	原子炉水位の挙動の差異が, 原子炉圧力容器破損時間に対して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
	気液分離(炉心水位)・対向流(炉心(熱流動))				

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員操作に与える影響	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)	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	原子炉注水特性	入力値に含まれる	実機注水設備能力に対して、解析コードでは注入流量を少なめに与えるため、実際には解析より多く注水されることから原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、本事象では原子炉への注水に期待しないことから、運転員等操作に与える影響はない	注水特性は、それぞれの系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を入力する。実機設備に対して注入流量を少なめに与えるため、有効性評価解析では燃料被覆管温度を高め評価するが、本事象では原子炉への注水に期待しないことから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル(リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における炉心損傷挙動について、事故分析結果と一致することを確認 ・炉心損傷に至る温度を低下させた感度解析でTQUV、大LOCAのいずれも、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認 	リロケーションに対する不確かさとして、炉心損傷に至る温度が原子炉圧力容器破損時間に与える感度は小さく、下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さい。さらに、下部ヘッド温度上昇(300℃到達)は事象発生開始から約3.7時間後の操作であり、多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから、運転員等操作時間に与える影響はない	リロケーションに対する不確かさとして、炉心損傷に至る温度が原子炉圧力容器破損時間に与える感度は小さく、ことから、解析コードの不確かさが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			<ul style="list-style-type: none"> ・TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認した ・下部プレナム内の溶融炉心と上面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期等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した 	下部プレナムと炉心デブリの熱伝達に関する感度解析より、原子炉圧力容器破損時間等の事象進展に対する感度が小さく、下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始に与える影響は小さい。さらに、下部ヘッド温度上昇(300℃到達)は事象発生開始から約3.7時間後の操作であり、多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから、運転員等操作時間に与える影響はない
	原子炉圧力容器破損	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パラメータとして、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)に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損が約13分早まることを確認した	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)に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損が約13分早まることを確認したが、本評価においては下部ヘッドの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始(約3.7時間後)から、原子炉圧力容器破損(約7.0時間後)までに下部ペダスタル注水を完了する必要があるが、注水必要時間2時間に対して下部ヘッド温度300℃到達から原子炉圧力容器破損までは約3時間あることから多少の挙動の差異が生じた場合においても十分な時間余裕があることから、運転員等操作時間に与える影響はない	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)に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損が約13分早まることを確認したが、溶融燃料の落下時間という点では影響は小さく、解析コードの不確かさが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、FP放出が顕著になる実験開始後約11,000秒以降は、燃料棒被覆管温度を高め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	原子炉圧力容器内FP挙動と本事象に対する運転員等操作の関連はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない	原子炉圧力容器内FP挙動とMCCIによる浸食深さ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
	原子炉格納容器(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)	原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として細粒化モデルにおけるエントレインメント係数、冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した	下部ペダスタルへの水張り以降において、原子炉容器外 FCI によって生じる圧力スパイクに対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
原子炉圧力容器外 FCI(デブリ粒子熱伝達)	MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った結果、有効性評価では、主に上面熱流束を保守的に設定していることにより、保守側の結果を与えていることが確認された	MCCI による浸食深さと運転員等操作の関連はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない		MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った結果、有効性評価では、主に上面熱流束を保守的に設定していることにより、保守側の結果を与えていることが確認された。このため現実的な浸食深さはより浅い可能性があり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる	
格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり					
溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱					
溶融炉心とコンクリートの伝熱					
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生				

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

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	原子炉熱出力	3,926 MWt	3,926 MWt 以下	原子炉熱出力のゆらぎを考慮した運転管理目標値を参考に最確条件を包絡できる条件を設定	最確条件とした場合には燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されるが、燃料被覆管温度を起点とする運転操作はないため、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燃焼度及び最大線出力密度が緩和されるため燃料被覆管温度の上昇が緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	原子炉圧力	7.07 MPa[gage]	約 7.00 MPa[gage]～約 7.10 MPa[gage]	定格原子炉圧力を最確条件として設定	最確条件とした場合には、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、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が、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119 cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119 cm) (ゆらぎ幅:±約 10 mm 以下)	通常運転時の原子炉水位を最確条件として設定	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うが、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通常運転水位-約 14 m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 10 cm であり非常に小さい。従って、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通常運転水位-約 14 m であるのに対してゆらぎによる水位低下量は約 10 cm であり非常に小さい。従って、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
	炉心流量	52,200 t/h(100%)	定格流量の 90%～111%	定格流量(100%)の 90～111%を最確条件として設定	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、運転員等操作時間に与える影響はない	事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に及ぼす影響は小さく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	燃料	9×9 燃料(A 型)	装荷炉心ごと	9×9 燃料(A 型)と 9×9 燃料(B 型)は、熱水的な特性はほぼ同等であり、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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、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、両型式の燃料の組成はほぼ同等であり、炉心冷却性に大きな差は無いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい
	原子炉停止後の崩壊熱	燃焼度 33 GWd/t	燃焼度約 30 GWd/t 以下	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮	最確条件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、原子炉水位の低下が遅くなるが、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	最確条件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、原子炉水位低下が遅くなり、炉心損傷開始時間も遅くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる
	格納容器容積(ドライウエル)	7,350 m ³	7,350 m ³	内部機器、構造物体積を除く全体積	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
	格納容器容積(ウェットウエル)	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	空間部: 5,960 m ³ 液相部: 3,580 m ³	必要最小空間部体積 必要最小プール水量	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
	サブプレッション・プール水位	7.05 m(NWL)	7.00 m～7.10 m	通常運転時のサブプレッション・プール水位を最確条件として設定	解析条件と最確条件はほぼ同等であることから、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ほぼ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
	サブプレッション・プール水温	35 °C	約 30 °C～約 35 °C	通常運転時のサブプレッション・プール水温の上限値を、最確条件を包絡できる条件として設定	運転員等操作としては下部ヘッダの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない	MCCI の浸食深さという観点では、直接的な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	5 kPa	約 4 kPa～約 8 kPa	通常運転時の格納容器圧力を最確条件として設定	解析条件と最確条件はほぼ同等であることから、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ほぼ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
	格納容器温度	57 °C	約 50 °C～約 60 °C (ゆらぎ幅:±約 1 °C)	通常運転時の格納容器温度を最確条件として設定	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うが、ゆらぎの幅は小さいため、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が、ゆらぎの幅は小さいため、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない
	真空破壊装置	3.43 kPa(ドライウエル-サブプレッション・チェンバ間差圧)	3.43 kPa(ドライウエル-サブプレッション・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

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

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	外部水源の温度	50℃(事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)	約30℃~約50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定	運転員等操作としては下部ヘッダの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく, 運転員等操作時間に与える影響はない	外部水源の温度が低い場合, MCCIの浸食深さという観点では熔融炉心からの上面熱流束による除熱が促進されるため, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
	熔融炉心からプール水への熱流束	800 kW/m ² 相当(圧力依存なし)	800 kW/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	運転員等操作としては下部ヘッダの温度上昇を起点とする補給水ポンプによる格納容器下部注水操作の開始となることから本パラメータによる影響を受けることはなく, 運転員等操作時間に与える影響はない	最確条件の場合, MCCIの浸食深さという観点では熔融炉心からの上面熱流束による除熱が促進されるため, 評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる
	コンクリートの種類	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	コンクリートの侵食深さを起点とする運転操作は無いことから, 運転員等操作に対して影響を与えることはない	コンクリートの種類により, 侵食深さや方向に違いが表れる可能性があるが, 本事象ではコンクリートの侵食量は10 cm未満に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影響はない
	コンクリート以外の素材の扱い	内側鋼板, ベント管は考慮する リブ鋼板, ベント管は考慮しない	コンクリート以外の素材を考慮する	リブ鋼板についてはコンクリートによって周囲を囲まれており, 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 ベント管については管内の水による除熱効果が考えられるが, 保守的にこれを考慮しない	リブ鋼板の融点やベント管管内の水による冷却の影響により, MCCIが抑制される可能性があるが, コンクリートの侵食深さを起点とする運転操作は無いことから, 運転員等操作に対して影響を与えることはない	リブ鋼板の融点やベント管管内の水による冷却の影響により, MCCIが抑制される可能性があり, この場合, 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	起因事象	全給水喪失	全給水喪失	全給水の喪失事象が発生するものとして設定	起因事象としてLOCA等の一次冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合, 原子炉圧力容器破損のタイミングは早くなるが, 代表プラントに対する解析では大LOCAとTQUVの破損時間は約1時間以内の差であり, この程度の挙動の差が運転員等操作に対して影響を与えることはない	MCCIの浸食深さを評価するにあたり, 原子炉停止6時間後の崩壊熱を前提としており, 起因事象としてLOCA等の一次冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定した場合, 原子炉圧力容器破損のタイミングは早くなるが, この条件に抱絡されることから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない また, LOCAにおいては下部ペDESTALへの冷却材流入が生じることから, 事前水張りの効果によるデブリ落下時の熱流束の向上という点で, 下部ペDESTAL注水操作に対する重要度が低くなる。
	安全機能の喪失に対する仮定	高压注水機能, 低压注水機能 低压代替注水系(常設)機能喪失	高压注水機能, 低压注水機能 低压代替注水系(常設)機能喪失	高压注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系の機能喪失を, 低压注水機能として低压注水系及び低压代替注水系(常設)の機能喪失を設定	—	—
	外部電源	外部電源あり	外部電源あり	全ての原子炉注水機能に期待しないことから, 外部電源の有無が事象進展に与える影響はない	—	—
機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁の閉止	主蒸気隔離弁の閉止	給水流量全喪失発生と同時に主蒸気隔離弁の閉止が重畳し, 原子炉がスクラムに至る設定とした	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	2個 7.51~7.86 MPa[gage] 363~380 t/h/個	2個 7.51~7.86 MPa[gage] 363~380 t/h/個	逃がし安全弁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

表3 操作の不確かさが操作開始時間に与える影響、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(熔融炉心・コンクリート相互作用)

項目	解析条件(操作条件)の不確かさ		操作の不確かさ要因	操作の不確かさが操作開始時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕						
	解析上の操作開始時間											
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方										
操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効長の10%高い位置に到達した時点で開始(事象発生から約1.4時間後)	運転操作手順書等を踏まえて設定	<p>【認知】</p> 原子炉水位が有効燃料棒底部から有効長の10%高い位置に到達した時点で達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり、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、認知に大幅な遅れを生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし	<p>【要員配置】</p> 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	<p>【移動】</p> 中央制御室での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【操作所要時間】</p> 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は制御盤の操作スイッチによる操作のため、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【他の並列操作有無】</p> 逃がし安全弁手動開放の操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【操作の確実さ】</p> 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	原子炉水位が有効燃料棒底部から有効長の10%高い位置に到達した時点で達するまでには事象発生から約1.4時間の時間余裕があり、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予め準備が可能であるため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない	減圧操作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は約7.0時間後と時間余裕がある
	熔融炉心落下前の格納容器下部注水系(常設)による水張り操作	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で開始。90m ³ /hで2時間注水し、格納容器下部に水位2mの水張りを行う(事象発生から約3.7時間後)	運転操作手順書等を踏まえて設定	<p>【認知】</p> 格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始するが、損傷炉心への注水による冷却性を確認するため、原子炉圧力容器下鏡温度は継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし	<p>【要員配置】</p> 格納容器下部への注水操作は、中央制御室にて操作を行う運転員(中央制御室)と現場にて操作を行う運転員(現場)を各々配置しており、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【移動】</p> 中央制御室から操作現場である廃棄物処理建屋地下3階までのアクセスルートは、コントロール建屋のみであり、通常5分間程度で移動可能であるが、余裕を含めて10分間の移動時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、よって、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【操作所要時間】</p> 中央制御室における格納容器下部への注水操作は、復水補給水系の2弁の開操作による注水であり、制御盤のスイッチによる操作のため1操作に1分間を想定し、合計2分間であり、それに余裕時間を含めて操作時間5分間を想定している。格納容器下部への注水量調整は、制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、約2時間の注水で格納容器下部に水位2mの水張りを行うが、水張り中の操作は適宜流量を監視し、流量調整をするのみであるため、操作開始時間に与える影響はなし。運転員(現場)は、廃棄物処理建屋地下3階の手動弁について、2個の操作に上述の移動時間を含めて30分の操作時間を想定しており、時間余裕を確保している。これらの操作は、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達する前に事前に準備可能なことから、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【他の並列操作有無】</p> 格納容器下部への注水操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【操作の確実さ】</p> 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、そのため誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い。また、現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作により操作時間が長くなる可能性は低い	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達する迄に事象発生から約3.7時間あること、及び格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の温度上昇傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達する迄に事象発生から約3.7時間あること、及び格納容器下部注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度の温度上昇傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、時間余裕がある
	熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作(崩壊熱相当の注水)	原子炉圧力容器破損後(約7.0時間後)	運転操作手順書等を踏まえて設定	<p>【認知】</p> 熔融炉心が格納容器下部に落下した後に格納容器下部へ崩壊熱相当の注水を行うが、熔融炉心の落下は、原子炉圧力容器下鏡温度及び格納容器圧力の監視により認知可能である。これらパラメータは原子炉圧力容器破損判断のため継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし	<p>【要員配置】</p> 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	<p>【移動】</p> 中央制御室での操作のみであり、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【操作所要時間】</p> 格納容器下部注水系の流量調整は、復水補給水系流量系(原子炉格納容器)の指示を監視しながら制御盤の操作スイッチにて弁の開度調整を行い、適宜実施する。また、事前に格納容器下部へ水張りを行っていることから、時間余裕がある	<p>【他の並列操作有無】</p> 当該操作時に、中央制御室の運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし	<p>【操作の確実さ】</p> 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約7.0時間あること、及び熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下部温度、格納容器圧力の傾向を監視しながら予め準備が可能であることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等である	実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない	原子炉圧力容器破損迄に事象発生から約7.0時間あること及び事前に格納容器下部へ水張りを行うことから、時間余裕がある

7 日間における燃料の対応について(熔融炉心・コンクリート相互作用)

プラント状況:6, 7号炉運転中。1~5号炉停止中。
 事象:熔融炉心・コンクリート相互作用は6, 7号炉を想定。
 なお、外部電源喪失は想定していないが、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 490L/h×24h×7日×3台=750, 960L	7日間の 軽油消費量 約 750, 960L	7号炉軽油タンク容量は 約 1, 020, 000L であり、 7日間対応可能。
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 3台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 490L/h×24h×7日×3台=750, 960L	7日間の 軽油消費量 約 750, 960L	6号炉軽油タンク容量は 約 1, 020, 000L であり、 7日間対応可能。
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L	7日間の 軽油消費量 約 631, 344L	1号炉軽油タンク容量は 約 632, 000L であり、 7日間対応可能。
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L	7日間の 軽油消費量 約 631, 344L	2号炉軽油タンク容量は 約 632, 000L であり、 7日間対応可能。
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L	7日間の 軽油消費量 約 631, 344L	3号炉軽油タンク容量は 約 632, 000L であり、 7日間対応可能。
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L	7日間の 軽油消費量 約 631, 344L	4号炉軽油タンク容量は 約 632, 000L であり、 7日間対応可能。
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間 非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1, 879L/h×24h×7日×2台=631, 344L	7日間の 軽油消費量 約 631, 344L	5号炉軽油タンク容量は 約 632, 000L であり、 7日間対応可能。
その他	事象発生直後～事象発生後7日間 免震棟ガスタワービン発電機 1台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 395L/h×24h×7日=66, 360L モニタリングボスト用仮設発電機 3台起動。(燃費は保守的に最大負荷時を想定) 9L/h×24h×7日×3台=4, 536L	7日間の 軽油消費量 約 70, 896L	1~7号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 685, 360L であり、 7日間対応可能。

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は2台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機3台を起動させて評価した。
 ※2 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台で足りるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。