

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10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)
 - 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
- 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

今回のご説明範囲

- 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(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

- 添付資料 5.2.1 安定状態について
- 添付資料 5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について
(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.3 7日間における水源の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.4 7日間における燃料の対応(運転停止中 全交流動力電源喪失)
- 添付資料 5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷

- 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(運転停止中 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 解析コードおよび解析条件の不確かさの影響評価について
(運転停止中 反応度誤投入)
- 添付資料 5.4.4 反応度誤投入の代表性について

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

4.1.1 想定事故 1 の特徴, 燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「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」において, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには, 「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり, 想定事故 1 として「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより, 使用済燃料プール内の水の温度が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 1 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故 1 では, 使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失により, 使用済燃料プール内の水の温度が徐々に上昇し, やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下する。このため, 緩和措置が取られない場合には, やがて燃料は露出し, 損傷に至る。

したがって, 想定事故 1 では, 使用済燃料プールへの注水の確保を行うことによって, 燃料有効長頂部が冠水していること, 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 1 における機能喪失に対して, 使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく, かつ, 十分な冷却を可能とし, 使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保するため, 燃料プール代替注水系(可搬型)^{※1}による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 4.1.1 に, 手順の概要を図 4.1.2 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 4.1.1 に示す。

※1 燃料プール代替注水系(可搬型)として常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水配管を用いた手段によって対応する。なお, 常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水配管を用いた手段が使用出来ない場合においては可搬の注水口及び可搬の注水配管のみを用いる手段による対応も可能である。

想定事故1における事象発生10時間までの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28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(6/7号炉兼任), 当直副長2名^{※2}, 運転操作対応を行う運転員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は4名, 緊急時対策要員(現場)14名である。

※2 停止中のプラントを含む体制は, 必ず「当直副長2名」ではなくケースによっては「当直副長1名, 運転員1名」の場合もある。

また、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故1）の対応として事象発生10時間以降に追加に必要な要員は0名である。6号炉及び7号炉同時の重大事故等時においては、必要な要員及び資源の観点からより厳しくなるように、一方の号炉で使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故「想定事故1」を想定し、もう一方の号炉で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「全交流動力電源喪失」を想定しているため、両号炉で事象発生後10時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための参集要員13名である。必要な要員と作業項目について、図4.1.3に示す。

a. 使用済燃料プールの冷却系機能喪失確認

外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止する。非常用ディーゼル発電機が起動するが、使用済燃料プールの冷却系の起動に失敗し、使用済燃料プールの冷却系機能の喪失を確認する。使用済燃料プールの冷却系機能喪失により、使用済燃料プール水温は、「約4℃/h」で上昇し、事象発生から約8時間後に「100℃」に到達する。

使用済燃料プールの冷却系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水温度計等である。

b. 使用済燃料プールの補給水系機能喪失確認

使用済燃料プールの冷却系機能喪失を確認し、補給水系による使用済燃料プールへの補給準備を行う。しかし、外部電源喪失により停止した復水移送ポンプの起動に失敗するため、使用済燃料プールの補給水系が機能喪失したことを確認し、燃料プール代替注水系(可搬型)の準備を開始する。

使用済燃料プールの補給水系の機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位計等である。

c. 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給

燃料プール代替注水系(可搬型)の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。

燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位計等である。

4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として、「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プ

ール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故 1 では、使用済燃料プールの冷却機能および注水機能の喪失に伴い使用済燃料プール水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料プール水位は低下するが、使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 1 における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。

(添付資料 4.1.1, 4.1.2)

(2) 有効性評価の条件

想定事故 1 に対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 4.1.2 に示す。また、主要な解析条件について、想定事故 1 特有の解析条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温

使用済燃料プールの初期水位は通常運転水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の 65℃ とする。

(b) 崩壊熱

使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。このときの使用済燃料の崩壊熱は約 11MW である。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系、圧力抑制プール水浄化系等の機能喪失を想定する。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料プールへの注水流量

使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料プールへの注水流量は、使用済燃料の崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸発量を上回り燃料損傷防止が可能な流量として、80m³/h^{*}を設定するものとする。

※ 常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水配管を用いた燃料プール代替注水系（可搬型）の注水流量を示す。可搬の注水口及び可搬の注水配管のみを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）でも崩壊熱による蒸発量を上回り燃料損傷防止が可能な45 m³/hを設定するものとする。

d. 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) 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給は、**緊急時対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生12時間後から開始するものとする。**

(3) 有効性評価の結果

使用済燃料プール水位の変化を図4.1.4に、使用済燃料プール水位と線量率の評価結果を図4.1.5に示す。

a. 事象進展

使用済燃料プールの冷却系の機能喪失後、使用済燃料プールの水温は約4°C/hで上昇し、事象発生から約8時間後に100°Cに到達することとなる。その後、蒸発により使用済燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から12時間経過した時点で可搬型代替注水ポンプ1台を用いた燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水を開始することによって、水位は回復する。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を可搬型代替注水ポンプ1台を用いた燃料プール代替注水系(可搬型)により使用済燃料プールに補給する。

使用済燃料プールの冷却系の運転停止、又は使用済燃料プールの水温上昇により異常事象を認知し、冷却系の状態を確認して復旧を試みるとともに、短期での復旧の見通しが得られない場合、補給水系による使用済燃料プールへの補給準備を行い、補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水の準備を行う。この間、使用済燃料プール水温を指示計により継続的に監視するとともに、使用済燃料プール水の沸騰により水位低下した後は、燃料プール代替注水系(可搬型)の準備が完了した時点で、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により、使用済燃料プールの水位を回復・維持する。

b. 評価項目等

使用済燃料プール水位の時間変化を図4.1.4に示す。水位は通常運転水位から約0.4m下

まで低下するにとどまり、燃料有効長頂部は冠水を維持する。また、温度は約 8 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。

また、使用済燃料プール水位と線量率についての評価結果を図 4.1.5 に示す。評価点は原子炉建屋最上階の床付近としている。通常運転水位から約 0.4m 下の水位での線量率は約 1.0×10^{-3} mSv/h 以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

なお、使用済燃料プールは燃料が冠水状態の場合、臨界未満とする設計であることから、未臨界は維持される。

事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を行うことで、崩壊熱相当以上の注水が実施され、使用済燃料プール水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

(添付資料4.1.3)

4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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。

想定事故1は、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作により、使用済燃料プールの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表4.1.2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、評価条件の設定に当たっては、柏崎刈羽原子力発電所7号炉を代表として原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の使用済燃料プール水温（初期水温）及び水位（初期水位）並びにプールゲートの状態の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間へ与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温等の変動を考慮した場合、使用済燃料プール内の水温上昇及び水位低下時間が変動するが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は、これらの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料の崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料プール崩壊熱より小さくなることが考えられるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、低くなることが考えられるが、その場合には使用済燃料プールの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水位より低くなり、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は短くなるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、水位が低下するまでの時間を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

プールゲートの状態の変動を考慮した場合、プールゲート開放時は原子炉ウェル、D/Sピット、及びキャスクピットの保有水を考慮すると水量は多くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作は評価上の操作開始時間は12時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失を認知した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作については、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなることが考えられる。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は大きくなるが、その時間は1日以上(10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.4日)と長時間を要することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料4.1.4)

(2) 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。

燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「4.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間が1日以上(10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.4日)であり、操作に対して十分な時間余裕を確保できる。

(添付資料4.1.4)

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料プールの水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水位の評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水位の変動を考慮した場合、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベルとした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上(10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.4日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上(6号炉 約3.7日、7号炉 約3.9日)と長時間を要し、12時間後までに燃料プール代替注水系(可搬型)による注水が可能であるため影響はない。

また、初期に地震起因のスロッシングが発生していた場合において、最大で約3m程度の水位の低下が発生する(内部溢水の影響評価参照: 6号690m³, 7号710m³)。この場合、オペレーティングフロアでの作業は困難となる(1.0×10³mSv/h程度)。そのため、可搬の注水口及び可搬の注水ラインのみを用いる燃料プール代替注水系(可搬型)での注水操作は出来ない。ただし、常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作は屋外からであるため、作業現場での放射線の影響は問題なく、また、水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は2日以上(6号炉約2.2日、7号炉約2.3日)あるため注水操作への影響も小さい。

(添付資料4.1.4)

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、緊急時対応要員による可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を確保することで、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生10時間までの必要要員は、「4.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり28名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の47名で対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は13名である。

なお、今回評価した原子炉停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、原子炉における重大事故の対応と使用済燃料プールにおける重大事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、時間余裕が十分長く（運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1.5日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1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

可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約3,100m³必要となる。防火水槽及び淡水貯水池で合計約18,100m³の水量を保有しており、12時間以降に淡水貯水池から防火水槽への給水を行うことで、防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした注水が可能となることから、7日間の継続実施が可能である。なお、防火水槽への補給の開始を12時間としているが、これは、可搬型設備を12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

(添付資料4.1.5)

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、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約750,960Lの軽油が必要となり、可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約6,048Lの軽油が必要となる。(合計 約757,008L)

6号炉および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、可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。

(添付資料4.1.6)

c. 電源

可搬型代替注水ポンプによる注水は、電源を必要としない。

なお、非常用ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機により電源供給が可能である。

4.1.5 結論

想定事故1「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プールの水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」では、使用済燃料プールの冷却系が故障し、復旧が行われない場合、使用済燃料プール水温が上昇し、やがて沸騰を開始して、蒸発により使用済燃料プールの水量が減少することが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、燃料プール代替注水系（可搬型）を用いた使用済燃料プールへの注水を整備している。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員操作による燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プールの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。評価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、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1「使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対して有効である。

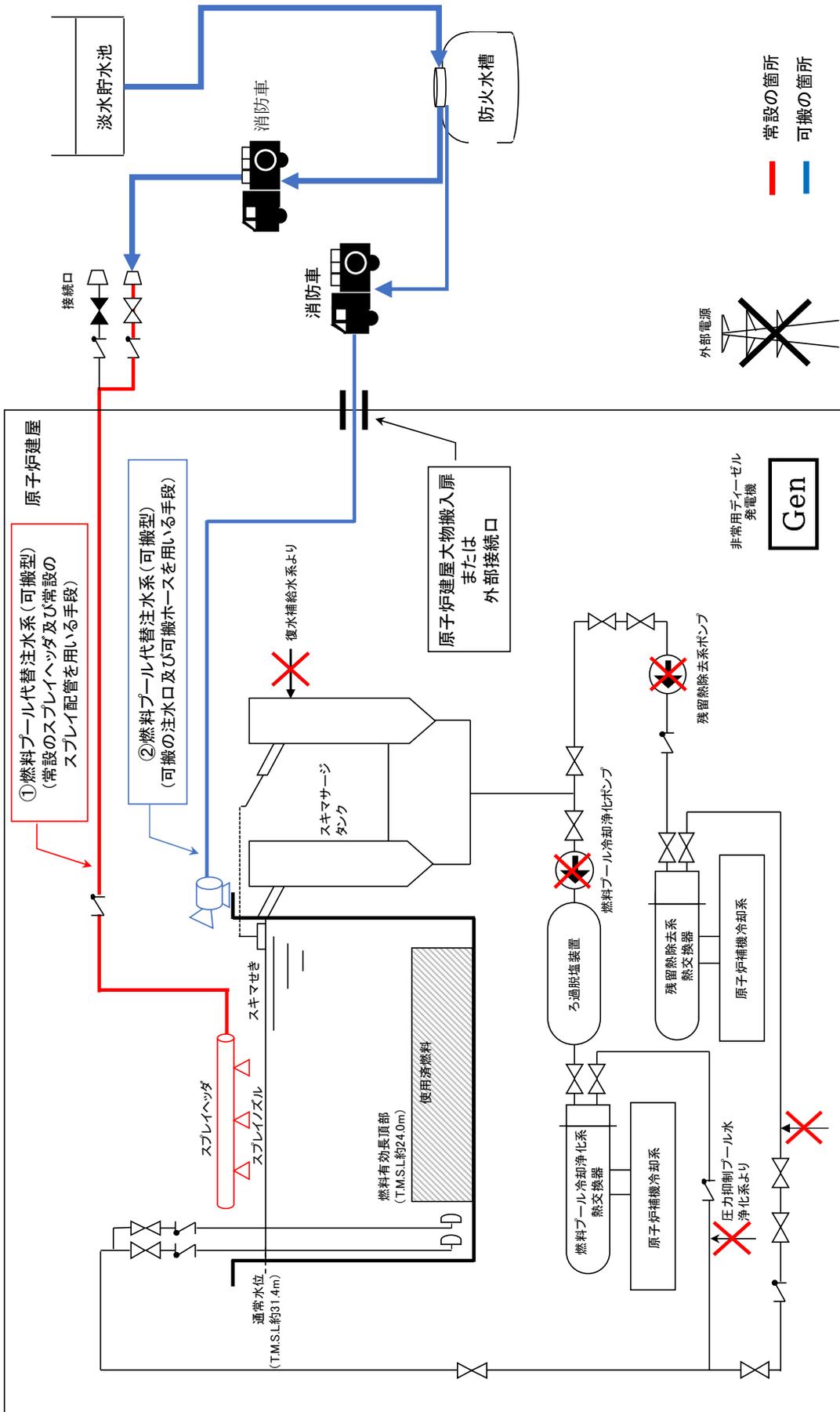
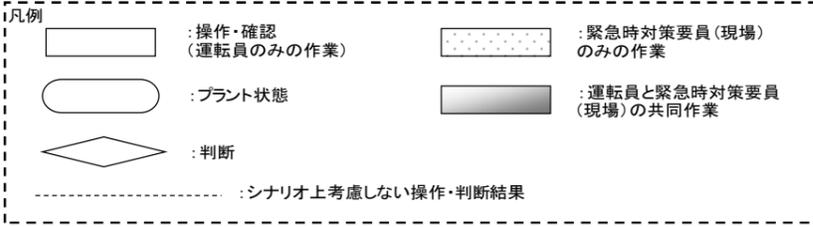


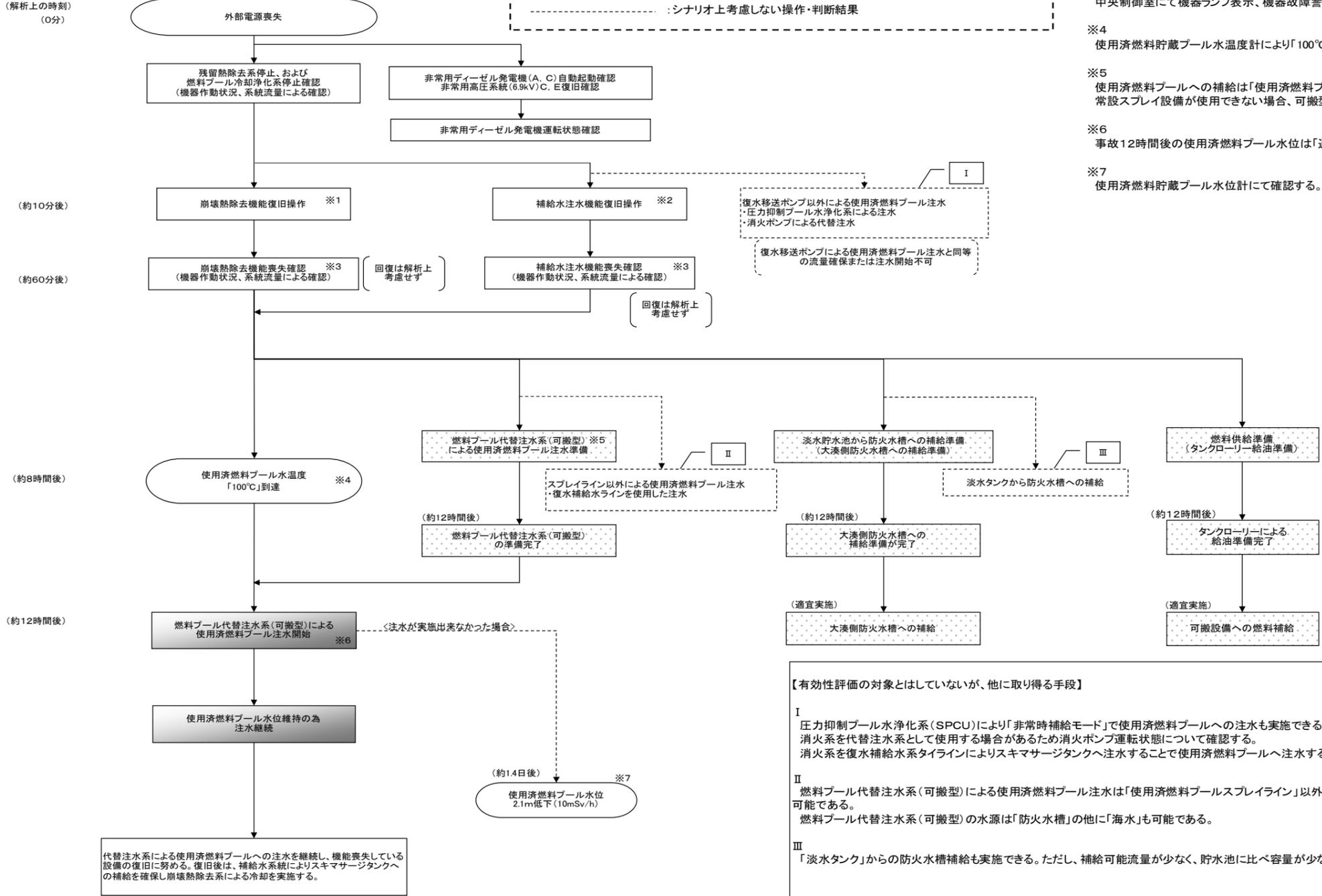
図 4.1.1 想定事故 1 の重要事故等対策の概略系統図

(使用済燃料プール注水)

プラント前提条件
 ・プラント停止後10日目
 ・全燃料取り出し&プールゲート「閉」
 ・非常用ディーゼル発電機(B)点検中
 ・残留熱除去系(A)最大熱負荷モード運転中
 ・残留熱除去系(B)点検中
 ・残留熱除去系(C)原子炉停止時冷却モード待機中(原子炉圧力容器水抜き準備)
 ・燃料プール冷却浄化系運転中



- ※1 残留熱除去系(A)最大熱負荷モード再起動、残留熱除去系(C)最大熱負荷モード起動及び燃料プール冷却浄化系(A)再起動操作を実施する。
- ※2 復水移送ポンプ(A, C)起動。
- ※3 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計等にて機能喪失を確認する。
- ※4 使用済燃料貯蔵プール水温度計により「100℃」を確認する。
- ※5 使用済燃料プールへの補給は「使用済燃料プールのスプレイライン」を使用する。常設スプレイ設備が使用できない場合、可搬型スプレイ設備による使用済燃料プールへの補給を実施する。
- ※6 事故12時間後の使用済燃料プール水位は「通常水位約-0.4m」となる
- ※7 使用済燃料貯蔵プール水位計にて確認する。



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得可能な手段】

I 圧力抑制プール水浄化系(SPCU)により「非常時補給モード」で使用済燃料プールへの注水も実施できる。水源は復水貯蔵槽またはサブプレッションプールになる。消火系を代替注水系として使用する場合は消火ポンプ運転状態について確認する。消火系を復水補給水系タイラインによりスキマサージタンクへ注水することで使用済燃料プールへ注水することも可能である。

II 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水は「使用済燃料プールのスプレイライン」以外に、復水補給水系と接続しスキマサージタンクから注水することも可能である。燃料プール代替注水系(可搬型)の水源は「防火水槽」の他に「海水」も可能である。

III 「淡水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。ただし、補給可能流量が少なく、貯水池に比べ容量が少ないため貯水池からの補給を優先して実施する。

図 4.1.2 想定事故1の対応手順の概要

想定事故1 (燃料プールの冷却系及び補給水系の故障)

事故想定 7号炉にて本事故発生 6号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事故発生	経過時間(時間)												備考		
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		13	14
実施箇所・必要人数	事象発生 ▽ フラント状況確認 ▽ 約60分 原燃熱除去機組、冷却水注水機能 復元確認 ▽ 約8時間 使用済燃料プール水温100℃到達 ▽ 約12時間 補給開始														
	運転員(中埋)	機材の内容													
緊急時対策要員(取組)	7号														
操作項目	1人 a	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
状況判断	(1人) a	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
使用済燃料プール冷却系(個別作業)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	適宜実施
使用済燃料プール補給水系(日作業)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	対応可能な要員により、対応する。
冷却車による冷却水庫から使用済燃料プールへの補給(冷却スプレイン使用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	60分	-	-	-	-	対応可能な要員により、対応する。
冷却車による冷却水庫から使用済燃料プールへの補給(可搬ホース及び可搬スプレイン使用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	適宜実施
冷却車を用いた使用済燃料プール補給	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	冷却スプレイン使用不可の場合要員を確保して対応する
冷却車による冷却水庫から大連側の水庫への補給	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
燃料供給準備	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	タンクローリー積載に応じて適宜軽油タンクから補給
燃料供給作業	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	適宜実施
必要人数(7号炉) 合計	1人 a	0人	-	-	-	-	-	-	-	-	90分	-	-	-	
必要人数(6号炉) 合計	2人 A、B	4人 C、D、E、F	8人 (その他参集13人)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人数。

原子炉運転中における使用済燃料プールでの事故を想定した場合、原子炉における重大事故の対応が重量することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いことから時間余裕が十分長く(運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで 1.5日以上)、原子炉側の事故対応が収束に向かっている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。

図 4.1.3 想定事故1の作業と所要時間

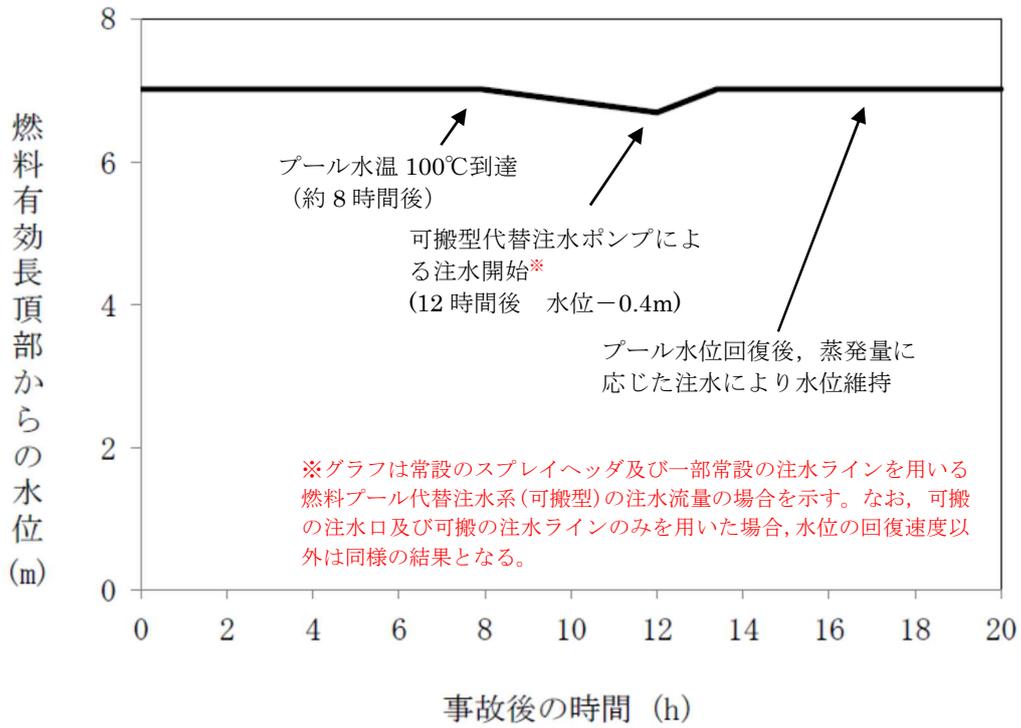


図 4.1.4 想定事故 1 における使用済燃料プール水位の変化の推移

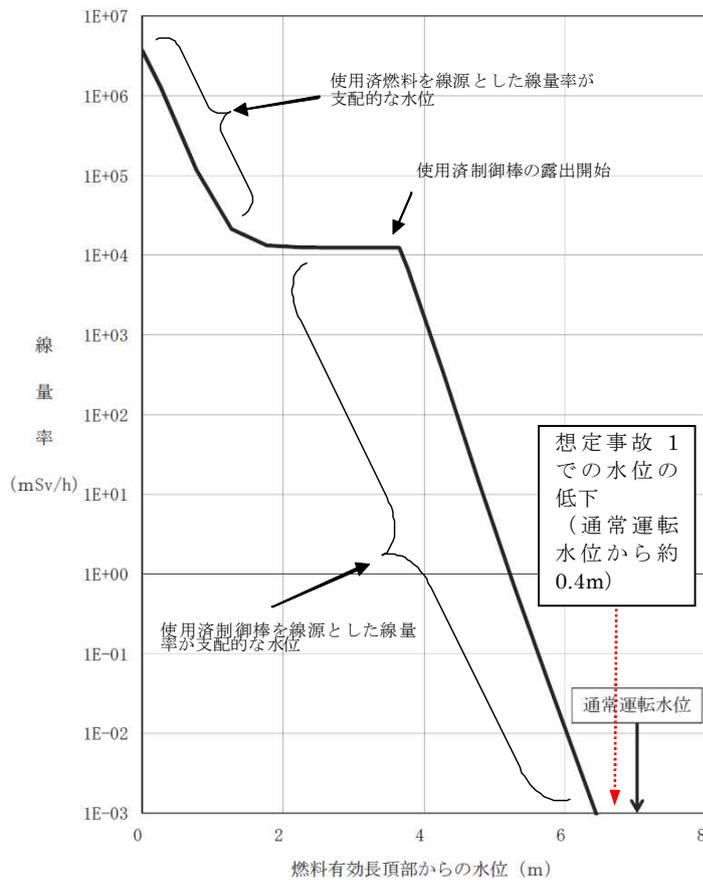


図 4.1.5 使用済燃料プール水位と線量率(想定事故1)

表 4.1.1 想定事故 1 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
使用済燃料プールの冷却系の機能喪失確認	外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止する。非常用ディーゼル発電機が起動するが、使用済燃料プールの冷却系が起動に失敗し機能喪失することを確認する。	-	-	使用済燃料プール水温度計【SA】 使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
使用済燃料プールの補給水系の機能喪失確認	使用済燃料プールの冷却系機能喪失を確認し、補給水系による使用済燃料プールへの補給準備を行う。しかし、外部電源喪失により停止した復水移送ポンプの起動に失敗するため、使用済燃料プールの補給水系が機能喪失することを確認し、燃料プール代替注水系(可搬型)の準備を開始する。	-	-	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給	燃料プール代替注水系(可搬型)の準備が完了した時点で、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により、使用済燃料プール水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スプレイヘッド【SA】	可搬型代替注水ポンプ【SA】	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給(可搬型スプレイ設備)	常設スプレイヘッドが使用できない場合、可搬型スプレイ設備による燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。	-	可搬型スプレイ設備【SA】 可搬型代替注水ポンプ【SA】	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】

【SA】：重大事故等対処設備
有効性評価上考慮しない操作

表 4.1.2 主要解析条件(想定事故 1) (1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,214m ³ ※1	保有水を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状況を想定
	使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位	通常運転水位を設定
	使用済燃料プールの水温	65°C	保安規定の運転上の制限値
	燃料崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日※2)で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN 2 を用いて算出
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系、圧力抑制プール水浄化系等の機能喪失を設定	
	外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定

※1 記載の値は 7 号炉の値である。6 号炉の使用済燃料プールの保有水量は 7 号炉とほぼ同様であるため、評価は 7 号炉の値を使用する。

※2 柏崎刈羽原子力発電所 1 号炉から 7 号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約 3 日および全燃料取り出しの最短時間約 7 日を考慮して原子炉停止後 10 日を設定。

表 4.1.2 主要解析条件(想定事故 1) (2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	使用済燃料プールへの注水流量	80m ³ /h (1台) ※	設備の設計を踏まえて設定
重大事故等対策に 関連する操作条件	燃料プール代替注水系(可搬型) による使用済燃料プールへの 補給	事象発生から 12 時間後	当社の可搬型設備に対するフェーズドアプローチの考え方(事故発生後の対策を事故発生からの経過時間をフェーズに分類し、各フェーズで用いる人員、資機材に課する要件について、時間余裕や代替可能性の観点から具体的な対応を設定しておく方針)に基づき設定 異常の認知遅れ(警報発生等がなく異常に気づきにくい事象)等を考慮しても人員、設備に期待できる時間として設定

※常設のस्पレイヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる方法の注水流量を示す。なお、可搬の注水口及び可搬の注水ラインのみを用いた場合の注水流量は 45m³/h (1台) となる。

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

1. 使用済燃料プールの概要

図1に使用済燃料プールの平面図を示す。

定期検査時において、多くの場合はプールゲートが開放され、使用済燃料プールは原子炉ウエル、D/Sピット、キャスクピットと繋がっているが、有効性評価においては、プールゲートを閉鎖している場合を想定し、原子炉ウエル、D/Sピット、キャスクピットの保有水量は考慮しない。

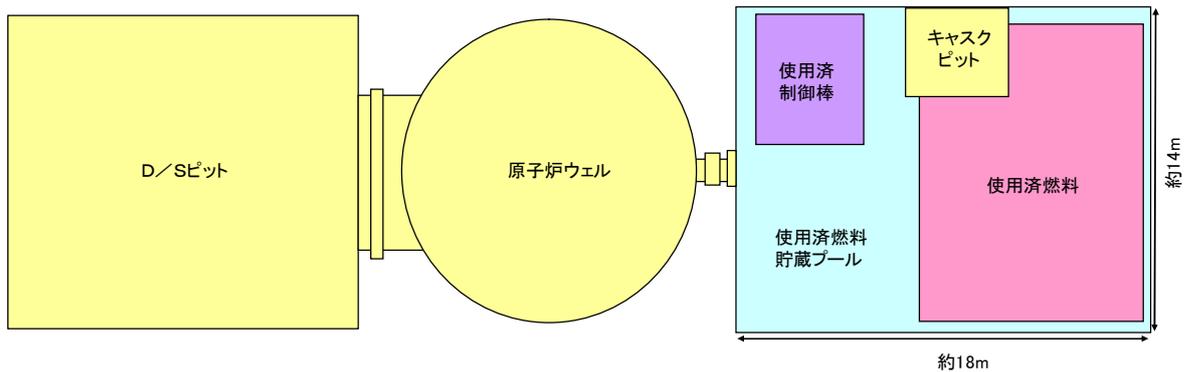


図1 使用済燃料プールの平面図

2. 放射線の遮へいの維持に必要な水位について

図2に放射線の遮へいの維持に必要な水位について示す。

放射線の遮へいの維持のために必要な水位は、その状況(必要となる現場及び操作する時間)によって異なる。重大事故であることを考慮し、例えば10mSv/hの場合は、通常運転水位から約2.1m*下の位置より高い遮へい水位が必要である。

※:放射線の遮へいの維持のために必要な水位の算出方法については添付資料4. 1. 2に示す。

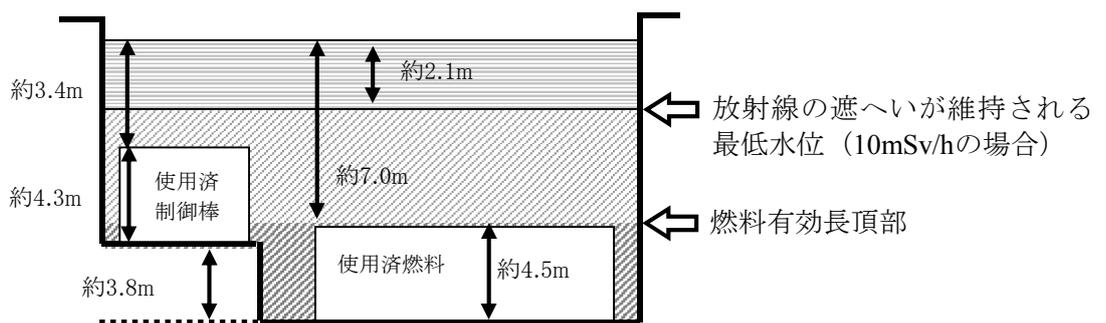


図2 放射線の遮へいに必要な水位について

2. 燃料プールの高さと断面積について

図3に燃料プールの高さを示す。

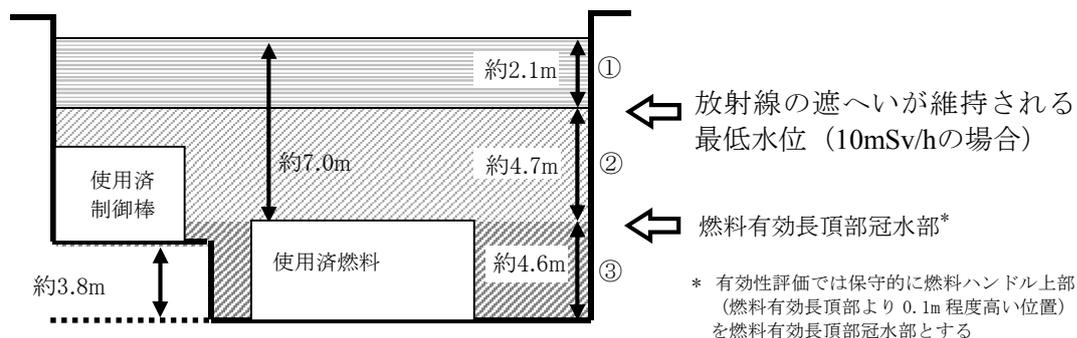


図3 K6, K7の燃料プールの高さ

○燃料プール断面積

項目	6号炉断面積[m ²]	6号炉保有水の容積[m ³]	7号炉断面積[m ²]	7号炉保有水の容積[m ³]
①	約 232	約 481	約 243	約 501
②	約 232	約 1116	約 243	約 1171
③	約 104	約 488	約 116	約 543
合計		約 2085		約 2215

各領域の保有水の容積は、プール容積から機器の容積を除くことで算出し、保有水が存在する高さ毎の断面積については、求めた各領域の容積から高さを除して求めた。なお、断面積については各領域での平均的な値を示しているが、プール内に設置されている機器のは②、③の底部であるため、保有水量に対する水位の低下という観点で保守的な評価となっている。

3. 想定事故1における時間余裕

使用済燃料プールの冷却機能喪失により、崩壊熱による使用済燃料プール水位の低下について、以下の式を用いて計算を行った。事象を厳しく評価するため、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される65℃とする。また、発生する崩壊熱は全て水温上昇及び蒸発に寄与するものとし、使用済燃料プールの水面及び壁面などからの放熱は考慮しない。

さらに、注水時においては顕熱を考慮せず注水流量から崩壊熱相当の蒸発量を差し引いた分の水が注水されることを想定した。

○算定方法、算定条件

①冷却機能停止から沸騰までの時間

$$\text{沸騰までの時間[h]} = \frac{(100[\text{°C}]-65[\text{°C}]) \times \text{プール保有水の比熱[kJ/kg/°C]}^{*1} \times \text{燃料プールの保有水[m}^3] \times \text{プール保有水密度[kg/m}^3]^{*2}}{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

②沸騰による蒸発量と沸騰開始から燃料有効長頂部冠水部まで水位が低下するのにかかる時間

$$\text{1時間あたりの沸騰による蒸発量[m}^3/\text{h]} = \frac{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}{\text{プール保有水密度[kg/m}^3]^{*2} \times \text{蒸発潜熱[kJ/kg]}^{*3}}$$

$$\text{水位低下時間[h]} = \frac{\text{通常運転水位から燃料有効長頂部冠水部までの保有水量[m}^3] \times \text{プール保有水密度[kg/m}^3]^{*2} \times \text{蒸発潜熱[kJ/kg]}^{*3}}{\text{使用済燃料の崩壊熱[MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

③沸騰による水位の低下平均速度

$$\text{水位低下速度[m/h]} = \frac{\text{通常運転水位から燃料有効長頂部冠水部までの高低差[m]}}{\text{通常運転水位から燃料有効長頂部冠水部まで水位低下にかかる時間[h]}}$$

燃料プールの下部は機器等が設置されており保有水が少ないため、燃料プールの下部では水位低下速度は早く、燃料プールの上部では水位低下速度は遅い。燃料有効長頂部に水位が到達するまでの時間評価では、保守的に一律の水位低下速度を想定する。

○算定に使用する値

プール保有水の比熱[kJ/kg/°C] ^{*1}	燃料プールの保有水[m ³]	プール保有水密度[kg/m ³] ^{*2}	使用済燃料の崩壊熱[MW]
4.185	6号炉：2085.14 7号炉：2215	958	10.899
蒸発潜熱[kJ/kg] ^{*3}	NWLから燃料有効長頂部冠水部までの保有水量[m ³] ^{*4}	NWLから燃料有効長頂部冠水部までの高低差[m]	NWLから2.1m下までの保有水量[m ³]
2256.47	6号炉：1597.63 7号炉：1673	6号炉：6.975 7号炉：7.017	6号炉：481 7号炉：501

*1 65℃から100℃までの飽和水の比熱のうち、最小となる65℃の値を採用。(1999年蒸気表より)

*2 65℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を採用。(1999年蒸気表より)

*3 100℃の飽和水のエンタルピと100℃の飽和蒸気のエンタルピの差より算出。(1999年蒸気表より)

*4: 保有水量の算出では燃料有効長頂部冠水部として燃料ハンドル上部(燃料有効長頂部より0.1m程度高い位置)を設定

なお、①～③の算出については以下の保守的な仮定と非保守的な仮定の元の評価であるが、総合的に使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していないことの影響が大きく、保守的な評価となると考えられる。

<保守的な仮定>

・温度変化に対する比熱及び密度の計算にてもっとも厳しくなる値を想定している。

- ・使用済燃料プールの水面や壁面からの放熱を考慮していない。
- <非保守的な仮定>
- ・簡易的な評価とするためにプールの温度を全て均一の温度とし、プール全体が100℃に到達した時間を沸騰開始としている。

なお、注水等の操作に対する時間余裕は十分に大きいことからこれらの評価の仮定による影響は無視できる程度だと考える。

○算定結果

項目	6号炉	7号炉
水温 100℃到達までの時間[h]	7.5	7.9
崩壊熱による保有水の蒸散量[m ³ /h]	19	19
NWLから 2.1m まで水位が低下する時間[h]	33	34
燃料有効長頂部冠水部まで水位が低下するのにかかる時間[h]	89	93
水位低下速度[m/h]	0.08	0.08

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、使用済燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、6号炉では約7.5時間、7号炉では約7.9時間後に沸騰を開始して、蒸発により水位低下が始まる。この時の蒸発量は、約19m³/hである。

よって、使用済燃料プールの水位が放射線の遮へいに必要な通常運転水位より2.1m（10mSv/hの場合）下の位置まで低下するのは、6号炉では約33時間後、7号炉では約34時間後あり、どちらの号炉とも、重大事故等対策として期待する可搬型代替注水ポンプを用いた燃料プール代替注水系（可搬型）による注水操作の時間余裕は十分にある。

<参考>

有効性評価では崩壊熱が厳しい定検中に全炉心燃料が取り出される想定であり、通常運転中の想定は以下の通りとなる。

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、使用済燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇、約1.5日後に沸騰が開始され、その後使用済燃料プールの水位が放射線の遮へいに必要な通常運転水位より2.1m（10mSv/hの場合）下の位置まで低下するのは、約4.7日後となる。このように原子炉運転中の使用済燃料プールは、原子炉停止中の使用済燃料プールに比べてさらに長い時間余裕がある。

項目	6号炉	7号炉
使用済燃料の崩壊熱[MW]	3.8	3.8
水温 100℃到達までの時間[day]	1.5	1.6
崩壊熱による保有水の蒸散量[m ³ /h]	6.3	6.3
NWLから 2.1m まで水位が低下する時間[day]	4.7	4.9
燃料有効長頂部冠水部まで水位が低下するのにかかる時間[day]	15.4	16.2
水位低下速度[m/h]	0.02	0.02

4. 燃料取出スキーム

取出燃料	柏崎刈羽7号炉から発生分				柏崎刈羽1,3,5号炉から発生分			
	冷却期間	燃料数[本]	取り出し平均燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 [MW]	冷却期間	燃料数	取り出し平均燃焼度 [GWd/t]	崩壊熱 (MW)
5サイクル 冷却済燃料					2×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	476	50	0.198
4サイクル 冷却済燃料	4×(14ヶ月+70日) +10日	208	50	0.088				
3サイクル 冷却済燃料	3×(14ヶ月+70日) +10日	208	50	0.112	1×(14ヶ月+70日)+35ヶ月	528	50	0.277
2サイクル 冷却済燃料	2×(14ヶ月+70日) +10日	208	50	0.167	35ヶ月	528	50	0.404
1サイクル 冷却済燃料	1×(14ヶ月+70日) +10日	208	50	0.312				
定期検査時 取出燃料	10日	872	33	9.341				
小計				10.020				0.879
崩壊熱合計	崩壊熱:10.899 MW (燃料体数 3,236 体)							

注1：柏崎刈羽7号炉の使用済燃料プールの燃料保管容量は3,444体(6号炉は3,410体)、1取替分(208体)の新燃料のスペースを考慮して使用済燃料の体数は3,236体である。6号炉と比較して貯蔵体数が多いため、評価では7号炉の燃料の崩壊熱を使用する。

注2：崩壊熱は号炉間の燃料輸送を想定した設定とする。

注3：炉心燃料の取り出しにかかる期間(冷却期間)は過去の実績より最も短い原子炉停止後10日を採用する。

「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

1.使用済燃料の計算条件

使用済燃料プール内のラックに燃料が全て満たされた状態を仮定し、その時の燃料を線源とする。

計算条件を以下に示す。

- 線源形状:使用済燃料プール内のラックの全てに燃料が満たされた状態
- 線源材質:燃料及び水を考慮(密度 /cm³)
- ガンマ線エネルギー:計算に使用するガンマ線は、エネルギー 18 群(ORIGEN 群構造)とする。
- 線源強度は、以下の条件で ORIGEN2 コードを使用して算出した。
 - ・燃料照射期間:1915 日(燃焼度 50GWd/t 相当の値)
 - ・燃料組成:STEPⅢ 9×9A 型 (低 Gd)
 - ・濃縮度:(wt.%)
 - ・U 重量:燃料一体あたり (kg)
 - ・停止後の期間:停止 10 日(実績を考慮して設定した値を設定)

○計算モデル:直方体線源

線量率計算は QAD-CGGP2R コードを用いておりその評価モデルを図 1 に示す。また、計算により求めた線源強度を表1に示す。

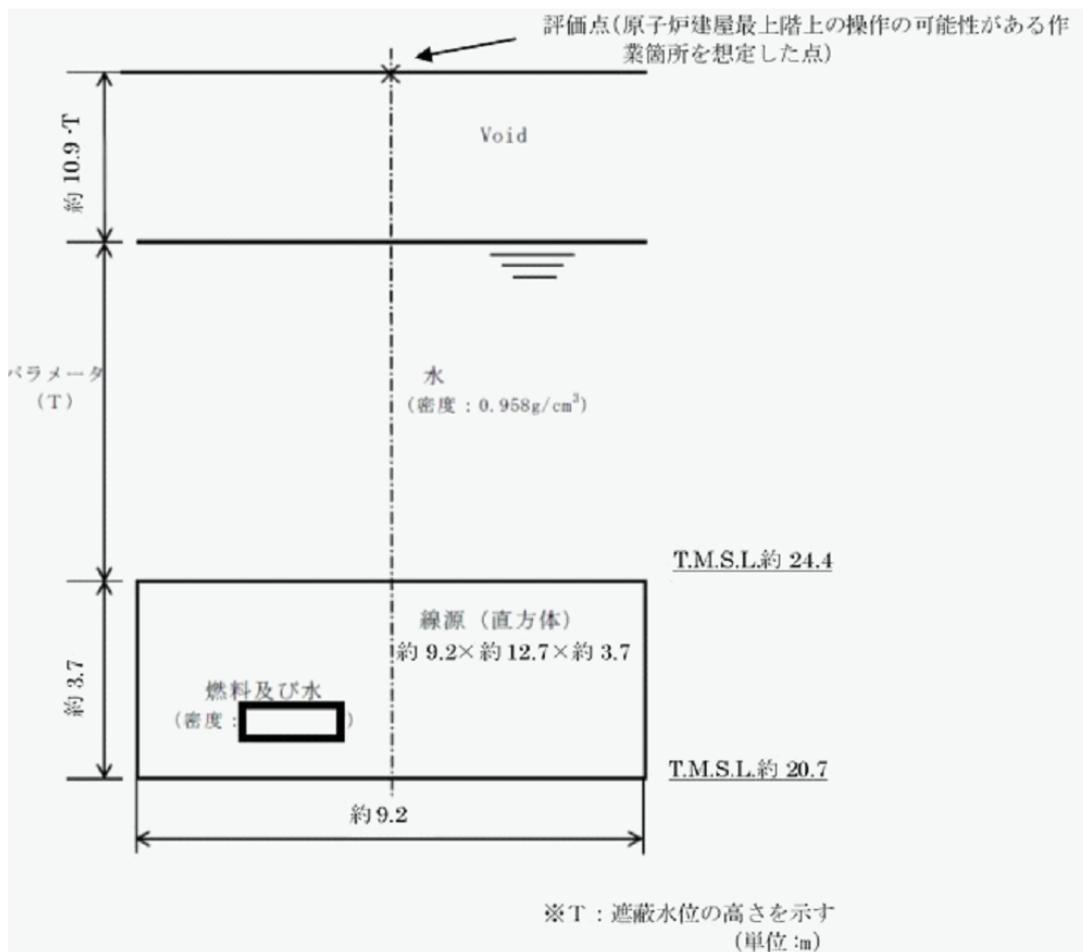


図 1 使用済燃料の線量率計算モデル

表1 使用済燃料の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	燃料線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	2.66×10^{11}
2	2.50×10^{-2}	6.07×10^{10}
3	3.75×10^{-2}	6.99×10^{10}
4	5.75×10^{-2}	4.56×10^{10}
5	8.50×10^{-2}	5.4×10^{10}
6	1.25×10^{-1}	9.78×10^{10}
7	2.25×10^{-1}	5.65×10^{10}
8	3.75×10^{-1}	4.56×10^{10}
9	5.75×10^{-1}	1.67×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	1.86×10^{11}
11	1.25×10^0	1.47×10^{10}
12	1.75×10^0	5.03×10^{10}
13	2.25×10^0	3.35×10^9
14	2.75×10^0	1.86×10^9
15	3.50×10^0	1.64×10^7
16	5.00×10^0	1.34×10^2
17	7.00×10^0	1.55×10^1
18	9.50×10^0	1.78×10^0
合計		1.12×10^{12}

2.使用済制御棒の計算条件

使用済燃料プール内の使用済制御棒を線源とする計算条件を以下に示す。

- 線源形状:使用済制御棒貯蔵ハンガの全てに使用済制御棒が満たされた状態
- 線源材料:水(密度 0.958g/cm³)

65℃から 100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる 100℃の値を採用

- ガンマ線エネルギー:計算に使用するガンマ線はエネルギー 18 群(ORIGEN 群構造)とする。
- 線源強度は、使用済制御棒を高さ方向に 3 領域に分割し、使用済制御棒上部は上部ローラを、使用済制御棒中間部はアブソーバ管やタイロッド等を、使用済制御棒下部は下部ローラを代表としてモデル化している。使用済制御棒中間部は制御棒を挿入時(照射期間 426 日)にのみ、使用済制御棒上部と下部は挿入時と引き抜き時(照射期間 1278 日)の間、炉心下部の出力ピーキングに応じた中性子が照射されるものとする。

また、使用済燃料プールには、タイプ別でかつ、冷却期間の異なる使用済制御棒が混在して貯蔵されていることを想定し、貯蔵使用済制御棒全体の放射能を保存して平均した線源強度を式(1)により算出した。

$$\cdot \text{平均線源強度} = \frac{\sum \{ (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数}) \}}{\text{全貯蔵本数}} \dots \dots \dots (1)$$

制御棒のタイプは Hf, B₄C の 2 タイプ、冷却期間は 0~10 サイクルの 11 種類、全貯蔵本数は 204 本とした。

○計算モデル:直方体線源

線量率計算は QAD-CGGP2R コードを用いておりその評価モデルを図 2 に示す。また、計算により求めた線源強度を表 2 に示す。

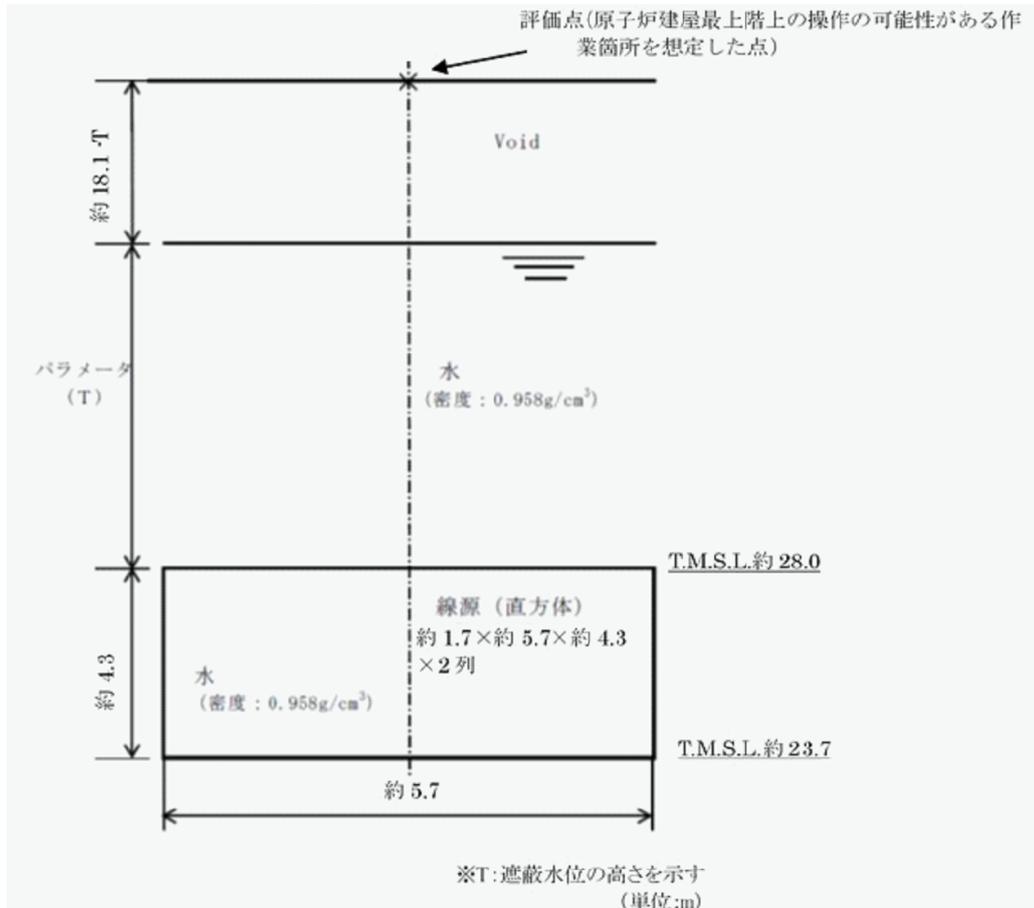


図2 使用済制御棒の線量率計算モデル

表 2 使用済制御棒の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	制御棒上部 線源強度 ($\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)	制御棒中間部 線源強度 ($\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)	制御棒下部 線源強度 ($\text{cm}^{-3}\cdot\text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	7.40×10^6	1.70×10^9	7.40×10^6
2	2.50×10^{-2}	5.85×10^4	1.32×10^7	5.85×10^4
3	3.75×10^{-2}	4.01×10^4	1.18×10^7	4.01×10^4
4	5.75×10^{-2}	4.41×10^4	4.37×10^9	4.41×10^4
5	8.50×10^{-2}	2.29×10^4	4.46×10^7	2.29×10^4
6	1.25×10^{-1}	3.99×10^4	6.42×10^9	3.99×10^4
7	2.25×10^{-1}	3.98×10^4	1.31×10^8	3.98×10^4
8	3.75×10^{-1}	2.36×10^6	1.52×10^9	2.36×10^6
9	5.75×10^{-1}	6.17×10^6	8.46×10^9	6.17×10^6
10	8.50×10^{-1}	2.22×10^7	7.39×10^7	2.22×10^7
11	1.25×10^0	8.13×10^7	5.27×10^8	8.13×10^7
12	1.75×10^0	1.14×10^5	1.79×10^5	1.14×10^5
13	2.25×10^0	4.31×10^2	4.52×10^2	4.31×10^2
14	2.75×10^0	3.47×10^0	1.24×10^0	3.47×10^0
15	3.50×10^0	1.46×10^{-3}	3.41×10^{-5}	1.46×10^{-3}
16	5.00×10^0	1.52×10^{-5}	3.55×10^{-7}	1.52×10^{-5}
17	7.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0
18	9.50×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0	0.00×10^0
合計		1.20×10^8	2.33×10^{10}	1.20×10^8

○使用済制御棒の冠水時及び露出時の線量率計算モデルについて

使用済制御棒は次に示すようにステンレスの使用済制御棒ハンガにハンドル部を通して格納されている。評価ではこの構造材を含めた使用済制御棒設置箇所を直方体の線源としてモデル化している。

遮蔽計算をする際、線源材にも密度を設定することで自己遮へい等の計算を行う。本評価ではこちらの設定を制御棒が冠水時(①)、一部露出時(②)、露出時(③)のいずれにおいても遮蔽性能の低い水として計算している。

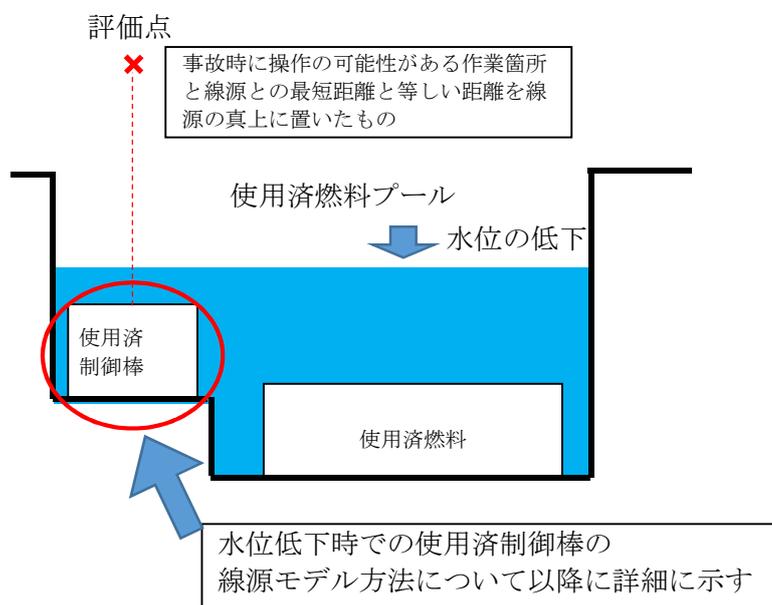
こちらは露出時(③)において、制御棒間等は気中とあるが、制御棒は水より密度の大きいステンレスや炭化ホウ素(またはハフニウム)等で構成されていること、線源以外にも使用済制御棒ハンガのような構造材があることから充分保守的なモデルとなっている。

冠水時(①)、一部露出時(②)の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間など、気中であった箇所に水が入る為、遮蔽効果はさらに高まるが、評価においては露出時(③)と同様、水と設定して評価をすることでさらに保守的なモデルとなっている。

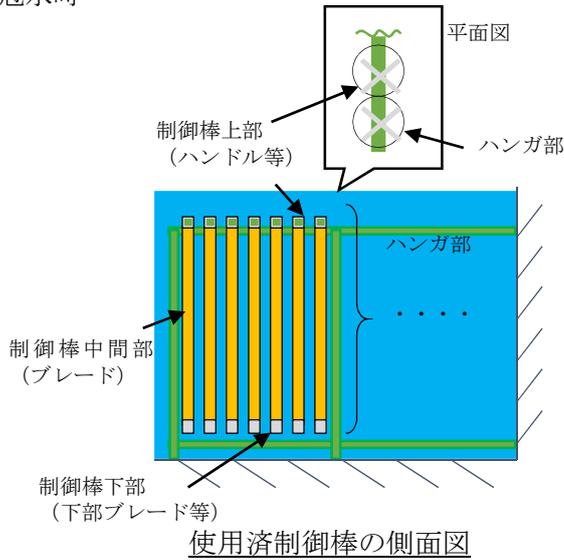
評価結果において、水位低下により使用済制御棒露出が開始した際の現場の線量率と、完全に露出した後の現場の線量率にあまり差異がないことは、評価で上記に示す通り冠水時(①)と露出時(③)を等しく、線源が水として計算しているためである。

<参考>

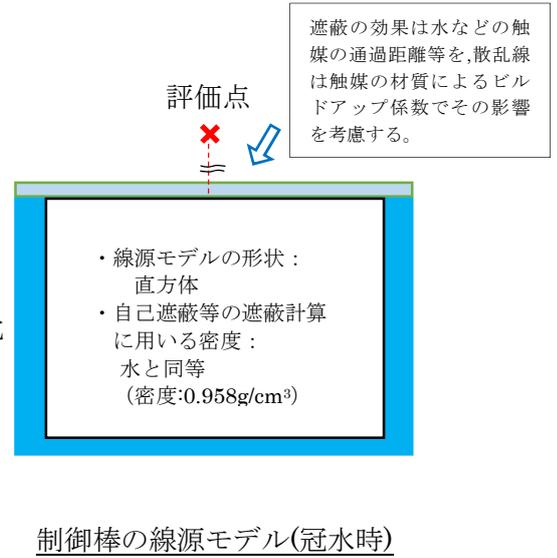
一例として Co60 を線源とした時の $1/10$ 価層は水であると約 70cm であるのに対して、鉄(密度： 7.87kg/cm^3)であると約 7.4cm となり、これらの遮蔽性能が水と比べて大きいことが分かる。



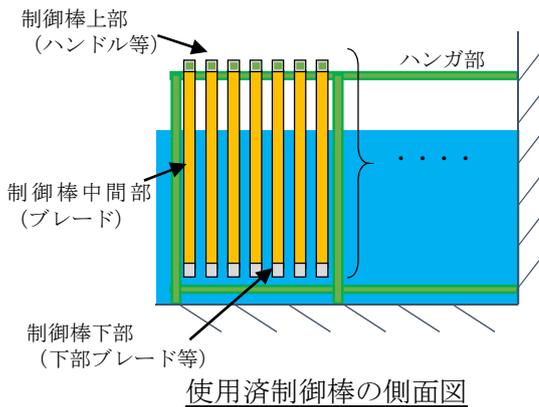
①冠水時



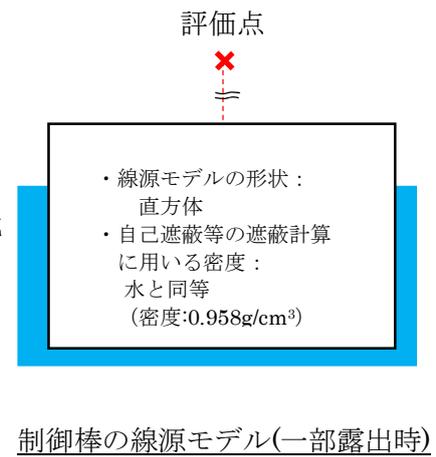
モデル化



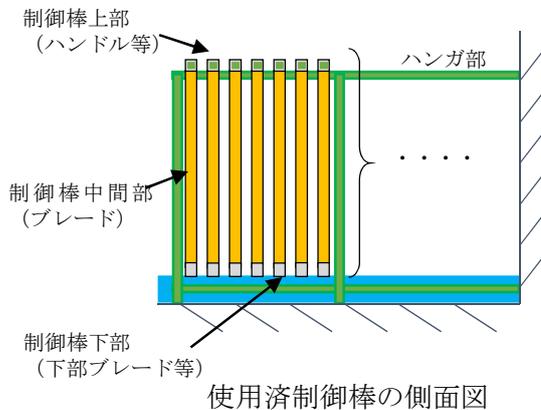
②一部露出時



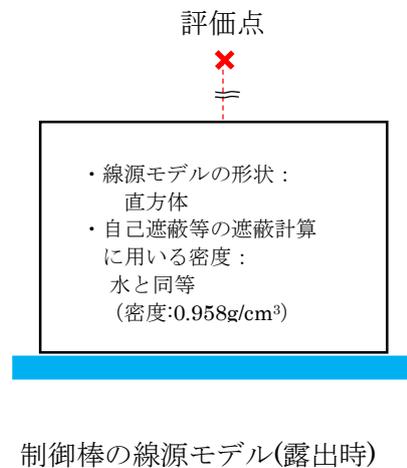
モデル化



③露出時



モデル化



3.線量率の評価

線量率は、QAD-CGGP2R コードを用いて計算している。

一般的に点減衰核積分法では、線源領域を細分化し点線源で近似を行い、各点線源から計算点までの媒質の通過距離から非散乱ガンマ線束を求める。これにビルドアップ係数をかけ、線源領域全空間で積分した後、線量率換算係数を掛けることで計算点での線量率を求める。

QAD-CGGP2R コードでは、式(2)を用い、線量率を計算している。図3に QAD-CGGP2R コードの計算体系を示す。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{(-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k)} \cdot B_{ij} \cdot \dots \cdot (2)$$

j : エネルギー群番号(18 群)

i : 線源点番号

k : 領域番号(遮へい領域)

F_j : 線量率換算係数

S_{ij} : i 番目の線源点で代表される領域の体積で重みづけされたエネルギー j 群の点線源強度

R_i : i 番目の線源点と計算点の距離

B_{ij} : ビルドアップ係数

μ_{jk} : 領域 k におけるエネルギー j 群のガンマ線に対する線吸収係数

t_k : 領域 k をガンマ線が透過する距離

これにより求めたエネルギー第 j 群の線量率 D_j から、全ての線源エネルギー群について加えることによって全線量率を計算している。

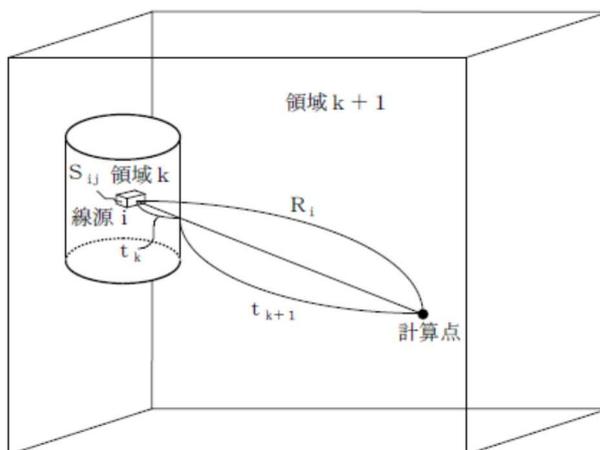


図3 QAD-CGGP2R コードの計算体系

4. 線量率を求める際の評価点と放射線遮へいが維持される水位について

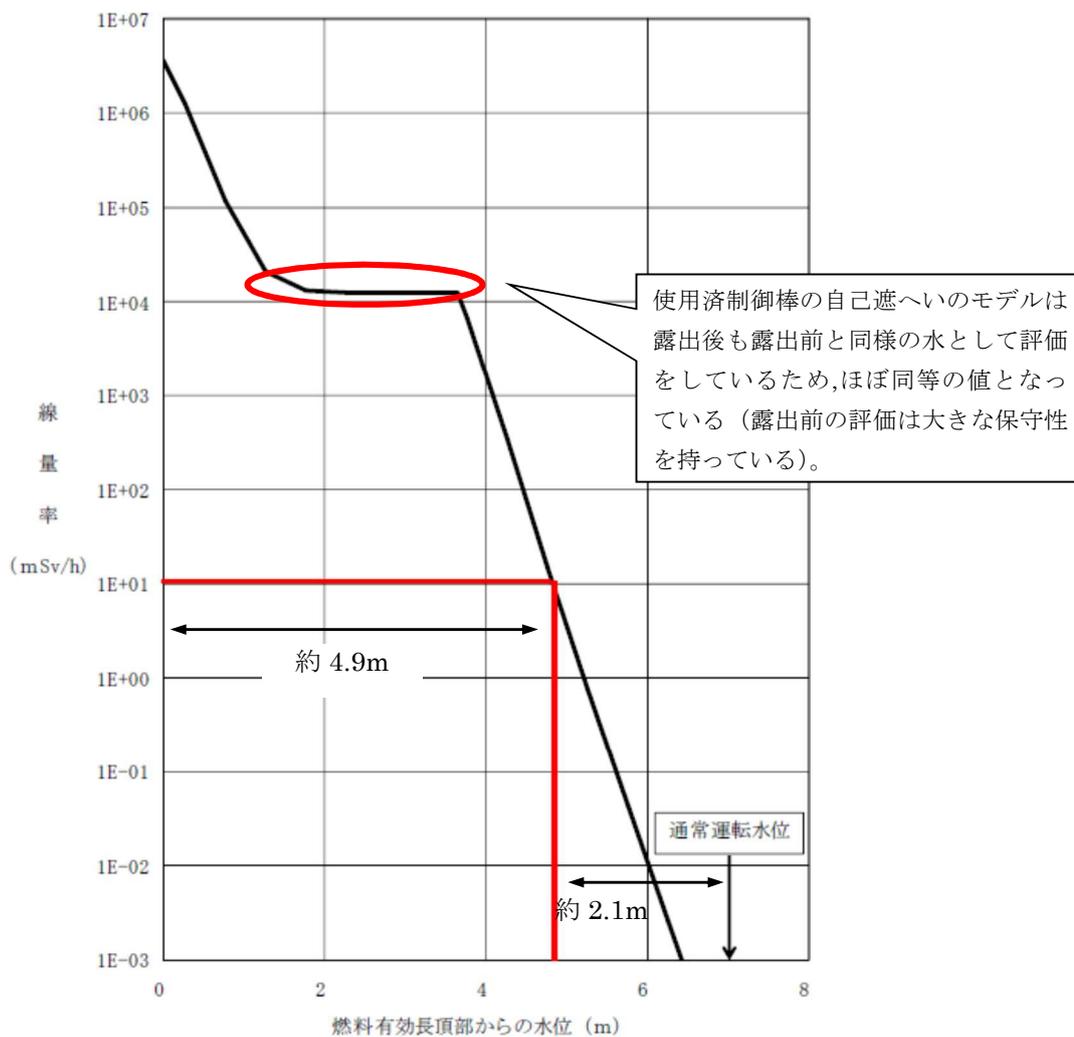
(1) 線量率を求める際の評価点

線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、使用済燃料プールの近接にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の設置箇所(想定事故1では操作しない)を考慮して、原子炉建屋最上階の床付近とした。なお、評価では図1および図2の線量率計算モデルに示すようにプール管体による遮へいは考慮せず、線源から評価点までの距離を入力として評価している。

(2)放射線の遮へいが維持される水位

想定事故1では原子炉建屋最上階での作業は不要であるため、被ばくの評価で照射時間を想定することは困難であるが、仮に使用済燃料プールの近接にある燃料プール冷却浄化系の手動弁の操作であっても長時間の作業とならない。そこで想定事故1の線量率は、緊急作業時の被ばく限度(100mSv)から十分余裕のある10mSv/hとした。

必要な遮へい水位は下の図より柏崎刈羽原子力発電所6,7号炉において約4.9mとなり、開始水位から約2.1mが低下した水位である。



通常運転水位 (T. M. S. L. 31390)

図4 放射線の遮へいが維持される水位

安定停止状態について

想定事故 1（使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失）の安定停止状態については以下のとおり。

水位及び温度が安定した状態：

使用済燃料プールへの注水により水位が回復，維持することで，燃料の冠水，放射線遮へい，未臨界が維持され，保有水の温度が安定した状態

使用済燃料プールの水位，温度安定状態への確立について

図 4.1.4 に示すとおり，冷却機能喪失により事象発生から約 8 時間後に沸騰を開始するが，12 時間後に燃料プール代替注水系（可搬型）を用いることで，水位の回復，維持ができるため，その状態を安定した状態とした。

長期的な安定状態への確立について

燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を継続し，残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系等の復旧に努める。復旧後は，補給水システムによりスキマサージタンクへの補給を実施し，使用済燃料プールの保有水をこれらの除熱系で冷却することで保有水の温度が低下し，注水を実施しなくても安定状態が維持される。

評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故1)

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

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目パラメータを与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料崩壊 熱	約 11MW	取り替え燃料 毎 (約 11MW 以下)	原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料とそれ以前に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料プールの貯蔵ラックの容量の最大数となるように保管した状態を設定。 炉心燃料の冷却期間については過去の実績より取出期間が最も短い 10 日を想定。 崩壊熱の計算に当たっては、ORIGEN2 を用いて算出。 保安規定の設定値である 65℃ を設定。	燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は、崩壊熱や燃料プールの初期水温、初期水位、プールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間を与える影響はない。	最確条件では評価条件で設定している崩壊熱より小さな値となることが考えられ、その場合は使用済燃料プール内の水温上昇は緩やかになるが、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は 1 日以上 (10mSv/h の場合 6/7 号炉 約 1.4 日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は 3 日以上 (6 号炉約 3.8 日、7 号炉約 4.0 日) とあることから、崩壊熱の変動が評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	65℃	取り替え燃料 毎 (65℃以下)		最確条件では評価条件で設定している使用済燃料プールの水温より低くなることを考えられ、さらに時間余裕が長くなるが、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は 1 日以上 (10mSv/h の場合 6/7 号炉 約 1.4 日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は 3 日以上 (6 号炉約 3.8 日、7 号炉約 4.0 日) あるため影響は小さい。 なお、自然蒸発による水位低下も考えられるが、沸騰による水位低下と比べて僅かであり、また、評価で保有水の密度は 100℃ の値を用いている。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合であっても、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は 1 日以上 (10mSv/h の場合 6/7 号炉 約 1.1 日)、有効燃料棒頂部まで水位が低下するまでの時間は 3 日以上 (6 号炉 約 3.5 日、7 号炉 約 3.7 日) あり、12 時間後までに燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水が可能であるため影響はない。	
事象発生 前の使用済 燃料プー ルの水 位	通常運転 水位	通常運転水位 付近	設計値を設定。	評価条件での初期水位は通常運転水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料有効長頂部に低下するまでの時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル (通常運転水位から 0.3m 程度低下した位置) とした場合であっても放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は 1 日以上 (10mSv/h の場合 6/7 号炉 約 1.4 日)、水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は 3 日以上 (6 号炉約 3.7 日、7 号炉約 3.9 日) あり、12 時間後までに燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水が可能であるため影響はない。 また、初期に地震起因のスロッシングが発生していた場合において、最大で約 3m 程度の水位の低下が発生する (内部溢水の影響評価参照: 6 号炉 690m ³ 、7 号炉 710m ³)。この場合、オペレーターが注水する (内部溢水の注水ラインのみを用いる燃料プール代替注水系 (可搬型) での注水操作は出 来ない。 ただし、常設のサブレイアウト及び一部常設の注水ラインを用いる燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水操作は屋外からであるため、作業現場での放射線の影響は問題なく、また、水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は 2 日以上 (6 号炉約 2.2 日、7 号炉約 2.3 日) あるため注水操作への影響も小さい。	

初期条件

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

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
初期条件	ブールゲート閉鎖 (原子炉ウエル及びD/Sピット、キヤスクピットの保有水量を考慮しない)	ブールゲート開放 (原子炉ウエル及びD/Sピット、キヤスクピットの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出直後であるため、ブールゲートは開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル及びD/Sピット、キヤスクピットの保有水量を考慮しない状態を想定。	燃料ブール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料ブール水への注水操作は、崩壊熱や燃料ブール水の初期水温、初期水位、ブールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものがあるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	ブールゲートの開放を想定した場合、保有水量はブールゲート閉鎖時と比べ2倍程度となり、保有水量温度上昇や蒸発による水位の低下速度は緩和される。なお、現在のブールゲートが閉鎖された想定であっても放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上 (10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.4日)、水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は3日以上 (6号炉約3.8日、7号炉約4.0日) あることから、ブールゲート開放を想定した場合出会うことも、パラメータに与える影響はない。
事故条件	使用済燃料ブール冷却機能喪失及び注水機能喪失	使用済燃料ブール冷却機能喪失及び注水機能喪失	使用済燃料ブールの冷却機能及び補給水機能が喪失しているものとして設定。	評価条件と最確条件が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。	評価条件と最確条件が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。
機器条件	燃料ブール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料ブール水への注水流量	最大 80m ³ /h 80m ³ /h以上 ^{※1}	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであるが、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。 可搬型代替注水ポンプの設計流量を基に設定。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源がある場合と外部電源がない場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
					評価条件で設定している燃料ブール代替注水系 (可搬型) による注水流量は崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度 (最大 19m ³ /h) より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

※1 常設のサブレイヘッダ及び一部常設の注水ラインを用いる方法の注水流量を示す。可搬の注水口及び可搬の注水ラインを用いた場合の注水流量は 45m³/h (1台) となる。

※2 常設のサブレイヘッダ及び一部常設の注水ラインを用いる手段による注水量を示す。なお、常設のサブレイヘッダ及び一部常設の注水ラインにおいては、可搬の注水口及び可搬の注水ラインを用いる手段も可能であり、その場合であっても崩壊熱相当の蒸発量を上回る注水が可能である。

表 2 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 (1/2)

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方				
操作条件	<p>燃料プール代 替注水系 (可 搬型) による 使用済燃料プ ールへの注水 操作</p>	<p>当社の可搬型設備に対 するフェーズドアドプロ ーチの考え方(事故発生 後の対策を事故発生か らの経過時間をフェーズ ズに分類し、各フェーズ で用いる人員、資機材に 関する要件について、時 間余裕や代替可能性の 観点から具体的な対応 を設定しておく方針)に 基づき設定。</p>	<p>【認知】 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料 プールへの注水操作の開始は事象発生から 12 時間 後であり、それまでに外部電源喪失等による使用済 燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失を認知 できる時間がある。 【要員配置】 当該操作は専任の緊急時対策要員が配置されてお り、操作開始時間に与える影響はなし。 【移動】 燃料プール代替注水系 (可搬型) に用いる消防車は、 荒浜副高台から大漆側ヤードまで事象発生後に移 動することを想定している。仮に地震等の外部事象 が起因事象の場合に、アクセスルートへの被害があつ ても、ホイールローダー等にて必要なアクセスルー トを仮復旧でききる体制としており、操作開始時間 に与える影響はなし。 【操作所要時間】 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料 プールへの注水準備は、消防車の配置、ホース敷設、 ポンプ起動及びホース接続口の弁の開操作である。 移動時間を含め、これら準備操作に想定どおり 1 時 間を要する。なお、評価上の操作開始時間を 12 時 間後と設定しているが、他の操作はないたため、使用 済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失を認 知した時点で準備が可能である。なお、その場合は 実際の操作開始時間は早くなる場合が考えられる。 【他の並列操作有無】 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料 プールへの注水操作時に、他の並列操作はなく、操 作時間に与える影響なし。 【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため 2 人 1 組で実施することとしており、誤操作は起こ りにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能 性は低い。</p>	<p>評価上の操作開始時間は 12 時間後を設定しているが、他 の操作はないため、使用済燃 料プールの冷却機能又は注 水機能の喪失を認知した時 点で注水準備に着手可能で あり、評価上の操作開始時間 に対し、実際の操作開始時間 が早くなる場合が考えられ る。</p>	<p>評価上の操作開始時間に対 し、実際の操作開始時間が早 くなる場合が考えられ、この 場合、放射線の遮へいが維持 される最低水位に到達するま での時間余裕は大きくなる が、その時間は 1 日以上 (10mSv/h の場合 6/7 号炉 約 1.4 日) 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>当該操作に対する時間余 裕は、放射線の遮へいが維 持される最低水位に到達 するまでの時間が 1 日以 上 (10mSv/h の場合 6/7 号炉 約 1.4 日)、燃料有効 長頂部まで水位が低下す るまでの時間が 3 日以上 (6 号炉約 3.8 日、7 号炉 約 4.0 日) であり、事故を 検知して注水を開始する までの 12 時間以内は十分 な時間余裕を確保できる 時間である。</p>

表 2 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 (2/2)

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方				
操作条件	防火水槽への補給	防火水槽への補給は、評価条件ではないが、評価で想定している操作の成立や継続に必要な作業 燃料プール代替注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水開始時間を踏まえ設定	防火水槽への補給までの時間は、事象発生から約 12 時間あり時間余裕がある	-	-	-
	消防車への給油	消防車への給油は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業 消防車による注水開始時間を踏まえ設定	消防車への給油開始の時間は、事象発生から約 12 時間あり時間余裕がある	-	-	-

7 日間における水源の対応について(想定事故 1)

○水源

防火水槽：約 100m³

淡水貯水池：約 18,000m³

○水使用パターン

①可搬型代替注水ポンプでの使用済燃料プールへの注水
最大流量 80m³/h で事故発生後 12 時間以降運転する。

使用済燃料プール水位回復後、水位を維持出来るよう崩壊熱相当 (最大 19m³/h) の注水を実施する。

②淡水貯水池から防火水槽への移送

12 時間後から、淡水貯水池から防火水槽へつながらる配管の弁を操作することで必要な水量を防火水槽へと補給ができる。

○時間評価

淡水貯水池から防火水槽への移送は可搬型代替注水ポンプによる注水量を上回る移送が出来るため、注水継続に必要な防火水槽の水を維持できる。

○水源評価結果

事故後 12 時間後からプール水位回復する 13.3 時間までは 80m³/h で注水を行い、その後崩壊熱相当 (19m³/h) で注水を実施するため、7 日間では合計約 3,100m³ の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である*。

(約 80m³/h × (13.3h - 12.0h) + 19m³/h × (168h - 13.3h)) ÷ 3,100m³)

※評価は常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる燃料プール代替注水系 (可搬型) での注水を想定している。

なお、可搬の注水口及び可搬の注水ラインを用いる燃料プール代替注水系 (可搬型) を用いた場合であっても必要な水量は同様である。

事故後 12 時間後からプール水位が回復する 15.0 時間までは 45m³/h で注水を行い、その後崩壊熱相当 (19m³/h) で注水を実施するため、7 日間では合計約 3,100m³ の水量が必要となるが、十分な水量を確保しているため対応可能である。

(約 45m³/h × (15.0h - 12.0h) + 19m³/h × (168h - 15.0h)) ÷ 3,100m³)

7 日間における燃料の対応について(想定事故 1)

プラント状況: 6 号炉運転中。 1～5, 7 号炉停止中。

想定事故 1 は 7 号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とするが、6 号炉のみ非常用ディーゼル発電機起動失敗による全交流動力電源喪失を想定する。

号炉	時系列		合計	判定
	事象発生直後～事象発生後 7 日間	使用済燃料プール注水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 2 台起動。 ※4 18L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 6,048L		
7 号炉	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 <u>757,008L</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 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 2 台起動。 18L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 6,048L	代替熱交換器用 電源車 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h × 24h × 7 日 × 2 台 = 36,960L	7 日間の 軽油消費量 約 <u>902,328L</u>	6 号炉軽油タンク 及びび地下軽油タンクの 容量(合計)は 約 <u>1,164,000L</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。 ※3 (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	空冷式ガスタービン発電機 3 台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h × 24h × 7 日 × 3 台 = 859,320L	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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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 <u>70,896L</u>	1～7 号炉軽油タンク 及びび地下軽油タンクの 残容量(合計)は 約 <u>527,944L</u> 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 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は 1 台足りるが、保守的に空冷式ガスタービン発電機 3 台を起動させて評価した。

※3 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は 1 台足りるが、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。

※4 事故収束に必要な可搬型代替注水ポンプは 1 台足りるが、保守的に 2 台とした

4.2 想定事故 2

4.2.1 想定事故 2 の特徴，燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「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」において，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには，「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，想定事故 2 として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，使用済燃料プールの水位が低下する事故」がある。

(2) 想定事故 2 の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

使用済燃料プールからの水の漏えいを防止するため，使用済燃料プールには排水口を設けない設計としており，また，燃料プール冷却浄化系はスキマせきを越えてスキマサージタンクに流出する水を循環させる設計とするとともに，使用済燃料プールに入る配管には逆止弁を設け，配管からの漏えいがあってもサイフォン現象による使用済燃料プール水の流出を防止する設計としている。

使用済燃料プールに入る配管の逆止弁は動力を必要としない設計であり，信頼性は十分高いと考えられるが，想定事故 2 では，使用済燃料プール冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置がとられない場合には，やがて燃料は露出し，損傷に至る。

したがって，想定事故 2 では，使用済燃料プールからの保有水漏えいの停止や使用済燃料プールへの注水の確保を行うことによって，燃料有効長頂部が冠水していること，放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故 2 における機能喪失に対して，使用済燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却を可能とし，使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保するため，運転員による使用済燃料プールからのサイフォン現象による漏えいを停止する手段及びサイフォンブレイク孔による漏えいの停止手段，並びに燃料プール代替注水系（可搬型）※による使用済燃料プールへの注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 4.2.1 に，手順の概要を図 4.2.2 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 4.2.1 に示す。

※ 燃料プール代替注水系（可搬型）として常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる手段によって対応する。なお，常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水ラインが使用出来ない場合においては可搬の注水口及び可搬の注水ラインのみを用いる手段による対応も可能である。

想定事故2における事象発生10時間までの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30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※、運転操作対応を行う運転員9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、緊急時対策要員(現場)14名である。

※ 停止中のプラントを含む体制は、必ず「当直副長2名」ではなくケースによっては「当直副長1名、運転員1名」の場合もある。

また、使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故(想定事故2)の対応として事象発生10時間以降に追加に必要な要員は0名である。6号炉及び7号炉同時の重大事故等時においては、必要な要員及び資源の観点からより厳しくなるように、一方の号炉で使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故「想定事故2」を想定し、もう一方の号炉で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「全交流動力電源喪失」を想定しているため、両号炉で事象発生10時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための参集要員13名である。必要な要員と作業項目について図4.1.3に示す。

a. 使用済燃料プール水位低下確認

外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止する。同時に残留熱除去系配管破断が発生し、サイフォン現象により使用済燃料プール水位が低下することを確認する。

使用済燃料プールの水位低下を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位計等である。

使用済燃料プールからのオーバーフローが無くなるため、スキマサージタンク水位が低下し使用済燃料プールの冷却系の再起動が不可能になる。

b. 使用済燃料プール漏えい隔離

使用済燃料プール及びスキマサージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系配管の手動弁を閉止することで隔離が完了する。

c. 使用済燃料プールの補給水系機能喪失確認

使用済燃料プール水の水位低下分を補給するため、補給水系による使用済燃料プールへの補給準備を行う。外部電源喪失により停止した復水移送ポンプの起動に失敗するため、使用済燃料プールの補給水系が機能喪失したことを確認し、燃料プール代替注水系(可搬型)の準備を開始する。

使用済燃料プールの補給水系機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃

料プール水位計等である。

使用済燃料プールへの注水が開始するまで、使用済燃料プール水温度は「約 5°C/h」で上昇し、事象発生から約 7 時間後に「100°C」に到達する。

d. 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給

燃料プール代替注水系(可搬型)の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。

4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故 2 として「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」である。

想定事故 2 では、残留熱除去系配管の貫通クラック形成後、サイフォン現象によって、使用済燃料プールの水は漏えいし、使用済燃料プール水温上昇、沸騰及び蒸発により、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

なお、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故 2 における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。

(添付資料 4.2.1)

(2) 有効性評価の条件

想定事故 2 に対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 4.2.2 に示す。また、主要な解析条件について、想定事故 2 特有の解析条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温

使用済燃料プールの初期水位は通常運転水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウェル間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の 65°C とする。

(b) 崩壊熱

使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることとする。このときの使

用済燃料の崩壊熱は約 11MW である。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系，残留熱除去系，復水補給水系，圧力抑制プール水浄化系等の機能喪失を想定する。

(b) 配管破断の想定

使用済燃料プールの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象として，原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管[※]の貫通クラックを想定する。当該配管は低圧設計の配管であることから，配管内径の 1/2 の長さと同径の配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラックを想定する。

※使用済燃料プールに入る配管でサイフォン現象による漏えい発生の可能性のあるものは，燃料プール冷却浄化系のディフューザ配管以外になく，よって当該配管に接続される系統のうち，配管内径や破断時の高さ等の漏えい発生時の影響を考慮して設定

(c) サイフォン現象による漏えい量

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

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

(添付資料 4.2.2)

(d) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても，可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水は可能であり，外部電源がある場合と事象進展は同じであることから，資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料プールへの注水流量

使用済燃料プールへの注水は，可搬型代替注水ポンプ 1 台を使用するものとする。使用済燃料プールへの注水流量は，使用済燃料プール崩壊熱による使用済燃料プール水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として，80m³/h[※]を設定するものとする。

※ 常設のスプレッドヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる方法の注水流量を示す。可搬の注水口及び可搬の

注水ラインによる燃料プール代替注水系（可搬型）でも崩壊熱による蒸発量を上回り燃料損傷防止が可能な45 m³/hを設定するものとする。

d. 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) 使用済燃料プール漏えい隔離は、事象発生から150分後に完了するものとする。

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

なお、サイフォンブレイク孔の効果に期待した場合には約90分後に漏えいが停止するため、運転員による漏えい停止操作での対応に比べて、その後の事象進展や評価項目となるパラメータが緩やかになることから本評価では運転員による漏えい停止操作による対応を示す。

(3) 有効性評価の結果

使用済燃料プール水位の変化を図 4.2.4 に、使用済燃料プール水位と線量率の評価結果を図 4.2.5 に示す。

a. 事象進展

残留熱除去系配管の貫通クラック形成後、サイフォン現象によって、使用済燃料プールの水は漏えいし、使用済燃料プールの水位は低下する。スキマせきを越える水がなくなるためスキマサージタンクの水位低下又は使用済燃料プールの水位低下に伴い発生する警報により異常を認知し、原子炉建屋 2 階にある燃料プール冷却浄化系配管の手動弁を閉止することにより、事象発生から 150 分後に漏えい箇所が隔離され、サイフォン現象による漏えいは停止する。一方、使用済燃料プールの水位低下分を補給するため、補給水系による水の補給準備を行い、補給水系が使用不可能な場合、燃料プール代替注水系(可搬型)による注水の準備を行う。

使用済燃料プールへの注水が開始されるまで、使用済燃料プールの水温は約 5°C/h で上昇し、事象発生から約 7 時間後に 100°C に達することとなる。その後、蒸発により使用済燃料プールの水位は低下し始めるが、事象発生から 12 時間経過した時点で可搬型代替注水ポンプ 1 台を用いた燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水を開始することによって、水位は回復する。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ蒸発量に応じた水量を可搬型代替注水ポンプ 1 台を用いた燃料プール代替注水系(可搬型)により使用済燃料プールに補給する。

b. 評価項目等

使用済燃料プール水位の時間変化を図 4.2.4 に示すが、水位は通常運転水位から約 1.1m まで低下することとなり、燃料有効長頂部は冠水している。保有水の温度については約 7 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。

また、図 4.2.5 に示すとおり、通常運転水位から約 1.1m 下の水位での線量率は約 1.0×10^{-1} mSv/h 以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持される。

なお、使用済燃料プールは燃料が冠水状態の場合、臨界未満とする設計であることから、未臨界は維持される。

事象発生 12 時間後から燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を行うことで、崩壊熱相当の注水が実施され、使用済燃料プール水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

(添付資料 4.1.2, 4.2.3)

4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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。

想定事故2は、漏えい箇所の隔離及び燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作により、使用済燃料プールの水位回復及び水位低下の抑制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、漏えい箇所の隔離及び燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表4.2.2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、評価条件の設定に当たっては、柏崎刈羽原子力発電所7号炉を代表として原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる燃料の崩壊熱、事象発生前の使用済燃料プール水温（初期水温）及び水位（初期水位）、プールゲートの状態、並びに破断箇所・状態の想定及び逆流防止用の逆止弁の状態の影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間へ与える影響

崩壊熱、初期水位及び初期水温等の変動を考慮した場合、使用済燃料プール内の

水温上昇及び水位低下時間が変動するが、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作や漏えい箇所の隔離操作は、これらの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失や水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料プール崩壊熱の変動を考慮し、最悪条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料プール崩壊熱より小さくなることから、評価項目に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期水温の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水温より、低くなることが考えられるが、初期水温が低くなる場合には、使用済燃料プールの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期水位の変動を考慮した場合、評価条件として設定している初期水位より低くなり、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は短くなるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、水位が低下するまでの時間を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

プールゲートの状態の変動を考慮した場合、プールゲート開放時は原子炉ウェル、D/Sピット、及びキャスクピットの保有水を考慮すると水量は多くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

破断箇所・状態の想定及び逆流防止用の逆止弁の状態の変動を考慮した場合、配管全周破断、逆止弁全開固着と想定した場合は漏えい量が多くなり、漏えい箇所隔離操作までの時間余裕が短くなる。ただし、サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレイク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はなく、漏えい量が少なくなることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は評価上の操作開始時間は12時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プー

ルの冷却機能又は注水機能の喪失を認知した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられる。

漏えい箇所の隔離操作について、評価上は事象発生約150分後を完了することを設定しているが、実際には燃料プール水位計の警報確認等により早く認知ができ、隔離操作完了が早まる場合が考えられる。また、サイフォンブレイク孔の効果に期待した場合、使用済燃料プールの水位がサイフォンブレイク孔の高さ以下へと低下することで、サイフォン現象による漏えいが停止する。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

漏えい箇所の隔離操作や燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、実際に見込まれる操作開始時間が早くなる場合が考えられる。この場合、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間余裕は、漏えい箇所の隔離操作に対して7時間程度(10mSv/hの場合 6号炉 約7.1時間、7号炉 約7.4時間)、注水操作に対して1日以上(10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.0日)と操作に対して十分な時間余裕をもつことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料4.2.4)

(2) 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。

燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「4.1.2 (3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間は1日程度(10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.0日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上(6号炉 約3.4日、7号炉 約3.6日)であり、操作に対して十分な余裕を確保できる。

また、配管の全周破断、逆止弁全開固着と想定した場合は水位の低下は早くなるが、サイフォンブレイク孔による漏えいの停止に期待することで放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は1日以上(10mSv/hの場合 6号炉 約27時間、7号炉 約28時間)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上(6号炉 約3.6日、7号炉 約3.7日)となり、操作に対して十分な時間余裕を確保できる。

(添付資料4.2.4)

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料プール水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、水位低下の評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水位の変動を考慮した場合、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は短く

なるが、仮に初期水位を水位低警報レベルとした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は20時間以上（10mSv/hの場合 6/7号炉 約21時間）、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上（6号炉 約3.3日、7号炉 約3.5日）と長時間を要し、12時間後までに燃料プール代替注水系（可搬型）による注水が可能であるため影響はない。

また、初期に地震起因のスロッシングが発生していた場合において、最大で約3m程度の水位の低下が発生する（内部溢水の影響評価参照：6号690m³、7号710m³）。この場合、オペレーティングフロアでの作業は困難となる（1.0×10³mSv/h程度）。そのため、可搬の注水口及び可搬の注水ラインのみを用いる燃料プール代替注水系（可搬型）での注水操作は出来ない。ただし、燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作は屋外からであるため、作業現場での放射線の影響は問題なく、また、水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は2日以上（6号炉約2.2日、7号炉約2.3日）あるため注水操作への影響も小さい。

また、初期に地震起因のスロッシングが発生していた場合において、最大で約3m程度の水位の低下が発生する（内部溢水の影響評価参照：6号炉 690m³、7号炉 710m³）。この場合、オペレーティングフロアでの作業は困難となり、オペレーティングフロアでの隔離操作が必要な場合においては現場操作弁による漏えい停止や可搬の注水口及び可搬の注水ラインのみを用いる燃料プール代替注水系（可搬型）での注水操作は実施できない。

ただし、このような水位低下に対してもサイフォンブレイク孔により漏えいの停止やオペレーティングフロア以外での漏えいの隔離操作、屋外から常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作が実施可能であり、また水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は2日以上（6号炉約2.2日、7号炉約2.3日）あるため操作への影響も小さい。

（添付資料4.2.4）

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響などを考慮した場合においても、緊急時対応要員による燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プール水位を確保することで、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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2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、「4.2.1 (3)燃料損傷防止対策」に示すとおり30名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の47名で対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は13名である。

なお、今回評価した原子炉停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、原子炉における重大事故の対応と使用済燃料プールにおける重大事故の対応が重畳することも考えられる。しかし、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、時間余裕が十分長く（運転開始直後を考慮しても燃料プールの保有水が100℃に到達するまで最低でも1.5日以上）、原子炉側の事故対応が収束に向かっていている状態での対応となるため、緊急時対策要員や参集要員により対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2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

燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約3,300m³必要となる。防火水槽及び淡水貯水池で合計約18,100m³の水量を保有しており、12時間以降に淡水貯水池から防火水槽への給水を行うことで、防火水槽を枯渇させることなく防火水槽を水源とした注水が可能となることから、7日間の継続実施が可能である。なお、防火水槽への補給の開始を12時間としているが、これは、可搬型設備を12時間以内に使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう設定しているものである。

(添付資料4.2.5)

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、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約750,960Lの軽油が必要となり、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約6,048Lの軽油が必要となる。(合計 約757,008L)

軽油タンクで軽油約1,020,000L(発電所内で軽油約5,344,000L)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、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水について、7日間の継続が可能である。

(添付資料4.2.6)

c. 電源

可搬型代替注水ポンプによる注水は、電源を必要としない。

なお、非常用ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機により電源供給が可能である。

4.2.5 結論

想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」では、使用済燃料プールに入る配管からの漏えいが発生した際に逆止弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象による使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し、かつ、使用済燃料プール水の補給にも失敗して使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた使用済燃料プールへの注水を整備している。

想定事故2について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員操作による燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水により、使用済燃料プールの水位を回復させ維持することができ、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故」に対して有効である。

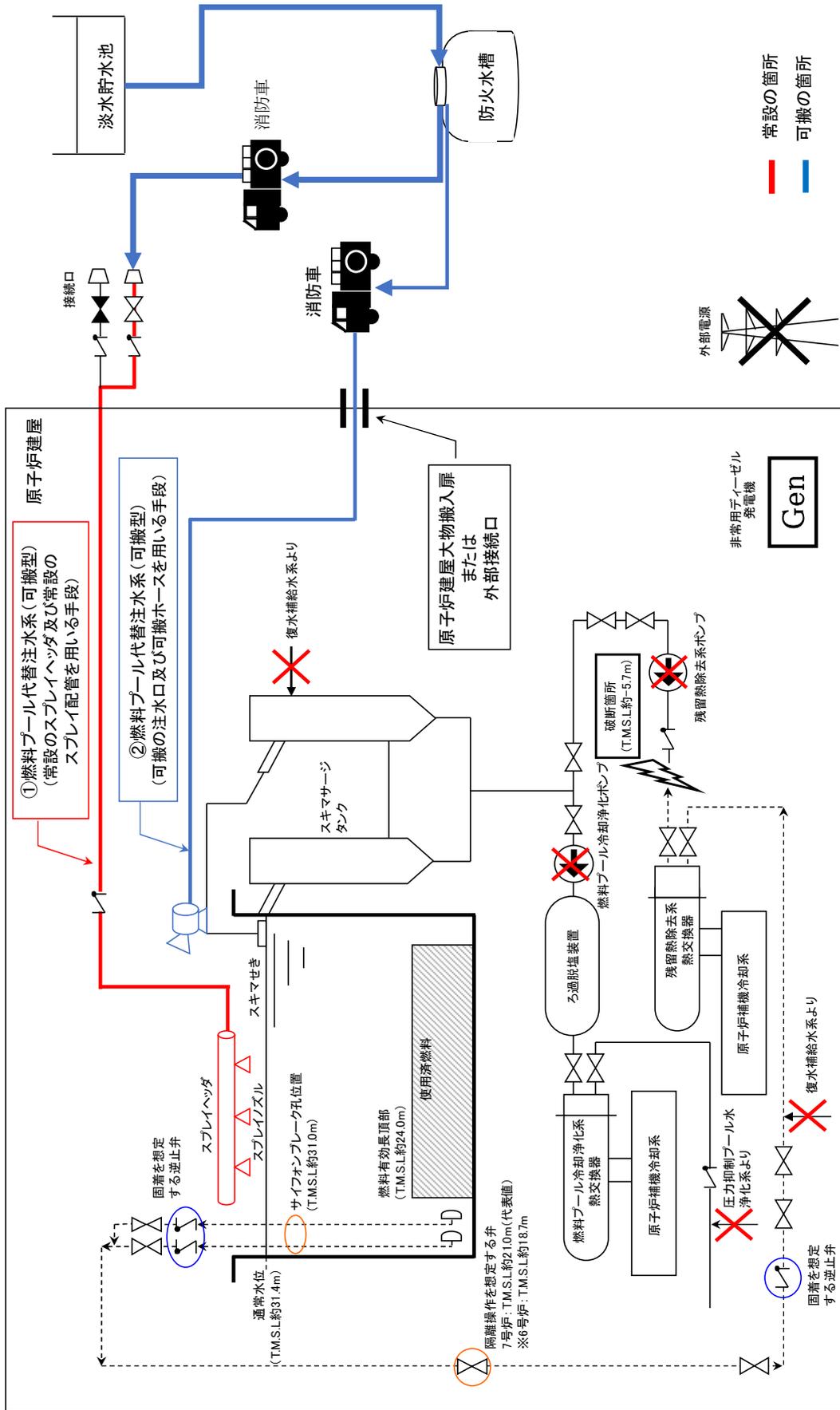
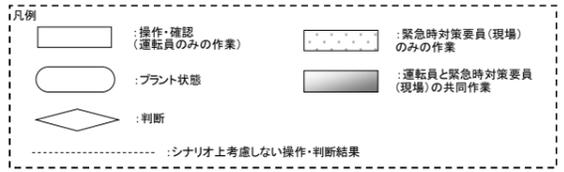
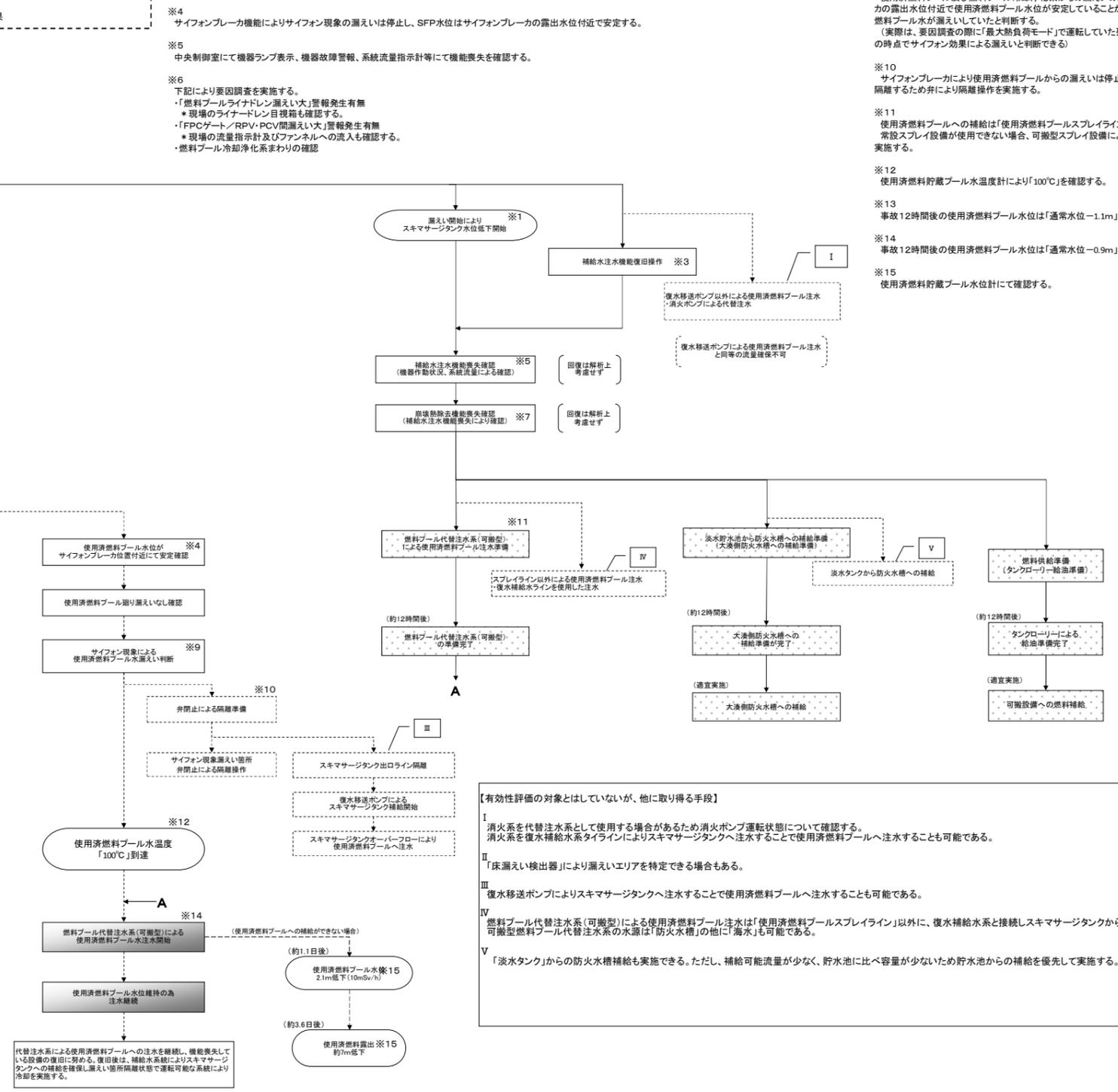
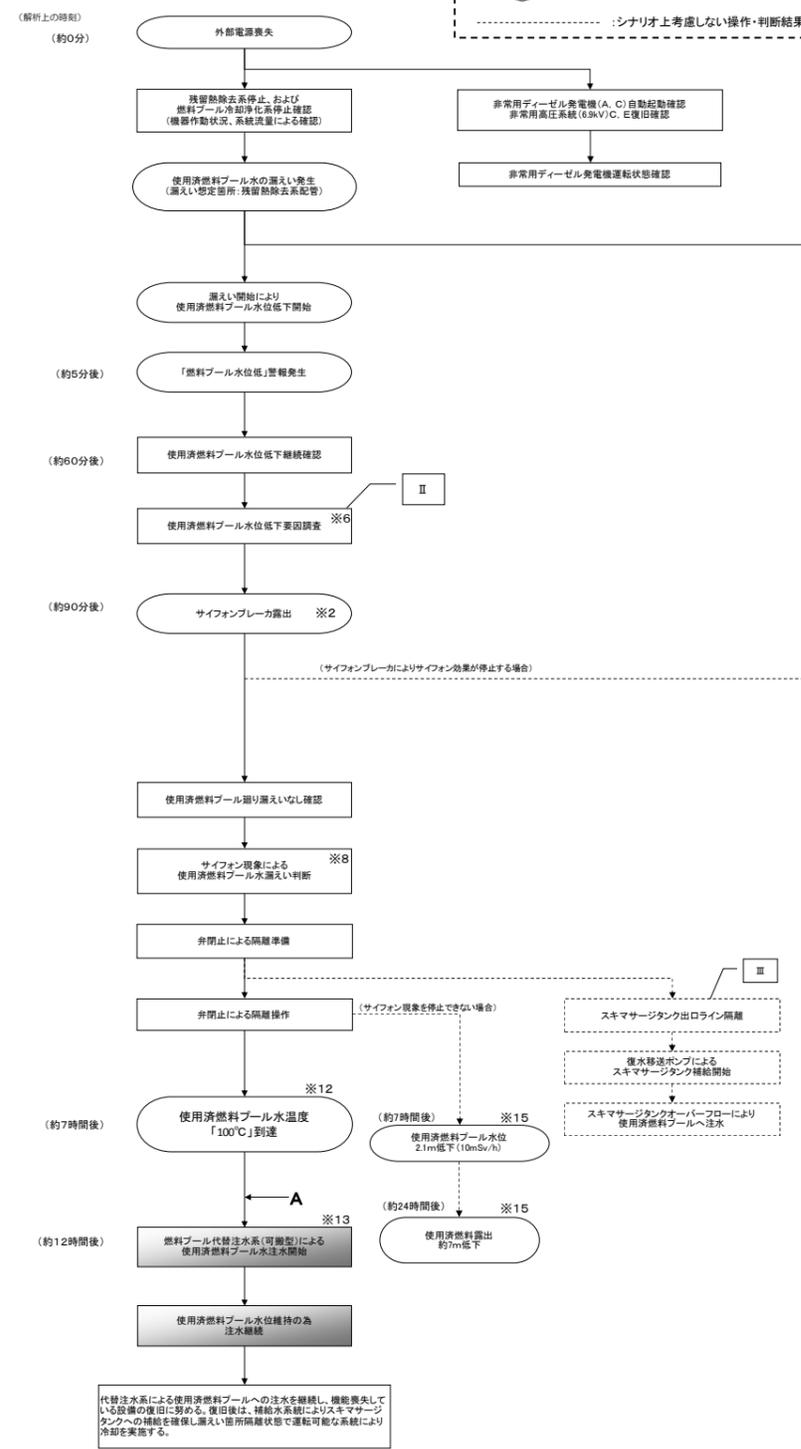


図 4.2.1 想定事故 2 の重大事故対策の概略系統図
(使用済燃料プール注水)

プラント前提条件
 ・プラント停止後10日目
 ・全燃料取り出し「フルゲート」閉
 ・非常用ディーゼル発電機(E)稼働中
 ・残留熱除去系(A)最大熱負荷モード運転中
 ・残留熱除去系(B)点検中
 ・残留熱除去系(C)原子炉停止時冷却モード特機中(原子炉圧力容器水抜き準備)
 ・燃料プール冷却浄化系運転中



- ※1 実際は、使用済燃料プール側の水頭圧により漏洩量が抑制されることも考えられる。
- ※2 サイフォンブレーカ位置は「NWL-約40cm」
- ※3 復水移送ポンプ(A, C)起動確認または起動操作
- ※4 サイフォンブレーカ機能によりサイフォン現象の漏えいは停止し、SFP水位はサイフォンブレーカの露出水位付近で安定する。
- ※5 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計等にて機能喪失を確認する。
- ※6 下記により要因調査を実施する。
 ・「燃料プールライナードレン漏えい大」警報発生有無
 ・現場のライナードレン目視箱も確認する。
 ・「FPCゲート/RPV/PCV間漏えい大」警報発生有無
 ・現場の流量指示計及びファンネルへの流入も確認する。
 ・燃料プール冷却浄化系まわりの確認



- ※8 使用済燃料プール及び燃料プール冷却浄化系からの漏えいがないことにより、サイフォン現象により使用済燃料プール水が漏えいしていると判断する。
 (実際は、要因調査の際に「最大熱負荷モード」で運転していた残留熱除去系も確認するため、その時点でサイフォン現象による漏えいと判断できる)
- ※9 使用済燃料プール及び燃料プール冷却浄化系からの漏えいの形跡がないこと、サイフォンブレーカの露出水位付近で使用済燃料プール水位が安定していることから、サイフォン効果により使用済燃料プール水が漏えいしていたと判断する。
 (実際は、要因調査の際に「最大熱負荷モード」で運転していた残留熱除去系も確認するため、その時点でサイフォン効果による漏えいと判断できる)
- ※10 サイフォンブレーカにより使用済燃料プールからの漏えいは停止しているが、破断箇所を系統から隔離するため弁により隔離操作を実施する。
- ※11 使用済燃料プールへの補給は「使用済燃料プルスプレイライン」を使用する。
 常設スプレイ設備が使用できない場合、可搬型スプレイ設備による使用済燃料プールへの補給を実施する。
- ※12 使用済燃料貯蔵プール水温度計により「100℃」を確認する。
- ※13 事故12時間後の使用済燃料プール水位は「通常水位-1.1m」となる。
- ※14 事故12時間後の使用済燃料プール水位は「通常水位-0.9m」となる。
- ※15 使用済燃料貯蔵プール水位計にて確認する。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得手段】

I 消防系を代替注水系として使用する場合はため消防ポンプ運転状態について確認する。消防系を復水補給水系タイラインによりスキマサージタンクへ注水することで使用済燃料プールへ注水することも可能である。

II 「床漏えい検出器」により漏えいエリアを特定できる場合もある。

III 復水移送ポンプによりスキマサージタンクへ注水することで使用済燃料プールへ注水することも可能である。

IV 燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プール注水は「使用済燃料プルスプレイライン」以外に、復水補給水系と接続しスキマサージタンクから注水することも可能である。可搬型燃料プール代替注水系の水源は「防火水槽」の他に「海水」も可能である。

V 「淡水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。ただし、補給可能流量が少なく、貯水池に比べ容量が少ないため貯水池からの補給を優先して実施する。

図 4.2.2 想定事故2の対応手順の概要

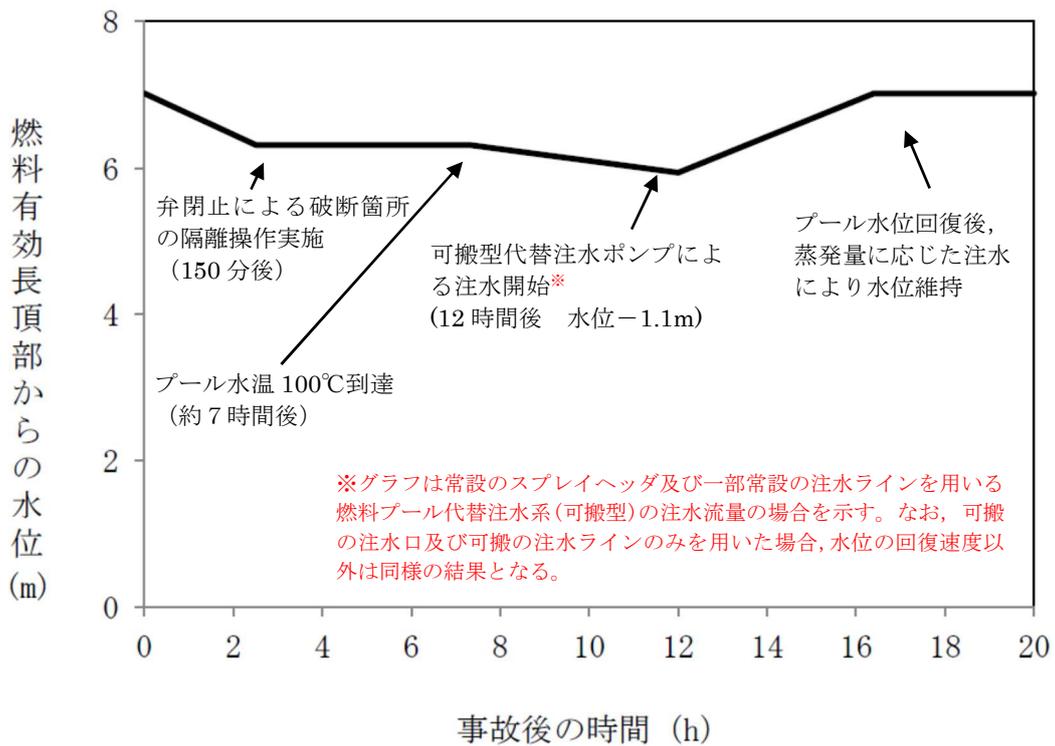


図 4.2.4 想定事故 2 における使用済燃料プール水位の変化の推移

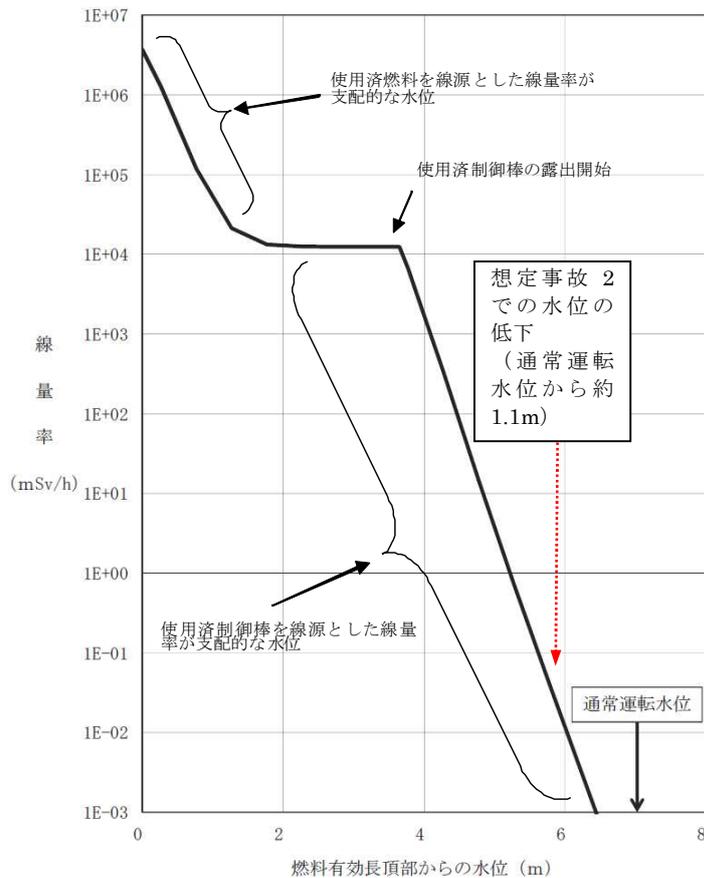


図 4.2.5 使用済燃料プール水位と線量率(想定事故 2)

表 4.2.1 想定事故2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
使用済燃料プールの水位低下確認	外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止すると同時に、使用済燃料プールの冷却系配管からの漏えいが発生し、サイフォン現象により使用済燃料プール水位は低下することを確認する。	-	-	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
使用済燃料プールの補給水系機能喪失及び冷却系機能喪失確認	使用済燃料プール又はスキマサージタンクの水位が低下するため、補給水系による使用済燃料プールへの補給準備を行う。しかし、外部電源喪失により停止した復水移送ポンプの起動に失敗し使用済燃料プールの補給水系が機能喪失する。使用済燃料プールの補給水系が機能喪失することにより、スキマサージタンクへの補給ができなくなるため、使用済燃料プールの冷却系の再起動が不可能となり機能喪失することを確認する。	-	-	使用済燃料プール水温度計【SA】 使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
使用済燃料プール漏えい隔離	使用済燃料プール又はスキマサージタンク水位低下に伴い発生する警報により漏えいを認知し、原因調査を開始する。原因調査の結果、使用済燃料プール本体からの漏えいでは無いことから、サイフォン現象による漏えいであることを判断し、使用済燃料プールの冷却系の配管の手動弁を閉止することで隔離が完了する。	-	-	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給	燃料プール代替注水系(可搬型)の準備が完了したところで、燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。	常設スブレイヘッド【SA】	可搬型代替注水ポンプ【SA】	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】
燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給(可搬型スブレイ設備)	常設スブレイヘッドが使用できない場合、可搬型スブレイ設備による燃料プール代替注水系(可搬型)を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。	-	可搬型代替注水ポンプ【SA】 可搬型代替注水ポンプ【SA】	使用済燃料プール水位計【SA】 使用済燃料プール水温度計【SA】 燃料取替エリア放射線モニタ【SA】 使用済燃料プール監視カメラ【SA】

【SA】：重大事故等対処設備
有効性評価上考慮しない操作

表 4.2.2 主要解析条件(想定事故 2) (1/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料プールの保有水量	約 2,214m ³ ※1	保有水を厳しく見積もるためにプールゲート閉の状態を想定
	使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位	通常運転水位を設定
	使用済燃料プールの水温	65℃	保安規定の運転上の制限値
	燃料崩壊熱	約 11MW 【使用済燃料】 取出時平均燃焼度： ・貯蔵燃料 50 GWd/t ・炉心燃料 33 GWd/t	原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後 10 日※2)で取り出された全炉心分の燃料が、過去に取り出された貯蔵燃料と合わせて使用済燃料ラックに最大数保管されていることを想定し、ORIGEN 2 を用いて算出

※1 記載の値は 7 号炉の値である。6 号炉の使用済燃料プールの保有水量は 7 号炉とほぼ同様であるため、評価は 7 号炉の値を使用する。
 ※2 柏崎刈羽原子力発電所 1 号炉から 7 号炉までの定期検査における実績を確認し、解列後の制御棒全挿入から原子炉開放までの最短時間である約 3 日および全燃料取り出しの最短時間約 7 日を考慮して原子炉停止後 10 日を設定。

表 4.2.2 主要解析条件(想定事故 2) (2/2)

項目		主要解析条件		条件設定の考え方
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系、圧力抑制プール浄化系等の機能喪失を設定
	配管破断の想定		残留熱除去系配管の配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クラック	原子炉建屋地下階の残留熱除去系配管の貫通クラックを想定
	サイフォン現象による漏えい量		約 70m ³ /h	燃料プール冷却浄化系の配管で想定される異物の弁への噛み込みにより固着し、逆止弁の機能が十分に働かない状態を想定し、設定 サイフォンによる漏洩を停止させる配管の孔(サイフォンブレーク孔) によるサイフォンブレークに期待しないものとする
	外部電源		外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
重大事故等対策に関連する機器条件	使用済燃料プールへの注水流量		80m ³ /h (1台) *	設備の設計を踏まえて設定
	使用済燃料プール漏えい隔離		事象発生から 150 分後	認知までの時間や隔離箇所を考慮して設定
重大事故等対策に関連する操作条件	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの補給		事象発生から 12 時間後	当社の可搬型設備に対するフェーズドアプローチの考え方(事故発生後の対策を事故発生からの経過時間をフェーズに分類し、各フェーズで用いる人員、資機材に課する要件について、時間余裕や代替可能性の観点から具体的な対応を設定しておく方針)に基づき設定 異常の認知遅れ(警報発生等がなく異常に気づきにくい事象)等を考慮しても設備、人員に期待できる時間として設定

*常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる方法の注水流量を示す。なお、可搬の注水口及び可搬の注水流量は 45m³/h (1台) となる。

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

1. 使用済燃料プールの概要

添付資料4. 1. 1と同様である。

2. 放射線の遮へいの維持に必要な水位について

添付資料4. 1. 1と同様である。

3. 想定事故2における時間余裕

図1に示すように逆止弁の異物噛み混みによる固着と配管の貫通クラックによる破断を想定すると下の表の条件より漏えい速度は 68 m³/hとなる。

なお、想定する異物として燃料プール冷却浄化系のろ過脱塩器の出口ストレーナのエレメント24×110メッシュ（通過粒子径約0.15mm）より十分大きな粒子径2.5mmを想定し、それが最も大きな開口面積となるような噛み混みを想定した。また、水位の低下に伴い水頭圧が減少し、漏えい量が小さくなることが考えられるが、破断直後の漏えい速度が継続する想定とした。

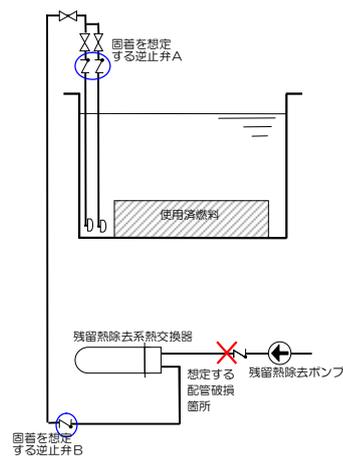


図1 想定事故2の想定

固着を想定する逆止弁	逆止弁の開口面積	貫通クラックの破断面積*1
逆止弁A及びB	A : 42.3 [cm ²] B : 15.6 [cm ²]	12.3 [cm ²]

*1:配管の1/4×配管内径×肉厚の破断を想定

配管破断が発生し、サイフォン効果で保有水が漏えいした場合、漏えい箇所を隔離するまでの150分間に保有水が約170m³漏えいする。崩壊熱除去機能の喪失に伴い、事象発生から6号炉では約6.9時間、7号炉では約7.3時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

プールの水位が放射線の遮へいに必要な2.1mまで低下するのは事象発生から6号炉では約23時間、7号炉では約24時間後であり、重大事故等対策として期待している可搬型代替注水ポンプを用いた燃料プール代替注水系(可搬型)による注水操作の時間余裕は十分ある。

	6号炉	7号炉
水温100℃到達までの時間[h]	6.9	7.3
サイフォン効果による漏えい量[m ³ /h]	68	68
漏えい箇所隔離までに漏えいする水量[m ³]	170	170
崩壊熱による保有水の蒸散量[m ³ /h]	19	19
NWLから2.1mまで水位が低下する時間[h]	23	24

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

想定事故 2 の「サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失」として、燃料プール冷却浄化系（F P C系）及び残留熱除去系（R H R系）のサイフォン等の発生防止用に設置している逆止弁の異物噛み混みによる開固着と燃料プールの冷却に用いている R H R系の配管の貫通クラックを想定している。

想定の根拠は以下の通りである。

○逆止弁の開失敗について

F P C系の逆止弁は通常はポンプからの注水が停止し、サイフォン現象による逆流が発生すると閉止する。このときに開状態で固着が発生し、プールの通常運転水位より低い位置で配管の破断等が発生することで漏えいする。

逆止弁は逆流による機械的な力でパッシングに作動する機器であるため十分に信頼性の高いものである。逆止弁の開失敗の国内一般故障率（21 年データ）は 2.2×10^{-5} （デマンド）である。過去に「1997 年 03 月 柏崎刈羽発電所 2 号 残留熱除去系（B）逆止弁不具合に伴う原子炉手動停止について」において保全不良によりこの事象が発生しているが、アクチュエータを持つ当該特有の事象であり、F P C系の逆止弁では同様の事象が起こらない。

以上のように逆止弁は十分に信頼性のあるものであるため、異物の噛み混みによる固着を想定した。

○配管の破断について

F P C系は低圧の配管（最高圧力 1.57MPa）であり、また取り扱う系統水の温度や放射線量が高い環境ではないため、全周破断のような大きな破断は想定しにくい。

そこで有効性評価の想定事故 2 では、貫通クラックによる破断を想定した。

以上のように逆止弁の開固着や配管の全周破断は非常に起こる可能性が小さいと考えられることから、逆止弁の微開固着及び配管のクラック破断を想定した。

なお、「配管の全周破断及び逆止弁全開固着」を想定した場合の評価については補足説明資料「18.配管の全周破断及び逆止弁の開固着を想定した場合について」にて示す。

安定停止状態について

想定事故 2（サイフォン現象等による使用済燃料プールの冷却水の喪失）の安定停止状態については以下のとおり。

水位及び温度が安定した状態：

注水や漏えい箇所の隔離により水位が回復・維持され、燃料の冠水、放射線遮へい及び未臨界が維持され、保有水の温度が安定した状態

使用済燃料プールの水位、温度安定状態への確立について

図 4.2.4 に示すとおり、事象開始直後に保有水の漏えいによる水位低下、事象発生 7 時間後に除熱機能喪失による沸騰が開始されるが、事象発生から 150 分後に弁閉止による漏えいの隔離、また、12 時間後に燃料プール代替注水系（可搬型）を用いた注水を実施することで水位の回復、維持ができるため、その状態を水位及び温度が安定した状態とした。

長期的な安定状態への確立について

燃料プール代替注水系（可搬型）による注水を継続し、残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系の復旧に努める。復旧後は、補給水システムによりスキマサージタンクへの補給を実施し、使用済燃料プールの保有水をこれらの除熱系で冷却することで保有水の温度が低下し、注水を実施しなくても安定状態が維持される。

評価条件の不確かさの影響評価について(想定事故2)

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

項目	評価条件(初期,事故 及機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間 を与える影響	評価項目 パラメータ を与える影響
	評価条件	最確条件			
燃料崩壊 熱	約11MW	取り替え 燃料毎	原子炉の運転停止後に取り出され た全炉心分の燃料とそれ以前に取 り出された燃料を合わせて、使用済 燃料プールの貯蔵ラックの容量の 最大数となるように保管した状態 を設定。 炉心燃料の冷却期間については過 去の実績より取出期間が最も短い 10日を想定。 崩壊熱の計算に当たっては、 ORIGEN2 を用いて算出。	燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済 燃料プールへの注水操作や漏えい箇所の隔離 操作は、崩壊熱や燃料プールの初期水温、初 期水位、プールゲートの状態に応じた対応を とるものではなく、冷却機能喪失や水位低下 による異常の認知を起点とするものであるた め、運転員等操作時間を与える影響はない。	最確条件では評価条件で設定している崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール内の水の温 度上昇は緩やかになるが、放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は1日程度 (10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.0日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以 上(6号炉約3.4日,7号炉約3.6日)あることから、崩壊熱の変動が評価項目となるパラメータ に与える影響はない。
	65℃	取り替え 燃料毎	保安規定の設定値である65℃を設 定。	最確条件では評価条件で設定している使用済燃料プールの水温より低くなることから考えられ、さ らに時間余裕が長くなることから考えられるが、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達する までの時間は1日程度(10mSv/hの場合 6/7号炉 約1.0日)、燃料有効長頂部まで水位が低下す るまでの時間は3日以上(6号炉約3.4日,7号炉約3.6日)あるため影響はない。なお、自然蒸 発による水位低下も考えられるが、沸騰による水位低下と比べて僅かであり、また、評価で保有 水の密度は100℃の値を用いている。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想 定した場合であっても、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は16時間 以上(10mSv/hの場合 6号炉 約16時間,7号炉約17時間)、燃料有効長頂部まで水位が低下す るまでの時間は3日以上(6号炉 約3.1日,7号炉 約3.3日)と長時間を要し、12時間後までに 燃料プール代替注水系(可搬型)による注水が可能であるため影響はない。	
事象発生 前の使用 済燃料プ ールの水 位	通常運転 水位	通常運転 水位付近	設計値を設定。		評価条件での初期水位は通常運転水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料有効 長頂部まで水位が低下するまでの時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベルとした 場合であっても放射線の遮へいを維持できる水位まで水位が低下する時間は20時間以上 (10mSv/hの場合 6,7号炉 約21時間)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日 以上(6号炉 約3.3日,7号炉 約3.5日)と長時間を要し、12時間後までに燃料プール代替注水 系(可搬型)による注水が可能であるため影響はない。 また、初期に地震起因のスロッシングが発生していた場合において、最大で約3m程度の水位の 低下が発生する(内部溢水の影響評価参照:6号炉 690m ³ ,7号炉 710m ³)。この場合、オペレータ では現場操作弁による漏えい停止や可搬の注水口及び可搬の注水ラインのみを用いる燃料プール 代替注水系(可搬型)での注水操作は実施できない。 ただし、このような水位低下に対してもサイフォンブレイク孔により漏えいの停止やオペレー ティングフロア以外での漏えいの隔離操作、屋外から常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水 ラインを用いる燃料プール代替注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水操作が実施可 能であり、また水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は2日以上(6号炉約2.2日,7号炉 約2.3日)あるため操作への影響も小さい。

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

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
初期条件	ブールゲート閉鎖 (原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスケピットの保有水量を考慮しない)	ブールゲート開放 (原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスケピットの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出直後であるため、ブールゲートは開放されることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル及びD/Sピット、キャスケピットの保有水量を考慮しない状態を想定。	燃料ブールゲート代替注水系 (可搬型) による使用済燃料ブールゲートへの注水操作や漏えい箇所の隔離操作は、崩壊熱や燃料ブールゲートの初期水温、初期水位、ブールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失や水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	ブールゲートが開放されている場合を想定した場合、保有水量は2倍程度となり、保有水量温度上昇や蒸発による水位の低下速度は緩和される。なお、現在の想定であっても放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間は1日程度 (10msv/h の場合 6/7号炉 約1.0日)、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は3日以上 (6号炉約3.4日、7号炉約3.6日) 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。
破断箇所・状態の想定	残留熱除去系の地下階の配管の貫通クラック形成による破断	事故毎に変化	低圧配管であるため、全周破断の発生は考えづらいと考 え、貫通クラック形成による破断を想定。 (添付資料4.2.2)	破断面積が大きくなると漏えい量が多くなるが、燃料ブールゲート代替注水系 (可搬型) による使用済燃料ブールゲートへの注水操作や漏えい箇所の隔離操作は、漏えい量に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失や水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	破断面積が大きくなると漏えい量が多くなり、漏えい箇所隔離操作までの時間余裕が短くなる。 配管の全周破断及び逆止弁の全開固着が発生して漏えいが継続した場合、燃料有効長頂部到達まで約2時間の時間余裕となり、漏えい箇所の隔離時間までの150分より短くなる。ただし、サイフォンブレーク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はな く、漏えい量が少なくなることから評価項目となるパラメータに与える影響は <small>小さい</small> 。 (補足説明資料 17,18)
事故条件	破断を想定した箇所までの逆止弁の微開固着	事故毎に変化	逆止弁の全開固着が起こり づらいためと考え、ごみの噛み混 みによる微開固着を想定。 (添付資料4.2.2)	弁の開口面積が大きくなると漏えい量が多くなるが、燃料ブールゲート代替注水系 (可搬型) による使用済燃料ブールゲートへの注水操作や漏えい箇所の隔離操作は、漏えい量に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失や水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	弁の開口面積が大きくなると漏えい量が多くなり、漏えい箇所隔離操作までの時間余裕が短くなる。 配管の全周破断及び逆止弁の全開固着が発生して漏えいが継続した場合、燃料有効長頂部到達まで約2時間の時間余裕となり、漏えい箇所の隔離時間までの150分より短くなる。ただし、サイフォンブレーク孔による漏えい停止を考慮した場合は事象進展に影響はな く、漏えい量が少なくなることから評価項目となるパラメータに与える影響は <small>小さい</small> 。 (補足説明資料 17,18)
サイフォン現象の継続防止用のサイフォンブレーク孔の考慮	考慮しない	考慮する	逆止弁によるサイフォン現象の発生を設計として 考えていたため、考慮しな いと設定。	サイフォンブレーク孔を考慮した場合は漏えい箇所隔離操作が不要となる。 燃料ブールゲート代替注水系 (可搬型) による使用済燃料ブールゲートへの注水操作は漏えいの停止時間等に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失や水位低下による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	サイフォンブレーク孔を考慮した場合は漏えい箇所隔離操作が不要となり、それ以外の事象進展に影響はなく、漏えい量が少なくなることから評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項目	評価条件 (初期、事故及び機器条件) の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プール冷却機能喪失及び注水機能喪失	使用済燃料プールの冷却機能及び補給水機能が喪失しているものとして設定。	評価条件と最確条件が同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	燃料プール代替注水系 (可搬型) による燃料プールへの注水量	最大 80m ³ /h	可搬型代替注水ポンプの設計流量を基に設定	燃料プール代替注水系 (可搬型) による注水量を起点に開始する操作ではないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している燃料プール代替注水系 (可搬型) ^{※1} による注水量は崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度 (最大 19m ³ /h) より大きく、注水操作開始以降の流量であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

※1 常設のサブレイヘッダ及び一部常設の注水ラインを用いる方法の注水流量を示す。可搬の注水口及び可搬の注水ラインを用いた場合の注水流量は 45m³/h (1台) となる。

※2 常設のサブレイヘッダ及び一部常設の注水ラインを用いる手段による注水量を示す。なお、常設のサブレイヘッダ及び一部常設の注水ラインが使用出来ない場合には、可搬の注水口及び可搬の注水ラインを用いる手段も可能であり、その場合であっても崩壊熱相当の蒸発量を上回る注水が可能である。

表2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（1/3）

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方				
操作条件 漏えい箇所の 隔離操作	事象発生から150分後	事象の認知や現場時間を基に、さらに時間余裕を考慮して設定。漏えい箇所の隔離操作についての作業時間は中央操作室からの遠隔操作ではなく、現場弁での手動閉操作を想定。	<p>【認知】</p> <p>想定している約70m³/hの漏えい量であれば、事象発生から約5分後に「燃料プール水位低」警報が発生するが、評価上はこの警報確認の開始時間を、余裕を含めて1時間後と設定している。よって、評価上の警報確認の時間に対し、実際の警報確認の時間が早くなる場合が考えられる。</p> <p>【要員配置】</p> <p>使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作は運転員が実施する。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】</p> <p>アクセスルータ上に溢水による滞留があった場合は、堰高さ以下の水位であればアクセス可能と考える。また、原子炉建屋管理区域の現場までのルートとしては、通路及び階段室を通り、ハッチ等の開口から排水されることとなるが、通路は程度に抑えられ、アクセス性に影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>使用済燃料プール水位低下要因調査は、現場確認のための移動及び漏えい箇所の特定に1時間を想定している。また、漏えいの隔離操作に30分を操作時間として想定している。評価上は、残留熱除去系配管破断を想定しているが、隔離操作は口径250Aの配管に設置されている手動弁を1弁の開操作であり、余裕時間を含め30分で隔離可能である。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>使用済燃料プール水位低下要因調査時及び漏えい箇所の隔離操作時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>漏えい隔離操作等の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>「燃料プール水位低」警報について、評価上の警報確認の時間に対し、実際の警報確認の時間が早くなる場合が考えられる。この場合、燃料プール水位低を認知した時点で使用済燃料プール水位低下要因調査及び漏えいの隔離操作に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられる。</p>	<p>評価上の操作開始時間に対し、実際の操作開始時間が早くなる場合、注水操作の時間余裕は大きくないが、放射線の遮へいが維持されるまでの時間は7時間以上（10m³/hの場合、6号炉約7.1時間、7号炉約7.4時間）、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は1日程度（6、7号機約1.0日）であり、事故を検知して注水を開始するまでの150分に対して十分な時間余裕を確保できる時間である。</p>	操作時間余裕

表 2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（2 / 3）

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	操作の不確かさが操作開始時間を与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方				
操作条件 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作	事象発生から12時間後	当社の可搬型設備に対するフェーズダウン（事故発生後の対応策を事故発生からの経過時間をフェーズに分類し、各フェーズで用いる人員、資機材に関する要件について、時間余裕や代替可能な対応観点から具体的な対応を設定しておく方針）に基づき設定。	<p>【認知】 使用済燃料プールの水位低下を認知し、漏えいを隔離した後であり、使用済燃料プールへの注水の必要性を認知できる。</p> <p>【要員配置】 当該操作は専任の緊急時対策要員が配置されており、操作開始時間を与える影響はなし。</p> <p>【移動】 燃料プール代替注水系（可搬型）に用いる消防車は、荒浜側高台から大浜側ヤードまで事象発生後に移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合に、アクセスルートへの被害があっても、ホイールローダー等にて必要なアクセスルートを回復旧でできる体制としており、操作開始時間を与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 燃料プールへの注水準備は、消防車の配置、ホース敷設、ポンプ起動及びホース接続口の弁の開操作である。移動時間を含め、これら準備操作に想定どおり1時間を要する。なお、評価上の操作開始時間を12時間後と設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失を認知した時点で準備が可能である。なお、その場合は実際の操作開始時間は早くなる場合が考えられる。</p> <p>【他の並列操作有無】 燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水操作時に、他の並列操作はなく、操作時間を与える影響なし。</p> <p>【操作の確かさ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>評価上の操作開始時間は12時間後を設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能の喪失を認知した時点で注水準備に着手可能であり、評価上の操作開始時間に対し、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられる。</p>	<p>評価上の操作開始時間に対して、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ、この場合、放射線の遮へいが維持される最低水位に到達するまでの時間が1日以上（10mSv/hの場合6/7号炉約1.4日）、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間が3日以上（6号炉約3.8日、7号炉約4.0日）であり、事故を検知して注水を開始するまでの12時間以内は十分な時間余裕を確保できる時間である。</p>	

表 2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（3 / 3）

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方				
操作条件	防火水槽への補給	事象発生から 12 時間後	防火水槽への補給は、評価条件ではないが、評価で想定している操作の成立や継続に必要な作業燃料ブール代替注水系（可搬型）による使用済燃料ブールへの注水開始時間を踏まえ設定	—	—	—
	消防車への給油	事象発生から 12 時間後以降、適宜	消防車への給油は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業・作業消防車による注水開始時間を踏まえ設定	—	—	—

7 日間における水源の対応について(想定事故 2)

○水源

防火水槽：約 100m³

淡水貯水池：約 18,000m³

○水使用パターン

①可搬型代替注水ポンプでの使用済燃料プールの注水

最大流量 80m³/h で事故発生後 12 時間以降運転する。

プール水位回復後、水位を維持出来るよう崩壊熱相当（最大 19m³/h）の注水を実施する。

②淡水貯水池から防火水槽への移送

12 時間後から、淡水貯水池から防火水槽へつながら配管の弁を操作することで必要な水量を防火水槽へと補給ができる。

○時間評価

淡水貯水池から防火水槽への移送は可搬型代替注水ポンプによる注水量を上回る移送出来るため、注水継続に必要な防火水槽の水を維持できる。

○水源評価結果

事故後 12 時間後からプール水位回復する 16.3 時間までは 80m³/h で注水を行い、その後 19m³/h で注水を実施するため、7 日間では合計約 3,300m³ の水量が必要となり、十分に水量を確保しているため対応可能である。

(約 80m³/h × (16.3h - 12h) + 19m³/h × (168h - 16.3h)) ÷ 3,300m³)

※評価は常設のスプレイヘッド及び一部常設の注水ラインを用いる燃料プール代替注水系（可搬型）での注水を想定している。

なお、可搬の注水口及び可搬の注水ラインを用いる燃料プール代替注水系（可搬型）を用いた場合であっても必要な水量は同様である。

事故後 12 時間後からプール水位が回復する 22.2 時間までは 45m³/h で注水を行い、その後崩壊熱相当（19m³/h）で注水を実施するため、7 日間では合計約 3,300m³ の水量が必要となるが、十分な水量を確保しているため対応可能である。

(約 45m³/h × (22.2h - 12.0h) + 19m³/h × (168h - 22.2h)) ÷ 3,300m³)

7 日間における燃料の対応(想定事故 2)

プラント状況: 6号炉運転中。 1～5, 7号炉停止中。

事象: 想定事故 2 は 7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とするが、6号炉のみ非常用ディーゼル発電機起動失敗による全交流動力電源喪失を想定する。

号炉	時系列		合計	判定
	事象発生直後～事象発生後 7 日間	使用済燃料プール注水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 2台起動。 ※4 18L/h × 24h × 7日 × 2台 = 6,048L		
7号炉	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	空冷式ガスタービン発電機 3台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h × 24h × 7日 × 3台 = 859,320L	7日間の 軽油消費量 約 757,008L	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 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 2台起動。 18L/h × 24h × 7日 × 2台 = 6,048L	代替熱交換器車用 電源車 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h × 24h × 7日 × 2台 = 36,960L	7日間の 軽油消費量 約 902,328L	6号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 容量(合計)は 約 1,164,000L 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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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 527,944L 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。 ※4 事故収束に必要な可搬型代替注水ポンプは 1台足りるが、保守的に2台とした。

※2 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は 1台足りるが、保守的に空冷式ガスタービン発電機 3台を起動させて評価した。

※3 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は 1台足りるが、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。

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

5.1.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において燃料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，①「崩壊熱除去機能喪失（RHR 機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・注水系失敗」，②「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・注水系失敗」，③「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失）＋崩壊熱除去・注水系失敗」及び④「外部電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では，原子炉の運転中に残留熱除去系の故障により，崩壊熱除去機能が喪失する。このため，緩和措置が取られない場合には，炉心の崩壊熱による原子炉水の蒸発に伴い原子炉内の冷却材が減少し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，崩壊熱除去機能喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価としては，崩壊熱除去機能を持つ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，運転員が異常を認知して，原子炉への注水を行い，燃料損傷を防止する。長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」における機能喪失に対して，燃料体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，待機中の残留熱除去系を用いた原子炉停止時冷却モードを用いた原子炉への注水及び崩壊熱除去の手段を整備する。また，原子炉補機冷却機能喪失により残留熱除去機能が喪失した場合は「5.2 全交流動力電源喪失」で設備する燃料損傷防止対策にて対応する。これらの対策の概略系統図を図 5.1.1 から図 5.1.2 に，手順の概要を図 5.1.3 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 5.1.1 に示す。

本事故シーケンスグループにおける事象発生 10 時間までの 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 28 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(6/7

号炉兼任), 当直副長 2 名*, 運転操作対応を行う運転員 9 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, 緊急時対策要員(現場)12 名である。

※ 停止中のプラントを含む体制は, 必ず「当直副長2名」ではなくケースによっては「当直副長1名, 運転員 1 名」の場合もある。

また, 「崩壊熱除去機能喪失」の対応として事象発生10時間以降に必要な参集要員は0 名である。6号炉及び7号炉同時の重大事故等時においては, 必要な要員及び資源の観点からより厳しくなるように, 一方の号炉で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「崩壊熱除去機能喪失」を想定し, もう一方の号炉で運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの事故「全交流動力電源喪失」を想定しているため, 両号炉で事象発生10時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための13名である。必要な要員と作業項目について図5. 1. 4に示す。

a. 原子炉停止時冷却系停止確認及び再起動

外部電源喪失により, 運転中の残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却モード運転が停止する。非常用ディーゼル発電機が起動し, 非常用高压系統が復旧する。停止した残留熱除去系ポンプを再起動し原子炉停止時冷却モード運転を再開する。

原子炉停止時冷却モード運転再開を確認するために必要な計装設備は, 残留熱除去系系統流量計等である。

b. 原子炉停止時冷却系故障による崩壊熱除去機能喪失

残留熱除去系ポンプを再起動し, 原子炉停止時冷却モード運転を再開するが, 熱交換器出口弁が故障し開動作不能となる。また, 運転員による開操作も失念するため熱交換器での除熱ができず, 崩壊熱除去機能喪失となる。これにより, 原子炉水温度が上昇し, 事象発生約 1 時間後に「100℃」に到達する。

原子炉停止時冷却系故障による崩壊熱除去機能喪失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。

c. 逃がし安全弁による原子炉大気圧維持

崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温度が「100℃」に到達することから, 原子炉を大気圧に維持するため逃がし安全弁を開操作する。

逃がし安全弁による原子炉大気圧維持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. 低圧注水モード運転による原子炉注水

1 時間毎の中央制御室監視により原子炉水温度上昇を確認し, 原子炉停止時冷却系故障による崩壊熱除去機能喪失を認知する。原子炉圧力が上昇するため, 逃がし安全弁を開にして大気圧を維持する。原子炉水の蒸発により原子炉水位が低下するため, 待機し

ていた残留熱除去系による低圧注水モード運転で原子炉注水を実施する。

低圧注水モード運転による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量計等である。

e. 原子炉停止時冷却モード運転による崩壊熱除去機能回復

低圧注水モード運転により原子炉水位回復後、原子炉停止時冷却モードへ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。

原子炉停止時冷却モード運転による崩壊熱除去機能回復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。

5.1.2 燃料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、「運転中の残留熱除去系の故障による、崩壊熱除去機能が喪失する事故」である。

本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱および原子炉冷却材、注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定であり、当該プラントの状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、崩壊熱除去機能の喪失による原子炉水の蒸発により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水を維持し、未臨界を維持できることを評価する。なお、放射線の遮へいについては原子炉が未開放であることから考慮は不要である。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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。

(添付資料 5.1.1, 5.1.2)

(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5.1.2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. 初期条件

(a) 原子炉圧力容器の状態

原子炉圧力容器が未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。

(b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は

約 22MW である。

(添付資料 5.1.3)

(c) 原子炉初期水位及び初期水温

事象発生前の原子炉の水位は通常運転水位とし、また、水温は 52℃とする。

(d) 原子炉圧力

水位低下量を厳しく見積もるために、減圧操作によって大気圧が維持されているものとする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能を喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系による炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水流量

残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水流量は954m³/hを設定するものとする。

d. 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) 低圧注水モードによる原子炉注水は、原子炉停止時冷却系故障認知から1時間を考慮し、事象発生から2時間後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を図5.1.3に、原子炉水位の変化を図5.1.5に示す。

a. 事象進展

事象発生後、残留熱除去系に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、原子炉冷却材温度が上昇し、約1時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始めるが、燃料有効長頂部まで低下するのは事象発生から約5時間である。残留熱除去系の機能喪失又は原子炉冷却材温度の上昇により異常事象を認知し、事象発生から2時間後に待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、低圧注水モードによる注水を行う。

原子炉水位回復から約30分後、残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードへ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、図 5.1.5 に示すとおり、燃料有効長頂部の約 3.3m 上まで低下するに留まり、燃料は冠水維持される。

原子炉圧力容器は未開放であり、放射線の遮蔽は維持される。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系の安定した除熱を継続することから、長期的に原子炉格納容器の安定停止状態を維持できる。

(添付資料 5.1.4)

5.1.3 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。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードにより、水位を回復させ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、待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードによる注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 5.1.2 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、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、**その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉冷却材の温度（初期水温）及び原子炉水位（初期水位）、原子炉圧力容器の状態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

崩壊熱、初期水位、初期水温及び初期圧力を考慮した場合、停止後の時間等によってそれらの値は変化するが、注水操作の開始は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。

原子炉圧力容器の状態において原子炉開放時は減圧操作が不要であるが、当該操作以外の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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の想定は、崩壊熱が小さな場合は注水までの時間余裕が長くなり、評価項目

となるパラメータに対する余裕は大きくなる。通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。

原子炉水温が低い場合、原子炉初期水位が高い場合、原子炉初期圧力が高い場合について、崩壊熱が小さな場合と同様にパラメータに対する余裕時間は大きくなるが、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。

原子炉圧力容器の状態においては評価上、大気圧に維持されることを想定しているため、原子炉開放状態を想定した場合であっても、評価項目となるパラメータに対する影響はない。

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

図5.1.4に示すとおり、待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードでの注水操作を実施する要員は、前後に他の操作がないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

注水開始が早くなる場合は冷却材の水位低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなるが、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。

(添付資料5.1.5)

(2) 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。

炉心注水の操作時間余裕としては、図5.1.4に示すとおり、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの2時間は十分な時間余裕を確保できる時間である。

(添付資料5.1.5)

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが分かった。

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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

5.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要要員は、「5.1.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり28名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の47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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、水源、燃料及び電源の資源について以下のとおりである。

「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

低圧注水系による注水については、必要な注水量が少なく、またサブプレッション・チェンバを水源とすることから、枯渇することがなく注水が可能である。

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、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約750,960Lの軽油が必要となる。

軽油タンクで軽油約1,020,000L(発電所内で軽油約5,344,000L)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 5.1.6)

c. 電源

外部電源は事象発生と同時に喪失するが、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。

非常用ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

5.1.5 結論

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」では、運転中の残留熱除去系の故障に伴い崩壊熱除去機能が喪失する。事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、残留熱除去系を用いた原子炉への注水及び除熱を整備している。

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の重要事故シーケンス「運転中の残留熱除去系の故障による、崩壊熱除去機能が喪失する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、残留熱除去系を用いた原子炉への注水及び除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」において、燃料損傷防止対策は、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「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」に対して有効である。

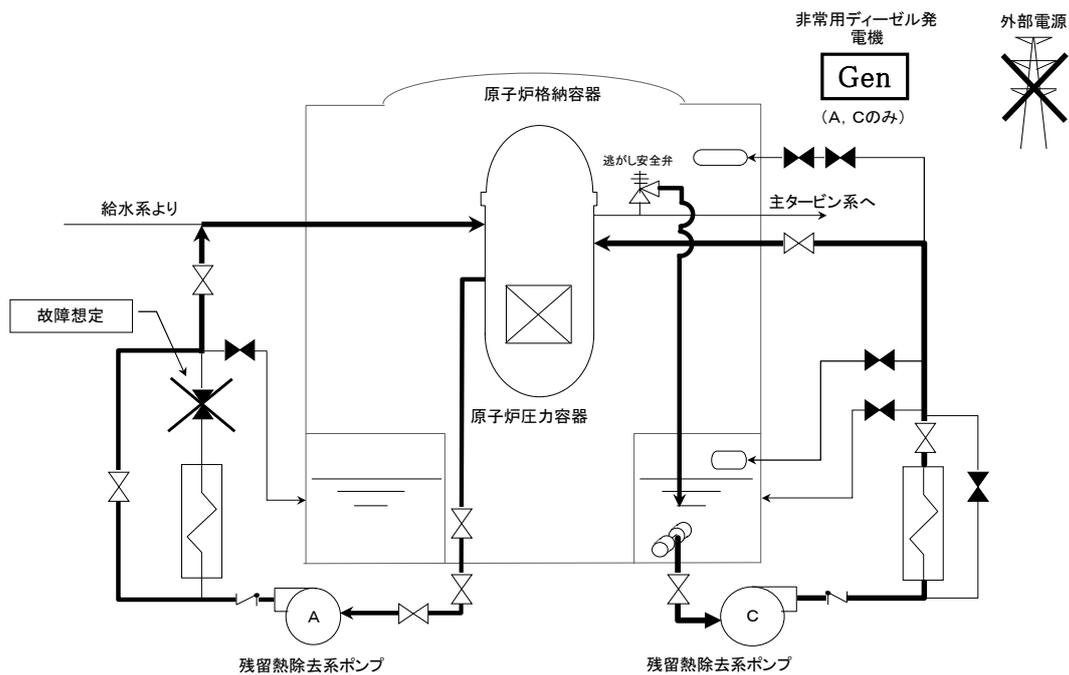


図 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図(1/2)
(原子炉停止時冷却失敗及び原子炉減圧及び原子炉注水)

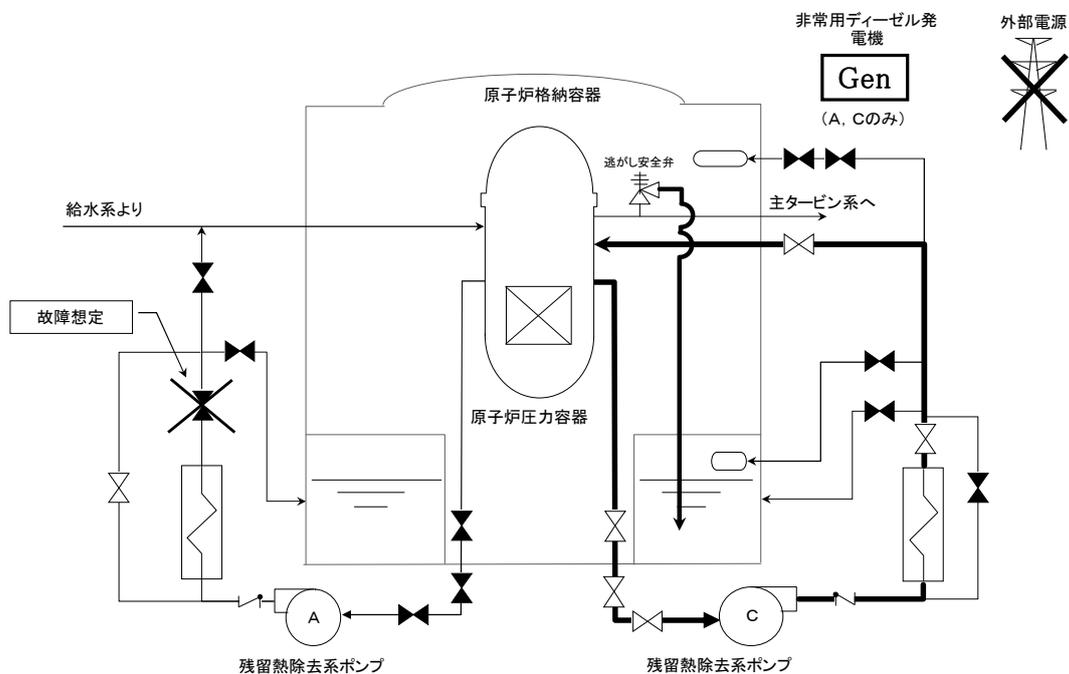


図 5.1.2 崩壊熱除去機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図(2/2)
(原子炉停止時冷却)

- プラント前提条件
- ・プラント停止後1日目
 - ・原子炉圧力容器閉鎖中
 - ・原子炉格納容器閉鎖中
 - ・主蒸気隔離弁全閉
 - ・非常用ディーゼル発電機(B)点検中
 - ・残留熱除去系(A)原子炉停止時冷却モード運転中
 - ・残留熱除去系(B)停止中
 - ・残留熱除去系(C)低圧注水モード待機中
 - ・原子炉水位「N. W. L.」(通常は+1550mm以上)

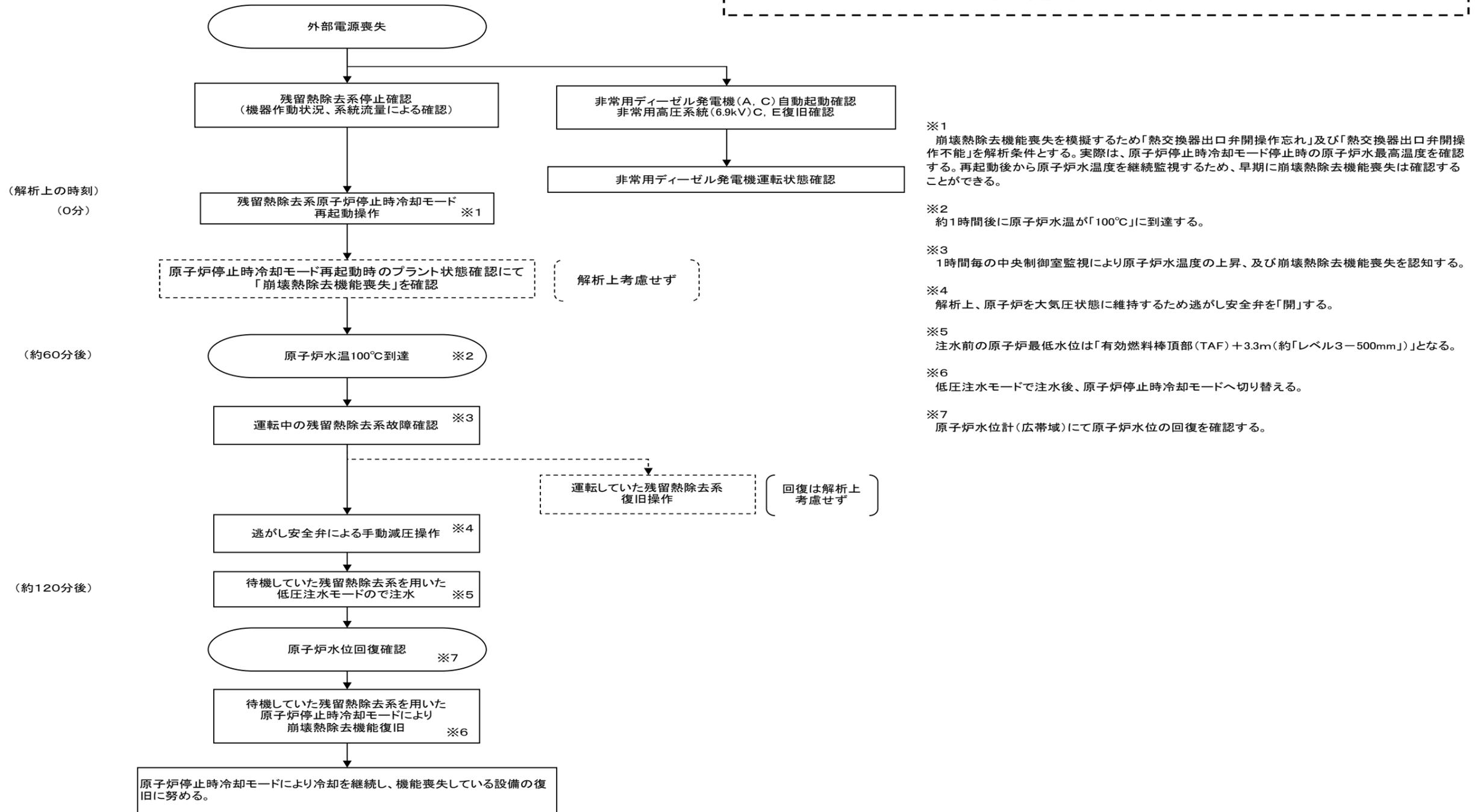
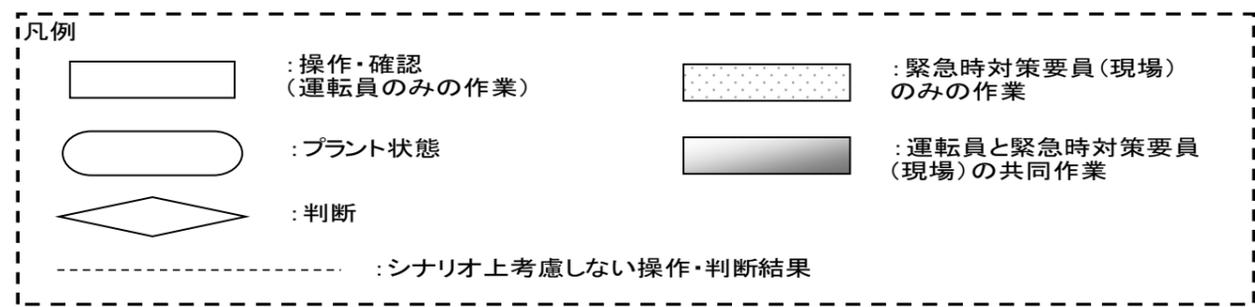


図 5.1.3 崩壊熱除去機能喪失時の対応手順の概要

停止中の崩壊熱除去機能喪失																	
事故想定 7号炉にて本事故発生 6号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事象発生	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 (班操)	緊急時対応要員 (班操)		0	0.5	1	1.5	2		2.5	3	3.5	4	4.5	5	5.5
状況判断		1人 a	-	-	外部電源喪失確認	▽	▽	▽	▽	▽	▽	▽	▽	▽	▽		
					非常用ディーゼル発電機起動確認												
		(1人) a	-	-	崩壊熱除去系 (運転側) 原子炉停止時冷却モード 停止確認												
		(1人) a	-	-	崩壊熱除去系 (運転側) 原子炉停止時冷却モード 再起動操作												
		(1人) a	-	-	原子炉水位、温度監視												
原子炉減圧操作	(1人) a	-	-	-	逃がし安全弁1弁による手動減圧操作							5分					
原子炉水位回復作業	(1人) a	-	-	-	崩壊熱除去系 (待機側) 低圧注水モード 起動/停止操作											崩壊熱除去系ポンプ (C)	
崩壊熱除去系復旧操作	-	-	-	-	崩壊熱除去系 機能回復											崩壊熱除去系ポンプ (C)	
崩壊熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 運転	(1人) a	-	-	-	崩壊熱除去系 (待機側) 原子炉停止時冷却モードヘラライズアップ											90分	崩壊熱除去系ポンプ (C)
	-	2人 c,d	-	-	崩壊熱除去系 (待機側) 現機移動、現機ラライズアップ											90分	崩壊熱除去系ポンプ (C)
	(1人) a	-	-	-	崩壊熱除去系 (待機側) 原子炉停止時冷却モード 起動操作											5分	崩壊熱除去系ポンプ (C)
必要人員数 (7号炉) 合計	1人 a	2人 c,d	0人														
必要人員数 (6号炉) 合計	2人 A,B	4人 C,D,E,F	12人 (その他参集13人)														

() 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。
*6号炉は「全交流動力電源喪失」事象想定

図 5.1.4 崩壊熱除去機能喪失時の作業と所要時間

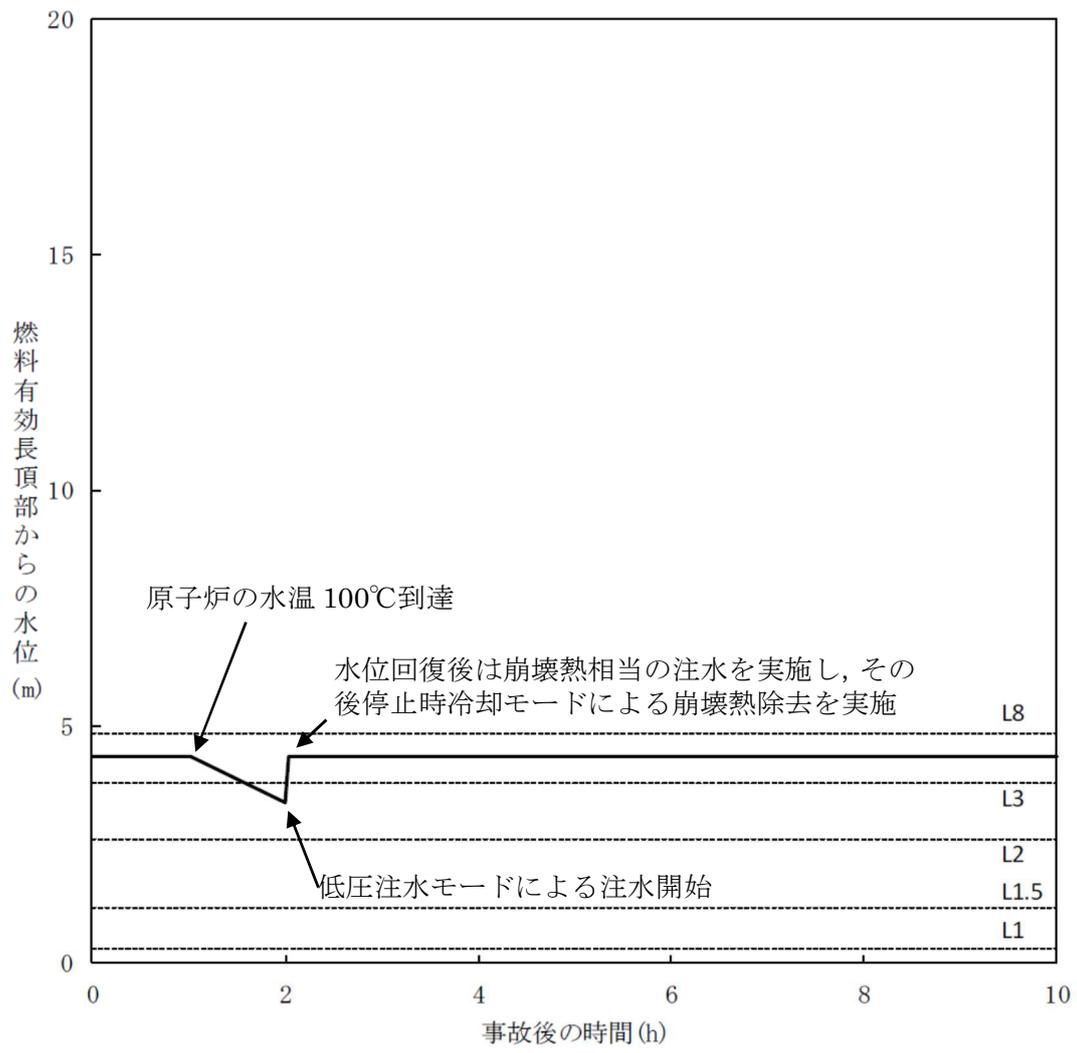


図 5.1.5 原子炉水位の推移

表 5.1.1 崩壊熱除去機能喪失時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	計表設備
原子炉停止時冷却モード再起動	外部電源喪失により運転中の残留熱除去系ポンプが停止するが、非常用アイゼル発電機が起動するため、非常用高圧系統が復旧する。停止した残留熱除去系ポンプを再起動し原子炉停止時冷却モード運転を再開する。	残留熱除去系ポンプ	—	残留熱除去系系統流量計 残留熱除去系熱交換器入口温度計
原子炉停止時冷却系故障による崩壊熱除去機能喪失確認	再起動した残留熱除去系熱交換器出口弁の故障及び運転員による開操作失念により熱交換器での除熱ができず崩壊熱除去機能喪失となる。	—	—	残留熱除去系系統流量計 残留熱除去系熱交換器入口温度計
逃がし安全弁による原子炉大気圧維持	崩壊熱除去機能喪失により原子炉水温度が「100℃」に到達することから、原子炉を大気圧に維持するため逃がし安全弁を開操作する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力計【SA】 残留熱除去系熱交換器入口温度計
低圧注水モード運転による原子炉注水	崩壊熱除去機能喪失により、原子炉水が蒸発し原子炉水位が低下する。待機中の残留熱除去系による低圧注水モード運転で原子炉へ注水する。	残留熱除去系ポンプ	—	原子炉水位計 (広帯域)【SA】 残留熱除去系系統流量計
原子炉停止時冷却モード運転による崩壊熱除去機能回復	低圧注水モード運転により原子炉水位回復後、原子炉停止時冷却モードへ切替を行い、崩壊熱除去機能を回復する。	残留熱除去系ポンプ	—	原子炉水位計 (広帯域)【SA】 残留熱除去系系統流量計 残留熱除去系熱交換器入口温度計

【SA】：重大事故等対処設備

表 5.1.1.2 主要解析条件(崩壊熱除去機能喪失)(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器未開放	炉心の崩壊熱及び保有水量の観点から、設定
崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料(A 型), 原子炉停止 1 日後)	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t を基に ANSI/ANS-5.1-1979 にて算出した値
原子炉初期水位	通常運転水位	停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値
原子炉初期温度	52℃	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードでの炉水 側の設定温度
原子炉初期圧力	大気圧	停止後 1 日の実績による値
起因事象	残留熱除去系機能喪失	運転中の残留熱除去系の故障を想定
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことか ら、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
初期条件		
事故条件		

表 5.1.1.2 主要解析条件 (崩壊熱除去機能喪失) (2/2)

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 機器条件</p>	<p>残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水流量</p>	<p>954m³/hにて注水</p>
<p>重大事故等対策に関連する操作条件</p>	<p>残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水</p>	<p>低圧注水系の設計値として設定</p> <p>事象の認知や現場操作の時間を基に、さらに時間余裕を考慮して設定</p>

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

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より、基準水位到達までの余裕時間と必要な注水量について、以下の式を用いて計算を行った。なお、事象を厳しく評価するため、発生する崩壊熱は全て水温上昇及び蒸発に寄与するものとし、原子炉压力容器や水面からの放熱は考慮しない。

(1) 100°Cに至るまでの時間

100°Cに至るまでの時間は次の式で求める

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c \times \rho_{52} / (Q \times 3600) = \text{約}1.02[\text{h}]$$

t_1 : 100°Cに至るまでの時間[h]

h_{100} : 100°Cの飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]=419.10

h_{52} : 52°Cの飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]=217.70

V_c : 保有水の体積[m³] =

ρ_{52} : 52°Cの水密度[kg/m³] = 987

Q : 崩壊熱[kW] = 2.24×10^4

(2) 基準水位（燃料有効長頂部または放射線の遮へいが維持される水位）に至るまでの時間

崩壊熱（蒸発）によって基準水位に至るまでの時間は次の式で求める

$$t = t_1 + t_2 = 5.38[\text{h}]$$

$$t_2 = (h_s - h_{100}) \times V_u \times \rho_{52} / (Q \times 3600) = 4.36[\text{h}]$$

t : 基準水位に至るまでの時間[h]

t_2 : 100°C到達から基準水位に至るまでの時間[h]

h_{100} : 100°Cの飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]=419.10

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] = 2675.57

V_u : 基準水位までの保有水の体積[m³] =

ρ_{52} : 52°Cの水密度[kg/m³] = 987

Q : 崩壊熱[kW] = 2.24×10^4

(3) 必要な注水量

崩壊熱によって喪失する冷却材を補うために必要な注水量は次の式で求める

$$f = (Q \times 3600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f) = \text{約}33.1[\text{m}^3/\text{h}]$$

f : 必要な注水量 $[\text{m}^3/\text{h}]$

ρ_f : 注水(飽和水)の密度 $[\text{kg}/\text{m}^3] = 988$

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ $[\text{kJ}/\text{kg}] = 2675.57$

h_f : 注水(飽和水)の比エンタルピ $[\text{kJ}/\text{kg}] = 209.34$

Q : 崩壊熱 $[\text{kW}] = 2.24 \times 10^4$

(4) 注水中の蒸発量

注入された水を 100°C に上昇させる熱を崩壊熱から差し引いた熱が蒸発に使われるため、次の式で求める

$$Q \times 3600 = F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f) + S \times \rho_f \times (h_s - h_{100})$$

$$S = (Q \times 3600 - F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f)) / (\rho_f \times (h_s - h_{100})) = \text{約}33.1[\text{m}^3/\text{h}]$$

F : 注水量 $[\text{m}^3/\text{h}]$

S : 注水中の蒸発量 $[\text{m}^3/\text{h}]$ (ただし, $S \geq 0$)

ρ_f : 注水(飽和水)の密度 $[\text{kg}/\text{m}^3] = 988$

h_s : 飽和蒸気の比エンタルピ $[\text{kJ}/\text{kg}] = 2675.57$

h_{100} : 100°C の飽和水の比エンタルピ $[\text{kJ}/\text{kg}] = 419.10$

h_f : 注水(飽和水)の比エンタルピ $[\text{kJ}/\text{kg}] = 209.34$

Q : 崩壊熱 $[\text{kW}] = 2.24 \times 10^4$

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

1. 「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの選定

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価、「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの選定にあたっては、他の殆どの重要事故シーケンス等の選定と同様に、PRAの結果から抽出された事故シーケンスグループからガイドに示された着眼点を考慮し、重要事故シーケンスを選定している。

崩壊熱除去機能喪失の重要事故シーケンスとしては、ガイドに示された着眼点に加えて事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における評価内容との差別化を図ることを考慮し、次の事故シーケンスを選定した。

- ・崩壊熱除去機能喪失(RHR 機能喪失[フロントライン])+崩壊熱除去・注水系失敗

2. 重要事故シーケンスに対する燃料損傷防止対策の選定

有効性評価では、設計基準相当の設備の機能喪失を受けて炉心損傷に至る重要事故シーケンスに対し、重大事故等対処設備を用いて炉心損傷を防止できることを確認している。この観点では、全ての崩壊熱除去機能及び注水機能の喪失を受け、重大事故等対処設備を用いて炉心損傷を防止するという評価も考えられるが、この場合、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」で選定される重要事故シーケンスと同じ評価を実施することとなる。このため、「崩壊熱除去機能喪失」の重要事故シーケンスの有効性評価では、ガイドの対策例を参照し、待機中の残留熱除去系によって崩壊熱除去機能を確保し、炉心損傷を防止可能であることを確認している。

3. プラント状態(POS)の選定

重要事故シーケンスの選定プロセスでは、POSについては選定していないため、有効性評価の評価条件を設定する際に決定している。崩壊熱除去機能の喪失事象が発生した場合、代替の崩壊熱除去機能や炉心への注水機能を用いて炉心損傷を防止することとなる。このため、POSを選定する上では崩壊熱が高く、原子炉压力容器内の冷却材が少ないため、事象発生から炉心損傷までの時間余裕が厳しいPOSを選定することが適切と考える。崩壊熱の観点で最も厳しいPOSは「S」であり、「S」は冷温停止への移行状態として定義される状態である。冷温停止に移行する前の高温停止の状態は、崩壊熱除去機能及び注水機能に対する待機要求が運転時とほぼ同等であり、この状態の評価は運転時の崩壊熱除去機能喪失の評価に包絡されるものとする。

なお、原子炉压力容器蓋閉時は圧力の上昇が考えられるが、トップベントから減圧ができること、急激に圧力が上昇するようなものではないこと、圧力上昇してもSRVで減圧できることから低压注水系が使用できるとしている。また、格納容器閉時においても同様の考え方である。

このため、本評価における POS は、崩壊熱が高く、原子炉圧力容器内の冷却材が少ないことに加え、冷温停止状態となることで崩壊熱除去機能及び注水機能に対する待機要求が変化する「A」を選定している。停止時レベル 1PRA における POS の分類及び定期検査工程を図 1 に、POS の選定方法及び圧力容器の開閉状態を表 1 に示す。

4. 他の燃料損傷防止対策を想定した場合の影響

本評価で確認している、待機中の残留熱除去系による崩壊熱除去機能確保とは別の燃料損傷防止対策としては、復水補給水系による注水が考えられるが、これについては「全交流動力電源喪失」で選定される重要事故シーケンスにおいて、本評価と同じ POS「A」でその有効性を確認している。

プラントの状態 (POS)	原子炉冷温 停止への移 行状態		PCV/RPV閉鎖及 び原子炉ウエル満 水への移行状態		原子炉ウエル満水状態				PCV/RPV閉鎖及び 起動準備への移行状態		起動準備状態
	S(1)	A(4)	B1(12)	B2(11)	B3(12)	B4(13)	C1(5)	C2(10)	D(12)		
崩壊熱の大きさ	高	高	中				低				
PRA上考慮が必要な イベント			全燃料取出	CRD, LPRM, RIP 点検 MUWC全台停止	炉内点検 CUW全台停止 RHR切り替え	全燃料装荷	CUWブロー	RHR切り替え	RHR切り替え		
取水路 D/G	—	—	B系				A系及びC系		—		
非常用交流電源母線	—	—	—				—		—		
原子炉水位	通常水位	通常水位	ウエル満水				通常水位		通常水位		
プールゲート	—	—	開放	開放	閉鎖	開放	—	—	—		
評価する除熱対象	原子炉	原子炉	原子炉+燃料プール	原子炉+燃料プール	燃料プール	原子炉+燃料 プール	—	—	原子炉		
RHR-A											
RHR-B											
RHR-C											
崩壊 熱除 去											
CUW-A											
CUW-B											
FPC2台											
HPCF-B											
HPCF-C											
補給 水注 水											
MUWC-A											
MUWC-B											
MUWC-C											
FP											

崩壊熱除去に用いている設備
機能を期待出来る設備

図 1 停止時レベル 1PRA における POS の分類及び定期検査工程

表 1 各プラント状態における評価項目に対する影響（崩壊熱除去系喪失）

プラント状態 (POS)		重大事故等対処設備等	包絡事象	運転停止中の評価項目			
原子炉冷温停止への移行状態	原子炉炉心冷却系 (LPLF, HPCF)			燃料有効長・頂部の冠水	原子炉圧力容器蓋の開閉状態	放射線の遮へいが維持できる水位の確保	未臨界の確保
S	原子炉冷温停止への移行状態	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	<p>POS-Aを想定した有効性評価の条件に包絡 (崩壊熱や保水水量を POS S と同等のものを使用している為)</p>	<p>燃料有効長・頂部の冠水</p> <p>POS-Aに比べ、期待できる緩和効果が多く、有効性評価においては POS S と同等の有効性評価を使用していることから POS-A を想定した有効性評価の条件に包絡される</p>	閉鎖	原子炉が未開放であることから、遮へいは確保される	プリント状態 POS-A に同じ
A	PCV/ RPVの開放及び原子炉ウエル水抜き状態	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	-	<p>有効性評価にて評価項目を満足することを確認している</p>	閉鎖	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している	有効性評価にて評価項目を満足することを確認している 制御棒引き抜きに係わる試験は「反高度試験入力」に包絡
B1	原子炉ウエル水状態 (原子炉ウエル水抜き開始まで)	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 燃料フル代替注水系 (常設) 燃料フル代替注水系 (可搬) 	<p>「全交流動力電源喪失 (POS A)」及び「使用済燃料プール 想定事故 1」に包絡※</p>	<p>POS-Sに比べ、崩壊熱が小さく、また保水水量が多いことから余裕時間が長いものの、点検等により緩和系が少なくなることから考えられる</p> <p>ただし、常設代替交流電源設備及び低圧代替注水系 (常設) や燃料フル代替注水系 (可搬) を用いることで炉心損傷を回避できることから崩壊熱の観点から厳しい「全交流動力電源喪失 (POS A)」及び「使用済燃料プール 想定事故 1」に包絡される</p>	開放	<p>水位低下の速いシナリオである「原子炉冷却材の流出」にて評価し、評価項目を満足することを確認している</p> <p>※使用済燃料プールにおける放射線の遮へい確保は「使用済燃料プール 想定事故 1」に包絡される</p>	プリント状態 POS-A に同じ 燃料の取出・装荷に係わる作業は「反高度試験入力」に包絡
B2	原子炉ウエル水状態 (原子炉ウエル水抜き開始後)	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 燃料フル代替注水系 (常設) 燃料フル代替注水系 (可搬) 	<p>※ POS B3 においては RHR が待機していないため、残留熱除去機能喪失 (POS A) に包絡されないが、「全交流動力電源喪失 (POS A)」の評価に代表される。</p>		閉鎖		
B3		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (RHR) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 燃料フル代替注水系 (常設) 燃料フル代替注水系 (可搬) 			開放		
B4		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 			閉鎖		
C1	PCV/ RPVの閉鎖及び起動準備への移行状態	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	<p>「全交流動力電源喪失 (POS A)」の評価に包絡される</p>	<p>POS-Sに比べ、「崩壊熱」が小さく、「保水水量」に差がない。また、「余裕時間」が長いものの、「緩和系」も少ないことから、「崩壊熱除去機能喪失 (POS-A)」には包絡されない。しかしながら、「崩壊熱」及び「緩和系」の観点からより厳しい「全交流動力電源喪失 (POS-A)」に包絡される</p>	閉鎖		
C2		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	<p>POS-Aに比べ、「崩壊熱」が小さい、「緩和系」に差がない。「保水水量」に差がない。「余裕時間」が短いことから、燃焼損傷防止対策の有効性評価は POS-A に包絡される</p>	閉鎖	原子炉が未開放であることから、遮へいは確保される	プリント状態 POS-A に同じ	
D	起動準備状態	<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系 (LPLF, HPCF) 低圧代替注水系 (常設) 低圧代替注水系 (可搬型) 常設代替交流電源設備 	<p>POS A に包絡される</p>		閉鎖		

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

1. 本評価における崩壊熱の設定

運転停止中原子炉における燃料防止対策の有効性評価、「崩壊熱除去機能喪失」および「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスの有効性評価では、スクラムによる原子炉停止から1日後の崩壊熱を用いて原子炉冷却材の温度上昇及び蒸発による原子炉水位の低下を評価している。

一般に定検期間が数十日であることを考慮すると、原子炉停止から1日(24時間)後の崩壊熱を用いることは定検期間から見ると保守的な設定であると考えるが、仮に原子炉停止からの時間がより短い時点での崩壊熱を用いれば、より厳しい評価条件となる。

2. より厳しい崩壊熱を設定した場合の時間余裕への影響

プラント停止時を復水器真空破壊からと考えると、通常、復水器真空破壊のタイミングは通常のプラント停止操作における全制御棒挿入完了から12時間以上後である。仮に、スクラムによる原子炉停止から12時間後の崩壊熱によって原子炉注水までの時間余裕を評価すると、燃料有効長頂部到達まで約4.5時間となる。原子炉停止から1日(24時間)後の原子炉注水までの時間余裕が約5.4時間であることから、時間余裕の観点では約1時間短くなるが、本重要事故シーケンスにおける「崩壊熱除去機能喪失」および「全交流動力電源喪失」の事象発生から注水開始までの対応は約2時間であることから十分対応可能な範囲である。

この様に、崩壊熱の設定によっては原子炉注水の余裕時間に変動が生じるが、スクラムによる原子炉停止とし、13ヶ月運転に対して燃焼度を10%増加させた場合の崩壊熱を用いていること及び原子炉注水までの時間余裕の評価では崩壊熱の減衰を考慮していないこと等、様々な保守性を含めた評価としていることから、本重要事故シーケンスにおいて、原子炉注水が間に合わず、炉心損傷に至る状況は想定し難いものとする。

以 上

安定停止状態について

運転停止中 崩壊熱除去機能喪失の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：

冷却材の注水や崩壊熱除去により，燃料の冠水，放射線遮へい，未臨界が維持され，冷却水の温度が安定した状態

原子炉安定状態の確立について

図 5.1.5 に示すとおり，崩壊熱除去機能喪失により冷却材の温度が上昇し，事象開始 60 分後に沸騰開始による水位の低下が始まるが，待機していた残留熱除去系の低圧注水モードにより，水位は回復する。

その後，残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードに切り替え，崩壊熱除去を実施することで水位及び温度が安定した状態となる。

評価条件の不確かさの影響評価について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

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

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
崩壊熱	原子炉停止後 1 日 約 22.4MW (ANSI/ANS-5.1-1979)	事故事象毎 装荷炉心毎	平衡炉心燃料についてサイクル末期の燃焼度に 10%の保守性を考慮した値を想定し算出。 停止後の時間については、停止後の時間が短くなるように 1 日後の状態を想定。	停止後の時間が長い場合は崩壊熱が小さくなり、注水までの時間余裕が長くなるが、注水操作の開始は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	崩壊熱が小さい場合は注水までの時間余裕が長くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、崩壊熱が大きくなる場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉停止から 12 時間後の崩壊熱によって原子炉注水までの時間を評価すると、燃料有効長頂部到達まで約 4.5 時間となり、評価条件での時間余裕約 5.4 時間より短くなるが、注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。
原子炉初期温度	52℃	事故事象毎 原子炉停止後初期を除き 50℃以下を目標に冷却を実施	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードで冷却されているため、通常 50℃以下になるように冷却されている。水温が 52℃より低い場合は注水までの時間が余裕が長くなるが、注水操作の開始は原子炉初期温度に応じた対応をとるものではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードで冷却する場合は通常 50℃以下になるように冷却され、水温が 52℃より低い場合も考えられる。その場合はパラメータに対する余裕時間は大きくなるが、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約 5 時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードで冷却する場合は通常 50℃以下になるように冷却され、水温が 52℃より低い場合も考えられる。その場合はパラメータに対する余裕時間は大きくなるが、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約 5 時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。
原子炉初期水位	通常運転水位	通常運転水位以上	原子炉停止初期の通常運転水位付近にある状態を想定。	原子炉開放に向けて水位を上昇していることも考えられるが、注水操作の開始は原子炉水位に応じた対応ではないが、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉開放に向けて水位を上昇している場合は、注水までの時間余裕が長くなるが、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。しかし、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約 5 時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。
原子炉初期圧力	大気圧	事故事象毎 原子炉停止後初期及び耐圧試験を除き大気圧	設計値を設定。	注水操作準備の開始は原子炉圧力に応じた対応ではなく、崩壊熱除去機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。また、圧力が高く注水前に減圧が必要となる場合であっても操作に必要な時間は十分あるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	圧力が高い場合は飽和水のエンタルピーが大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕時間は大きくなる。しかし、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約 5 時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。
原子炉圧力容器の 状態	原子炉圧力容器未開放	事故事象毎	炉心の崩壊熱及び保有水量の観点から設定。	原子炉開放時においては減圧操作が必要である。減圧以外の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。	評価上、原子炉の圧力は大気圧に維持されることを想定しているため、原子炉開放状態を想定した場合であっても、評価項目となるパラメータに対する影響はない。

初期条件

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	運転中の残留熱除去系の機能喪失	運転中の残留熱除去系の機能喪失	残留熱除去系ポンプ 1 台で原子炉停止時冷却モードによる原子炉の崩壊熱除去を実施中に、残留熱除去系ポンプの故障等による機能喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が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が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対する影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードへの注水流量	954m ³ /h	低圧注水系の設計値として設定。	解析条件と最確条件が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が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対する影響はない。

表 2 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 (1/2)

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方				
待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードへの注水操作 操作条件	事象の発生から 120 分	事象の認知や現場操作の時間に基に、さらには時間余裕を考慮して設定。	<p>【認知】 評価では残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードの故障発生から低圧注水モードによる原子炉注水操作の開始まで、主蒸気逃がし安全弁の手動減圧操作等を含め 2 時間を設定しているが、原子炉注水の必要性を認知することは容易である。よって、評価上の注水操作開始時間に対し、実際の注水操作開始時間が早くなる場合が考えられる。</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、操作開始時間に与える影響なし</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】 残留熱除去系のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、制御盤の操作スイッチによる操作のため、簡易な操作である。操作時間は特に設定していないが、原子炉水位の低下に対して操作に要する時間は短い。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作を実施する運転員は、残留熱除去系を用いた低圧注水モードの注水操作時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、そのための誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 120 分後の注水操作開始を設定しているが、実際の注水操作開始時間は早くなる場合が考えられる。	注水開始が早くなる場合は冷却材の水位低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	当該操作に対する時間余裕については、燃料有効長頂部までの水位低下である。通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約 5 時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの 120 分は十分な時間余裕を確保できる時間である。

表 2 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 (2/2)

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価設定の考え方				
待機中の残留熱除去系を用いた原子炉停止時冷却モードによる崩壊熱除去機能復旧	事象発生から 3.5 時間後	運転手順書等を踏まえて設定。	残留熱除去系の低圧注水モードにより原子炉への注水を実施していることから、原子炉停止時冷却モードによる崩壊熱除去機能復旧には時間余裕がある。	--	--	--
操作条件						

添 5.1.5-4

7 日間における燃料対応について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失)

プラント状況:6号炉運転中。1～5,7号炉停止中。

事象・崩壊熱除去機能喪失は7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とするが、6号炉のみ非常用ディーゼル発電機起動失敗による全交流動力電源喪失を想定する。

号炉	時系列		合計	判定
	事象発生直後～事象発生後7日間	代替熱交換器車用 電源車 2台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7日×2台=36,960L		
7号炉	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	空冷式ガスタービン発電機 3台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7日×3台=859,320L	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 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) 2台起動。 18L/h×24h×7日×2台=6,048L		7日間の 軽油消費量 約 902,328L	6号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 容量(合計)は 約 1,164,000L 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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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 533,992L 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 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は1台で足りるが、保守的に空冷式ガスタービン発電機3台を起動させて評価した。
- ※3 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。

5.2 全交流動力電源喪失

5.2.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(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「全交流動力電源喪失」において燃料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、①「外部電源喪失＋直流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗」及び②「外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・注水系失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去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、崩壊熱による原子炉水の蒸発に伴い、原子炉内の冷却材が減少することで炉心が露出し、燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、重大事故等対処設備の有効性評価としては、全交流動力電源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、運転員が異常を認知して、原子炉への注水を行い、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料体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、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧代替注水系(常設)を用いた原子炉への注水及び代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 5.2.1 から図 5.2.2 に、手順の概要を図 5.2.3 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 5.2.1 に示す。

本事故シーケンスグループにおける事象発生 10 時間までの 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 34 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(6/7 号炉兼任)、当直副長 2 名^{*}、運転操作対応を行う運転員 9 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、緊急時対策要員(現場) 18 名である。

※ 停止中のプラントを含む体制は、必ず「当直副長2名」ではなくケースによっては「当直副長1名、運転員 1 名」の場合もある。

また、「全交流動力電源喪失」の対応として事象発生10時間以降に必要な参集要員は1号炉あたり13名である。6号炉及び7号炉同時の重大事故等時においては、必要な要員及び資源の観点からより厳しくなるように、一方の号炉で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「全交流動力電源喪失」を想定し、もう一方の号炉で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「全交流動力電源喪失」を想定しているため、両号炉で事象発生10時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための26名である。必要な要員と作業項目について図5.2.4に示す。

a. 全交流動力電源喪失による原子炉停止時冷却モード停止確認

外部電源喪失により、運転中の残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却モード運転が停止する。さらに、全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、これにより所内高圧系統(6.9 kV)の母線が使用不能となり、全交流動力電源喪失と判断する。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず、非常用高圧系統(6.9 kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、代替原子炉補機冷却系、低圧代替注水系(常設)の準備を開始する。

原子炉停止時冷却モード運転停止により、原子炉水温度が上昇し、事象発生約1時間後に「100℃」に到達する。原子炉圧力が上昇するため、逃がし安全弁を開し大気圧を維持する。原子炉水の蒸発により原子炉水位が低下する。

c. 逃がし安全弁による原子炉大気圧維持

原子炉停止時冷却モード運転停止により原子炉水温度が「100℃」に到達することから、原子炉を大気圧に維持するため逃がし安全弁を開操作する。

逃がし安全弁による原子炉大気圧維持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. 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水

事象発生から70分経過した時点で、常設代替交流電源設備による交流電源供給を開始し、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。これにより、原子炉水位は回復する。

低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、復水補給水系流量計等である

e. 代替原子炉補機冷却系を用いた原子炉停止時冷却モード運転

事象発生から20時間経過した時点で、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却モード運転を再開する。

原子炉停止時冷却モード運転の再開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等である。

5.2.2 燃料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、「全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失する事故」である。

なお、5.1「崩壊熱除去機能喪失」で考慮している事故シーケンス（「崩壊熱除去機能喪失（補機冷却系機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」及び「崩壊熱除去機能喪失（代替除熱機能喪失[フロントライン]）+崩壊熱除去・注水系失敗」）は、事象進展が同様なので合わせて本想定事象において燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

本評価で想定するプラント状態においては、崩壊熱および原子炉冷却材、注水手段の多様性の観点から、「POS A PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態」が燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して、最も厳しい想定であり、当該プラントの状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、崩壊熱除去機能の喪失による原子炉水の蒸発により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水を維持し、未臨界を維持できることを評価する。なお、放射線の遮へいについては原子炉が未開放であることから考慮は不要である。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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。

(添付資料 5.1.1)

(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 5.2.2 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. 初期条件

(a) 原子炉圧力容器の状態

原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。

(b) 崩壊熱

原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 22MW である。

(c) 原子炉初期水位及び初期水温

事象発生前の原子炉の水位は通常運転水位とし、また、水温は52℃とする。

(d) 原子炉圧力

水位低下量を厳しく見積もるために、減圧操作によって大気圧が維持されているものとする。

(添付資料 5.1.2, 5.1.3)

b. 事故条件

(a) 起因事象

送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用ディーゼル発電機の機能が喪失し、全交流動力電源が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 低圧代替注水(常設)による原子炉への注水流量

低圧代替注水(常設)による原子炉への注水流量は150m³/hとする。

(b) 代替原子炉補機冷却系

伝熱容量は約23MWとする(海水温度30℃において)

d. 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) 事象発生70分までに常設代替交流電源設備によって交流電源の供給を開始する。

(b) 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作は、事象発生70分後から開始する。

(c) 代替原子炉補機冷却系による原子炉停止時冷却モード運転は、事象発生20時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を図5.2.3に、原子炉水位の変化を図5.2.5に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い崩壊熱除去機能が喪失することにより、原子炉水温は上昇し、約1時間後に沸騰、蒸発することにより原子炉水位は低下し始めるが、水位が燃料有効長頂部まで低下するのは事象発生から約5時間である。事象発生から70分経過した時点で、常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、低圧代替注水系(常設)による注

水を行うことによって、水位は燃料有効長頂部の約 4.2m 上まで低下するとどまる。水位回復後についても、蒸発量に応じた注水を実施することによって、水位を適切に維持することができる。

事象発生から 20 時間経過した時点で、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱を開始することによって、原子炉水温は低下する。

b. 評価項目等

原子炉水位は、図 5.2.5 に示すとおり水位は燃料有効長頂部の約 4.2m 上まで低下するとどまり、炉心は冠水を維持する。

原子炉圧力容器は未開放であり、放射線の遮蔽は維持されている。また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

事象発生 70 分後から、常設代替交流電源設備により電源を供給された低压代替注水系(常設)の安定した除熱を継続することから、**長期的に原子炉及び原子炉格納容器の安定状態を継続できる。**

(添付資料 5.2.1)

5.2.3 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。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、常設代替交流電源設備による電源供給を開始し、低压代替注水系(常設)を用いた注水により水位を回復させ、その後、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却モード運転による除熱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、常設代替交流電源設備による受電および低压代替注水系(常設)を用いた注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 5.2.2 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、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている**ことから、その中で事象進展に有意な影響を与えらる燃料の崩壊熱、事象発生前の原子炉冷却材の温度(初期水温)及び原子炉水位(初期水位)、原子炉圧力容器の状態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

崩壊熱，初期水位，初期水温及び初期圧力を考慮した場合，喪失後の時間等によってそれらの値は変化するが，注水操作は全交流動力電源の喪失に伴う異常の認知を起因とする操作であるため，運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

崩壊熱の想定は，崩壊熱が小さな場合は注水までの時間余裕が長くなり，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため，影響はない。

原子炉水温が低い場合，原子炉初期水位が高い場合，原子炉初期圧力が高い場合について，崩壊熱が小さな場合と同様にパラメータに対する余裕時間は大きくなるが，通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため，影響はない。

原子炉圧力容器の状態においては評価上，大気圧に維持されることを想定しているため，原子炉開放状態を想定した場合であっても，評価項目となるパラメータに対する影響はない。

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

常設代替交流電源設備からの受電および低圧代替注水(常設)による原子炉への注水操作は中央制御室及び現場で行う操作であるが，それぞれ別の運転員による操作を想定していることから，要員の配置による他の操作に与える影響はない。

代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転の操作を実施する要員は，前後に他の操作がないことから，要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

低圧代替注水(常設)による原子炉への注水操作について，注水開始が早くなる場合は冷却材の水位低下が抑制され，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。しかし，通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため，影響はない。

代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転の操作については注水による燃料有効長頂部の冠水は維持されているため，評価項目となるパラメータに対する影響はない。

(添付資料5.2.2)

(2) 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。

受電操作および注水操作に対する時間余裕としては、図5.2.4に示すとおり、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの70分は十分な時間余裕を確保できる。

代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転の操作については注水による燃料有効長頂部の冠水は維持されているため、操作に対する時間余裕は不要である。

(添付資料5.2.2)

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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、評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な余裕時間を確保でき、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

5.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時において事象発生10時間までの必要要員は、「5.2.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり34名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の47名で対処可能である。

また、事象発生10時間以降に必要な参集要員は26名である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、水源、燃料及び電源の資源について以下のとおりである。「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

低圧代替注水系(常設)による炉心注水については、7日間の対応を考慮すると、合計約610m³の水量が必要となる。復水貯蔵槽は約1,700m³の水を保有しており、復水貯蔵槽を

枯渇させることなく復水貯蔵槽を水源とした注水が可能となることから、7日間の注水継続実施が可能である。

(添付資料 5.2.3)

b. 燃料

常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約859,320Lの軽油が必要となり、代替原子炉補機冷却設備専用の電源車については、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約36,960Lの軽油が必要となる。(合計 約896,280L)

軽油タンク及び地下軽油タンクで軽油約1,164,000L(発電所内で軽油約5,344,000L)の使用が可能であることから、常設代替交流電源設備による電源供給、代替原子炉補機冷却設備の運転について、7日間の継続が可能である。

(添付資料 5.2.4)

c. 電源

常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故対策等に必要な負荷として、6号炉で約1,011kW、7号炉で約1039kW必要となるが、常設代替交流電源設備は連続定格容量が2,950kWであり、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能である。

(添付資料5.2.5)

5.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失することが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策としては、短期対策として、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧代替注水系(常設)を用いた原子炉への注水、長期対策として、代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンス「全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧代替注水系(常設)を用いた原子炉への注水及び代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による除熱を実施することにより、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

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対処可能である。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「全交流動力電源喪失」において、燃料損傷防止対策は、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「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

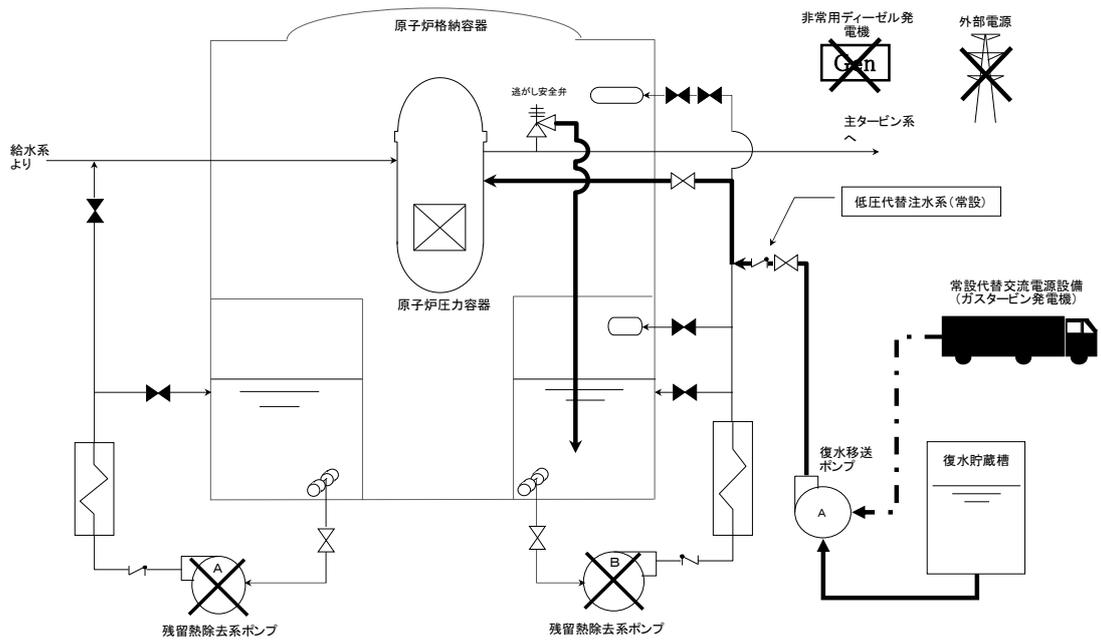


図 5.2.1 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)
(原子炉減圧及び原子炉注水)

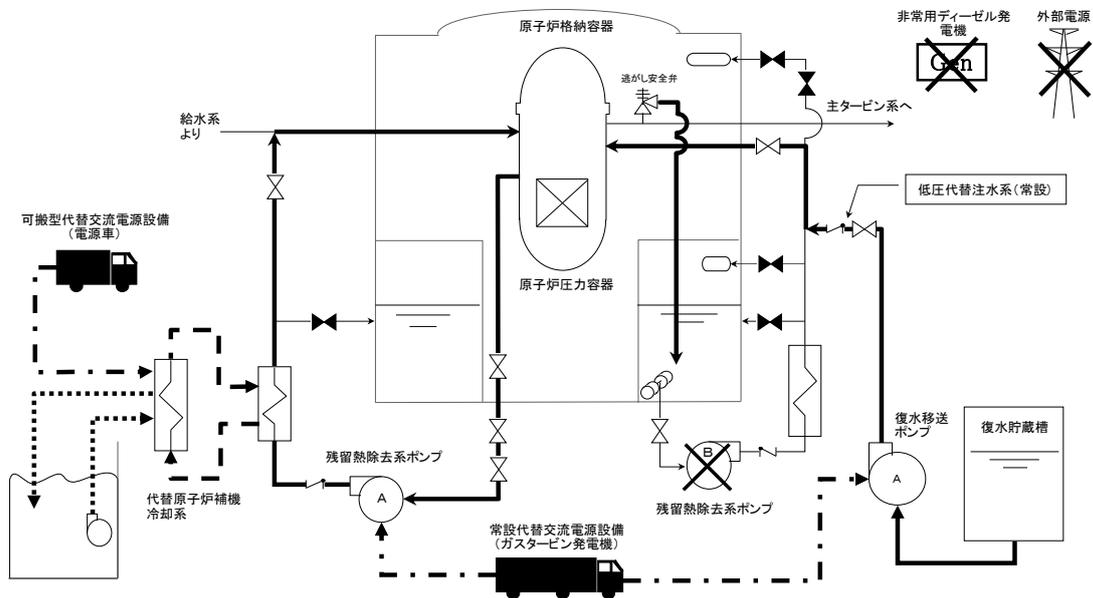
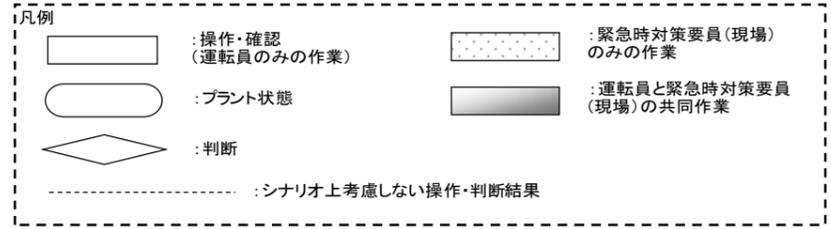


図 5.2.2 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(原子炉停止時冷却及び原子炉注水)

プラント前提条件
 ・プラント停止後1日目
 ・原子炉圧力容器閉鎖中
 ・原子炉格納容器閉鎖中
 ・主蒸気隔離弁全開
 ・非常用ディーゼル発電機(B)点検中
 ・残留熱除去系(A)原子炉停止時冷却モード運転中
 ・残留熱除去系(B)停止中
 ・残留熱除去系(C)低圧注水モード待機中
 ・原子炉水位「N. W. L」(通常は+1550mm以上)



※1 外部電源が喪失し、かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより、全ての所内高圧系統(6.9kV)の母線が使用不能となった場合。
 ※2 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施できず、非常用高圧系統(6.9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断する。
 ※3 約1時間後に原子炉水温が「100℃」に到達する。
 ※4 解析上、原子炉を大気圧状態に維持するため逃がし安全弁を「開」する。
 ※5 注水前の原子炉最低水位は「有効燃料棒頂部(TAF)+4.2m(約「レベル3+400mm」)」となる。
 ※6 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。
 ※7 原子炉水位計(広帯域)にて水位回復を確認する。

I 消火系を代替注水として使用する場合があるため運転状態について確認する。恒設設備による原子炉への注水が実施できない場合、低圧代替注水系(可搬型)による注水を実施する。
 II 緊急用M/Cが使用できない場合は可搬型代替交流電源設備によるP/C受電を実施する。常設代替交流電源設備が使用できない場合は可搬型代替交流電源設備による緊急用M/Cを受電する。(いずれの場合も電源容量により使用できる設備に限られる)

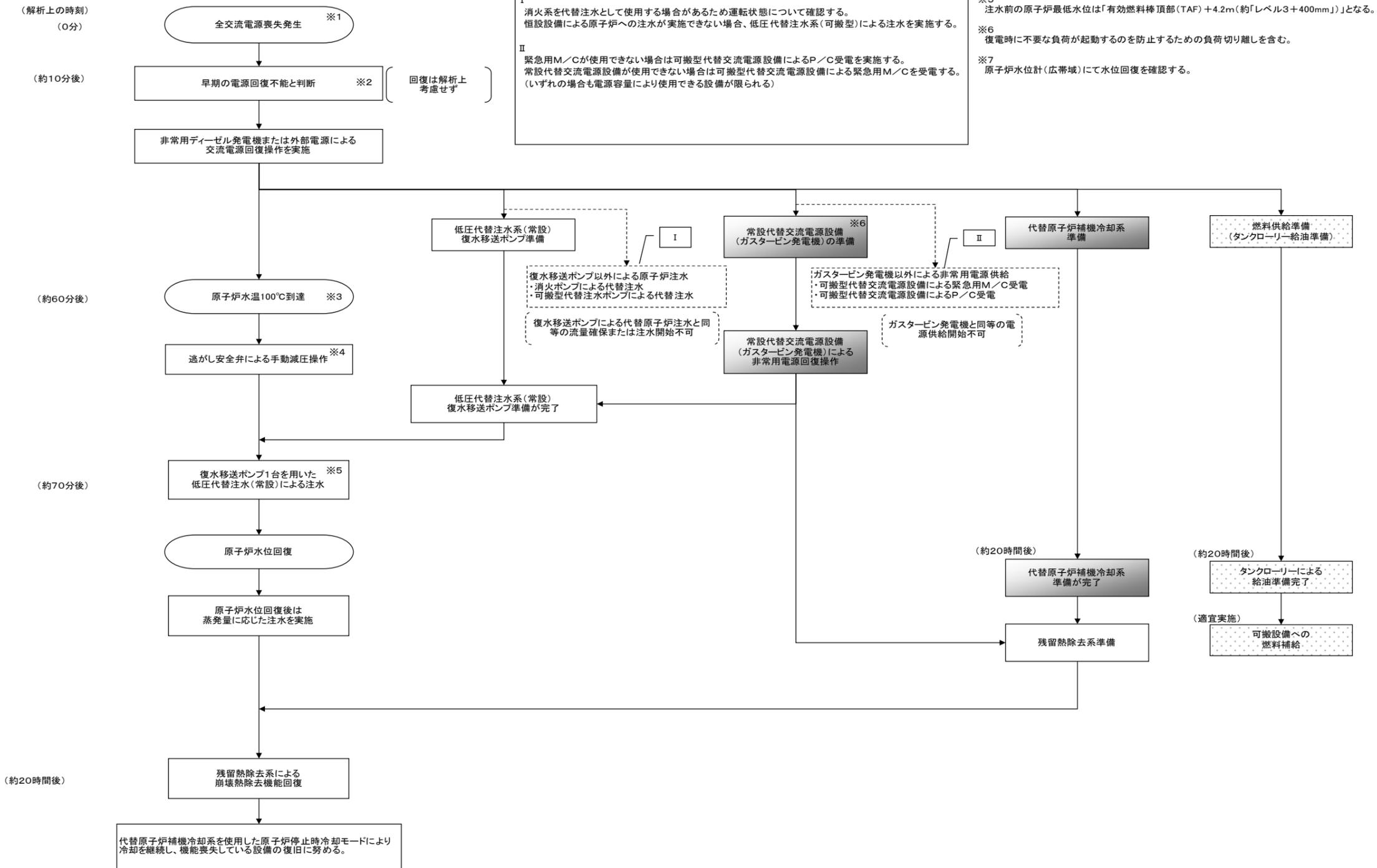


図 5. 2. 3 全交流動力電源喪失時の対応手順の概要

停止中の全交流動力電源喪失

実施箇所・必要人員数	経過時間 (分)												備考					
	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	140		150	160	170	180	190
事故発生 7号炉にて本事故発生 7号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事故発生	経過時間 (分) / 備考 30 40 50 60 70 80 90 100 110 120 130 140 150 160 170 180 190 200 事故発生 / プラント停止確認 約60分 原子炉水温100℃到達 約60分 ガスタービン発電機による給電開始 約70分 注水開始 約70分 注水開始 約20時間 炉内燃料除去機組回復																	
実施箇所・必要人員数 運転員 (中継) 7名 運転員 (中継) 7名 緊急時対策要員 (中継)	操作の内容 ・全交流電源喪失確認 ・非揮発性イオン交換樹脂 補給回復 ・外給電源 回復 ・追加安全弁 1弁による手動減圧操作 ・受電前準備 (中継) (後者の切り直しを含む) ・設備移動 (設備の切り直しを含む) ・受電前準備 (中継) (設備の切り直しを含む) ・追加移動 (原子炉内設備完全性確認) ・緊急時M/C機全回復確認 ・緊急時M/C給電準備 ・ガスタービン発電機給電準備 ・原子炉内設備移動 ・緊急時M/C運転器投入 ・ガスタービン発電機 運転状態監視 ・M/C 受電確認 ・M/C 受電 ・M/C 受電 ・炉内移動/炉内設備移動/運転状態監視 ・低圧代給注水系統 (緊急) ラインアップ ・炉内移動 ・代給原子炉補機冷却系 稼働ラインアップ ・設備移動 ・設備材配管及びボーズ作組、起動及び系閉水確認 ・代給原子炉補機冷却系 運転状態監視 ・原子炉停止前冷却モード 起動準備 ・原子炉停止前冷却モード 起動 ・軽油タンクからタンクローリーへの補給 ・電源車への給油																	
状況判断 1人 1人	10分 20分 50分 20分 10分 20分 20分 10分 10分 10分 5分 300分 10時間 5分 5分 90分 高圧実部																	
交流電源回復操作 (操作員上層セブ) (1人)	対応可能な要員により、対応する																	
原子炉減圧操作 (1人)	5分																	
緊急時代給交流電源設備 準備操作 (1人)	20分																	
緊急時代給交流電源設備 準備操作 (1人)	50分																	
緊急時代給交流電源設備 準備操作 (2人)	20分 10分 20分																	
緊急時代給交流電源設備 運転 (2人)	20分 10分 20分 10分 5分																	
緊急時代給交流電源設備からの受電 (2人)	10分 10分																	
低圧代給注水系統 (緊急) 準備操作 (1人)	5分																	
低圧代給注水系統 (緊急) 注水操作 (1人)	5分																	
代給原子炉補機冷却系 準備操作 (2人)	原子炉が水温回復後、高圧室に配した注水																	
代給原子炉補機冷却系 運転 (3人)	300分 10時間																	
炉内燃料除去系 起動準備 (1人)	5分																	
炉内燃料除去系 起動操作 (1人)	5分																	
燃料供給準備 (1人)	5分																	
燃料給油作業 (2人)	90分																	
必要人員数 (7号炉) 合計 必要人員数 (6号炉) 合計	8人 (その他要員13人) 10人 (その他要員13人) 4人 (その他要員13人) C,D,E,F																	

*6号炉は「全交流動力電源喪失」事故想定
*号機別要員数必ず

()内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 5.2.4 全交流動力電源喪失時の作業と所要時間

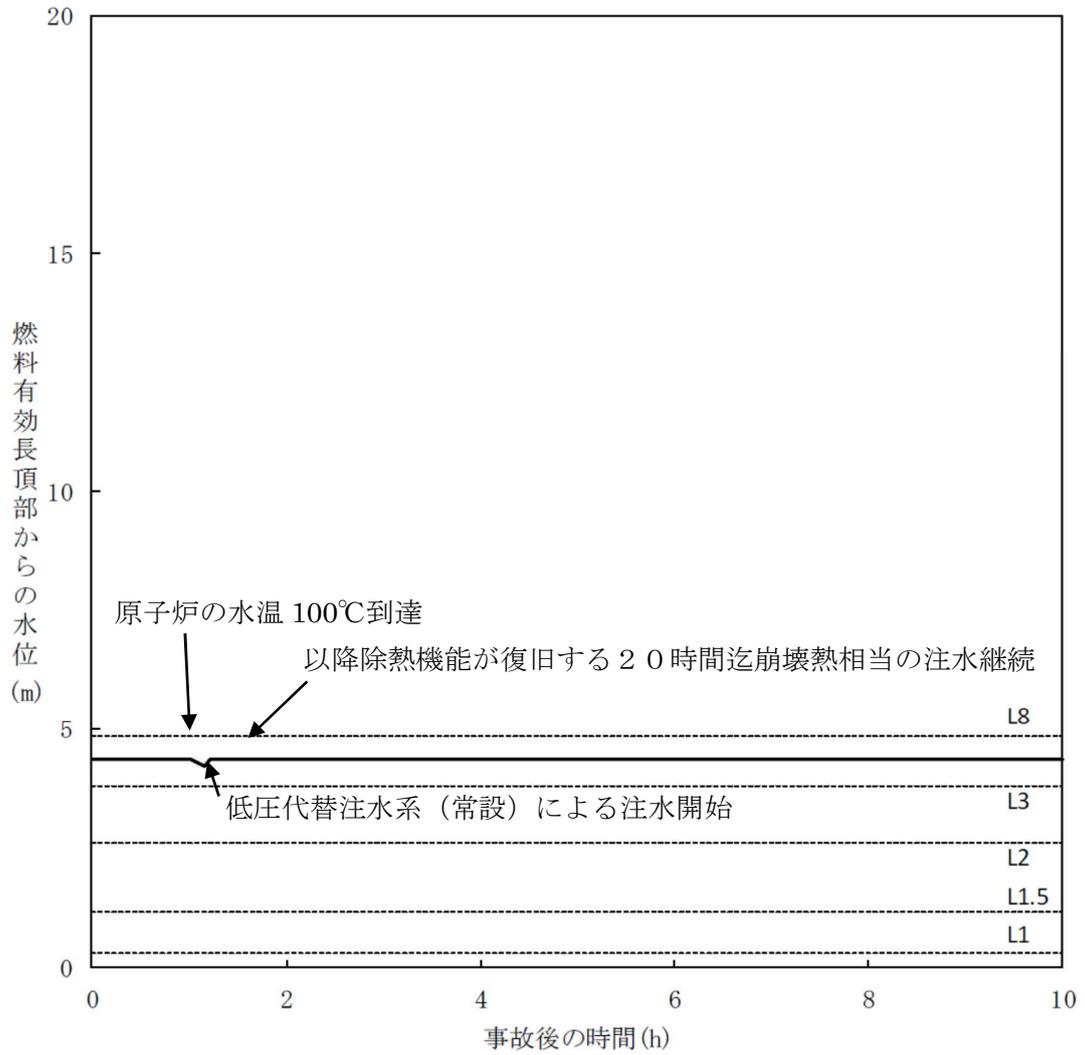


図 5.2.5 原子炉水位の推移

表 5.2.1 全交流動力電源喪失時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
原子炉停止時冷却モード停止確認	外部電源喪失により運転中の残留熱除去系ポンプが停止する。さらに、非常用ディーゼル発電機が機能喪失するため、全交流動力電源喪失となる。	—	—	残留熱除去系系統流量計
逃がし安全弁による原子炉大気圧維持	原子炉停止時冷却モード運転停止により原子炉水温度が「100℃」に到達することから、原子炉を大気圧に維持するため逃がし安全弁を開操作する。	逃がし安全弁	—	原子炉圧力計【SA】 原子炉圧力容器温度計【SA】
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始する。	常設代替交流電源設備【SA】 復水移送ポンプ【SA】	—	原子炉水位計(広帯域)【SA】 原子炉水位計(狭帯域) 復水補給水系系統流量計(原子炉圧力容器)【SA】
原子炉停止時冷却モード起動	常設代替交流電源設備による交流電源供給及び代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却モード運転を再開する。	常設代替交流電源設備【SA】 残留熱除去系ポンプ	代替原子炉補機冷却系【SA】	残留熱除去系系統流量計 残留熱除去系熱交換器入口温度計

【SA】：重大事故等対処設備

表 5.2.2 主要解析条件(全交流動力電源喪失)(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から、設定
崩壊熱	約 22.4MW (9×9 燃料(A 型), 原子炉停止 1 日後)	平衡炉心燃料の平均燃焼度 33GWd/t を基に ANST/ANS- 5.1-1979 にて算出した値
原子炉初期水位	通常運転水位	停止後 1 日の水位から保守性を持たせた値
原子炉初期温度	52℃	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードでの炉水側 の設定温度
原子炉初期圧力	大気圧	停止後 1 日の実績による値
外部水源の温度	50℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外 部電源が喪失するものとして設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定 し、設定
外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設 定
初期条件		
事故条件		

表 5.2.2 主要解析条件(全交流動力電源喪失)(2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	低圧代替注水(常設)による原子炉への注水流量	150m ³ /h	設計値に注入配管の流路抵抗を考慮した値を設定
	代替原子炉補機冷却系	約 23MW (海水温度 30℃において)	代替原子炉補機冷却系の設計値として設定
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 70 分まで	運転操作手順書, 訓練実績を踏まえて設定
	低圧代替注水系(常設)起動操作	事象発生 70 分後	運転操作手順書, 訓練実績を踏まえて設定
	代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転	事象発生 20 時間後	運転操作手順書, 訓練実績を踏まえて設定

安定停止状態について

運転停止中 全交流動力電源喪失の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：

冷却材の注水や崩壊熱除去により、燃料の冠水、放射線遮へい、未臨界が維持され、冷却水の温度が安定した状態

原子炉安定状態の確立について

図 5.2.5 に示すとおり、崩壊熱除去機能喪失により冷却材の温度が上昇し、事象開始 60 分後に蒸発による水位の低下が始まるが、70 分後に常設代替交流動力電源設備により電源の供給を受けた低圧代替注水系（常設）の注水により、水位は回復し、水位及び温度が安定した状態となる。

その後、事象開始から 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにより崩壊熱除去を実施することで、注水を実施しなくても安定状態が維持される。

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
崩壊熱	原子炉停止後1日 約 22.4MW (ANSI/ANS-5.1-1979)	事故事象毎 装荷炉心毎	平衡炉心燃料についてサイクル末期の燃焼度に10%の保守性を考慮した値を想定し算出。 停止後の時間については、停止後の時間が短くなるように1日後の状態を想定。	崩壊熱が小さな場合は注水までの時間余裕が長くなるが、注水操作や給電操作の開始は崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失に伴うによる異常の認知を起因とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	崩壊熱が小さい場合は注水までの時間余裕が長くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。逆に原子炉停止後の時間が短く、崩壊熱が大きくなる。逆の場合は注水までの時間余裕が短くなる。スクラムによる原子炉注水までの時間余裕を評価すると、燃料有効長頂部到達まで約4.5時間となり、評価条件での時間余裕約5.4時間より短くなるが、注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。
	原子炉初期温度 52℃	事故事象毎 原子炉停止後初期を除き50℃以下を目標に冷却を実施	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードでの炉水側の設定温度を想定。	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードで冷却する場合は通常50℃以下になるように冷却され、水温が52℃より低い場合も考えられるが、注水操作や給電操作の開始は水温に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失に伴うによる異常の認知を起因とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードで冷却する場合は通常50℃以下になるように冷却され、水温が52℃より低い場合も考えられる。通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。
原子炉初期水位	通常運転水位	通常運転水位以上	原子炉開放に向けて水位を上昇していることも考えられるが、注水操作や給電操作の開始は水位に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失に伴うによる異常の認知を起因とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉開放に向けて水位を上昇している場合は、注水までの時間余裕が長くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。しかし、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。	
原子炉初期圧力	大気圧	事故事象毎 原子炉停止後初期及び耐圧試験を除き大気圧	注水操作や給電操作の開始は圧力に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失に伴うによる異常の認知を起因とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。 また、圧力が高く注水前に減圧が必要な場合であっても操作に必要な時間は十分あるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	圧力が高い場合は飽和水のエンタルピが大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕時間は大きくなる。しかし、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため、影響はない。	
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器未開放	事故事象毎	炉心の崩壊熱及び保有水量の観点から設定。	評価項目となるパラメータに与える影響はない。	評価項目となるパラメータに与える影響はない。

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
初期条件	50℃	事象毎 20~50℃程度	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定。	注水操作や給電操作の開始は注水源の温度に応じた対応をとるものではなく、全交流動力電源の喪失に伴うによる異常の認知を起因とする操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	注水源の温度が低い場合は崩壊熱相当の必要注水量が少なくなる。しかし、低圧代替注水(常設)による原子炉への注水流量は必要な注水量を十分上回っているものであるため、評価項目となるパラメータに対する影響はない。
事故条件	外部電源喪失	外部電源喪失	起回事象として、外部電源喪失が発生するものとして設定。		
	安全機能の喪失に対する仮定	外部電源喪失時に非常用交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。	解析条件と最確条件が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が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対する影響はない。
機器条件	外部電源	事故毎に変化	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	低圧代替注水(常設)による原子炉への注水流量	150m ³ /h	設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値。	解析条件と最確条件が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が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対する影響はない。

表 2 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 (1/3)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	常設代替交流電源設備からの受電	事象発生 70 分後	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより常設代替交流電源設備の準備を開始する手順としている。また、緊急時対策要員は、中央制御室から連絡を受け、直ちに常設代替交流電源設備の起動操作に着手する手順としている。この認知及び連絡に係る時間として 10 分間を想定している。そのため、認知遅れ等により操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 常設代替交流電源設備からの受電操作のために、中央制御室及び現場にて常設代替交流電源設備からの受電準備を行う運転員と、常設代替交流電源設備の起動操作等を行う専任の緊急時対策要員が配置されている。現場運転員は、常設代替交流電源設備からの受電準備のための負荷切り離し操作を行っている期間、他の操作を担っていない。また、本緊急時対策要員は、事象発生直後から活動可能なよう宿直体制をとる。このため、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 現場運転員は、中央制御室から操作現場である原子炉建屋地下 1 階まで通常 5 分間程度で移動可能であるが、移動時間としては余裕を含めて 10 分間を想定している。緊急時対策要員は、事務所より高台へ車にて移動するが、移動時間としては徒歩の所要時間に余裕を加味し 10 分間を想定している。このため、移動が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 緊急時対策要員は、常設代替交流電源設備の起動操作を担う緊急時対策要員（GTG）と緊急用交流高圧母線の遮断器操作を担う緊急時対策要員（緊急 M/C）に分かれて操作する。緊急時対策要員（GTG）、緊急時対策要員（緊急 M/C）、運転員（現場）及び運転員（中央制御室）の操作内容及び操作所要時間は以下のとおり。これらの作業は並行して行うため、操作所要時間は最長で 50 分間となる。</p> <p>[緊急時対策要員（GTG）：操作所要時間；合計 40 分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 常設代替交流電源設備の起動前の油漏れ、配電盤等の健全性確認の所要時間に 10 分間を想定。 ● 燃料バルブの開操作、給・排気扉開操作等の常設代替交流電源設備の起動準備の所要時間に 10 分間を想定。 ● 常設代替交流電源設備の起動、起動後の運転確認及び常設代替交流電源設備側の遮断操作の所要時間に 20 分間を想定。 <p>[緊急時対策要員（緊急 M/C）：操作所要時間；合計 40 分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 緊急用交流高圧母線の配電盤、保護継電器等の使用前の健全性確認の所要時間に 10 分間を想定。 ● 外部電源切り離し、不要電路遮断、母線連絡投入等の緊急用交流高圧母線の電路構成の所要時間に 10 分間を想定。 ● 常設代替交流電源設備の起動後の緊急用交流高圧母線の遮断器の操作の所要時間に 20 分間を想定。 <p>[運転員（現場）：操作所要時間；合計 50 分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し操作を行う。操作対象が 20 個程度であり、1 個あたりの操作時間に移動時間を含めて 2 分間程度を想定し、操作の所要時間は 40 分間を想定。 ● 常設代替交流電源設備の起動及び緊急用交流高圧母線の遮断器の投入後の非常用交流高圧電源母線の受電操作の所要時間に 10 分間を想定。 <p>[運転員（中央制御室）：操作所要時間；合計 30 分間]</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 常設代替交流電源設備からの受電前準備として、負荷抑制のための切り離し操作を行う。切り離しのための、操作スイッチの引き保持等の操作の所要時間に 20 分間を想定。 ● 非常用交流高圧電源母線の受電操作後に、中央制御室での受電確認及び低圧代替注水系（常設）の注水準備操作の所要時間に 10 分間を想定。 <p>【他の並列操作有無】 上述のとおり、緊急時対策要員と現場運転員の並列操作はあるが、それを加味して操作の所要時間を算定しているため、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 緊急時対策要員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため 2 人 1 組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>実態の操作開始時間は、左欄のとおり、認知：10 分間、移動：10 分間、操作所要時間：50 分間の合計の 70 分間であり、解析上の想定とほぼ同等である。</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>当該操作に対する時間余裕については、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約 5 時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの 70 分は十分な時間余裕を確保できる時間である。</p>

表 2 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 (2/3)

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	低压代替注水系(常設)起動操作	事象発生 70 分後	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより低压代替注水系（常設）の準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</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、操作開始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はなし。</p> <p>【操作所要時間】 原子炉注水準備の操作は、復水補給水系の隔離弁（1弁）の閉操作による系統構成、低压代替注水系（常設）の追加起動であり、何れも制御盤の操作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分を想定している。</p> <p>【他の並列操作有無】 本操作は、常設代替交流電源設備からの受電における非常用母線への受電操作と同時に実施する。</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>	本操作は、常設代替交流電源設備からの受電操作と同時に実施するため、その影響を受けるが、本操作、常設代替交流電源設備からの受電操作ともに、実態の操作開始時間は、解析上の想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。	当該操作に対する時間余裕については、通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約5時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの70分は十分な時間余裕を確保できる時間である。
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後	<p>【認知】 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の非常用高圧系統の電源回復ができない場合、早期の電源回復不可と判断し、これにより代替原子炉補機冷却系の準備を開始する手順としている。そのため、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】 代替原子炉補機冷却系の準備操作は、現場にて原子炉補機冷却水系の系統構成を行う運転員と、代替原子炉補機冷却系の移動、付設を行う専任の緊急時対策要員（事故後10時間以降の参集要員）が配置されている。現場運転員は、代替原子炉補機冷却系運転のための系統構成を行っている期間、他の操作を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 代替原子炉補機冷却系に用いる代替熱交換器車、電源車等は車両であり、牽引または自走にて作業現場へ移動することを想定している。仮に地震等の外部事象が起因事象の場合に、アクセルルートの被害があっても、ホイールローダー等にて必要なアクセルルートを仮復旧できる宿直の体制としており、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 緊急時対策要員の代替原子炉補機冷却系の準備操作は、各機器の設置作業及び弁・スイッチ類の操作に移動時間を含めて10時間の作業時間を想定しているが、訓練実績を踏まえると、より早期に準備操作が完了する見込みである。また、運転員の行う現場系統構成は、操作対象が20弁程度であり、操作場所は原子炉建屋及びタービン建屋海水熱交換器エリアの現場全域となるが、1弁あたりの操作時間に移動時間を含めて10分程度を想定しており、これに余裕を含めて5時間の操作時間を想定している。作業途中の格納容器ベント実施に伴う一時退避（想定約30分間）を踏まえても、解析上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。</p> <p>【他の並列操作有無】 緊急時対策要員による代替原子炉補機冷却系の準備操作及び現場運転員の系統構成は並列操作可能なため、両者の操作が干渉して操作開始時間が遅くなることはない。よって、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	代替原子炉補機冷却系の準備は、緊急時対策要員の参集に10時間、その後の作業に10時間の合計20時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、操作開始時間は解析上の想定より早まる可能性がある。	操作開始時間は解析上の想定より早まる可能性があるが、原子炉への注水をすでに実施しているため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	事象発生後約20時間後の操作であり時間余裕がある。仮に操作が遅れる場合は、原子炉への注水は継続する

表 2 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 (3/3)

項目		解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	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	代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転操作	事象発生から 20 時間後	運転操作手順書等を踏まえて設定	代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転操作までの時間は，事象発生から約 20 時間あり時間余裕がある。	—	—	—
	電源車への給油	事象発生から 20 時間後以降，適宜	電源車への給油は，解析条件ではないが，解析で想定している操作の成立や継続に必要な操作・作業。代替原子炉補機冷却系の運転開始時間を踏まえ設定	電源車への給油開始の時間は，事象発生から約 12 時間あり時間余裕がある。	—	—	—

7 日間における水源の対応について(運転停止中 全交流動力電源喪失)

○水源

復水貯蔵槽保有水量：約 1,700m³

淡水貯水池：約 18,000m³

○水使用パターン

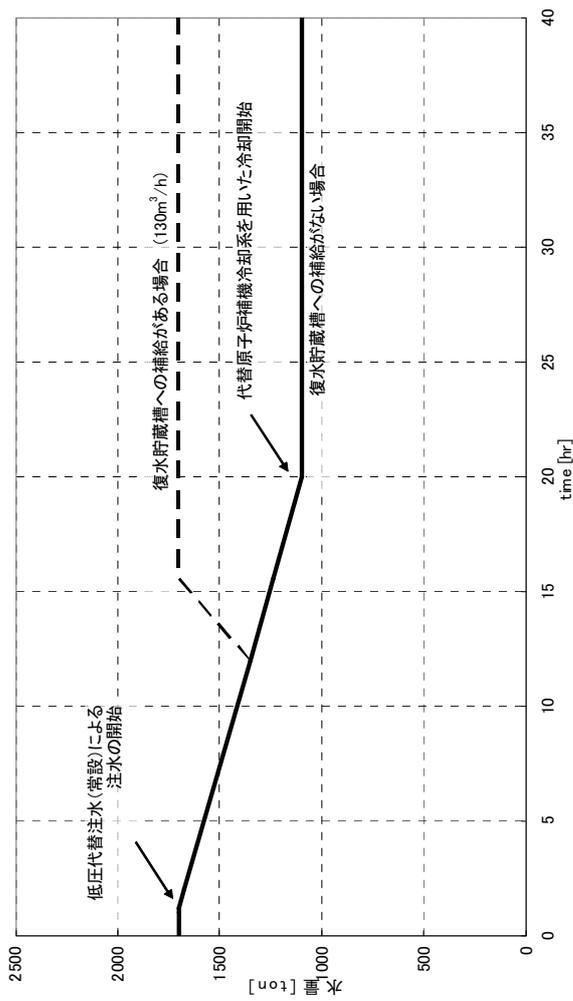
①低圧代替注水系(常設)による原子炉注水

最大流量 150m³/h で事象発生 70 分後以降に運転する。

原子炉水位が通常水位まで回復後、水位を維持出来るよう崩壊熱に相当する水量 (最大 32m³/h) の注水を実施する。

○水源評価結果

事故後 70 分後から原子炉水位が回復する約 72 分後までは 150m³/h で注水を行い、その後、約 32m³/h で注水を実施する。20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた崩壊熱除去機能復旧により注水が不要になるまでに合計約 610m³ の水量が必要となるが、復水貯蔵槽に十分な水量を確保しているため対応可能である。



7 日間における燃料の対応(運転停止中 全交流動力電源喪失)

プラント状況:6号炉運転中。1～5,7号炉停止中。

事象:7号炉は運転停止中の全交流動力電源喪失を想定、6号炉は運転中の全交流電源喪失を想定する。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

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

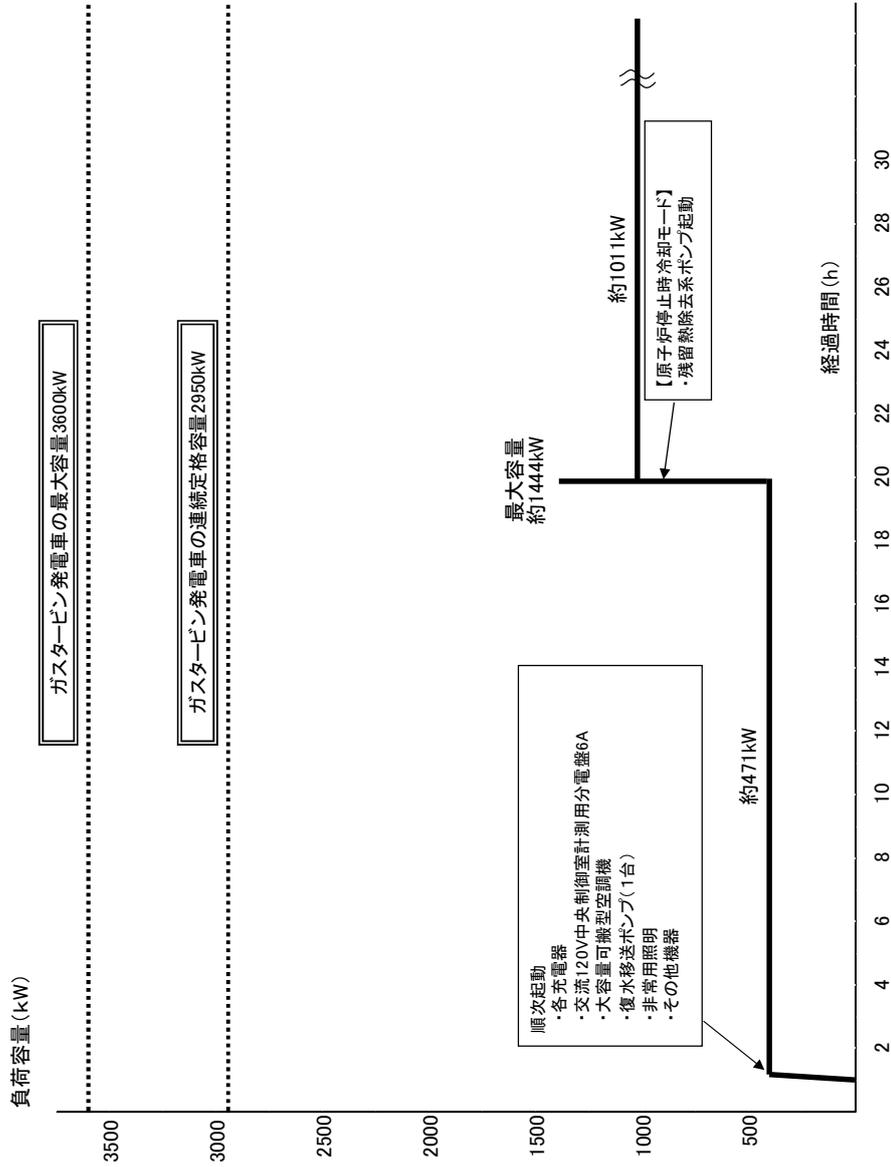
号炉	時系列		合計	判定
	事象発生直後～事象発生後 7 日間	事象発生直後～事象発生後 7 日間		
7 号炉	代替熱交換器車用 電源車 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7日×2台=36,960L	代替熱交換器車用 電源車 2 台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 110L/h×24h×7日×2台=36,960L	7 日間の 軽油消費量 約 989,288L	6,7号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 容量(合計)は 約 2,184,000L であり、 7 日間対応可能。
6 号炉	空冷式ガスタービン発電機 3 台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7日×3台=859,320L	事象発生直後～事象発生後 7 日間 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級) 2 台起動。 18L/h×24h×7日×2台=6,048L		
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 1,247,992L であり、 7 日間対応可能。

※1 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は 1 台で足りるが、保守的に空冷式ガスタービン発電機 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。

常設代替交流電源設備の負荷

< 6号炉 >

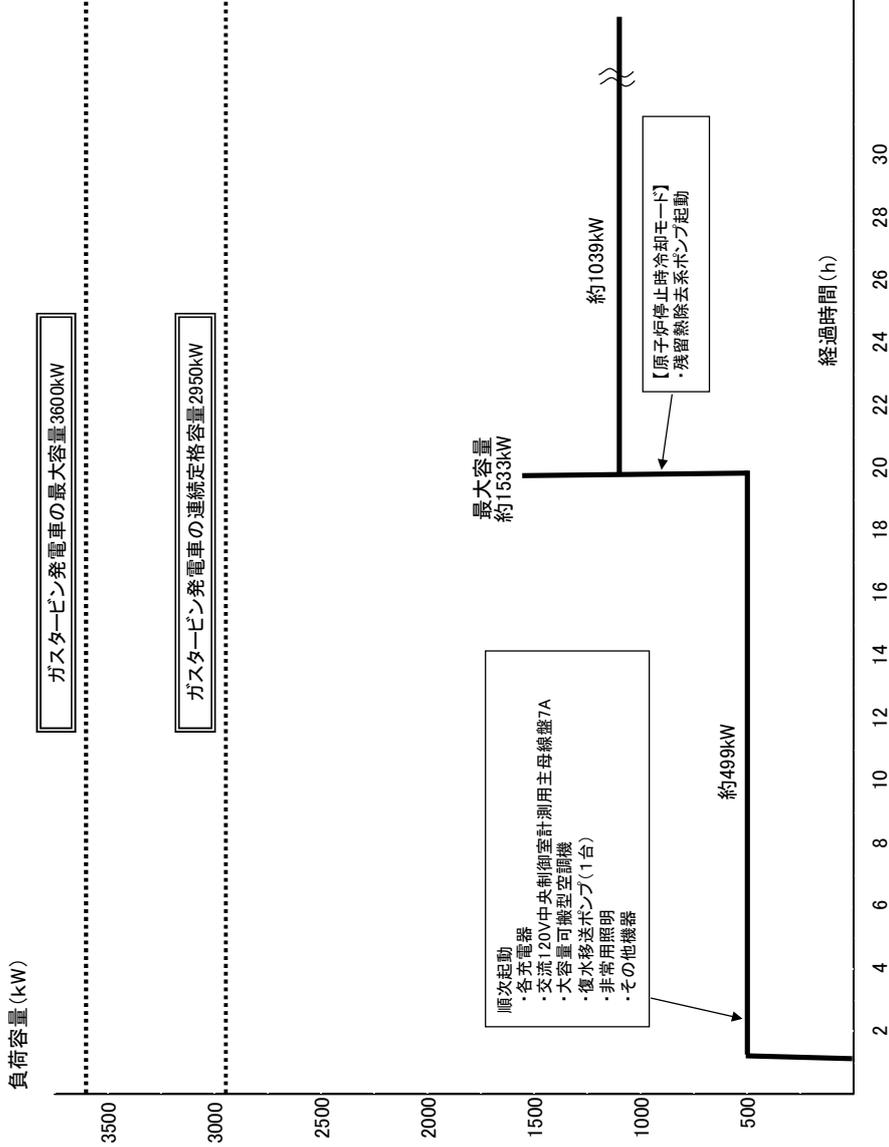


負荷積算イメージ

主要機器名称	容量
(1) 直流125V充電器盤6A	約94kW
(2) 直流125V充電器盤6A-2	約56kW
(3) AM用直流125V充電器盤	約41kW
(4) 直流125V充電器盤6B	約98kW
(5) 交流120V中央制御室計測用主母線盤6A	約50kW
(6) 大容量可搬型空調機	3kW
(7) 復水移送ポンプ(1台)	55kW
(8) 残留熱除去系ポンプ	540kW
(9) 計器類, 自動減圧系	(1)~(5)に含む
(10) 非常用照明	約24kW
(11) その他機器	約50kW
合計	約1011kW

常設代替交流電源設備の負荷
 < 7号炉 >

	主要機器名称	容量
(1)	直流125V充電器盤7A	約94kW
(2)	直流125V充電器盤7A-2	約56kW
(3)	AM用直流125V充電器盤	約41kW
(4)	直流125V充電器盤7B	約98kW
(5)	交流120V中央制御室計測用主母線盤7A	約75kW
(6)	大容量可搬型空調機	3kW
(7)	復水移送ポンプ(1台)	55kW
(8)	残留熱除去系ポンプ	540kW
(9)	計器類, 自動減圧系	(1)~(5)に含む
(10)	非常用照明	27kW
(11)	その他機器	50kW
	合計	約1039kW



負荷積算イメージ

5.3 原子炉冷却材の流出

5.3.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(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「原子炉冷却材の流出」において，燃料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，①「原子炉冷却材流出(CRD 点検（交換）時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」，②「原子炉冷却材流出(LPRM 点検（交換）時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」，③「原子炉冷却材流出(RIP 点検時の作業誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」，④「原子炉冷却材流出(CUW ブロー時の操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」及び⑤「原子炉冷却材流出(RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では，原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から，運転員の誤操作等により系外への冷却材の漏えいが発生し，崩壊熱除去機能が喪失する。このため，緩和措置が取られない場合には，冷却材の流出及び炉心崩壊熱による原子炉保有水量が減少し，燃料損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，原子炉からの冷却材流出の停止や原子炉への注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保し，燃料損傷を防止する。長期的には，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して，燃料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，運転員による残留熱除去系の最小流量バイパス弁（以下，ミニマムフロー弁とする）の閉操作での原子炉冷却材流出の停止手段及び残留熱除去系を用いた原子炉への注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を図 5.3.1 から図 5.3.2 に，対応手順の概要を図 5.3.3 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 5.3.1 に示す。

本事故シーケンスグループにおける事象発生 10 時間までの 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 28 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(6/7 号炉兼任)，当直副長 2 名^{*}，運転操作対応を行う運転員 9 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，緊急時対策要員(現場)12 名である。

※ 停止中のプラントを含む体制は，必ず「当直副長2名」ではなくケースによっては「当直副長1名，運転員 1 名」の場合もある

また、「原子炉冷却材の流出」の対応として事象発生10時間以降に必要な参集要員は0名である。6号炉及び7号炉同時の重大事故等時においては、必要な要員及び資源の観点からより厳しくなるように、一方の号炉で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「原子炉冷却材の流出」を想定し、もう一方の号炉で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「全交流動力電源喪失」を想定しているため、両号炉で事象発生10時間以降に追加に必要な要員は代替原子炉補機冷却系作業を行うための13名である。必要な要員と作業項目について図5.3.4に示す。

a. 原子炉停止時冷却系停止確認及び再起動

外部電源喪失により、運転中の残留熱除去系ポンプによる原子炉停止時冷却モード運転が停止する。非常用ディーゼル発電機が起動し、非常用高压系統が復旧する。停止した残留熱除去系ポンプを再起動し原子炉停止時冷却モード運転を再開する。

原子炉停止時冷却モード運転再開を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量計等である。

b. 原子炉停止時冷却モード運転号機切替

原子炉停止時冷却モードで運転する残留熱除去系ポンプ切替を実施する。低圧注水モードで待機していた残留熱除去系ポンプを、原子炉停止時冷却モードに系統構成を切り替える。その際、ミニマムフロー弁を全閉操作した後に電源を切るところ、全開のまま電源を切ること想定する。

c. サプレッション・チェンバへの原子炉冷却材流出確認

新たに原子炉停止時冷却モードで運転を開始した残留熱除去系ポンプは、ミニマムフロー弁が全開のまま運転しているため、原子炉冷却材がサプレッション・チェンバへ流出する。原子炉冷却材流出により原子炉ウェル水位が低下する。1時間毎の中央制御室監視により原子炉ウェル水位低下及びサプレッション・チェンバ水位上昇を確認し、原因調査を開始する。

サプレッション・チェンバへの原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位計等である。

d. 残留熱除去ポンプミニマムフロー弁全閉操作による原子炉冷却材流出停止確認

原子炉ウェル水位低下調査により、原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁が全開であることを確認し、全閉操作を実施することで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。

残留熱除去ポンプミニマムフロー弁全閉操作による原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は原子炉水位計等である。

e. 低圧注水モード運転による原子炉注水

原子炉冷却材流出により低下した原子炉ウェル水位を回復するため、低圧注水モードで待機中の残留熱除去ポンプを起動し、原子炉注水を実施する。これにより、原子炉ウ

エル水位は回復する。

5.3.2 燃料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、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う冷却材の流出事象は検知が容易）や冷却材の流出量の観点から、「残留熱除去系の系統切り替え時に操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外へ流出する事象」とした。

残留熱除去系は通常、3系統あるうち1系統又は2系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替を実施する場合がある。系統切替にあたって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。

「残留熱除去切替時のミニマムフロー弁操作誤り」は冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS B 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線の遮蔽の考慮の観点で最も厳しい想定である。なお、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても2時間以上の時間余裕※があり、かつ原子炉水位計による警報発生や緩和設備の自動起動などに期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。そのため、当該プラント状態において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、すべての評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界が維持されることを評価する。また、原子炉水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、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。

※ 流出により通常運転水位から残留熱除去系の吸い込み配管の高さまで水位が低下後、蒸発により水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間（停止1日後想定）

(添付資料 5.3.1, 5.3.2)

(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5.3.2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. 初期条件

(a) 原子炉圧力容器の状態

原子炉圧力容器の開放時について評価を行う。なお、原子炉未開放時には原子炉水位計による警報発生や緩和設備の自動起動などに期待できる。また、残留熱除去系の停止時冷却モードの吸込配管が燃料有効長頂部より高い位置にあるため、燃料有効長頂部が露出する前に流出が停止する。

(b) 原子炉の初期水位及び水温

原子炉の初期水位は、ウェル満水の水位とする。保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、水温は 52℃とする。

b. 事故条件

(a) 原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出量

残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定する。具体的には、ミニマムフロー弁の閉操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出を想定し、流出量は約 87m³/h とする。

(b) 崩壊熱による原子炉水の温度上昇及び蒸発について

本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合においても、事象発生から収束までの時間に対して、原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長いため、崩壊熱による原子炉水の温度上昇及び蒸発については、考慮しない。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、非常用ディーゼル発電機にて残留熱除去系ポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水流量

残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水流量は 954m³/h を設定するものとする。

d. 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) 停止時冷却モード運転中の残留熱除去ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系の低圧注水モードの注水は、原子炉ウェル水位低下確認後、原因調査を

開始し、事象発生2時間後に実施するものとする。

(添付資料 5.3.2)

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を図5.3.3に、冷却材流出における原子炉水位の変化を図5.3.5に、原子炉水位と線量率の変化を図5.3.6に示す。

a. 事象進展

残留熱除去系の系統切り替え時の原子炉冷却材流出により、原子炉水位は低下し始めるが、原子炉水位の低下により異常事象を認知し、事象発生から2時間経過した時点で、待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、低圧注水モードによる注水を行う。

その後は、冷却材流出口を隔離することによって流出を止め、また、残留熱除去系の原子炉停止時冷却モード運転により崩壊熱除去機能を回復する。

線量率の評価点は原子炉建屋最上階の床付近としており、燃料有効長頂部の約15m上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

b. 評価項目等

原子炉水位は図5.3.5に示すとおり、水位は燃料有効長頂部の約15m上まで低下するとどまり、炉心は冠水を維持する。

燃料有効長頂部の約15m上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり、放射線の遮蔽は維持されている。

また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。

原子炉水位回復後、残留熱除去系による除熱を行うことで、安定停止状態を維持できる。

(添付資料 5.3.3)

5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、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。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードにより、水位を回復させ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、待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードによる注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件，事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は，表5.3.2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**確認**する。また，評価条件の設定に当たっては，原則，評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから，**その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる事象発生前の原子炉冷却材の温度（初期水温），原子炉水位（初期水位）及び原子炉圧力容器の状態，プールゲートの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。**

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期水温，**プールゲートの状態**を考慮した場合，停止後の時間等によってそれらの値は変化するが，冷却材流出の停止および注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起因とする操作であるため，運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水位及び原子炉圧力容器の状態について，原子炉未開放時で原子炉水位が低い常運転水位付近である場合，原子炉水位計による警報発生や緩和設備の自動起動などに期待できるため，その場合は運転員等操作時間が早くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉初期温度について，保有水量が多く，100℃に到達するまでの時間は約38時間（停止1日後の崩壊熱）と長いため，原子炉水温の上昇及び冷却材の蒸発は考慮しておらず，評価項目となるパラメータに対する影響はない。

原子炉初期水位及び**原子炉圧力容器の状態について，原子炉圧力容器が未開放で原子炉初期水位が通常運転水位付近である場合は保有水量が少ないため，水位の低下が早くなることから，評価項目に対する余裕は小さくなる**ことが考えられるが，「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において，燃料有効長頂部まで低下するまでの時間を確認しており，評価項目となるパラメータに与える**影響は小さい。**

プールゲートの状態においてプールゲートが開の状態では保有水量が多くなるため，燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は長くなり，事象進展に影響はなく，評価項目となるパラメータに対する影響はない。

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

図5.3.4に示すとおり，原子炉冷却材流出の停止および待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードでの注水操作を実施する要員は，前後に他の操作がないことから，要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

原子炉冷却材流出の停止や注水開始が早くなる場合は冷却材の水位低下が抑制され，評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約54時間と注水操作に対して十分な時間が確保されているため，影響はない。

(添付資料5.3.4)

(2) 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。

注水操作に対する時間余裕については，通常運転水位から燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は約54時間であり，事故を検知して注水を開始するまでの2時間は十分な時間余裕を確保できる時間である。

(添付資料5.3.4)

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより，原子炉保有水量の水位低下が早くなり，評価項目となるパラメータに影響を与えることから，原子炉初期水位及び原子炉圧力容器の開放状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

原子炉圧力容器が未開放で原子炉初期水位が通常運転水位付近である場合は保有水量が少ないため，水位の低下は早い，残留熱除去系の吸い込み配管の高さは燃料有効長頂部より高い位置にあり，流出は停止する。その後崩壊熱除去機能の喪失により冷却材が沸騰し，水位が低下を開始するが，燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は2時間以上（流出により通常運転水位から残留熱除去系の吸い込み配管の高さまで水位が低下後，蒸発により水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間（停止1日後想定））となる。以上のように流出の隔離や注水操作までの時間余裕を十分確保できるため，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料5.3.4)

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，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，評価条件等の不確かさを考慮しても操作時間に対する十分な余裕時間を確保でき，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが分かった。

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，

操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要因の配置による他の操作に与える影響はない。

5.3.4 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「原子炉冷却材の流出」において、6号炉及び7号炉同時の重大事故等対策時において必要要員は、「5.3.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり28名であり、当直長、当直副長、運転員及び緊急時対策要員の47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「原子炉冷却材の流出」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

低圧注水系による注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバを水源とすることから、枯渇することがなく注水が可能である。

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、保守的に事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約750,960Lの軽油が必要となる。

軽油タンクで軽油約1,020,000L(発電所内で軽油約5,344,000L)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 5.3.5)

c. 電源

外部電源は、事象発生と同時に喪失するが、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。

非常用ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、非常用ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

5.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切り替え操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策及び長期対策として、残留熱除去系を用いた原子炉への注水を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「残留熱除去系の系統切り替え時に操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外へ流出する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による残留熱除去系による炉心注水を行うことにより、炉心が露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価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、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、残留熱除去系による炉心注水等の燃料損傷防止対策は、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「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

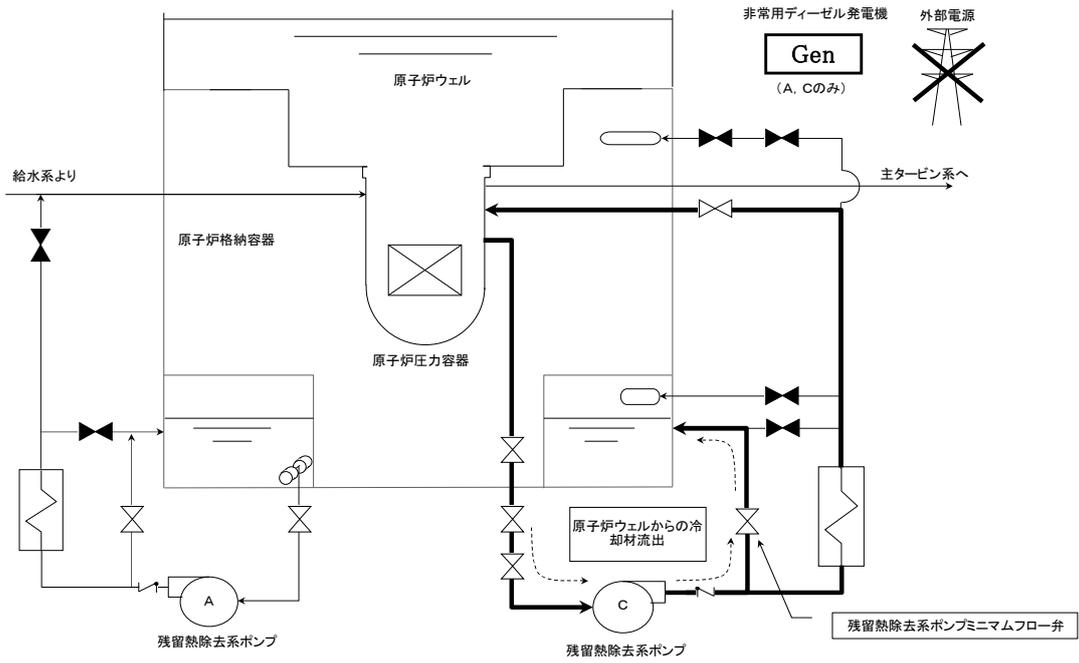


図 5.3.1 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)
(原子炉停止時冷却系統構成失敗)

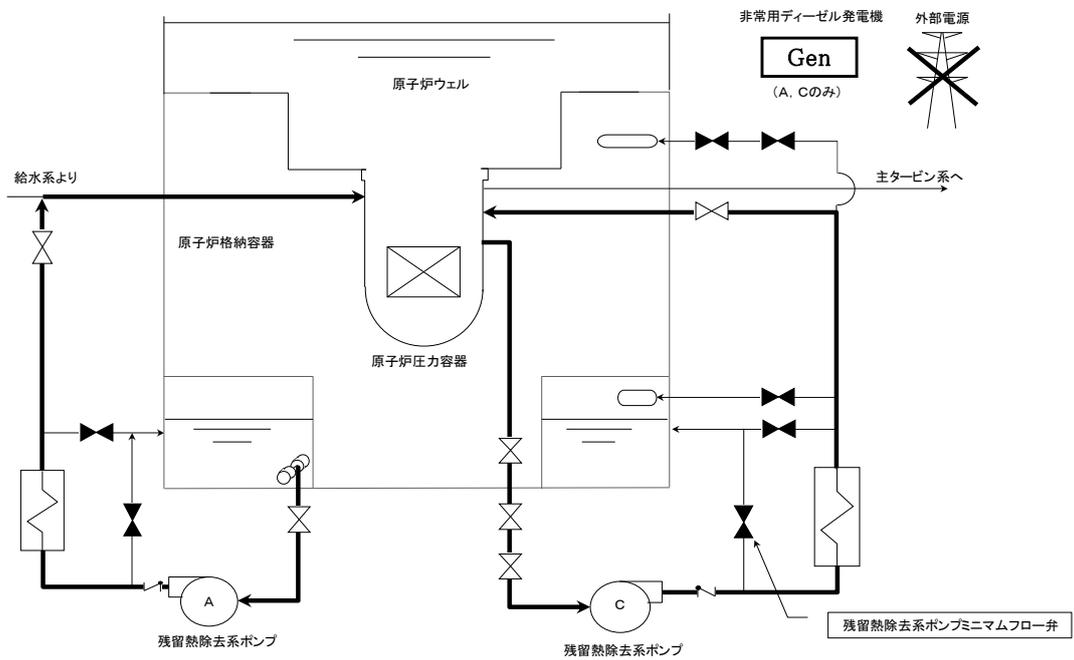


図 5.3.2 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)
(原子炉注水及び原子炉停止時冷却)

プラント前提条件
 ・原子炉ウエル排水
 ・全燃料要素のフルゲージ「閉」
 ・非常用ディーゼルの発電機(B)点検中
 ・残留熱除去系(A)原子炉停止時冷却モード運転中
 ・残留熱除去系(B)点検中
 ・残留熱除去系(C)低圧注水モード待機中

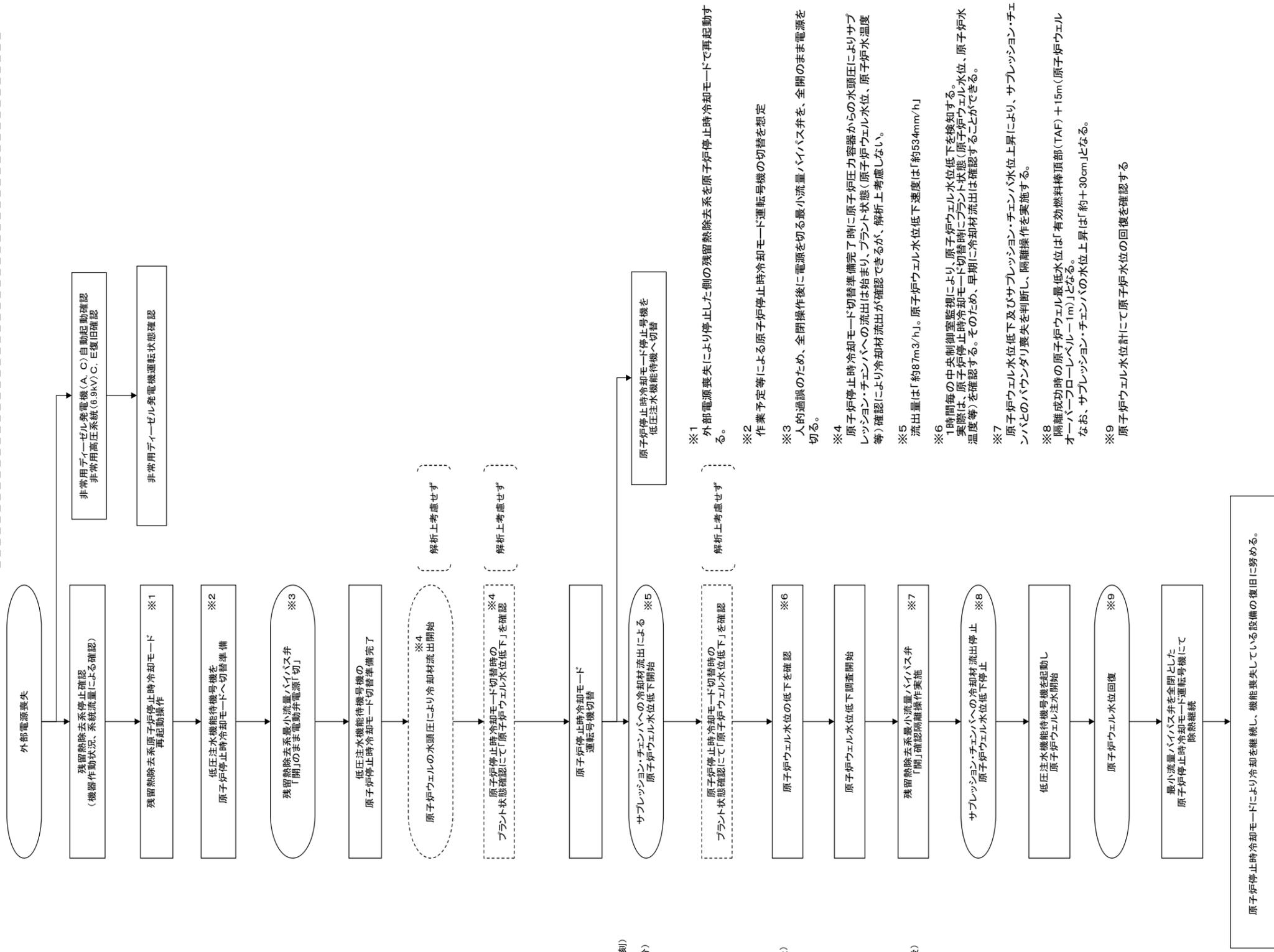
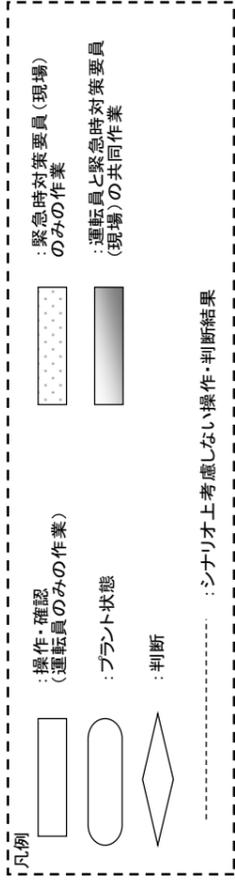


図 5.3.3 原子炉冷却材の流出時の対応手順の概要

停止中の原子炉冷却材流出

事故想定 7号炉にて本事故発生 6号炉は運転中であり、「全交流動力電源喪失」事故発生	実施箇所・必要人員数			経過時間(時間)	備考
	運転員 (中核)	運転員 (班員)	緊急時対策要員 (班員)		
操作項目	7号			0	▽ 事故発生
状況判断	1人 a	-	-	0.5	▽ 約60分 原子炉ウエル水位低下検知
残留熱除去系 再起動	(1人) a	-	-	1	▽ 約2時間 サフレーションポンプの抽出材流出停止
残留熱除去系 (運転制)	(1人) a	-	-	1.5	▽ 約2時間 注水開始
原子炉停止時冷却モード運転切替	(1人) a	-	-	2	
状況判断	(1人) a	(2人) c,d	-	2.5	
原子炉停止時冷却モード運転切替	(1人) a	-	-	3	
状況判断	(1人) a	(2人) c,d	-	3.5	
原子炉水位回復	(1人) a	-	-	4	
必要人員数 (7号炉) 合計	1人 a	2人 c,d	0人	4.5	
必要人員数 (6号炉) 合計	2人 A,B	4人 C,D,E,F	1.2人 (その他参集1.3人)	5	

※6号炉は「全交流動力電源喪失」事故想定
 () 内の数字は他の作業終了後、移動して対応する人員数。

図 5.3.4 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間

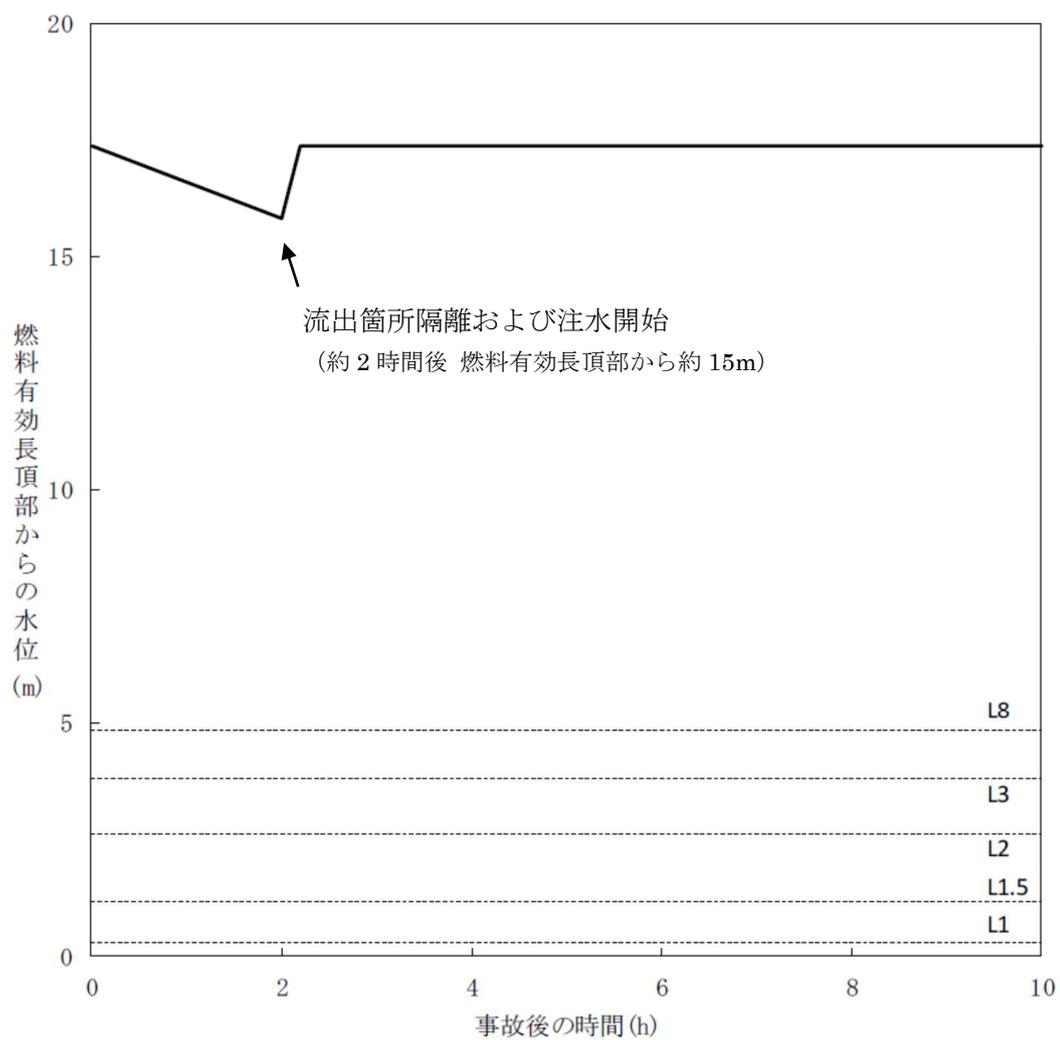


図 5.3.5 冷却材流出における原子炉水位の変化

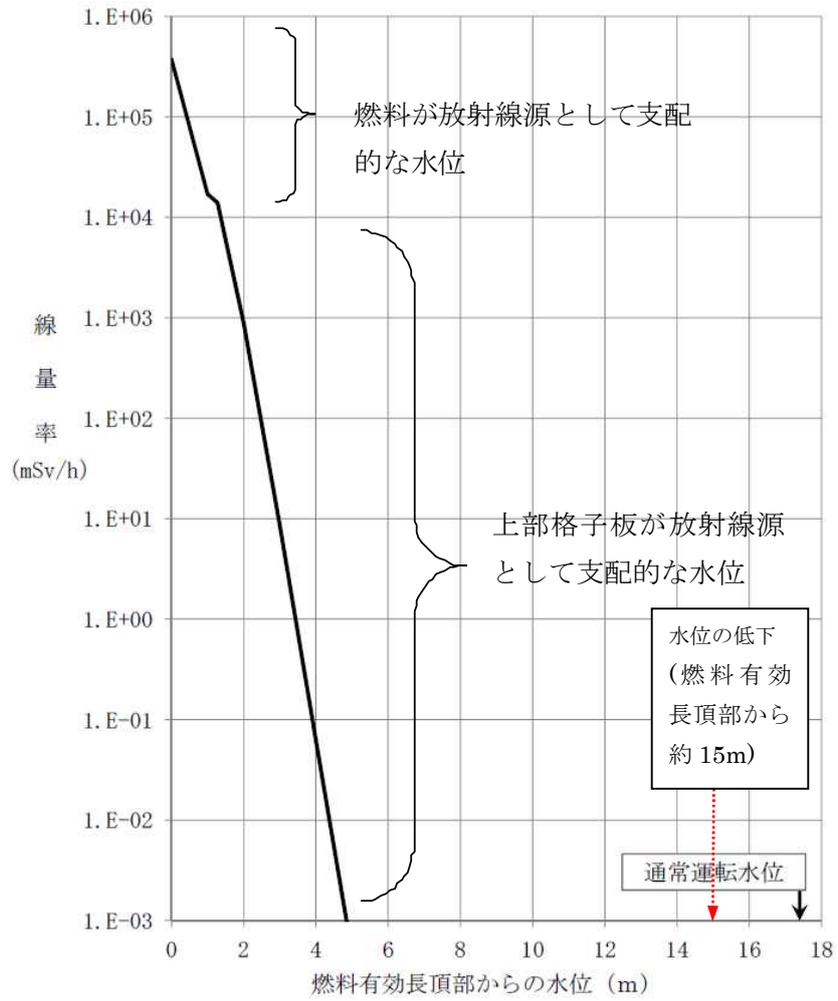


図 5.3.6 原子炉水位と線量率

表 5.3.1 原子炉冷却材の流出時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
原子炉停止時冷却モード再起動	外部電源喪失により運転中の残留熱除去系ポンプが停止するが、非常用ディーゼル発電機が起動するため、非常用高圧系統が復旧する。停止した残留熱除去系ポンプを再起動し原子炉停止時冷却モード運転を再開する。	残留熱除去系ポンプ	—	残留熱除去系系統流量計 残留熱除去系熱交換器入口温度計
サブレーション・チェンバへの原子炉冷却材流出確認	原子炉停止時冷却モード運転の切替後、新たに運転開始した残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁が全開しているため、原子炉冷却材がサブレーション・チェンバへ流出する。1時間毎の中央制御室監視により原子炉ウエル水位低下及びサブレーション・チェンバ水位上昇を確認する。	—	—	原子炉水位計 (定検時水張用) 原子炉水位計 (広帯域) 【SA】 サブレーション・チェンバ・プール水位計 【SA】
残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁全閉操作による原子炉冷却材流出停止確認	原子炉ウエル水位低下調査により、運転中の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁が全開であることを確認し、全閉操作をすることで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。	—	—	原子炉水位計 (定検時水張用) 原子炉水位計 (広帯域) 【SA】 サブレーション・チェンバ・プール水位計 【SA】
低圧注水モード運転による原子炉注水	原子炉冷却材流出により低下した原子炉ウエル水位を回復するため、待機していた残留熱除去系による低圧注水モード運転で原子炉へ注水する。	残留熱除去系ポンプ	—	原子炉水位計 (定検時水張用) 原子炉水位計 (広帯域) 【SA】 残留熱除去系系統流量計

【SA】：重大事故等対処設備

表 5.3.2 主要解析条件(原子炉冷却材の流出) (1/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の開放	線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器が開放状態を想定
	原子炉の初期水位	ウェル満水	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定
	原子炉初期温度	52℃	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードでの炉水側の設定温度
	原子炉初期圧力	大気圧	原子炉圧力容器開放を想定
	プールゲート	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定
	原子炉冷却材のサブレーション・チェンバへの流出量	約 87m ³ /h	残留熱除去系の系統切り替え時の原子炉冷却材流出を想定した値
	事故条件	崩壊熱による原子炉水の温度上昇及び蒸発	崩壊熱による原子炉水の温度上昇及び蒸発については、考慮せず
外部電源		外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定

表 5.3.2 主要解析条件(原子炉冷却材の流出) (2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	<p>残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水流量</p>	<p>954m³/hにて注水</p> <p>低圧注水系の設計値として設定</p>
重大事故等対策に関連する操作条件	<p>残留熱除去系の低圧注水モードによる原子炉への注水</p> <p>原子炉冷却材流出の停止</p>	<p>事象発生から2時間後</p> <p>事象の認知や現場操作の時間を基に、時間余裕を考慮して設定</p> <p>事象発生から2時間後</p> <p>事象の認知や現場操作の時間を基に、時間余裕を考慮して設定</p>

停止時の線量率評価について

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価では「放射線遮へいが維持される水位を確保すること」との基準が定められている。

「崩壊熱除去機能喪失」, 「全交流電源喪失事象」の重要事故シーケンスにおいて原子炉未開放時を評価しており, 原子炉上部での作業は不要であるのに加え, 炉内構造物や原子炉压力容器の上蓋により放射線は十分減衰されるため, 操作に影響するものではないと考えられる。

「冷却材流出」の事故シーケンスでは崩壊熱除去機能喪失に比べて保有水量の減少が大きく, 点検などに係る冷却材流出事故は原子炉開放状態にて実施されるため, 原子炉開放状態について評価しており, ここでは, そのときの線量率の評価を行う。

(1) 炉心燃料・炉内構造物の線源強度

放射線源として燃料及び上部格子板をモデル化した。気水分離器や蒸気乾燥器についてはD/Sピットへと取り出しており, 保有水量を厳しく想定するために原子炉ウェルのみ考慮していることからモデル化していない。

a. 炉心燃料

計算条件を以下に示す。

- 線源形状:燃料集合体の全てに燃料がある状態
- 燃料有効長 (mm) :
- ガンマ線エネルギー:計算に使用するガンマ線は, エネルギー18 群(ORIGEN 群構造)とする。
- 線源材質:燃料及び水 (密度 g/cm³)
- 線源強度は, 以下の条件で ORIGEN2 コードを使用して算出した。
 - ・燃料照射期間:1264 日(燃焼度 33Gwd/t 相当の値)
 - ・燃料組成:STEPⅢ 9×9A 型 (低 Gd)
 - ・濃縮度: (wt.%)
 - ・U 重量:燃料一体あたり (kg)
 - ・停止後の期間:停止 3 日(実績を考慮して設定した値を設定)
- 計算モデル:円柱線源

線量率計算モデルを図 1 に示す。また, 計算により求めた線源強度を表 1 に示す。

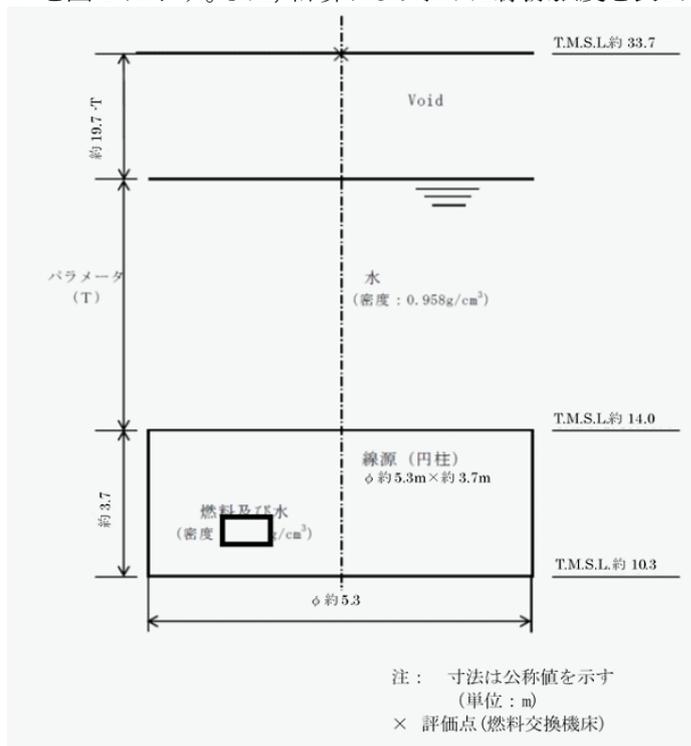


図 1 燃料の線量率計算モデル

表 1 燃料の線源強度

群	ガンマ線 エネルギー (MeV)	燃料線源強度 ($\text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$)
1	1.00×10^{-2}	6.59×10^{11}
2	2.50×10^{-2}	1.02×10^{11}
3	3.75×10^{-2}	1.22×10^{11}
4	5.75×10^{-2}	7.31×10^{10}
5	8.50×10^{-2}	1.37×10^{11}
6	1.25×10^{-1}	3.12×10^{11}
7	2.25×10^{-1}	2.17×10^{11}
8	3.75×10^{-1}	8.34×10^{10}
9	5.75×10^{-1}	2.30×10^{11}
10	8.50×10^{-1}	2.49×10^{11}
11	1.25×10^0	2.19×10^{10}
12	1.75×10^0	7.28×10^{10}
13	2.25×10^0	3.44×10^9
14	2.75×10^0	2.71×10^9
15	3.50×10^0	2.30×10^7
16	5.00×10^0	3.65×10^1
17	7.00×10^0	4.05×10^9
18	9.50×10^0	4.66×10^{-1}
合計		2.29×10^{12}

b. 上部格子板

計算条件を以下に示す。

- 線源形状:円柱線源としてモデル化
- 線源の高さ (mm) :
- ガンマ線エネルギー: 計算に使用するガンマ線は、主要核種 ^{60}Co を想定して1.5MeVとする。
- 線源材質: 水と同等(密度 $0.958\text{g}/\text{cm}^3$)
- 線源強度は、機器表面の実測値 (Sv/h)より $2.1 \times 10^9(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ と算出した。

線量率計算モデルを図2に示す。

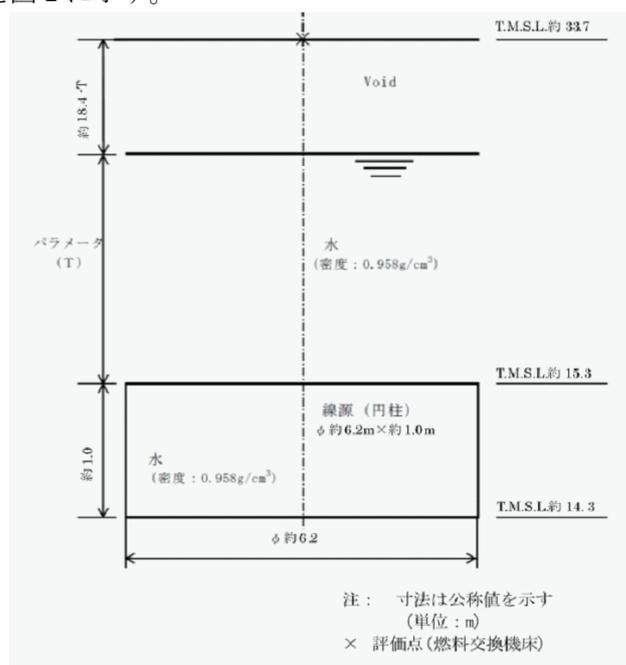


図2 上部格子板の線量率計算モデル

(2) 線量率

線量率は、「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」と同様に QAD-CGGP2R コードを用いて計算している。

評価点については保守的に燃料交換機床とした。

原子炉冷却材流出評価における POS 選定の考え方

1. 本評価における POS の決定

運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価、「原子炉冷却材の流出」(以下、「原子炉冷却材流出」という。)の重要事故シーケンスの評価では、次節に示す通り、定期検査中に実施する作業等を確認し、原子炉冷却材の流出が生じる作業を抽出した後、各々の作業を比較して重要事故シーケンスとする作業を選定した。定期検査中に各作業等が実施される時期は概ね決まっているため、POS については、選び得る POS を比較して決定した

2. 原子炉冷却材流出評価の対象とした作業等

重要事故シーケンスの選定にあたり、定検停止中に原子炉冷却材流出が想定され得るとして抽出した作業等は次の 5 つである。この 5 つの作業等から、本評価では「RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り」を選定した。選定の理由は、発生時に想定される冷却材流出速度が大きいこと、CUW ブローは原子炉水位の変化に特に注目する作業であること、他の 3 事象は点検であり、発生時の検知の可能性が本事象よりも高いと考えたことによるものである。

- ・ CRD 点検(交換)時の作業誤り
- ・ LPRM 点検(交換)時の作業誤り
- ・ RIP 点検時の作業誤り
- ・ CUW ブロー時の操作誤り
- ・ RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り

3. POS を選定する上で考慮した点

定検中に RHR 切り替えを実施する時期としては、RHR の運転や待機の系統を変化させる場合があり、この作業は定検停止中のほぼ全域で生じ得る。このため、POS についてはいずれの場合も選び得る。

その上で、本評価では POS の選定において以下の点を考慮した。

(1) 崩壊熱による原子炉水の温度上昇及び蒸発

崩壊熱による冷却材の減少を厳しく評価する観点では、原子炉停止後の時間が短い POS の方が適切である。但し、POS「S」の崩壊熱で評価しても、流出による冷却材の減少に対して崩壊熱による冷却材の減少の速度は小さい。

(2) 冷却材保有水量

冷却材保有水量の観点では、ウェル満水の状態が最も余裕があり、原子炉压力容器が通常水位(NWL)に近いほど厳しい条件となる。但し、RHR の吸込口は燃料有効長頂部(TAF)から約 1.7 m 上にあるため、RHR の吸込口を下回った後の水位低下は崩壊熱による減少となる。このため、(1)にも示した通り、ある程度、注水までの時間余裕を確保できる。例えば、原子炉停止から 1 日後の崩壊熱を仮定すると、約 2 時間の時間余裕がある。

(3) 発生時の検知性

発生時の検知性の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位を受けた警報発生や緩和設備の自動起動などに期待できるが、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている場合、これらの機能には期待できない。

(4) 水位低下時の作業環境

水位低下時の作業環境への影響の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位が低下しても十分に遮蔽されるため作業環境には影響が生じないが、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている場合、水位が大きく低下すると十分な遮蔽効果が期待できなくなり、作業環境への影響が表れる。

4. POS の選定結果と考察

「RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象である。このため、3 節の(1)～(4)の点のうち、(3)の検知性の観点で厳しい POS を選定することが適切と考える。この観点では、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている、POS「B」、 「C」が選定される。POS「C」は CUW ブローによる原子炉ウエルの水位低下から始まり、途中で原子炉圧力容器の上蓋が閉止される POS であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている状態での原子炉水位について、特に注意が払われる POS であることから、本重要事故シーケンスでは、POS「B」を代表として選定することが適切と考える。

なお、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉が未開放である POS「A」、 「C」、 「D」の「RHR 切り替え時のミニマムフロー弁操作誤り」が厳しくなるが、その場合であっても 2 時間以上の時間余裕※があり、かつ原子炉水位計による警報発生や緩和設備の自動起動などに期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能である。

※流出により通常運転水位から残留熱除去系の吸い込み配管の高さまで水位が低下後、蒸発により水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間（停止 1 日後想定）

以 上

安定停止状態について

運転停止中 原子炉冷却材の流出の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：

冷却材の流出が停止し，冷却材の注水や崩壊熱除去により，燃料の冠水，放射線遮へい，未臨界が維持され，冷却水の温度が安定した状態

原子炉安定状態の確立について

図 5.3.5 に示すとおり，事象発生直後から冷却材の流出により水位が低下するが，約 2 時間後に冷却材の流出を停止させ，残留熱除去系の低圧注水モードによる注水を行うことで水位が回復する。その後，残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードに切り替えて冷却することで，水位及び温度が安定した状態となる。

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に対する影響	評価項目パラメータに対する影響
	評価条件	最確条件			
原子炉初期温度	52℃	事故事象毎 原子炉停止後初期, 原子炉起動時を除き 50℃以下を目標に冷却を実施	残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードでの炉水側の設定温度を想定。	冷却材流出の停止および注水操作は冷却材流出の認知を起因とする操作であるため, 運転員等操作時間に対する影響はない。	保有水量が多く, 100℃に到達するまでの時間は約38時間(停止1日後の崩壊熱)と長い。原子炉水温の上昇及び冷却材の蒸発は考慮しておらず, 評価項目となるパラメータに対する影響はない。
原子炉初期水位	ウェル満水	事故事象毎	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定。	冷却材流出の認知を起因とする操作であるため, 運転員等操作時間に対する影響はない。	原子炉ウェルの水張り実施中においては注水が実施されているため, 水位の低下は起こらず, またこれらの期間に通常, 残留熱除去系の切り替えは実施しないことから事象進展に影響はない。評価項目となるパラメータに対する影響はない。
原子炉初期圧力	大気圧	大気圧	原子炉圧力容器の開放を想定。	解析条件と最確条件が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対する影響はない。	解析条件と最確条件が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対する影響はない。
初期条件					
原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の開放	事故事象毎	線量率の影響の観点を確認するため, 開放状態を想定	原子炉未開放時には原子炉水位計による警報発生や緩和設備の自動起動などに期待できるため, その場合は運転員等操作時間が早くなる。	原子炉圧力容器が未開放の場合は原子炉圧力容器等の遮へいに期待できるため, 放射線遮へいを維持できる水位の考慮が不要となり, 燃料有効長頂部の冠水維持(未臨界維持)が評価項目となる。未開放時には, 初期の保有水量が少ないが, 残留熱除去系の吸い込み配管の高さは燃料有効長頂部より高い位置にあり, 流出は停止する。その後崩壊熱除去機能の喪失により冷却材が沸騰し, 水位が低下を開始するが, 燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は2時間以上(流出により通常運転水位から残留熱除去系の吸い込み配管の高さまで水位が低下後, 蒸発により水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間(停止1日後想定)となる。
ブルゲートの状態	閉	閉	保有水が少くないブルゲート閉を想定。	ブルゲートにおいては原子炉水位計による警報発生や緩和設備の自動起動などに期待できるため, その場合は運転員等操作時間が早くなる。	ブルゲートが開の状態では保有水量が多くなくなるため, 燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は長くなり, 事象進展に影響はなく, 評価項目となるパラメータに対する影響はない。

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として, 外部電源喪失が発生するものとして設定。	解析条件と最確条件が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が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対する影響はない。
	原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出量	87m ³ /h	ミニフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が掛かった場合の最大流出量。		
	崩壊熱による原子炉水の温度上昇及び蒸発	考慮しない	崩壊熱による原子炉水の温度上昇及び蒸発は事象進展に影響しないため, 考慮しない。		
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は同じであることから, 資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定。		
機器条件	残留熱除去系を用いた低圧注水モーターへの注水流量	954m ³ /h	低圧注水系の設計値として設定。	解析条件と最確条件が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が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対する影響はない。

表 2 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 (1/2)

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価上の操作開始時間 評価設定の考え方				
操作条件	原子炉冷却材流出の停止	原子炉冷却材流出の停止から 2 時間後	<p>【認知】</p> <p>評価では、1 時間毎の中央制御室監視により、原子炉ウエル水位低下を検知することを想定している。実際は、原子炉停止時冷却モーター切替時にプラント状態 (原子炉ウエル水位、原子炉水温度等) 確認により、早期に原子炉冷却材流出を認知できる可能性がある。</p> <p>【要員配置】</p> <p>運転員による操作のみであり、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なし。</p> <p>【移動】</p> <p>漏えい隔離のためのミニマムフロアー弁の閉操作には、原子炉建屋の現場において当該弁の電源を復旧する必要がある。中央制御室から原子炉建屋の現場までのアクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】</p> <p>原子炉ウエル水位低下調査における、漏えい箇所の特定及び隔離に 1 時間を想定している。漏えい箇所の隔離は、現場におけるミニマムフロアー弁の電源復旧と中央制御室における当該弁の遠隔閉操作である。1 弁のみの操作であり、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【他の並列操作の有無】</p> <p>原子炉ウエル水位低下調査における漏えい箇所の特定及び隔離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い。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>漏えい隔離操作等の現場操作は、操作の信頼性向上や要員の安全のため 2 人 1 組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>評価の想定より早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、実際の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなる場合が考えられる。</p>	<p>原子炉冷却材流出の停止操作および注水開始が早くなる場合は冷却材の水位低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>当該操作に対する時間余裕については、燃料有効長頂部まで水位が低下する約 15 時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの 2 時間は十分な時間余裕を確保できる時間である。</p>

表 2 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 (2/2)

項目	評価条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	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
	評価上の操作開始時間	評価上の操作開始時間 評価設定の考え方				
<p>待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードへの注水操作</p> <p>操作条件</p>	<p>事象発生から 120 分</p>	<p>事象の認知や現場操作の時間を基に、さらに時間余裕を考慮して設定。</p>	<p>【認知】 原子炉冷却材流出時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、よって、評価上の注水操作開始時間に対し、実際の注水操作開始時間は早くなる可能性がある。</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、操作開始時間に与える影響なし。</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】 残留熱除去系のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、制御盤の操作スイッチによる操作のため、簡易な操作である。操作時間は特に設定していないが、原子炉水位の低下に対して操作に要する時間は短い。</p> <p>【他の並列操作有無】 当該操作を実施する運転員は、残留熱除去系を用いた低圧注水モードの注水操作時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、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	<p>原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から 120 分後の注水操作開始を設定しているが、実際の注水操作開始時間は早くなる場合が考えられる。</p>	<p>注水開始が早くなる場合は冷却材の水位低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>当該操作に対する時間余裕については、燃料有効長頂部まで水位が低下する約 15 時間であり、事故を検知して注水を開始するまでの 2 時間は十分な時間余裕を確保できる時間である。</p>

7 日間における燃料の対応(運転停止中 原子炉冷却材の流出)

プラント状況:6号炉運転中。1～5,7号炉停止中。

事象:原子炉冷却材の流出は7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、免震棟等、プラントに関連しない設備も対象とするが、6号炉のみ非常用ディーゼル発電機起動失敗による全交流動力電源喪失を想定する。

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 復水貯蔵槽給水用 可搬型代替注水ポンプ(A-2 稼) 2台起動。 18L/h×24h×7日×2台=6,048L	空冷式ガスタービン発電機3台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,705L/h×24h×7日×3台=859,320L	7日間の 軽油消費量 約902,328L	6号炉軽油タンク 及び地下軽油タンクの 容量(合計)は 約1,164,000L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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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。 ※3 (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533,992L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 事故収束に必要な空冷式ガスタービン発電機は1台で足りるが、保守的に空冷式ガスタービン発電機3台を起動させて評価した。

※3 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。

5.4 反応度の誤投入

5.4.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(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「反応度の誤投入」において，燃料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，「反応度の誤投入」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では，原子炉運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって，燃料に反応度が投入されることにより，臨界に達し燃料損傷に至る。

したがって，本事故シーケンスグループでは，異常な反応度の投入に対して制御棒引き抜きの制限及びスクラムによる負の反応度の投入により，未臨界を確保し，燃料の損傷を防止する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対しては，燃料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，制御棒引き抜き阻止機能及び原子炉停止機能による対応を整備する。対応手順の概要を図 5.4.1 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 5.4.1 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は自動で作動するため，対応に必要な要員はいない。

a. 原子炉停止余裕検査

原子炉停止系は，最大反応度価値の制御棒が 1 本挿入できない状態でも，原子炉を常に冷温で臨界未満にできることを定めている。これを確認するため，原子炉の起動前に原子炉停止余裕検査を行い，これを確認する。

この検査の際は，複数の制御棒を操作するため，原子炉モードスイッチを「起動」位置に切り替える。最大反応度価値の制御棒(以下，CR-1 とする)を「ノッチ操作」で全引抜とし，同一水圧制御ユニットに属する制御棒(以下，CR-2 とする)も同様に「ノッチ操作」で全引抜とする。更に反応度補正のための制御棒(以下，CR-3 とする)を「ノッチ操作」で必要な反応度分引き抜き，原子炉が臨界未満であることを確認する。

b. 誤操作による反応度誤投入

CR-1 及び CR-2 を全引き抜きとした後，CR-3 を引く抜く際には，CR-1 を中間位置まで挿入することと手順で定めているが，本評価では全引き抜き位置のまま CR-3 の引き抜きを開始する。さらに，引き抜きは「ノッチ操作」で実施することと手順で定めているが，本評価では「連続引き抜き」を実施する。

また起動領域モニタによる原子炉停止信号も，NMS トリップ選択スイッチを手順で

定められた「初装荷」ではなく「通常」とすることで計数率スクラム回路が除外された状態を評価で想定する。

c. 反応度誤投入後のスクラム

CR-3の連続引き抜きにより、約30秒後に「原子炉周期短（原子炉周期20秒）」信号が発生し、制御棒の引き抜き阻止がかかる。さらに、約58秒後に「原子炉周期短（原子炉周期10秒）」信号が発生し、原子炉スクラム信号が出力され、CR-1～3がスクラム動作し全挿入になる。これにより、原子炉は未臨界状態となる。

5.4.2 燃料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、原子炉停止時に最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が全引き抜きされている状態から、その隣接制御棒の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界に至る事故である。

運転停止中の原子炉においては、不用意な臨界の発生を防止するため、停止余裕（最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること）を確保できるように燃料を配置するとともに、通常は原子炉モードスイッチを「燃料交換」位置として、同一水圧制御ユニットに属する1本又は1組を超える制御棒の引き抜きを防止するインターロックを維持した状態で必要な制御棒の操作が実施される。

しかしながら、運転停止中の原子炉においても、検査等の実施に伴い原子炉モードスイッチを「起動」位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する場合がある。このような場合、制御棒の引き抜きは原則としてノッチ操作とし、中性子束の監視を行いながら実施している。

本重要事故シーケンスでは、誤操作によって過剰な制御棒の引き抜きが行なわれることにより臨界に至る反応度が投入される事象であり、核分裂出力、反応度フィードバック効果、制御棒反応度効果、出力分布変化、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、沸騰・ボイド率変化、圧力損失が重要な現象となる。よって、この現象を適切に評価することが可能である反応度投入事象解析コードAPEXにより炉心平均中性子束の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

さらに、解析コード及び解析条件の不確かさのうち、評価項目となるパラメータに与える影響があるものについては、「5.4.3(3) 感度解析」において、それらの不確かさの重畳を考慮した影響評価を実施する。

(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5.4.2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. 初期条件

(a) 炉心状態

燃料交換後における余剰反応度の大きな炉心での事象発生を想定して、評価する炉心状態は、平衡炉心のサイクル初期とする。

(b) 実効増倍率

制御棒引き抜き前の炉心の実効増倍率は1.0とする。

(c) 原子炉の出力、圧力、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度

事象発生前の原子炉の出力は定格値の 10^{-8} 、原子炉圧力は0.0MPa[gage]、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は20℃とする。また、燃料エンタルピの初期値は8kJ/kgUO₂とする。

b. 事故条件

(a) 誤引き抜きされる制御棒

運転停止中の原子炉において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。

なお、通常、制御棒1本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、また、仮に他の1本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理^{*}している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した。

※：臨界近接時における制御棒の最大反応度値は1.0%Δk以下であること

(b) 誤引き抜きされる制御棒

誤引き抜きされる制御棒は、事象を厳しく評価するため、最大反応度値を有する制御棒の隣接制御棒とするが、制御棒値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの隣接制御棒選択時の引き抜き不許可のインターロックや停止時冷温臨界試験での引き抜き制御棒値の管理を考慮し、斜め隣接の制御棒とする。なお、誤引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δkである。引抜制御棒反応度曲線を図5.4.2に示す。

(c) 外部電源

制御棒の引き抜き操作には、外部電源が必要となる。外部電源が失われた状態では反応度誤投入事象が想定できないことも踏まえ、外部電源は使用できると仮定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 制御棒の引抜速度

制御棒は、引抜速度の上限値33mm/sで引き抜かれ、起動領域モニタの原子炉周期短信号(原子炉周期20秒)で引き抜きを阻止されるものとする。

(b) スクラム信号

起動領域モニタの原子炉周期短信号(原子炉周期 10 秒)でスクラムされるものとする。スクラム反応度曲線を図 5.4.3 に示す。

d. 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ない。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの対応手順の概要を図5.4.1に、燃料エンタルピ及び炉心平均中性子束の変化を図5.4.4に示す。

a. 事象進展

制御棒の引き抜き開始から約 30 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号(原子炉周期 20 秒)が発生し、制御棒の引き抜きが阻止される。この時、投入される反応度は約 0.55 ドル(投入反応度最大値:0.34%Δk)である。反応度投入事象には至らず、燃料エンタルピ増加に伴う燃料の破損は生じない。

また、制御棒の引き抜き開始から約 58 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号(原子炉周期 10 秒)が発生して、原子炉はスクラムされ、原子炉出力は定格値の約 1.0×10^{-4} まで上昇するにとどまる。

(添付資料 5.4.1)

b. 評価項目等

制御棒の引き抜きによる反応度の投入に伴い一時的に臨界に至るものの、スクラムにより未臨界は確保される。なお、原子炉水位に有意な変動はないため、燃料有効長頂部は冠水を維持しており、放射線の遮へいは維持される。

(添付資料 5.4.2)

5.4.3 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、評価項

目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、自動作動する安全保護系及び原子炉停止系により、自動的に制御棒の引き抜きを阻止、原子炉をスクラムすることで、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はなく、操作時間が与える影響等は不要である。

(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

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、実験にて7～9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

制御棒反応度の不確かさは約9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。この不確かさを考慮した感度解析を「(3) 感度解析」にて実施する。

(添付資料 5.4.3)

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表5.4.2に示すとおりである。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心状態、実効増倍率、燃料被覆管表面温度及び冷却材温度、引き抜きされる制御棒、制御棒引き抜き速度、制御棒引き抜き阻止、スクラム信号に関する影響の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本重要事故シーケンスは、「5.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作には期待しないため、運転員操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心状態においては装荷炉心毎に制御棒反応度価値やスクラム反応度等の特性が変化するため、投入反応度が大きくなる恐れはある。そのため、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(5) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」にて、投入される反応度について確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

実効増倍率について0.99の場合は、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、また投入される反応度も0.07ドルと小さくなるため、こ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。

初期出力は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期出力の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期出力の不確かさの影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期燃料温度は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度の不確かさにより評価項目に対する余裕が変化するが、「(5) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、初期燃料温度の不確かさの影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

制御棒引き抜き阻止およびスクラム信号についてNMSトリップ選択スイッチが「初装荷」の場合は計数率高信号による制御棒引抜阻止機能、計数率高高信号によるスクラム機能に期待出来る。こちらに期待した場合のスクラムまでの時間は約46秒後となり、こ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。

b. 操作条件

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

(添付資料 5.4.3)

(3) 感度解析

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

ドップラ反応度フィードバック効果を±10%とした場合においても投入される反応度は0.55ドルとベースケースと比べて殆ど差異なく、また制御棒反応度を±10%とした場合においても投入される反応度は0.53ドル、0.56ドルであり、これらの不確かさを考慮しても燃料の健全性に影響がない。

(添付資料 5.4.3)

(4) 操作時間余裕の把握

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

(5) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより投入される反応度が大きくなることも考えられ、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、炉心状態の変動による評価項目となるパラメータに与える影響について確認した。以下の2つの保守的な想定をした評価においても、投入される反応度は約0.7ドル以下にとどまることから、不確かさが評価項目パラメータに与える影響は小さい。

- ・ 過渡解析「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」に示すように3.5% Δk の値を有する制御棒グループが引き抜かれる場合
- ・ サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態においてB型平衡炉心の反応度印加率を包含する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合（補足説明資料98「反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて」参照）

初期出力は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。定格の 10^{-8} の10倍及び1/10倍とした場合の感度解析を行い、有効性評価での結果(0.55ドル)と大きく差異がない、0.55ドル(10倍)及び0.54ドル(1/10倍)であることから、初期出力の不確かさが与える影響は小さい。

初期燃料温度は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。初期燃料温度を60°Cとした場合の感度解析を実施し、有効性評価での結果(0.55ドル)と大きく差異がない、0.57ドルであることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。

(添付資料 5.4.3)

(6) 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、操作の不確かさが操作開始時間に与える影響及び操作時間余裕を確認した。感度解析結果より、不確かさの重畳を考慮した場合でも評価項目となるパラメータを満足できる。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、自動作動する安全保護系及び原子炉停止系により、自動的に制御棒の引き抜きを阻止、原子炉をスクラムすることで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

5.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

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は自動で作動するため、対応に必要な要員はいない。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源の評価結果は以下のとおりである。

a. 水源

本事故シーケンスの評価では、原子炉への注水は想定していない。

b. 燃料

本事故シーケンスの評価では、燃料の使用は想定していない。

c. 電源

本事故シーケンスの評価では、外部電源喪失は想定していない。

5.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、誤操作により過剰な制御棒の引き抜きが行われ、臨界に至る反応度が投入される事象を想定した。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」としては、原子炉停止機能によって原子炉内燃料の著しい損傷が防止できる。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が全引き抜きされている状態から、その隣接制御棒の同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界に至る事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉停止機能により、炉心が損傷することはなく、未臨界を維持することが出来る。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価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。

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は自動で作動するた

め、対応に必要な要員はいない。

以上のことから、選定した重要事故シーケンスに対して燃料損傷防止対策は有効であることが確認でき、これをもって事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して燃料損傷防止対策が有効であることを確認した。

プラント前提条件
 ・原子炉停止余裕検査時
 ・起動領域モニタのNMSトリップ選択スイッチ「通常」位置
 ・原子炉モードSW「起動」位置

制御棒
 CR-1：最大反応度値制御棒
 CR-2：CR-1と同一の水圧制御ユニットに属する制御棒
 CR-3：CR-1に対角隣接する制御棒

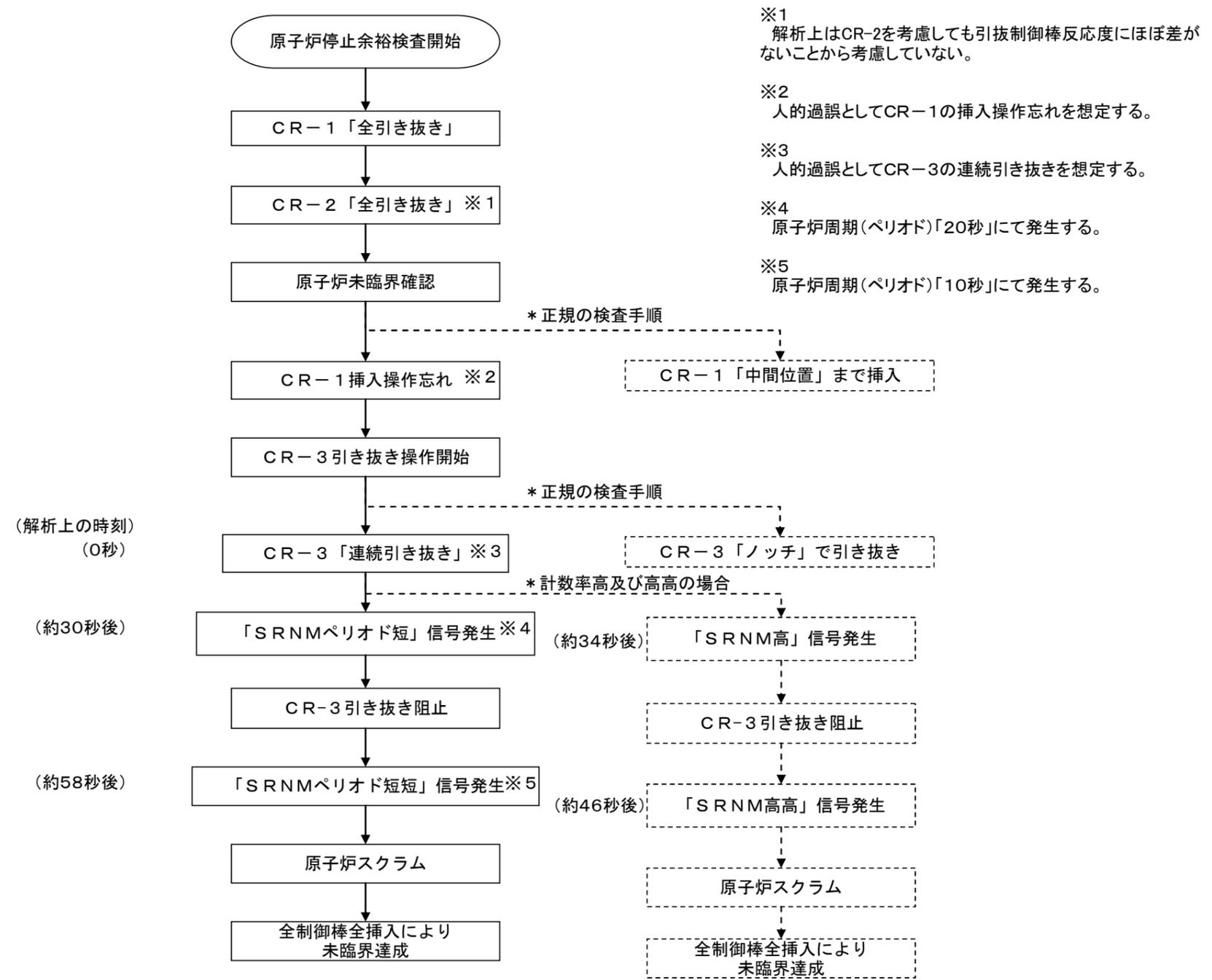
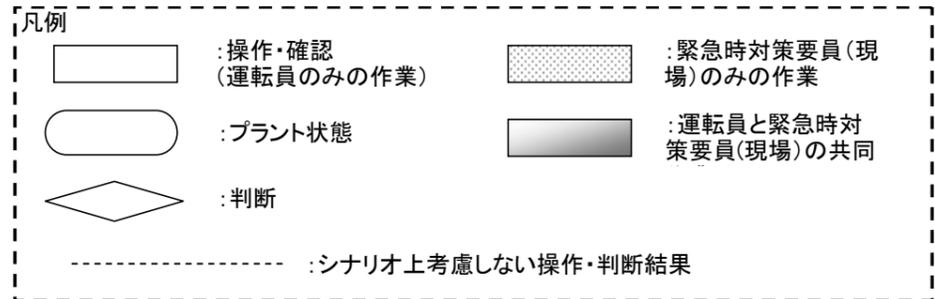


図 5.4.1 反応度の誤投入時の対応手順の概要

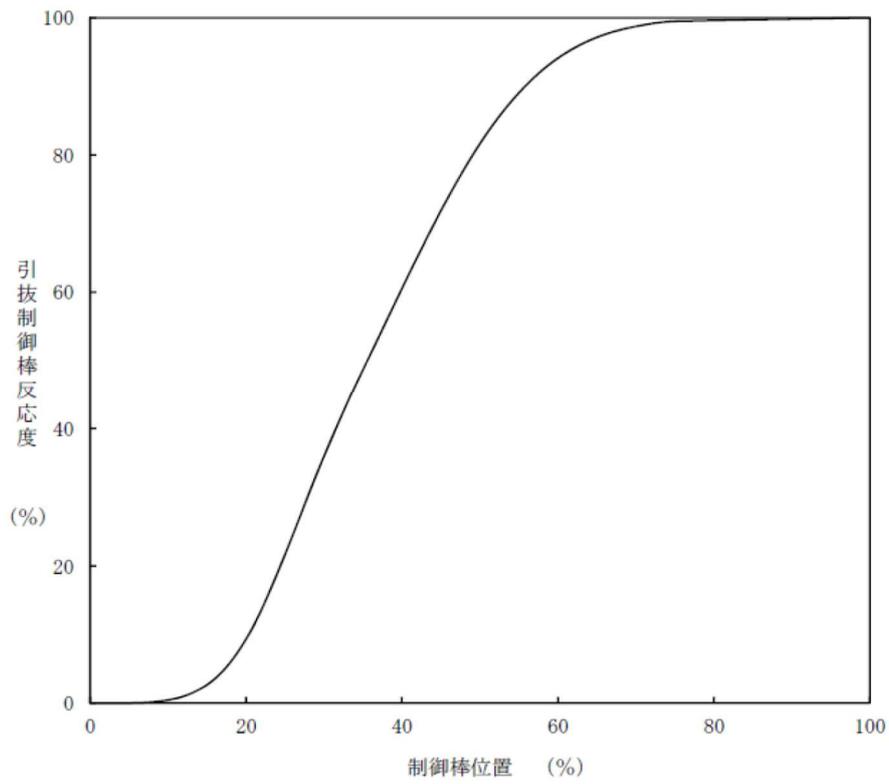


図 5.4.2 反応度の誤投入における引抜制御棒反応度曲線

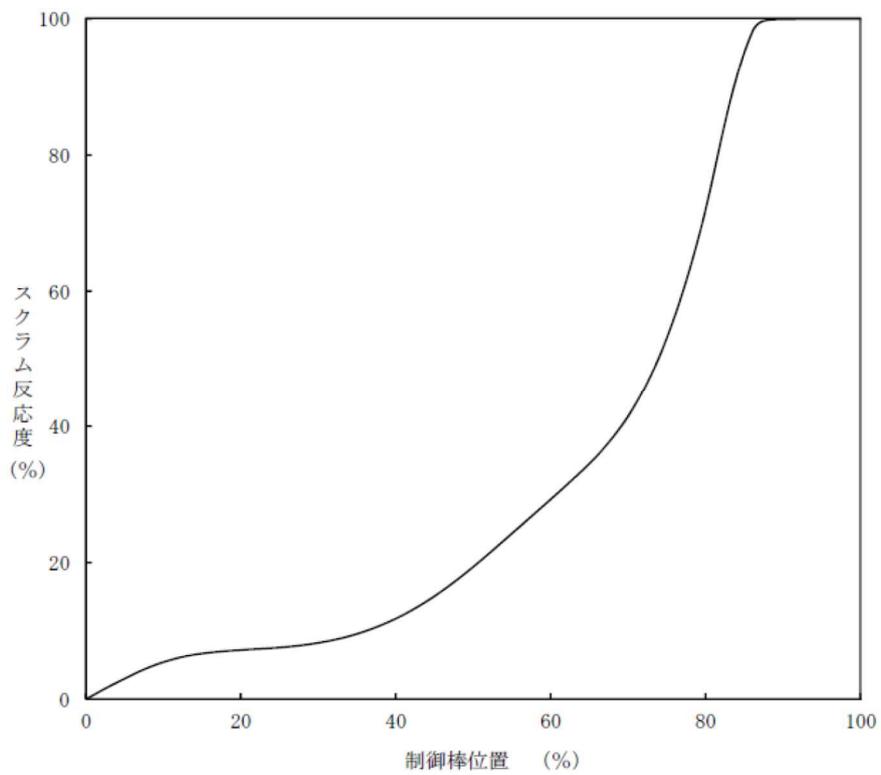


図 5.4.3 反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線

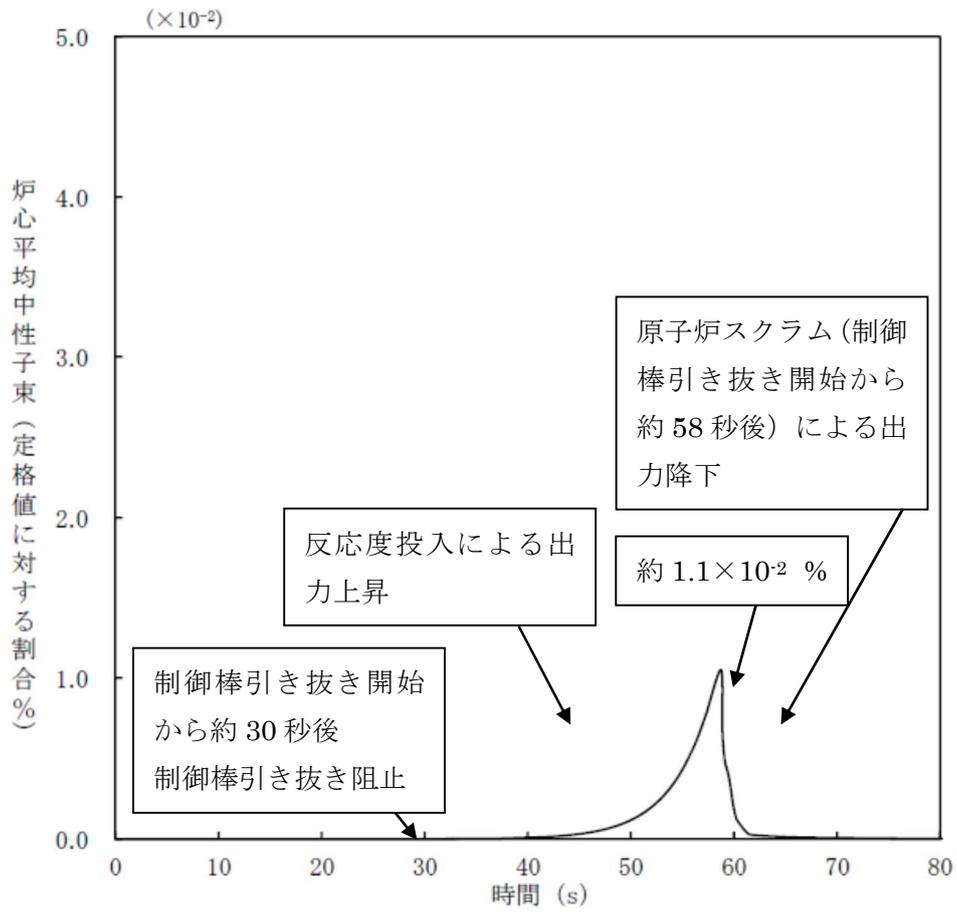


図 5.4.4 反応度の誤投入における事象変化

表 5. 4. 1 反応度の誤投入時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
原子炉停止余裕検査における誤操作による反応度誤投入	最大反応度値制御御棒が全引き抜き状態においても臨界未滿であることを確認する試験中に、誤操作により反応度を誤投入する。	—	—	—
原子炉周期短信号によるスクラム確認	誤操作により反応度が誤投入された結果、原子炉周期短信号(原子炉周期 20 秒)で制御棒引き抜き阻止、及び原子炉周期短信号(原子炉周期 10 秒)でスクラム信号が出力される。スクラム信号により、全制御棒が全挿入され、原子炉は未臨界状態となる。	—	—	起動領域モニタ【SA】

【SA】：重大事故等対処設備

表 5.4.2 主要解析条件(反応度の誤投入) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	APEX	—
炉心状態	平衡炉心のサイクル初期	燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心を想定
実効増倍率	1.0	原子炉は臨界状態にあるものとして設定
初期出力	定格出力の 10^{-8}	原子炉は臨界状態にあるものとして設定
初期原子炉圧力	0.0MPa [gage]	停止余裕検査時での圧力を想定
燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度	20℃	冷却材温度の下限値として運用している値であり、反応度の観点からは保守的な値として設定
初期燃料エンタルピ	8kJ/kgUO ₂	冷却材温度 20℃における燃料エンタルピを想定
初期条件		
事故条件	制御棒の誤引き抜き	運転停止中の原子炉において、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。 なお、通常、制御棒 1 本が全引き抜きされている状態の未臨界度は深く、仮に他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超えた場合でも、臨界近接で引き抜かれる制御棒の反応度値が核的制限値を超えないよう管理※している。これらを踏まえ、本評価においては、誤引き抜きされる制御棒の反応度値が、管理値を超える事象を想定した。

※：臨界近接時における制御棒の最大反応度値は 1.0%Δk 以下であること

表 5.4.2 主要解析条件(反応度の誤投入) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
<p>誤引き抜きされる制御棒</p> <p>事故条件</p>	<p>最大反応度値制御棒及びその斜め隣接の制御棒</p> <p>外部電源あり</p>	<p>制御棒価値ミニマイザによる停止余裕試験モードでの面隣接制御棒選択時の引き抜き不許可のインターロックや停止時冷温臨界試験での引き抜き制御棒価値の管理を考慮し、斜め隣接の制御棒とする(誤引き抜きされる制御棒1本の反応度値は約1.04%Δk)。引き抜き制御棒反応度曲線は図5.4.2のとおり</p> <p>制御棒引き抜き操作には外部電源が必要となるため、外部電源ありを想定</p>

表 5.4.2 主要解析条件(反応度の誤投入) (3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
制御棒の引抜速度	33mm/ s	引抜速度の上限値として設定
起動領域モニタのバイパス状態	A,B,C グループそれぞれ 1 個ずつ	A,B,C グループとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする
制御棒引き抜き阻止条件	原子炉周期短信号(原子炉周期 20 秒)	SRNMの制御棒引き抜き阻止機能により設定
スクラム信号	原子炉周期短信号(原子炉周期 10 秒)	NMSトリップ選択スイッチを「通常」とした場合のSRNMのスクラム機能により設定

重大事故等対策に関連する機器条件

反応度の誤投入における燃料エンタルピー

ABWR では起動領域モニタのペリオド短信号による制御棒引き抜き阻止機能と FMCRD の遅い制御棒引抜速度により反応度の投入量が従来型 BWR より小さく、即発臨界に至ることはないため、燃料エンタルピーの上昇も小さい。以下に反応度投入事象解析コード APEX 及び単チャンネル熱水力解析コード SCAT (RIA 用) により炉心平均中性子束及び燃料エンタルピーの過渡応答を参考に示す。

燃料エンタルピーは最大で約 9.43kJ/kgUO_2 (約 2.25cal/g UO_2) , ピーク出力部燃料エンタルピーは最大で約 9.88kJ/kgUO_2 (約 2.36cal/gUO_2) まで上昇するにとどまり、「反応度投入事象に関する評価指針」で示される燃料の許容設計限界の燃料エンタルピー (燃料棒内圧上昇を考慮しても 65 cal/gUO_2) を超えないことから燃料の健全性は維持される。

また、制御棒の引き抜き開始から約 58 秒後に起動領域モニタの原子炉周期短信号 (原子炉周期 10 秒) が発生して、原子炉はスクラムされ、原子炉出力は定格値の約 1.0×10^{-4} まで上昇するにとどまる。

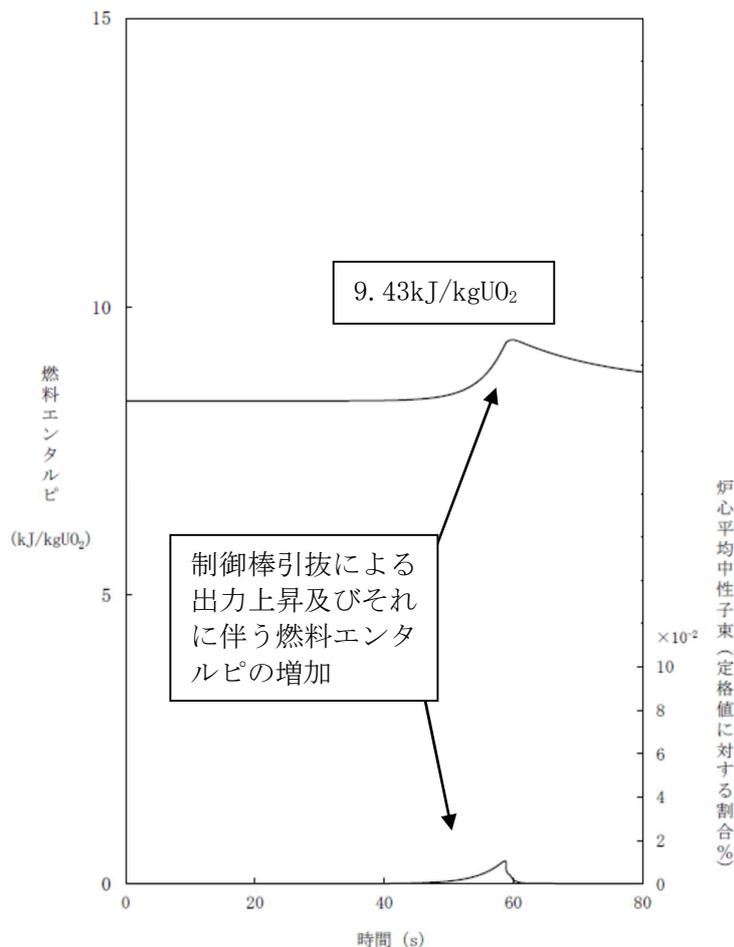


図1 反応度の誤投入における燃料エンタルピー及び炉心平均中性子束の変化

安定停止状態について

運転停止中 反応度の誤投入の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態： 制御棒引き抜き阻止及びスクラムにより、反応度の投入が停止し、原子炉が臨界未満で維持された状態
--

<u>原子炉安定停止状態への確立について</u> 制御棒の誤引き抜きにより反応度が投入されるが、制御棒の引き抜き阻止及びスクラムにより未臨界が維持される。 制御棒が全挿入されており、燃料に破損も生じないことから、冷態停止状態を維持することで安定状態が維持される。

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(運転停止中 反応度誤投入)

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目パラメータに与える影響
炉心(核)	核分裂出力	<ul style="list-style-type: none"> 一点近似動特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 核定数は三次元体系の炉心を空間効果を考慮し二次元体系に縮約 	考慮しない	停止時の制御棒の誤引き抜きは、起動領域モニタの原子炉周期短信号の発生により、自動的に制御棒の引き抜き阻止及びスクラムされ、事象は未臨界となり収束することから、運転員の操作を介しない。 従って、解析コードの不確かさは、運転操作に影響を与えない。	ドップラ反応度フィードバック、及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。
	出力分布変化	<ul style="list-style-type: none"> RZ 二次元拡散モデル エンタルピステッピングの進行に伴う相対出力分布変化を考慮 	考慮しない		解析では制御棒引抜きに伴う反応度印加曲線を厳しく設定し、さらに局所出力ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0.6Wd/t での値)を用いるといった保守的なモデルを適用していることから出力分布変化の不確かさは考慮しない。
	反応度フィードバック効果	<ul style="list-style-type: none"> ドップラ反応度フィードバック効果は出力分布依存で考慮 熱的現象は断熱、ボイド反応度フィードバック効果は考慮しない 	<ul style="list-style-type: none"> ドップラ反応度フィードバック効果:7~9% 実効遅発中性子割合:4% 		実験によるとドップラ反応度フィードバックの不確かさは7~9%と評価されていることから、これを踏まえ解析を行う必要がある。
	制御棒反応度効果	<ul style="list-style-type: none"> 三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力 	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒反応度:9% 実効遅発中性子割合:4% 		また、臨界試験との比較により、実効遅発中性子の不確かさは約4%と評価されていることから、これを踏まえて解析を行う必要がある。
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	<ul style="list-style-type: none"> 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 	考慮しない	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メツシユの「制御棒落下」解析結果への影響は0%と報告されており、類似の事象である本事故シナケンスについても、影響はほとんど生じない。	
	燃料棒表面熱伝達	<ul style="list-style-type: none"> 単相強制対流: Dittus-Boelter の式 核沸騰状態: Jens-Lottes の式 膜沸騰状態(低温時): NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式 	考慮しない	「反応度の誤投入」事象は拳動が緩やかであるために出力量も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するため、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピの最大値に対する影響はほとんどない。	
	沸騰遷移	低温時: Rohsenow -Griffith の式及び Kutateladze の式	考慮しない	事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して充分小さくなくなっていることから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピの最大値に与える影響はほとんどない。	

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響(1/2)

項目	解析条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		解析設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目パラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
炉心状態	平衡炉心のサイクル初期	装荷炉心毎, 燃焼度毎に変化する	装荷炉心については平衡炉心を代表として設定 燃料交換後の余剰反応度の大きな炉心としてサイクル初期を想定	停止時の制御棒の誤引き抜きは、起動領域モニタの原子炉周期短信号の発生により、自動的に制御棒の引き抜き阻止及びスクラムされ、事象は未境界となり収束することから、運転員の操作を介さない。 従って、解析条件の不確かさは、運転操作に影響を与えない。	<p>実炉心においては装荷炉心毎, 燃焼度毎に制御棒反応度値やスクラム反応度等の特性が変化する。</p> <p>これらの影響については以下の2つの保守的な規定をした評価においても、投入される反応度は約0.7ドル以下にとどまることから、不確かさが評価項目となるパラメータを与える影響は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> 過渡解析「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」に示すように3.5%Δkの値を有する制御棒グループが引き抜かれる場合 サイクル初期及びサイクル末期の炉心状態においてB型平衡炉心の反応度印加率を包含する引抜制御棒反応度曲線を用いた場合(補足説明資料98「反応度誤投入における炉心の状態等の不確かさについて」参照)
	実効増倍率	1.0	原子炉は臨界状態にあるものとして設定		
初期出力	定格出力の10 ⁻⁸	定格出力の10 ⁻⁸ 程度	原子炉は臨界状態にあるものとして設定	初期出力は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。	初期増倍率が0.99の場合は、臨界到達までにかかる時間が追加で必要となり、また投入される反応度も0.07ドルと小さくなるため、こ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。
燃料被覆管表面温度及び冷却材温度	20℃	事故事象毎20℃以上	冷却材温度の下限値として運用している値であり、反応度の観点からは保守的な値として設定	初期燃料温度は炉心状態毎に異なり、評価項目となるパラメータに影響を与えるため、その不確かさが与える影響を評価した。	初期燃料温度を60℃とした場合の感度解析を実施し、有効性評価での結果(0.55ドル)と大きく差異がない0.57ドルであることから、初期燃料温度の不確かさが与える影響は小さい。
引き抜きされる制御棒	最大反応度値制御棒及びその斜め隣接制御棒	最大反応度値制御棒及びその斜め隣接制御棒	誤引き抜きされる制御棒は、事象を蔽うため、最大反応度値を有する制御棒の隣接制御棒とするが、制御棒値ミニママイザによる監視機能を考慮し、斜め隣接の制御棒とする (添付資料5.4.4)	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。	

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員操作時間及び評価項目となるパラメータを与える影響(2/2)

項目	解析条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		解析設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目パラメータを与える影響
	解析条件	最確条件			
制御棒引き抜き速度	33mm/s	33mm/s	引抜き速度の上限值として設定	運転員等操作時間を与える影響	解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
	A,B,Cグループそれぞれ1個ずつ	バイパスなし	A,B,Cグループとも引抜き制御棒に最も近い検出器が1個ずつバイパス状態にあるとする。		
起動領域モニタのバイパス状態	原子炉周期短信号(原子炉周期 20 秒)	事故事象毎 原子炉周期短信号(原子炉周期 20 秒)	SRNMの制御棒引抜き阻止機能により設定	自動作動する安全保護系及び原子炉停止系により、自動的に制御棒の引き抜きを阻止、原子炉をスクラム状態に導くことで、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、運転員等操作はなく、操作時間を与える影響等は不要である。	バイパス状態がない場合は制御棒引き抜き阻止の応答が早くなり、投入反応度が低くなる。
制御棒引き抜き阻止	原子炉周期短信号(原子炉周期 20 秒)	事故事象毎 原子炉周期短信号(原子炉周期 20 秒)	SRNMの制御棒引抜き阻止機能により設定		解析条件と同様であることから、評価項目となるパラメータを与える影響はない。
スクラム(信号)	原子炉周期短信号(原子炉周期 10 秒)	事故事象毎 SRNM 計数率高 ^{※1}	NMSトリップ選択スイッチを「通常」とした場合のSRNMのスクラム機能により設定		NMSトリップ選択スイッチが「初装荷」の場合は計数率制御御棒引き抜き阻止機能、計数率スクラム機能に期待出来る。こちらに期待した場合のスクラムまでの時間は約4.6秒後となり、こ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。

※ 1 SRNMに期待する場合は原子炉周期短信号(原子炉周期 10 秒)より早くスクラム信号が投入される。

反応度誤投入事象の代表性について

有効性評価では反応度の誤投入事象として、「原子炉停止時に最大反応度値を有する 1 本の制御棒が全引き抜きされている状態から、その隣接制御棒の 1 本が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界に至る事故」を想定している。これは、停止時に実施する停止時冷温臨界試験や停止余裕検査を考慮した想定であり、その試験の制御棒誤引き抜き事象の代表性について以下に示す。

1 停止時において、制御棒を複数引き抜く試験

運転停止中の通常の原子炉においては、停止余裕(最大反応度値を有する同一水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本の制御棒が引き抜かれても炉心を未臨界に維持できること)を確保した燃料配置に加え、原子炉モードスイッチを「燃料交換」位置にすることで同一水圧制御ユニットに属する 1 組又は 1 本を超える制御棒の引き抜きを阻止するインターロックを維持し、不用意な臨界の発生を防止している。しかし、「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」の実施時においては、原子炉モードスイッチを「起動」位置として複数の制御棒の引き抜きを実施する。そのため、これらの試験中に人的過誤が発生すると、想定を超える反応度が投入される可能性がある。

それぞれの試験の概要や対象となる制御棒等は以下の通り。

a. 停止時冷温臨界試験

試験の目的：臨界予測精度の維持・向上のためのデータベースの蓄積

試験内容：あらかじめ定めた制御棒操作手順に則り、順番に対象となる制御棒引き抜きを実施し、臨界状態確認後に、制御棒パターン、炉水温度、ペリオドなどのデータを採取する。なお、臨界近傍での制御棒の引き抜きに際しては、1 ノッチまたは 1 ステップ引き抜き毎に検査担当者で未臨界を確認している。

対象制御棒：評価ケースにより異なる。臨界状態が確認されるまで、複数本の制御棒の引き抜きを実施。臨界近傍で引き抜く制御棒の価値は小さいものを取り扱う。

事故防止対策：制御棒操作監視系による制御棒選択

b. 停止余裕検査

試験の目的：停止余裕(挿入可能な制御棒のうち最大反応度値制御棒(最大価値を有する制御棒と同一の水圧制御ユニットに属する制御棒) 1 組又は 1 本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること)の確認

試験内容：①最大価値を有する制御棒(CR-1)の全引き抜き
②最大価値を有する制御棒(CR-1)と同一の水圧制御ユニットに属する制御棒(CR-2)の全引き抜き
②最大価値を有する制御棒(CR-1)を補正位置Nまで挿入
③最大価値を有する制御棒(CR-1)の斜め隣接の制御棒(CR-3)を補正位置Nまで引き抜き
④最大価値を有する制御棒(CR-1)を再度全引き抜き
この状態の炉心が臨界未満であることを確認する。なお、制御棒の引き抜きに際しては、1 ノッチ引き抜き毎に検査担当者で未臨界を確認している。

対象制御棒：最大反応度値制御棒 1 組又は 1 本
最大価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒 1 本
引き抜かれる制御棒は斜め隣接の制御棒のうち反応度の補正に必要な価値を有して印加反応度が大きすぎないように選択

事故防止対策：ロッドワースミニマイザの制御棒選択パターン規制（または制御棒を操作する運転員以外の運転員による監視）

なお、ロッドワースミニマイザの機能により、最大反応度値制御棒以外の制御棒を引き抜く場合、面隣接の制御棒を選択すると制御棒引き抜き許可信号がリセットされる。

2 想定する人的過誤

想定を超えた反応度が投入されるおそれのある人的過誤として下の、炉心の誤装荷、制御棒の選択誤り、制御棒の連続引き抜きについて検討した。

2-1. 単一の人的過誤

a. 燃料の誤装荷

燃料の誤装荷は誤配置や燃料・制御棒の装荷順序の誤りにより、想定以上の反応度が投入されることが考えられる。これらは燃料交換が燃料取替機（FHM）により自動で装荷位置まで移動され、かつ作業員による配置の確認や燃料移動監視装置による確認や運転員による出力の監視も行われる。そのため、この事象が発生しても適切に認知されるため、反応度の連続投入や急激な反応度の投入は考えられない。

b. 制御棒の選択誤り

操作する制御棒の選択を誤るとその反応度値は変化する。停止時冷温臨界試験や停止余裕検査の試験では事前に対象となる制御棒の値が臨界近傍で大きくならないように評価により対象を選定しており、その制御棒パターンは制御棒操作監視系（停止時冷温臨界試験）、ロッドワースミニマイザ（停止余裕検査）や運転員、検査員により監視されているため、これらのパターンを外れた制御棒が選択されることは考えづらい。また、選択誤りが発生した場合においても臨界付近での制御棒引き抜き操作は1ノッチずつであるため、反応度の急激な投入は考えられない。

c. 制御棒の連続引き抜き

運転員、検査員による制御棒や起動領域モニタの確認を実施しており、人的過誤発生時も認知が容易である。しかし、これらの検知は運転員や検査員に期待しているため、有効性評価ではこれらの認知に期待せず、制御棒が連続引き抜きされることを想定する。

2-2. 人的過誤の重畳

人的過誤として抽出した「a. 燃料の誤装荷」、「b. 制御棒の選択誤り」、「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳事象の発生について検討した。反応度の投入速度等の理由*から、検討すべき人的過誤の重畳は「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」のみであると考えられる。そのため以下に「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」の評価を示す。

評価の結果、人的過誤の重畳は発生の可能性が低く、また発生した場合であっても必ず臨界に至るとは限らず、即発臨界に至るような事象はさらに起こりにくいと考えられることから、有効性評価では単一の人的過誤である「制御棒の連続引き抜き」について検討する。

* 「c. 制御棒の連続引き抜き」を含まない人的過誤が重畳した場合は、反応度の投入速度が遅く、即発臨界に至らない。また、「a. 燃料の誤装荷」については燃料取替交換機により機械的に自動で選択されるため、運転員等の作業時の誤りにより間違った配置になることはなく、またデータの入力についても複数のグループによるチェックを多重に実施していることから、誤装荷単一の過誤の発生確率でも十分低いと考えられ、他の過誤との重畳事象は考慮不要であると考えられる。

・「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳

人的過誤の重畳を考慮すべき試験は「1 停止時において、制御棒を複数引き抜く試

験」に示す様に原子炉停止余裕検査と停止時冷温臨界試験である。通常、試験では機械的に制御棒の選択の誤りを防止している*。そのため、この機能を使用している場合においては、人的過誤による制御棒の選択の誤りは発生しないので、人的過誤の重畳の考慮は不要である。これらの機能に期待しないで試験を実施することもあるため、その場合における人的過誤の重畳を検討した。なお、RWM等の機械的な誤操作の防止機能に期待しない場合においては、操作する運転員以外の運転員が1名以上監視にあたることで人的過誤の発生を防止しているため、これらについてもモデル化する。

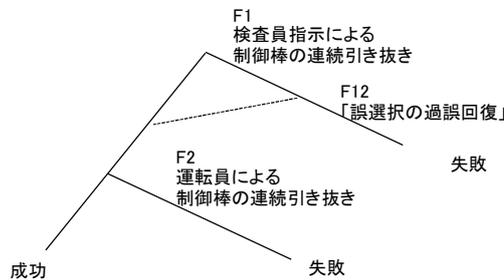
図1に「c. 制御棒の連続引き抜き」、図2に「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳（人的過誤に従属性を考えた場合）におけるHRAツリー及び人的過誤の確率を示す。

その結果、「c. 制御棒の連続引き抜き」の単一の人的過誤に比べて「b. 制御棒の選択誤り」+「c. 制御棒の連続引き抜き」の重畳を考慮すると、発生確率が小さくなっていることが分かる。なお、ここでの評価は同一の操作者・指示者による「b. 制御棒の選択誤り」と「c. 制御棒の連続引き抜き」の人的過誤の従属性については、NUREG/CR-6883のSPAR-H手法における従属性レベルの選定フロー（表1）に基づき、高従属と設定した。

同一の操作者・指示者による「b. 制御棒の選択誤り」と「c. 制御棒の連続引き抜き」の過誤の従属性は、作業内容の差異やステップ毎に実施していることから独立事象として考えることもでき、その場合についても併せて評価した（図3）。

以上のように人的過誤が発生する確率は低く、また、これらの人的過誤が重畳しても必ず臨界に至るとは限らず（対象の制御棒値が大きくない等）、即発臨界に至るような事象はさらに起こりにくいと考えられる。

*原子炉停止余裕検査時のRWMによる隣接制御棒の引き抜き防止、停止時冷温臨界試験時のRWM及び制御棒操作監視系(RC&IS)による対象制御棒の自動選択

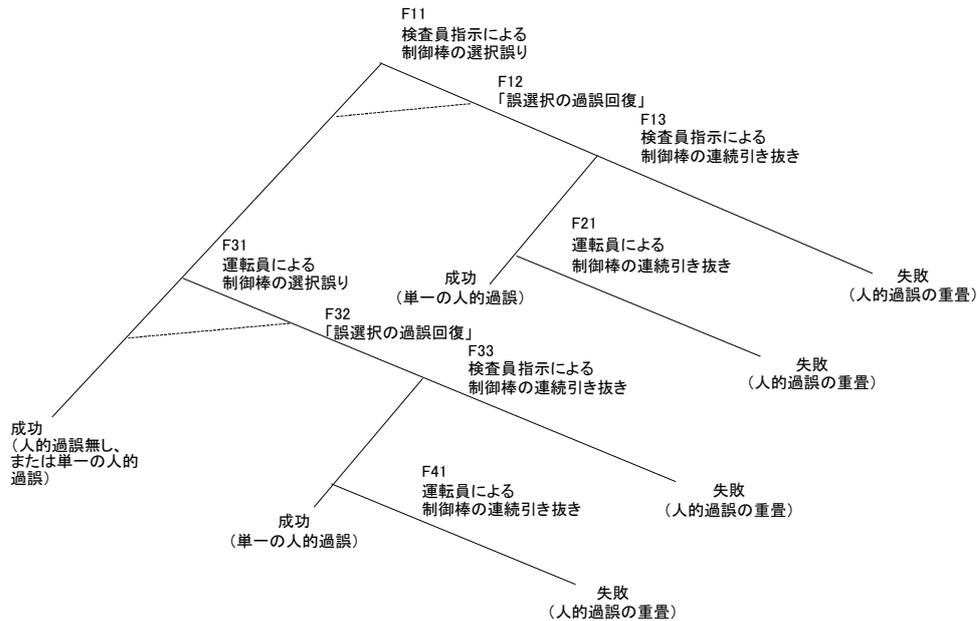


人的過誤の内容		過誤確率値(中央値)	EF	備考
F11	検査員の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F2	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定

*操作する運転員による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものである(数十秒程度)が投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない

人的過誤(平均値)	EF
4.0E-03	2

図1 「c. 制御棒の連続引き抜き」のHRAツリー及び人的過誤確率

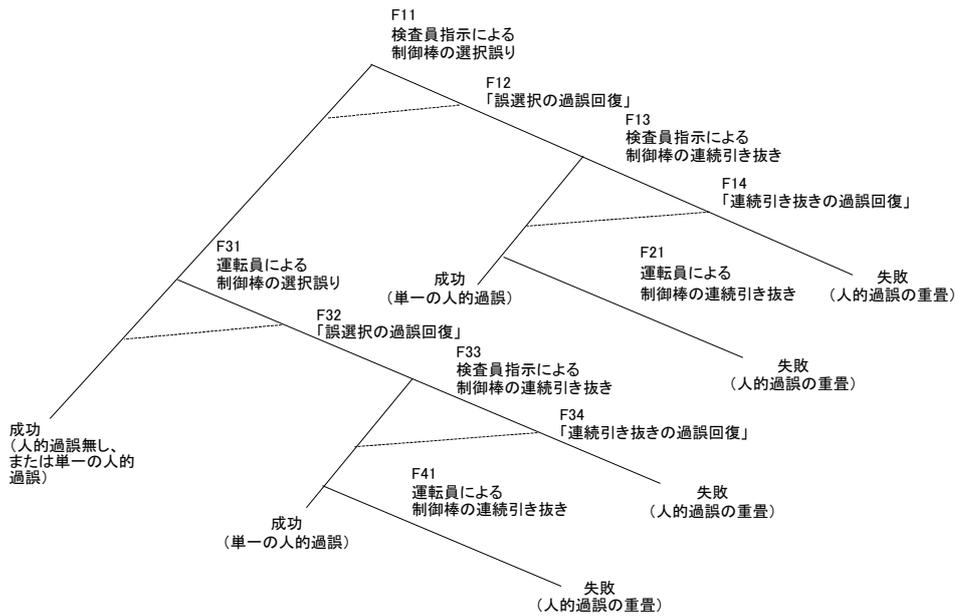


人的過誤の内容	過誤確率値(中央値)	EF	備考
F11 検査員指示による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12 操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F13 検査員指示による制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[高従属] F11の操作と作業内容が異なるが、操作者、操作場所は同一であるため、高従属する 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 (過誤回復には期待しない)
F21 操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作と作業内容が異なり、操作と時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F31 操作する運転員による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F32 検査員や監視している運転員による制御棒の選択誤りに対する過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F21の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F33 検査員の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F31の操作と作業内容が異なり、操作と時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F41 操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	5.0E-01	2	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[高従属] F11の操作と作業内容が異なるが、操作者、操作場所は同一であるため、高従属する 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 (過誤回復には期待しない)

*制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものであるが投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない
 *HRAツリー及び人的過誤の確率は複数の制御棒を引き抜き冷温臨界試験を想定して評価する

人的過誤(平均値)	EF
2.9E-04	4

図2 「b. 制御棒の選択誤り」 + 「c. 制御棒の連続引き抜き」 (人的過誤に従属性を考えた場合) のHRAツリー及び人的過誤確率



人的過誤の内容		過誤確率値(中央値)	EF	備考
F11	検査員指示による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F12	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F11の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F13	検査員指示による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする
F14	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F13の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F21	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする
F31	操作する運転員による制御棒の選択誤り	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F32	検査員や監視している運転員による制御棒の選択誤りに対する過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F31の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F33	検査員の指示誤りによる制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする
F34	操作する運転員や監視している運転員による過誤回復	5.3E-02	3	NUREG/CR-6883(SPAR-H)の[低従属] F33の操作に対して、時間的な間隔、作業者の相違があるため、低従属とする 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定
F41	操作する運転員による制御棒の連続引き抜き	3.0E-03	3	NUREG/CR-1278 手順書を用いる時のオMISSIONエラー [チェック表が正しく用いられている場合の長い操作(10項目以上)] 特に高いストレスとはならないため、ストレスファクタは1を設定 * 制御棒の選択誤りとの従属性は作業内容が異なり、操作は試験要領に則りステップごとに実施していることから完全独立とする

*操作する運転員による制御棒の連続引き抜きにおける過誤回復については十分期待できるものである(数十秒程度)が投入される反応度の不確かさがあるため、期待しない
*制御棒の選択誤りと連続引き抜きの従属性については、時間的な間隔(ステップごとに操作を確認)、作業内容が異なることから完全独立(従属性なし)とする
*HRAツリー及び人的過誤の確率は複数の制御棒を引き抜きを実施する冷温臨界試験を想定して評価する

人的過誤(平均値)	EF
2.3E-06	4

図3 「b. 制御棒の選択誤り」 + 「c. 制御棒の連続引き抜き」(それぞれの人的過誤を独立事象とした場合)のHRAツリー及び人的過誤確率

表 1 SPAR-H 手法における従属性レベルの選定フロー (NUREG/CR-6883 から抜粋)

Dependency Condition Table						Number of Human Action Failures Rule □ - Not Applicable. Why? _____
Condition Number	Crew (same or different)	Time (close in time or not close in time)	Location (same or different)	Cues (additional or no additional)	Dependency	
1	s	c	s	na	complete	When considering recovery in a series e.g., 2 nd , 3 rd , or 4 th checker If this error is the 3rd error in the sequence , then the dependency is at least moderate . If this error is the 4th error in the sequence , then the dependency is at least high .
2				a	complete	
3			d	na	high	
4			a	high		
5		nc	s	na	high	
6				a	moderate	
7			d	na	moderate	
8			a	low		
9	d	c	s	na	moderate	
10				a	moderate	
11			d	na	moderate	
12			a	moderate		
13		nc	s	na	low	
14				a	low	
15			d	na	low	
16			a	low		
17					zero	

3 過去に発生した反応度投入事象例

過去に発生した反応度投入事例は以下のものがある。

H11年 志賀原子力発電所 1号機 原子炉緊急停止事故は制御棒駆動機構が異なり、物理的に発生の可能性がないため有効性評価で想定する反応度誤投入事象として選定不要と考える。

また、KK6号機 FMCRD 試運転時 CR 引き抜き事象についても制御盤改造及び試験時特有の事象であること、下に記載の再発防止策が取られていること、仮に発生したとしても停止余裕に対して投入される反応度は大きくなく、また監視・安全系が機能しているため、過渡事象等で考慮されている状態より過酷とされないと考えられることから選定不要と考える。

・H11年 志賀原子力発電所 1号機 原子炉緊急停止事故 (北陸)

原子炉停止機能強化工事の機能確認試験時にアイソレ誤り及び弁のシートパスにより制御棒が引き抜かれ、アキュームレータに圧力が充填されていなかったことで、ただちに制御棒が挿入されず、臨界に至った。

この事象は当社のKK6, 7号炉の制御棒駆動機構が異なるため、発生しない (FMCRDのHCUでは物理的に引き抜けが起こらない)。また、仮に同様の事象が起きた場合についての炉心挙動解析が実施されており、即発臨界に至る可能性はあるものの、炉心は損傷しないことが確認されている (参考文献 日本原子力学会誌 Vol. 49, No. 10 (2007) 671-675 北陸電力(株)志賀原子力発電所 1号機で発生した臨界時の炉心挙動解析)。

・H8年 KK6号機 FMCRD試運転時CR引き抜き事象 (当社)

6号機試運転中 (建設段階) FMCRD制御盤改造及び試験の準備のため、FMCRDの安全処置 (アイソレ) による隔離を実施し、シミュレータにて制御棒位置を模擬的に引き抜きする試験を実施。この時、アイソレミスにより一部の電源アイソレが実施されておらず、実際の4本の制御棒が128ステップの位置まで引き抜かれた (この間、未臨界であることは確認されている)。

制御盤改造及び試験時特有の事象であること、再発防止策 (制御棒の駆動電源OFFと制御電源OFFの安全処置の多重化) が実施されていることから対策済みであると考えられる。また、この事象では核計装系により監視・安全系が機能していることから炉心損傷には至らない。

4 重要事故シーケンスの想定

有効性評価では1～3章を踏まえ、停止時冷温臨界試験や停止余裕検査の検査時に人的過誤により制御棒を連続的に引き抜かれる事象を想定した。

この時、引き抜かれる制御棒は、以下の点を考慮して「最大反応度値を有する 1 本の制御棒が全引き抜きされている状態での隣接制御棒の 1 本の引き抜き」を反応度誤投入の代表性のあるものとして選定した。

- ・引き抜かれる制御棒の反応度値が管理値*を超えるもの
- ・停止時冷温臨界試験や停止余裕検査での試験対象や事故防止の対策
- ・一般的に臨界近傍まで複数の制御棒を引き抜いていくと、1 本あたりの制御棒値は相対的に低下していく傾向にあること
- ・設計により挿入可能な制御棒のうち最大反応度値制御棒 1 組又は 1 本が引き抜かれた状態であっても臨界未満が維持されていること

以上より、反応度の誤投入事象として、「原子炉停止時に最大反応度値を有する 1 本の制御棒が全引き抜きされている状態から、その隣接制御棒の 1 本が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、臨界に至る事故」を代表性のあるシナリオとしている。

* 核的制限値を超えないよう設定している管理値：臨界近接時における制御棒の最大反応度値は 1.0% Δk 以下