

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改 10
提出年月日	平成 29 年 5 月 10 日

## 東海第二発電所

### 重大事故等対策の有効性評価

平成 29 年 5 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

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方針
    - 1.6 解析の実施方針
    - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
    - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
  - 付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について
  - 付録2 原子炉格納容器の限界温度・圧力
  - 付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
- 
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
    - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
    - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
    - 2.3 全交流動力電源喪失
      - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）
      - 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD，TBP，TBU）
    - 2.4 崩壊熱除去機能喪失

- 2.4.1 取水機能が喪失した場合
  - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
  - 2.5 原子炉停止機能喪失
  - 2.6 L O C A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L O C A）
  - 2.8 津波浸水による注水機能喪失
3. 重大事故
- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
    - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
    - 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合
  - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
  - 3.4 水素燃焼
  - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故 1
  - 4.2 想定事故 2
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
  - 5.2 全交流動力電源喪失
  - 5.3 原子炉冷却材の流出

5.4 反応度の誤投入

6. 必要な要員及び資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

## 添付資料 目次

- 添付資料 1.2.1 定期検査工程の概要
- 添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 1.3.2 運転員等の操作時間に対する仮定
- 添付資料 1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
- 添付資料 1.5.1 東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
- 添付資料 1.5.2 有効性評価における L O C A 時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 添付資料 1.5.3 使用済み燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故 1 及び 2）の有効性評価における共通評価条件について
- 添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー
  
- 添付資料 2.1.1 安定状態について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 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 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 2.1.4 7 日間における燃料の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料 2.1.5 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）

- 添付資料 2.2.1 安定状態について（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料 2.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料 2.2.3 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系の作動台数の考え方
- 添付資料 2.2.4 7日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）
  
- 添付資料 2.3.1.1 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料 2.3.1.2 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料 2.3.1.3 安定状態について（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.5 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について
- 添付資料 2.3.1.6 7日間における水源の対応について（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.7 7日間における燃料の対応について（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料 2.3.1.8 常設代替交流電源設備の負荷（全交流動力電源喪失（長期TB））
  
- 添付資料 2.3.2.1 安定状態について（全交流動力電源喪失（TBD, TBU, TBP））
- 添付資料 2.3.2.2 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について

- て（全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU））
- 添付資料 2.3.2.3 7日間における水源の対応について（全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU））
- 添付資料 2.3.2.4 7日間における燃料の対応について（全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU））
- 添付資料 2.3.2.5 常設代替交流電源設備の負荷（全交流動力電源喪失（TBD, TBP, TBU））
- 添付資料 2.4.1.1 安定状態について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料 2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料 2.4.1.3 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（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.4.2.3 7日間における水源の対応について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））

- 添付資料 2.4.2.4 7日間における燃料の対応について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料 2.5.1 プラント動特性評価における評価対象炉心の選定について
- 添付資料 2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について
- 添付資料 2.5.3 安定状態について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 2.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 2.5.5 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
- 添付資料 2.5.6 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 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源温度の影響
- 添付資料 2.5.8 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料 2.5.9 ほう酸水注入系を手動起動としていることについての整理
- 添付資料 2.6.1 「L O C A時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 添付資料 2.6.2 敷地境界外での実効線量評価について
- 添付資料 2.6.3 安定状態について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料 2.6.4 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料 2.6.5 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について
- 添付資料 2.6.6 7日間における水源の対応について（L O C A時注水機能喪失）



- 添付資料 2.6.7 7日間における燃料の対応について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料 2.6.8 常設代替交流電源設備の負荷（L O C A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L O C A発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料 2.7.2 安定状態について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料 2.7.3 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料 2.7.4 7日間における水源の対応について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料 2.7.5 7日間における燃料の対応について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料 2.7.6 常設代替交流電源設備の負荷（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料 2.8.1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する施設の防護方針について
- 添付資料 2.8.2 地震発生と同時に津波が到達するとした評価上の想定の妥当性について
- 添付資料 2.8.3 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（津波浸水による注水機能喪失）
- 添付資料 3.1.2.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差

## 異について

- 添付資料 3.1.2.2 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.2.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）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 3.1.2.4 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）
- 添付資料 3.1.2.5 格納容器内に存在するアルミニウム／亜鉛の反応により発生する水素の影響について
- 添付資料 3.1.2.6 非凝縮性ガスの影響について
- 添付資料 3.1.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.8 注水操作が遅れる場合の影響について
- 添付資料 3.1.2.9 7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.10 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料 3.1.2.11 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合））
- 添付資料 3.1.3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における Cs-137 放出量評価について

- 添付資料 3.1.3.2 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について
- 添付資料 3.1.3.3 安定状態について（代替循環冷却系を使用しない場合）
- 添付資料 3.1.3.4 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）（代替循環冷却系を使用しない場合））
- 添付資料 3.1.3.5 7日間における水源の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合））
- 添付資料 3.1.3.6 7日間における燃料の対応について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合））
- 添付資料 3.1.3.7 常設代替交流電源設備の負荷（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合））
- 添付資料 3.2.1 原子炉建屋から大気中への Cs-137 の漏えい量について
- 添付資料 3.2.2 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
- 添付資料 3.2.3 格納容器破損モード「DCH」,「FCI」,「MCCI」の評価  
事故シーケンスの位置付け
- 添付資料 3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 3.2.5 7日間における水源の対応について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）
- 添付資料 3.2.6 7日間における燃料の対応について（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）

- 添付資料 3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷（高圧溶融物放出／格納容器雰  
囲気直接接触）
- 添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 F C I）  
に関する知見の整理について
- 添付資料 3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性  
への影響評価
- 添付資料 3.3.3 ペDESTAL（ドライウェル部）への水張りの適切性
- 添付資料 3.3.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原  
子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
- 添付資料 3.3.5 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響
- 添付資料 3.3.6 プラント損傷状態を L O C A とした場合の圧カスパイクへの  
影響
- 添付資料 3.4.1 G 値の不確かさによる評価結果への影響
- 添付資料 3.4.2 水の放射線分解の評価について
- 添付資料 3.4.3 安定状態について
- 添付資料 3.4.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水  
素燃焼）
- 添付資料 3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響
- 添付資料 3.5.1 安定状態について
- 添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶  
融燃料・コンクリート相互作用）

添付資料 3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合のペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの浸食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価

添付資料 3.5.4 ペDESTAL（ドライウェル部）床部の構造について

添付資料 4.1.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

添付資料 4.1.2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について

添付資料 4.1.3 安定状態について

添付資料 4.1.4 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

添付資料 4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）

添付資料 4.1.6 7日間における水源の対応について（想定事故1）

添付資料 4.1.7 7日間における燃料の対応について（想定事故1）

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

添付資料 4.2.2 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて

添付資料 4.2.3 安定状態について

添付資料 4.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

添付資料 4.2.5 7日間における水源の対応について（想定事故2）

添付資料 4.2.6 7日間における燃料の対応について（想定事故2）

添付資料 5.1.1 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失に

おける基準水位到達までの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及び全交流動力電源喪失における崩壊熱  
設定の考え方

添付資料 5.1.4 安定停止状態について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）

添付資料 5.1.5 運転停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源  
喪失時における放射線の遮蔽維持について

添付資料 5.1.6 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 5.1.7 7日間における燃料の対応について（運転停止中 崩壊熱除  
去機能喪失）

添付資料 5.2.1 安定停止状態について（運転停止中 全交流動力電源喪失）

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

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

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

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

添付資料 5.3.1 原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量評価につい

て

添付資料 5.3.2 「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方

添付資料 5.3.3 安定停止状態について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

添付資料 5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

添付資料 5.3.5 7日間における燃料の対応について（原子炉冷却材の流出）

添付資料 5.4.1 安定停止状態について（運転停止中 反応度の誤投入）

添付資料 5.4.2 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 反応度の誤投入）

添付資料 5.4.3 反応度誤投入事象の代表性について

添付資料 6.1.1 同時被災時における必要な要員及び資源について

添付資料 6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について

添付資料 6.2.2 重要事故（評価事故）シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について

添付資料 6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

#### 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が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、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とから、緩和措置が取られない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

本想定事故は、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、想定事故 1 では、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用して使



用済燃料プール水位を維持する。

### (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するため、以下の手段を整備する。

- ① 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ② 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ③ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ④ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ⑤ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段

なお、②可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段、③可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段、④常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段及び⑤常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段については評価上考慮しないものとする。これらの対策の概略系統図を第 4.1-1 図に、対応手順の概要を第 4.1-2 図に示すとともに、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手順と設備との関係を第 4.1-1 表に示す。

想定事故 1 において、事象発生 2 時間まで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災害対策要員で構成され、合計 13 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電長 1 名、副発電長 1 名、運転操作対応を行う運転員 1 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う災害対策要員は 2 名、重大事故等対応要員（現場）は 8 名である。また、事象発生後 2 時間以降に追加に必要な要員は、燃料補給作業を行うための招集要員 2 名である。必要な要員と作業項目について第 4.1-3 図に示す。

a. 使用済燃料プール冷却機能喪失の確認

使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。残留熱除去系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。

使用済燃料プールの冷却機能の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・温度（S A 広域）、残留熱除去系系統流量等である。

b. 使用済燃料プール注水機能喪失の確認

使用済燃料プール冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により、使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系及び残留熱除去系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。補給水系及び残留熱除去系による注水が困難な場合、使用済燃料プール注水機能喪失であることを確認する。

使用済燃料プール注水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・温度（S A 広域）、残留熱除去系系統流量等であ

る。

c. 使用済燃料プール水位，温度監視

使用済燃料プールの冷却機能喪失の確認後，使用済燃料プールの水位，温度を監視する。

使用済燃料プール水位，温度を監視するために必要な計装設備は，使用済燃料プール水位・温度（S A広域）等である。

d. 使用済燃料プール冷却機能の復旧操作

使用済燃料プール冷却機能(燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系)の復旧操作を対応可能な要員にて実施する。

e. 使用済燃料プール注水機能の復旧操作

使用済燃料プール注水機能(補給水系及び残留熱除去系)の復旧操作を対応可能な要員にて実施する。

f. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備は冷却機能喪失による異常の認知を起点として開始する。

外部電源が喪失している場合，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電し，必要な計装設備及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)に給電する。

g. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備完了後，使用済燃料プールへの注水を開始することに

より、使用済燃料プール水位を回復する。その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位（線量率が  $10\text{mSv/h}$  となる通常水位から約  $0.9\text{m}$  下の水位）※1より高く維持する。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水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・温度（S A広域）等である。

※1：必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度（ $100\text{mSv}$ ）と比べ、十分余裕のある値であり、かつ施設定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値（ $3.5\text{mSv/h}$ ）を考慮した値（ $10\text{mSv/h}$ ）とする。この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約  $0.9\text{m}$  下の位置である。

#### h. タンクローリによる燃料補給操作

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

### 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」に示しており、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及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、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、未臨界が維持される。

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、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作余裕時間を評価する。

(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評価条件を第4.1-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では、崩壊熱の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールについては、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになることから本評価に包絡される。

(添付資料 4.1.1)

### 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隣接する原子炉ウエルの上に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。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 9 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を想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約 9.1MW を用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約  $15\text{m}^3/\text{h}$  である。

#### b. 事故条件

##### (a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系、補給水系等の機能が喪失するものとする。

##### (b) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源がない場合においても、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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の進展は同様であるが、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) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水大型ポンプ 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、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、 $50\text{m}^3/\text{h}^{*2}$ を設定する。

※ 2：常設スプレイヘッドを用いる場合、可搬型スプレイノズルを用いる場合のいずれにおいても、 $50\text{m}^3/\text{h}$ 以上の流量を確保することが可能である。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生 8 時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 1 における使用済燃料プール水位の時間変化を第 4.1-4 図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第 4.1-5 図に示す。

a. 事象進展

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した後、使用済燃料プール水温は約  $6.9^{\circ}\text{C}/\text{h}$  で上昇し、事象発生から約 5.1 時間後に  $100^{\circ}\text{C}$  に到達する。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 8 時間経過した時点で可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を開始することにより、使用済燃料プール水位は回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却機能を復旧しつつ、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用し、蒸発量に応じた水量を使用済燃料プールに注水し、使用済燃料プール水位を維持する。

b. 評価項目等

使用済燃料プール水位は、第 4.1-4 図に示すとおり、通常水位から約 0.4m 下まで低下するに留まり、燃料有効長頂部は冠水維持される。また、使用済燃料プール水は事象発生約 5.1 時間で沸騰し、その後  $100^{\circ}\text{C}$  付近

で維持される。

また、第 4.1-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.4m 下の水位になった場合の線量率は、約 1.0mSv/h であり、必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h と比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。なお、線量の評価点は原子炉建屋最上階における使用済制御棒ハンガ真上の床面高さとしている。

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

事象発生 8 時間後から可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後、蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は残留熱除去系等による冷却を実施することで安定状態を維持できる。

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

(添付資料 4.1.3, 4.1.4)

#### 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、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作余裕時間を評価する。

想定事故 1 では、使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を



使用した注水操作とする。

(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，第4.1-2表に示すとおりであり，それらの条件設定を設計値等，最確条件とした場合の影響を評価する。また，評価条件の設定に当たっては，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保守的な設定としているが，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の初期水温，及び初期水位，並びに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

初期条件の燃料の崩壊熱は，評価条件の約9.1MWに対して最確条件は9.1MW以下であり，本評価条件の不確かさとして，最確条件とした場合，評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため，使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになるが，注水操作は燃料の崩壊熱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。

初期条件の使用済燃料プール水温は，評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～約40℃であり，本評価条件の不確かさとして，最確条件とした場合，評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなることが考えられ，さらに余裕時間が長くなることが考えられるが，注水操作は，燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく，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。

初期条件の使用済燃料プールの水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、その変動を考慮した場合、通常水位より低くなることも考えられ、それにより余裕時間及び水位低下による異常認知の時間が短くなることが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水位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。また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で 0.55m 程度の水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 7 時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。このため運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約 1.6 倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び蒸発による水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は水温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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の 9.1MW に対して最確条件は 9.1MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場

合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より低くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～40℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、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ため、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。なお、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べてわずかであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。また、使用済燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合は、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約6時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。

初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、その変動を考慮した場合、通常水位より低くなることも考えられ、それにより余裕時間が短くなることが考えられるが、仮に初期水位を水位低

警報レベル（通常水位から約 0.14m 低下した位置）とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 10 時間、水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間は事象発生から 2 日以上あり、事象発生から 8 時間後までに可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で約 0.55m 程度の水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 7 時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約 1.6 倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の 6 要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影

響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 操作の不確かさが操作時間に与える影響

操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から8時間後を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間を事象発生8時間後として設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの冷却機能の喪失を認知した時点で注水準備に着手可能である。よって、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、使用済燃料プール水位の回復を早める。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、評価上の操作開始時間に対して、実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ、この場合使用済燃料プール水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

（添付資料 4.1.5）

(2) 操作余裕時間の把握

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余裕時間を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作に対する余

裕時間については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から 11 時間以上、燃料有効長頂部に到達するまでの時間が事象発生から 2 日以上であり、これに対して、事故を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から 8 時間であることから、**余裕時間**がある。

(添付資料 4.1.5)

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

#### 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、重大事故等対策時に**おける事象発生 2 時間までの**必要な要員は「4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 13 名である。

「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び災害対策要員の 37 名で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉の**運転**停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故 1 の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中においては、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、操作余裕時間が十分長く（原子炉運転開始直

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 1 日以上), 原子炉における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, 災害対策要員や招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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

### a. 水源

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した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 2,500m<sup>3</sup>必要となる。代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup>, 淡水貯水池に約 5,000m<sup>3</sup>の水量を保有していることから, 7 日間の継続した注水が可能である。

(添付資料 4.1.6)

### b. 燃料

外部電源喪失を想定した場合, 非常用ディーゼル発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7 日間の運転継続に約 484.0kL の軽油が必要となる。高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7 日間の運転継続に約 130.3kL の軽油が必要となる。常設代替交流電源設備による電源供給については, 事象発生直後からの運転を想定すると, 7 日間の運転継続に約 141.2kL の軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約 800kL の軽油を保有していることから, 非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備による電源供給について, 7 日間の継続が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水については，事象発生直後からの運転を想定すると，7日間の運転を想定して約 36.6kL の軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約 210kL の軽油を保有していることから，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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 4.1.7）

#### c. 電源

外部電源は使用できないものと仮定し，非常用ディーゼル発電機，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。

#### 4.1.5 結論

想定事故 1 では，使用済燃料プールの冷却機能が喪失し，使用済燃料プール水温が上昇し，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とから，緩和措置がとられない場合には，使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至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，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段を整備している。

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，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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ことから，



放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

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

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している。また、安定状態を維持できる。

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

重大事故等対策時に必要な要員は運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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 に対して有効である。

第 4.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (1/3)

操作及び確認	操作内容	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プール冷却機能喪失の確認	・使用済燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、使用済燃料プール水の温度が上昇する。残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系の再起動操作が困難な場合、使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 軽油貯蔵タンク	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系系統流量】
使用済燃料プール注水機能喪失の確認	・使用済燃料プール冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プール水の温度上昇による蒸発により、使用済燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。補給水系による注水が困難な場合、使用済燃料プール注水機能喪失であることを確認する。	【非常用ディーゼル発電機】 軽油貯蔵タンク	—	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ, 低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系系統流量】
使用済燃料プール水位, 温度の監視	・使用済燃料プール冷却機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位, 温度を監視する。	—	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール冷却機能の復旧操作	・使用済み燃料プールの冷却機能 (燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系) の復旧操作を対応可能な要員にて実施する。	—	—	—
使用済燃料プール注水機能の復旧操作	・使用済み燃料プールの注水機能の復旧操作を対応可能な要員にて実施する。	—	—	—

【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

1: 有効性評価上考慮しない操作

第 4.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (2/3)

操作及び確認	操作内容	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。</li> <li>その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 常設スプレィヘッド	—	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ、低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む） 代替淡水貯槽水位
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレィノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設スプレィヘッドが使用できない場合、可搬型スプレィノズル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への注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。</li> <li>その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。</li> </ul>	—	可搬型スプレィノズル 可搬型代替注水大型ポンプ	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ、低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレィヘッド）の常設配管に設置されている電動弁の開操作を実施する。</li> <li>外部電源が喪失している場合、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置を起動し緊急用母線を受電する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 常設スプレィヘッド	可搬型代替注水大型ポンプ	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ、低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

■：有効性評価上考慮しない操作

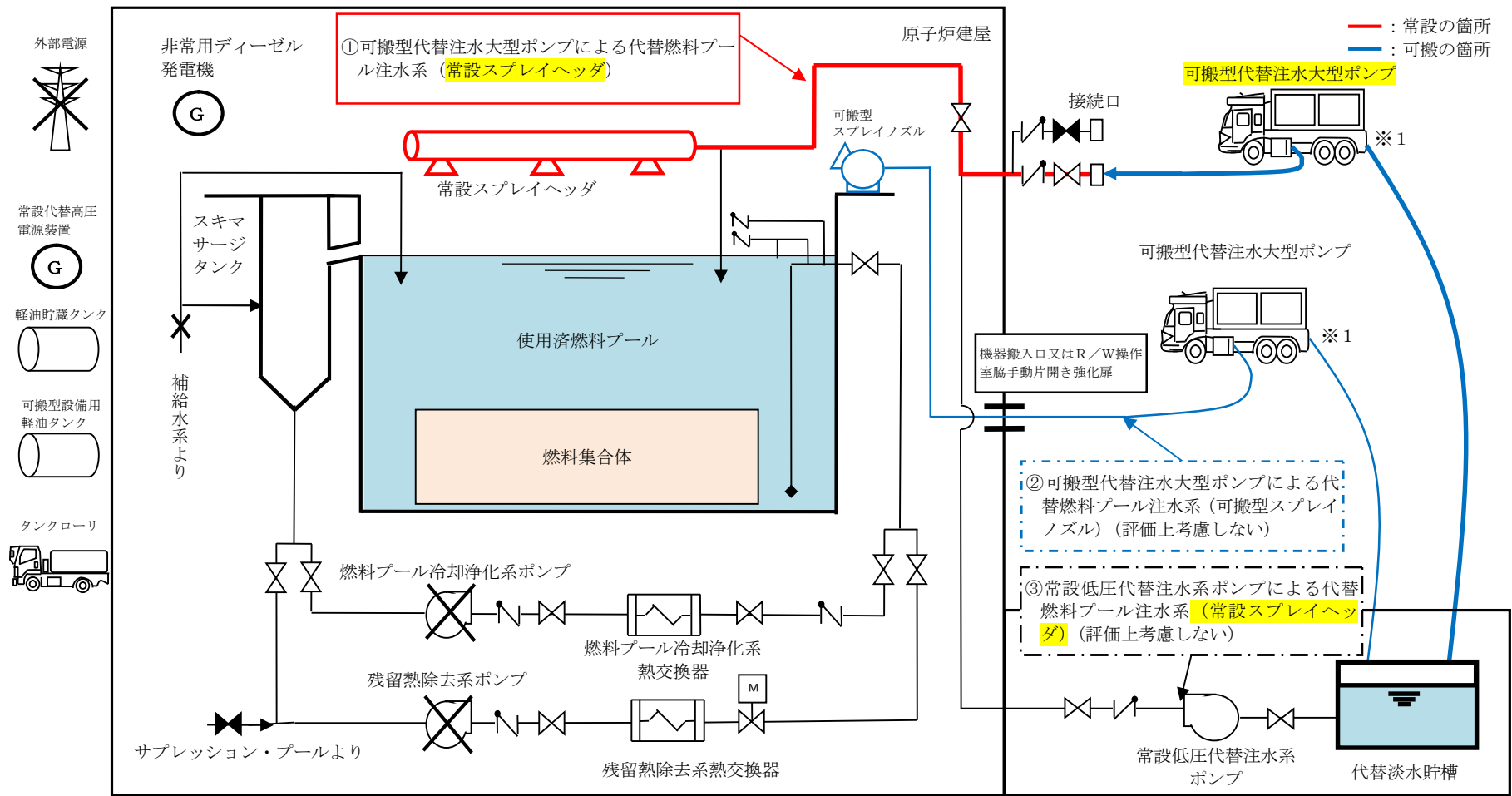
第 4.1-1 表 想定事故 1 における重大事故等対策について (3/3)

操作及び確認	操作内容	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備完了後、使用済燃料プールへの注水を開始することにより、使用済燃料プール水位を回復する。</li> <li>その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。</li> </ul>	常設代替高圧電源装置 常設スプレイヘッド	可搬型代替注水大型ポンプ	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ，低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）
タンクローリによる燃料補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料給油を実施する。</li> </ul>	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

第 4.1-2 表 主要評価条件（想定事故 1）

項 目		主要評価条件	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 1,189m <sup>3</sup>	使用済燃料プールの保有水量を厳しく見積もるため、プールゲート閉時の水量を設定
	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位を設定
	使用済燃料プールの初期水温	65℃	通常運転中の最大値として、保安規定の運転上の制限を設定
	燃料の崩壊熱	約 9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t	原子炉の停止後最短期間（原子炉停止後 9 日） <sup>※1</sup> で取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、崩壊熱は ORIGEN2 を用いて算出
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系及び補給水系の機能喪失を設定
	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
関連する機器条件	重大事故等対策に 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水流量	50m <sup>3</sup> /h	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設定
関連する操作条件	重大事故等対策に 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水開始	事象発生から 8 時間後	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備期間を考慮し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽を維持する最低水位に到達しない時間として設定

※1：東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後から全燃料取出完了までの最短期間である約 9 日を考慮して原子炉停止後 9 日を設定。原子炉停止後 9 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

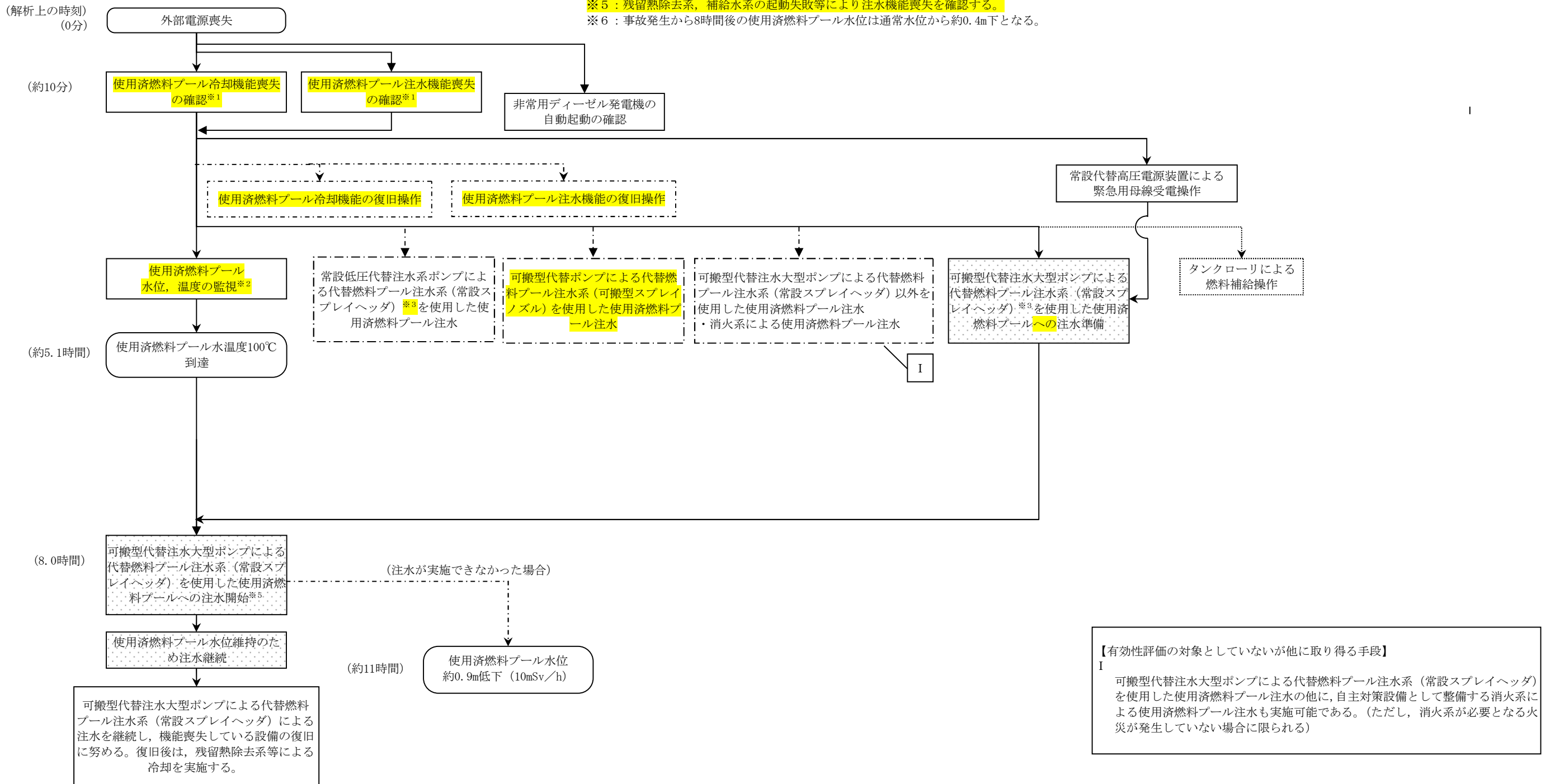
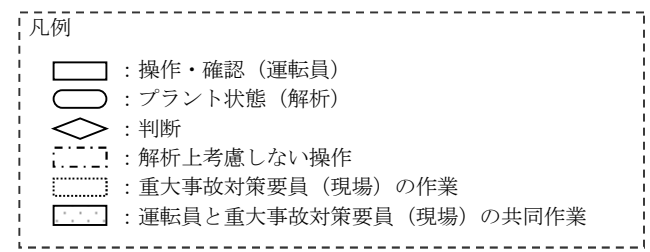


※1 : 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) の水源として、代替淡水貯槽以外にも淡水貯水池及び海等がある。

第 4.1-1 図 想定事故 1 の重大事故対策の概略系統図

プラント前提条件  
 ・プラント停止9日後  
 ・全燃料取出時、プールゲート閉  
 ・残留熱除去系（A）点検中  
 ・残留熱除去系（B）運転中  
 ・残留熱除去系（C）点検中  
 ・燃料プール冷却浄化系運転中

- ※1：中央制御室にて、機器ランプ表示、機器故障警報、及び系統流量指示等により以下を確認することで判断する。  
 ・使用済燃料プール水位低警報若しくは使用済燃料プール温度高警報が発生  
 ・燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系が全停止
- ※2：使用済燃料プール水位・温度計（SA広域）等にて、温度上昇を確認する。  
 ・使用済燃料プール温度高警報設定値 50℃  
 使用済燃料プール水位・温度計（SA広域）等にて、水位低下を確認する。  
 ・使用済燃料プール水位低警報設定値 NWL-0.142m
- ※3：常設スプレイヘッドが使用できない場合は、常設の注水ラインを使用することができる。
- ※4：使用済燃料プール水位・温度計（SA広域）等にて、水位低下を確認する。  
 ・使用済燃料プール水位低警報設定値 NWL-0.142m
- ※5：残留熱除去系、補給水系の起動失敗等により注水機能喪失を確認する。
- ※6：事故発生から8時間後の使用済燃料プール水位は通常水位から約0.4m下となる。



【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】  
 I  
 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水の他に、自主対策設備として整備する消火系による使用済燃料プール注水も実施可能である。（ただし、消火系が必要となる火災が発生していない場合に限られる）

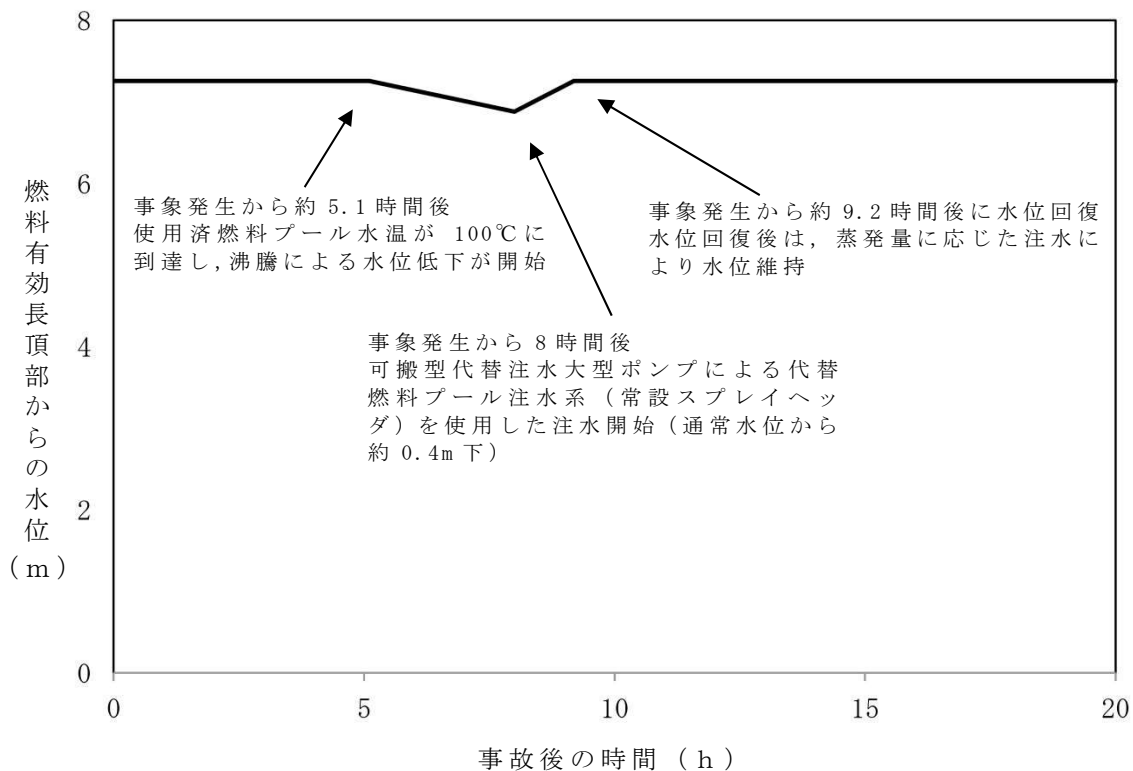
4.1-24

第 4.1-2 図 想定事故 1 の対応手順の概要

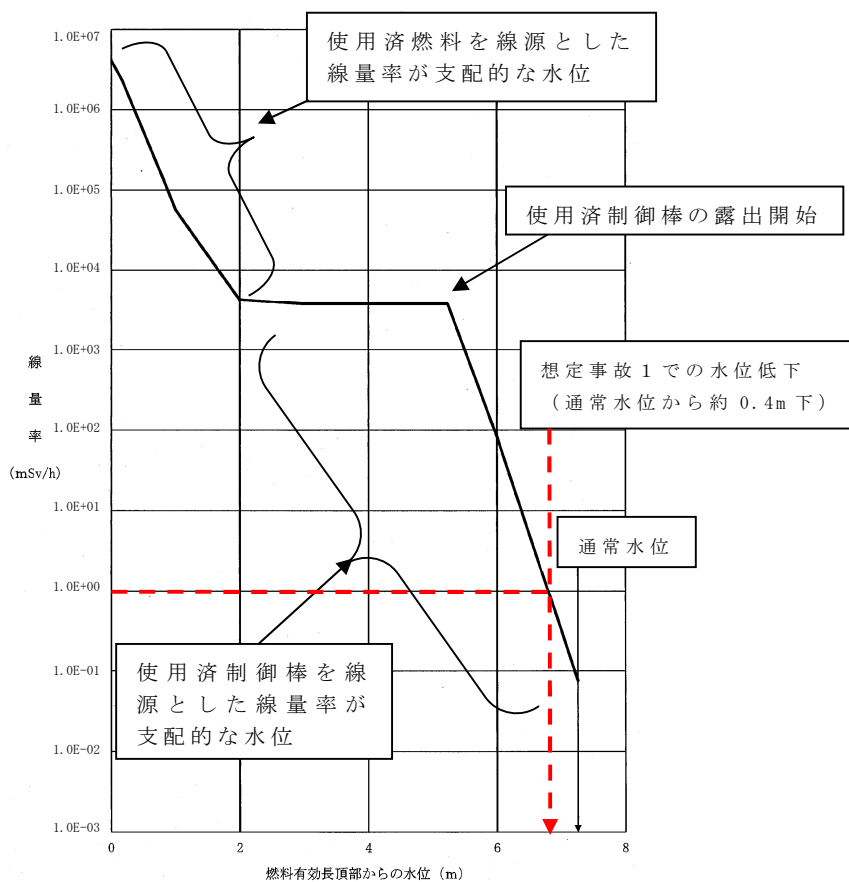
想定事故 1					経過時間 (時間)											備考	
					1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員				操作の内容	▼事象発生 ▼プラント状況判断 ▼約 5.1 時間 使用済燃料プール 水温 100℃到達 ▼8 時間 代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プール注水開始											
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮													
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐													
	通報連絡者 運転員 (中央監視)	災害対策要員 運転員 (現場)	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡 重大事故等対応要員 (現場)													
状況判断	1人 A	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>●外部電源喪失の確認</li> <li>●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認</li> <li>●使用済燃料プール冷却機能喪失の確認 (燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系)</li> <li>●使用済燃料プール注水機能喪失の確認 (残留熱除去系及び補給水系)</li> </ul>	10分	適宜実施											
使用済燃料プール冷却機能及び注水機能の復旧操作	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>●使用済燃料プール冷却機能の復旧操作 (残留熱除去系)</li> <li>●使用済燃料プール注水機能の復旧操作 (残留熱除去系及び補給水系)</li> </ul>													解析上考慮しない 対応可能な要員により対応する
常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作	【1人】 A	-	-	●常設代替高圧電源装置2台起動及び緊急用母線受電操作	4分												
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) の系統構成、注水操作													解析上考慮しない
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>●可搬型代替注水大型ポンプを用いた使用済燃料プールへの注水準備 (建屋内ホース敷設, 可搬型スプレイノズル設置, ホース接続)</li> <li>●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を用いた注水準備 (可搬型代替注水大型ポンプ移動, ホース敷設 (代替淡水貯槽から可搬型代替注水大型ポンプ, 可搬型代替注水大型ポンプから建屋内ホース), ホース接続)</li> <li>●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を用いた使用済燃料プールへの注水操作</li> </ul>													解析上考慮しない
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水準備	-	-	8人 a~h	●可搬型代替注水大型ポンプ準備, 代替淡水貯槽からのホース敷設等		145分											
	【1人】 A	-	-	●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系の系統構成 (電動弁の開操作)							3分						
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水開始	-	-	【2人】 a, b	●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水, 水位維持													起動後適宜状態監視
タンクローリによる燃料補給操作	-	-	2人 (招集)	<ul style="list-style-type: none"> <li>●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給操作</li> <li>●可搬型代替注水大型ポンプへの給油操作</li> </ul>		110分											タンクローリの残量に応じて適宜軽油貯蔵タンクから補給
必要員数 合計	1人 A	0人	8人 a~h 及び招集2人													適宜実施	

第 4.1-3 図 想定事故 1 の作業と所要時間





第 4.1-4 図 使用済燃料プール水位の変化



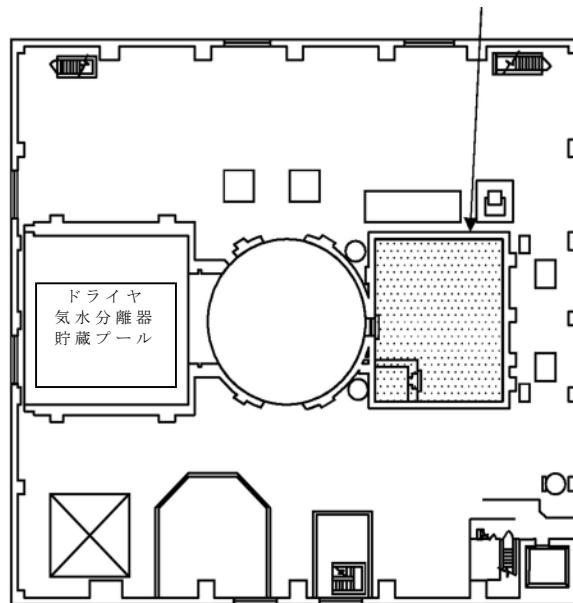
第 4.1-5 図 線量評価点における線量率と水位の関係

## 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について

## 1. 使用済燃料プールの概要

使用済燃料プール周辺の概要図を第1図に示す。

施設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ェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プールとつながっているが、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、原子炉ウェル、ドライヤ気水分離器貯蔵プール及びキャスクピットの保有水量は考慮しない。



第1図 使用済燃料プール周辺の概要図

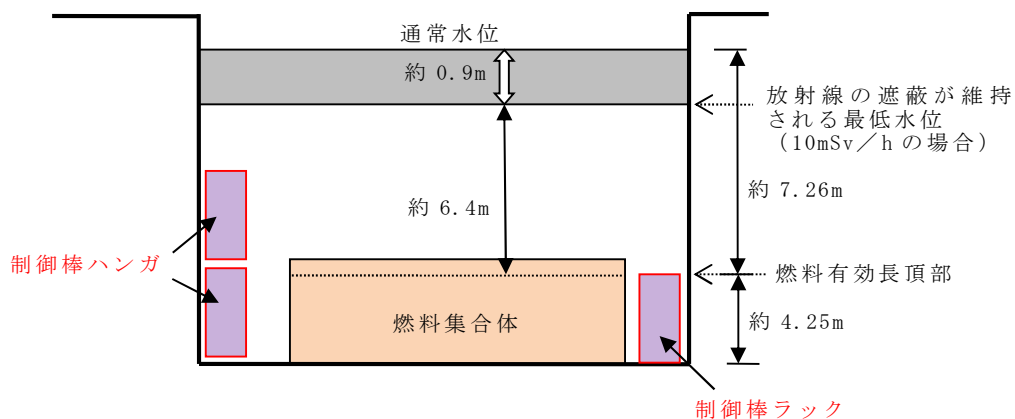
## 2. 放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について

第2図に放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位について示す。

放射線の遮蔽の維持に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位は、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、例えば原子炉建屋最上階において10mSv/hの場合

合は、通常水位から約 0.9m\*下の位置より高い遮蔽水位が必要となる。

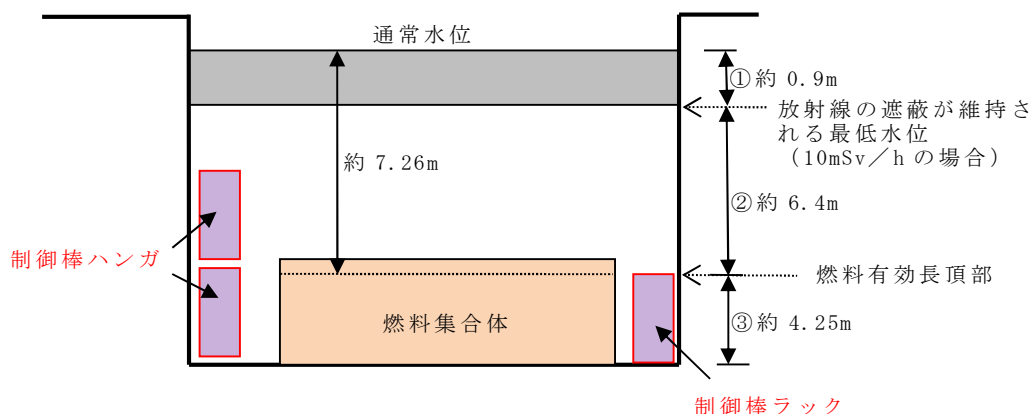
※：放射線の遮蔽の維持のために必要な水位の算出方法については添付資料 4.1.2 に示す。



第 2 図 放射線の遮蔽に必要な使用済燃料プールの遮蔽水位

### 3. 使用済燃料プールの高さと断面積について

使用済燃料プールの高さを第 3 図に、使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積を第 1 表に示す。



第 3 図 東海第二発電所 使用済燃料プールの構造高さ

第 1 表 使用済燃料プールの断面積及び保有水の容積

項目	断面積[m <sup>2</sup> ]	保有水の容積[m <sup>3</sup> ]
①	約 116	約 100
②	約 116	約 737
③	約 83	約 352
合計		約 1,189

第 3 図に示す各領域①～③の保有水の容積は、使用済燃料プール容積から機器の容積を除くことで算出し、各領域の断面積については、①の領域では使用済燃料プールの寸法より求めた断面積を使用し、②、③の領域で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多くは②、③の底部又は壁面にあるため、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。

#### 4. 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及び注水機能の喪失時における、崩壊熱による使用済燃料プール水の沸騰までの時間、沸騰開始後の水位低下時間及び沸騰による水位低下平均速度について、以下の式を用いて算定した。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等からの放熱を考慮しない。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。

(1) 算定方法，算定条件

a. 冷却機能停止から沸騰までの時間

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

b. 沸騰開始からの水位低下時間

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

$$\text{水位低下時間 [h]} = \frac{\text{通常水位から燃料有効 長頂部までの水量 [m}^3] \times \text{水の密度 [kg/m}^3]^{*2} \times \text{蒸発潜熱 [kJ/kg]}^{*3}}{\text{燃料の崩壊熱 [MW]} \times 10^3 \times 3600}$$

c. 沸騰による水位低下平均速度

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

使用済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，使用済燃料プールの下部では水位低下速度は早く，使用済燃料プール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。

上記計算式を用いて，以下の条件にて算定した。

水の比熱 <sup>*1</sup> [kJ/kg/°C]	使用済燃料プールの水 量[m <sup>3</sup> ]	水の密度 <sup>*2</sup> [kg/m <sup>3</sup> ]	燃料の崩壊熱 [MW]
4.185	1,189.9	958	9.058

蒸発潜熱 <sup>*3</sup> [kJ/kg]	通常水位から燃料有効長 頂部までの水量[m <sup>3</sup> ]	通常水位から燃料有効長 頂部までの高低差[m]	通常水位から約0.9m までの水量[m <sup>3</sup> ]
2256.47	837.6	7.26	100

※1：65℃から100℃までの飽和水の比熱のうち，最小となる65℃の値を使用  
(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℃の値を使用  
(1999年蒸気表より)

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

なお，a. ～ c. の算出においては以下の保守的な仮定と非保守的

な仮定があるが、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いと考えられ、総合的に保守的な評価になっていると考えられる。

【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最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、プール水は全て均一の温度と仮定し、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。

(2) 算定結果

項目	算定結果
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間[h]	約 5.1
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸散量[m <sup>3</sup> /h]	約 15.1
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.9m 低下するまでの時間[h]	約 11.7
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間[h]	約 60.6
使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.13

使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、約 5.1 時間後に沸騰開始となり、蒸発により水位低下が始まる。この時の蒸発量は約 15.1m<sup>3</sup>/h である。

よって、使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.9m 下）まで低下するのは約 11.7 時間後であり、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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とおりとなる。

使用済燃料プール冷却機能が喪失した場合、燃料の崩壊熱により使用済燃料プール温度が上昇し、約 37.8 時間後に沸騰開始となり、その後使用済燃料プールの水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位（通常水位より約 0.9m 下）まで低下するのは約 66.4 時間後となる。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	算定結果
燃料の崩壊熱[MW]	約 2.095
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間[h]	約 37.8
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸散量[m <sup>3</sup> /h]	約 3.5
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.9m 低下するまでの時間[h]	約 66.4
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間[h]	約 277.8
使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.03

## 5. 燃料取出スキーム

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	取出平均燃焼度 [Gwd/t]	崩壊熱 [MW]
9 サイクル冷却燃料	9 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	142 体	45	0.045
8 サイクル冷却燃料	8 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.056
7 サイクル冷却燃料	7 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却燃料	6 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.065
5 サイクル冷却燃料	5 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.073
4 サイクル冷却燃料	4 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.086
3 サイクル冷却燃料	3 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.112
2 サイクル冷却燃料	2 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.165
1 サイクル冷却燃料	1 × (13 か月 + 30 日) + 9 日	168 体	45	0.293
定検時取出燃料	9 日	764 体	33	8.104
合計	—	2,250 体	—	9.058

注 1：使用済燃料プールの燃料保管容量 2,250 体の燃料が貯蔵されているものとする。  
 注 2：炉心燃料の取出しにかかる期間（冷却期間）は過去の実績より最も短い原子炉停止後 9 日を採用する。原子炉停止後 9 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

## 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について

## 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全てに使用済燃料が貯蔵された状態を仮定し、その時の使用済燃料を線源とする。

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使用済燃料が満たされた状態

○線量材質：使用済燃料及び水を考慮（密度  /  $\text{cm}^3$ ）

○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 4 群とする。

○線源強度は、文献値<sup>\*1</sup>をベースにガンマ線エネルギー 4 群の線源強度を使用する。このときの線源条件は以下となる。

- ・燃料照射期間： $10^6$  時間
- ・原子炉停止後の期間<sup>\*2</sup>：停止後 9 日（実績を考慮した値を設定）
- ・燃料集合体当たりの熱出力：4.31MW/体（STEP III 9×9A型）
- ・燃料集合体体積：7.179E+04 $\text{cm}^3$ （STEP III 9×9A型）

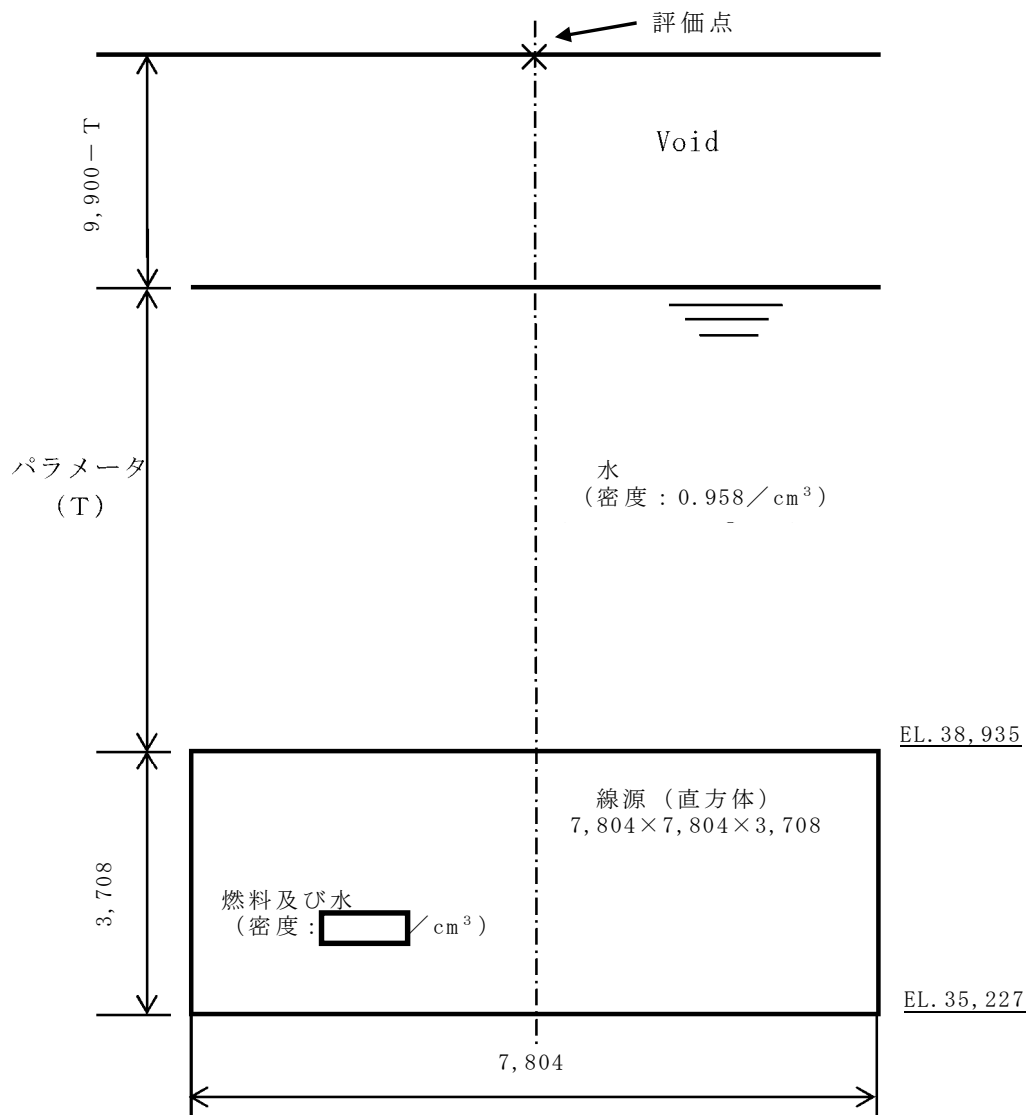
※1：Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962”

※2：原子炉停止後 9 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な条件となっている。

○計算モデル：直方体線源



線量率計算はQAD-CGGP2Rコード(ver1.04)を用いており、その評価モデルを第1図に示す。また、使用した線源強度を第1表に示す。



※ T : 遮蔽水位の高さを示す  
(単位 : mm)

第 1 図 使用済燃料の線量率計算モデル

第 1 表 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	1.0	4.4E+11
2	2.0	7.5E+10
3	3.0	1.3E+09
4	4.0	2.7E+07
合計		5.2E+11

## 2. 使用済制御棒（制御棒・破損燃料貯蔵ラック）の計算条件

使用済燃料プール内の制御棒・破損燃料貯蔵ラック（以下「制御棒貯蔵ラック」という。）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：制御棒貯蔵ラックの制御棒用スペースが全て満たされた状態

○線源材料：水（密度  $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※）

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

○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（O R I G E N 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ピンローラを、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落下速度リミッタを代表としてモデル化している。制御棒へ照射される中性子フラックスは、制御棒が全挿入された状態での照射を想定した値とした。照射期間については、制御棒照射量制限値（B<sub>4</sub>C型：1.5snvt）を炉心中央の平均熱中性子フラックスで除した値とした（435日）。

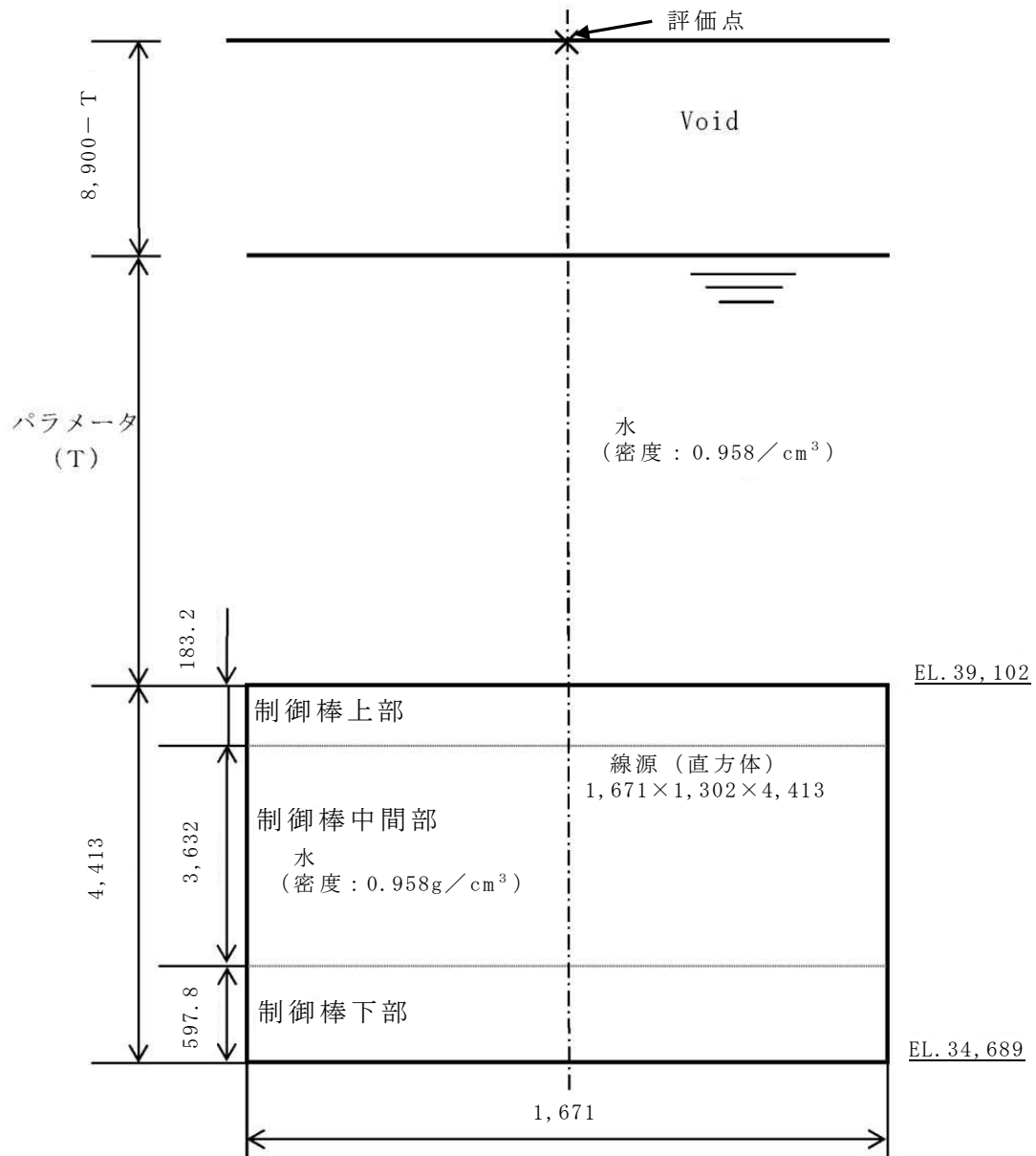
○制御棒貯蔵ラックには冷却期間が異なる使用済制御棒が貯蔵されていることを想定し、制御棒貯蔵ラックに保管されている使用済制御棒の平均線源強度を式①により算出した。

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

制御棒のタイプはB<sub>4</sub>C型の 1 タイプ、冷却期間は 0～1 サイクルの 2 種類、全貯蔵本数は 24 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，その評価モデルを第2図に示す。また，計算により求めた線源強度を第2表に示す。



※ T : 遮蔽水位の高さを示す  
(単位 : mm)

第2図 制御棒貯蔵ラックの線量率計算モデル

第 2 表 制御棒貯蔵ラック内の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	$1.00 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^7$	$4.9 \times 10^8$	$1.3 \times 10^9$
2	$2.50 \times 10^{-2}$	$1.8 \times 10^5$	$1.1 \times 10^6$	$5.1 \times 10^6$
3	$3.75 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^5$	$8.8 \times 10^5$	$1.1 \times 10^7$
4	$5.75 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^5$	$9.0 \times 10^5$	$8.9 \times 10^8$
5	$8.50 \times 10^{-2}$	$9.1 \times 10^4$	$5.1 \times 10^5$	$8.3 \times 10^7$
6	$1.25 \times 10^{-1}$	$1.7 \times 10^5$	$1.3 \times 10^6$	$1.8 \times 10^8$
7	$2.25 \times 10^{-1}$	$1.8 \times 10^5$	$1.3 \times 10^6$	$2.6 \times 10^8$
8	$3.75 \times 10^{-1}$	$9.7 \times 10^6$	$2.6 \times 10^8$	$5.9 \times 10^8$
9	$5.75 \times 10^{-1}$	$3.4 \times 10^7$	$1.6 \times 10^8$	$2.7 \times 10^8$
10	$8.50 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^8$	$8.4 \times 10^8$	$1.6 \times 10^9$
11	$1.25 \times 10^0$	$7.9 \times 10^7$	$6.9 \times 10^8$	$5.5 \times 10^9$
12	$1.75 \times 10^0$	$6.3 \times 10^5$	$2.9 \times 10^6$	$5.0 \times 10^6$
13	$2.25 \times 10^0$	$4.2 \times 10^4$	$3.7 \times 10^3$	$2.4 \times 10^4$
14	$2.75 \times 10^0$	$9.9 \times 10^0$	$1.1 \times 10^1$	$7.5 \times 10^1$
15	$3.50 \times 10^0$	$5.9 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-10}$	$1.0 \times 10^{-9}$
16	$5.00 \times 10^0$	$6.1 \times 10^{-5}$	$2.2 \times 10^{-12}$	$1.1 \times 10^{-11}$
17	$7.00 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$
18	$9.50 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$
合計		$2.8 \times 10^8$	$2.4 \times 10^9$	$1.1 \times 10^{10}$

### 3. 使用済制御棒（制御棒貯蔵ハンガ）の計算条件

使用済燃料プール内の制御棒貯蔵ハンガ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：制御棒貯蔵ハンガの全てに制御棒が吊るされた状態

○線源材料：水（密度  $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※）

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

○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（O R  
I G E N 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ピンローラを、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落下速度リミッタを代表としてモデル化している。制御棒へ照射される中性子フラックスは、制御棒が全挿入された状態での照射を想定した値とした。照射期間については、制御棒照射量制限値（H f 型：4snvt，B<sub>4</sub>C 型：1.5snvt）を炉心中央の平均熱中性子フラックスで除した値とした（H f 型：1,160 日，B<sub>4</sub>C 型：435 日）。

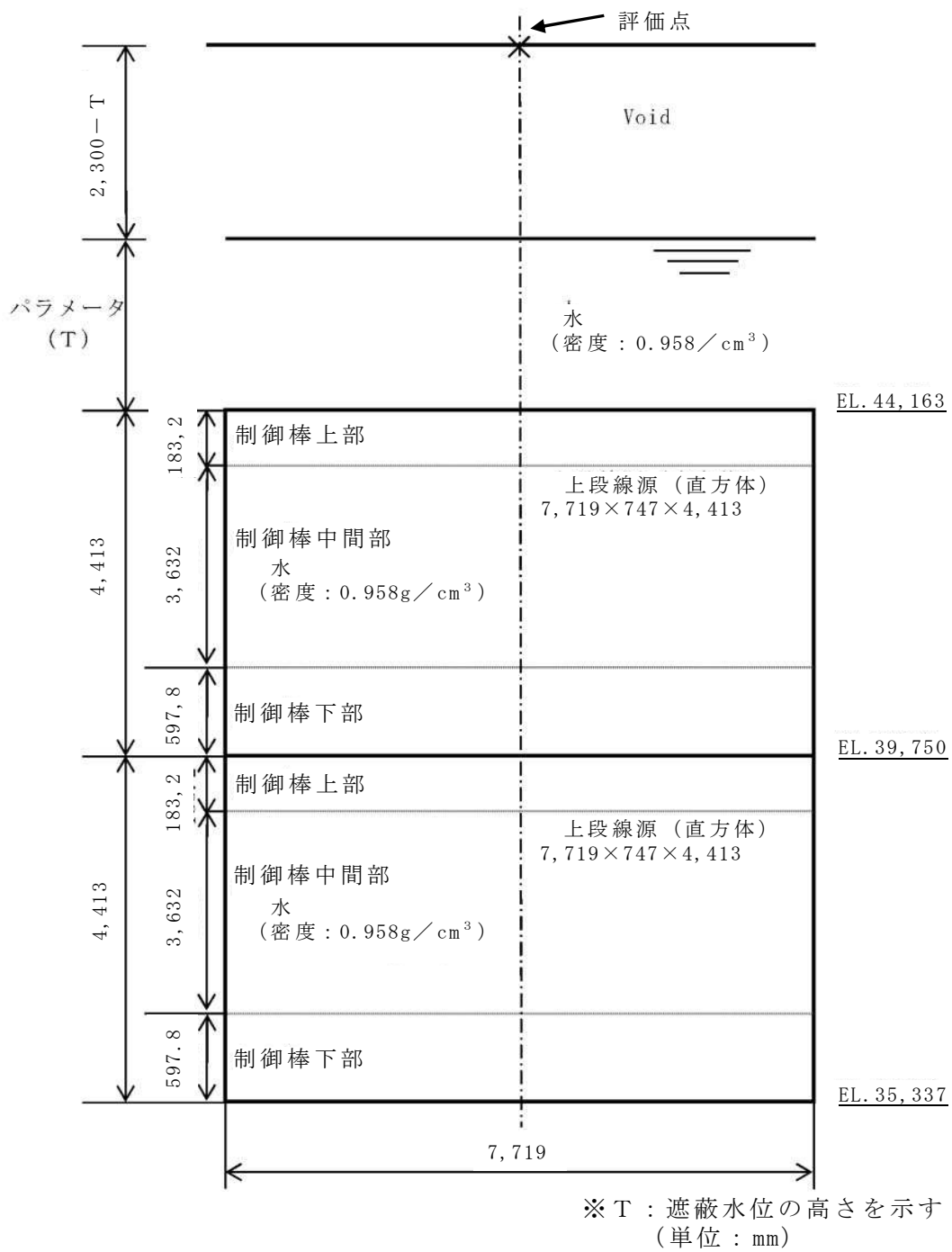
○制御棒貯蔵ハンガには、タイプ別でかつ冷却期間の異なる使用済制御棒が混在して貯蔵されていることを想定し、貯蔵使用済制御棒全体の放射能を保存して平均した線源強度を式②により算出した。

$$\bullet \text{ 平均線量強度} = \frac{\sum \{ (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の線源強度}) \times (\text{制御棒タイプ} \cdot \text{冷却期間別の保管本数}) \}}{\text{全貯蔵本数}} \dots \text{②}$$

制御棒のタイプは H f，B<sub>4</sub>C 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 156 本とした。

○計算モデル：直方体線源

線量率計算は Q A D - C G G P 2 R コード (ver1.04) を用いており、その評価モデルを第 3 図に示す。また、計算により求めた線源強度を第 3 表に示す。



第 3 図 使用済制御棒ハンガの線量率計算モデル



第3表 制御棒貯蔵ハンガの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	$1.00 \times 10^{-2}$	$8.0 \times 10^4$	$1.5 \times 10^6$	$5.5 \times 10^6$
2	$2.50 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^4$	$8.7 \times 10^4$	$5.3 \times 10^5$
3	$3.75 \times 10^{-2}$	$7.1 \times 10^3$	$5.0 \times 10^4$	$3.1 \times 10^5$
4	$5.75 \times 10^{-2}$	$8.0 \times 10^3$	$5.6 \times 10^4$	$1.7 \times 10^6$
5	$8.50 \times 10^{-2}$	$3.2 \times 10^3$	$2.2 \times 10^4$	$2.6 \times 10^5$
6	$1.25 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^3$	$8.6 \times 10^3$	$3.3 \times 10^5$
7	$2.25 \times 10^{-1}$	$4.5 \times 10^2$	$3.1 \times 10^3$	$4.1 \times 10^5$
8	$3.75 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^3$	$8.6 \times 10^3$	$5.3 \times 10^4$
9	$5.75 \times 10^{-1}$	$6.5 \times 10^3$	$3.0 \times 10^4$	$5.3 \times 10^4$
10	$8.50 \times 10^{-1}$	$2.5 \times 10^4$	$7.3 \times 10^6$	$1.5 \times 10^7$
11	$1.25 \times 10^0$	$3.5 \times 10^7$	$2.4 \times 10^8$	$1.5 \times 10^9$
12	$1.75 \times 10^0$	$1.2 \times 10^2$	$5.5 \times 10^2$	$9.7 \times 10^2$
13	$2.25 \times 10^0$	$1.8 \times 10^2$	$1.3 \times 10^3$	$7.8 \times 10^3$
14	$2.75 \times 10^0$	$5.7 \times 10^{-1}$	$3.9 \times 10^0$	$2.4 \times 10^1$
15	$3.50 \times 10^0$	$4.1 \times 10^{-16}$	$1.9 \times 10^{-15}$	$2.7 \times 10^{-15}$
16	$5.00 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$
17	$7.00 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$
18	$9.50 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$
合計		$3.5 \times 10^7$	$2.5 \times 10^8$	$1.5 \times 10^9$

## ○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

使用済制御棒は制御棒貯蔵ハンガにハンドル部を通して格納又は制御棒貯蔵ラック内へ格納されている。評価では、これらの制御棒貯蔵ハンガ及び制御棒貯蔵ラックの構造材を含めた使用済制御棒設置個所を直方体の線源としてモデル化している（第4図）。

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蔽等の計算を行う。本評価では制御棒が①冠水時、②一部露出時、③露出時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。

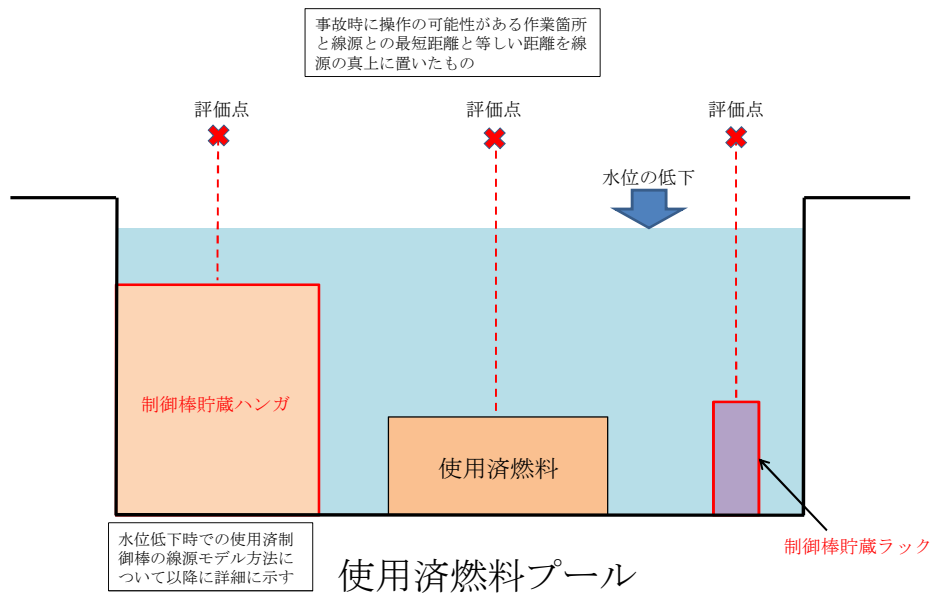
こちらは③露出時において、制御棒間等は気中であるが、制御棒は水より密度の大きいステンレスや $B_4C$ （又はHf）等で構成されていること、線源以外にも使用済制御棒ハンガ、制御棒貯蔵ラックのような構造材があることから十分保守的なモデルとなっている。

①冠水時、②一部露出時の状態においては使用済制御棒等の遮蔽効果に加えて、制御棒間の隙間等、気中であった箇所に水が入るため、遮蔽効果はさらに高まるが、評価においては③露出時と同様、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、評価で上記に示すとおり①冠水時と③露出時を等しく、線源が水として計算しているためである（第5図）。

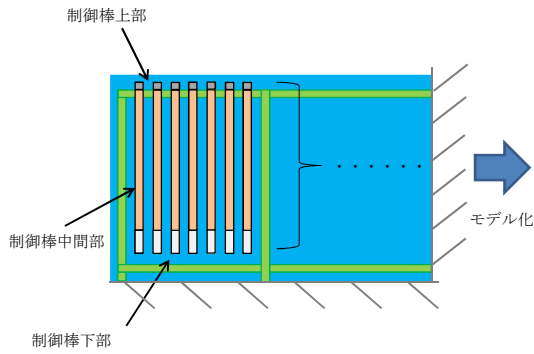
### <参考>

一例として $^{60}Co$ を線源としたときの1/10価層は水であると約70cmであるのに対して、鉄（密度： $7.87\text{kg}/\text{cm}^3$ ）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。

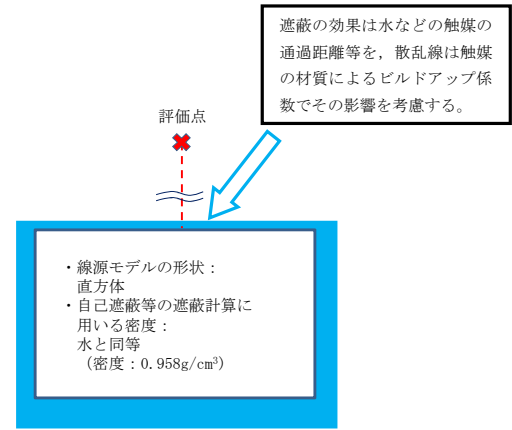


第 4 図 使用済燃料プール概要図

① 冠水時

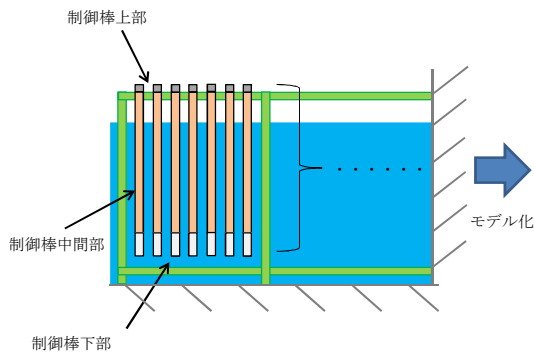


使用済制御棒の側面図

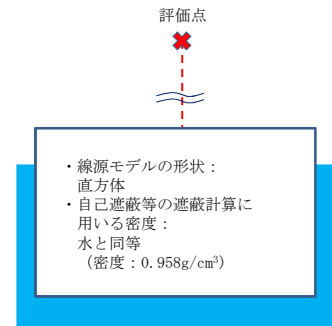


制御棒の線源モデル (冠水時)

② 一部露出時

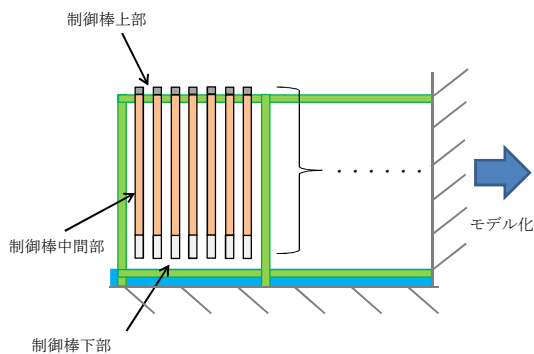


使用済制御棒の側面図

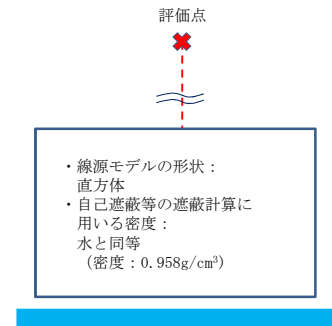


制御棒の線源モデル (一部露出時)

③ 露出時



使用済制御棒の側面図



制御棒の線源モデル (露出時)

第 5 図 冠水時及び露出時の線量率計算モデル

#### 4. 線量率の評価

線量率は、QAD-CGGP2Rコード(ver1.04)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、線量率換算係数をか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③を用い、線量率を計算している。第4図にQAD-CGGP2Rコードの計算体系を示す。

$$D_j = \sum_i F_j \cdot \frac{S_{ij}}{4 \cdot \pi \cdot R_i^2} \cdot e^{\left(-\sum_k \mu_{jk} \cdot t_k\right)} \cdot B_{ij} \cdots \textcircled{3}$$

j : エネルギー群番号

i : 線源点番号

k : 領域番号 (遮蔽領域)

F<sub>j</sub> : 線量率換算係数

S<sub>ij</sub> : 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

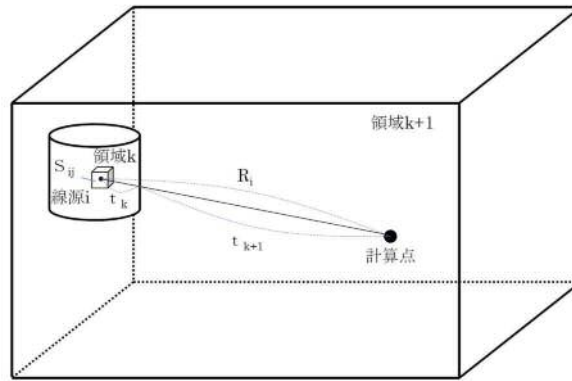
R<sub>i</sub> : i 番目の線源点と計算点の距離

B<sub>ij</sub> : ビルドアップ係数

μ<sub>jk</sub> : 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<sub>k</sub> : 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<sub>j</sub> 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。



第 6 図 QAD-CGGP2R コードの計算体

5. 線量率を求める際の評価点と放射線遮蔽が維持される水位について

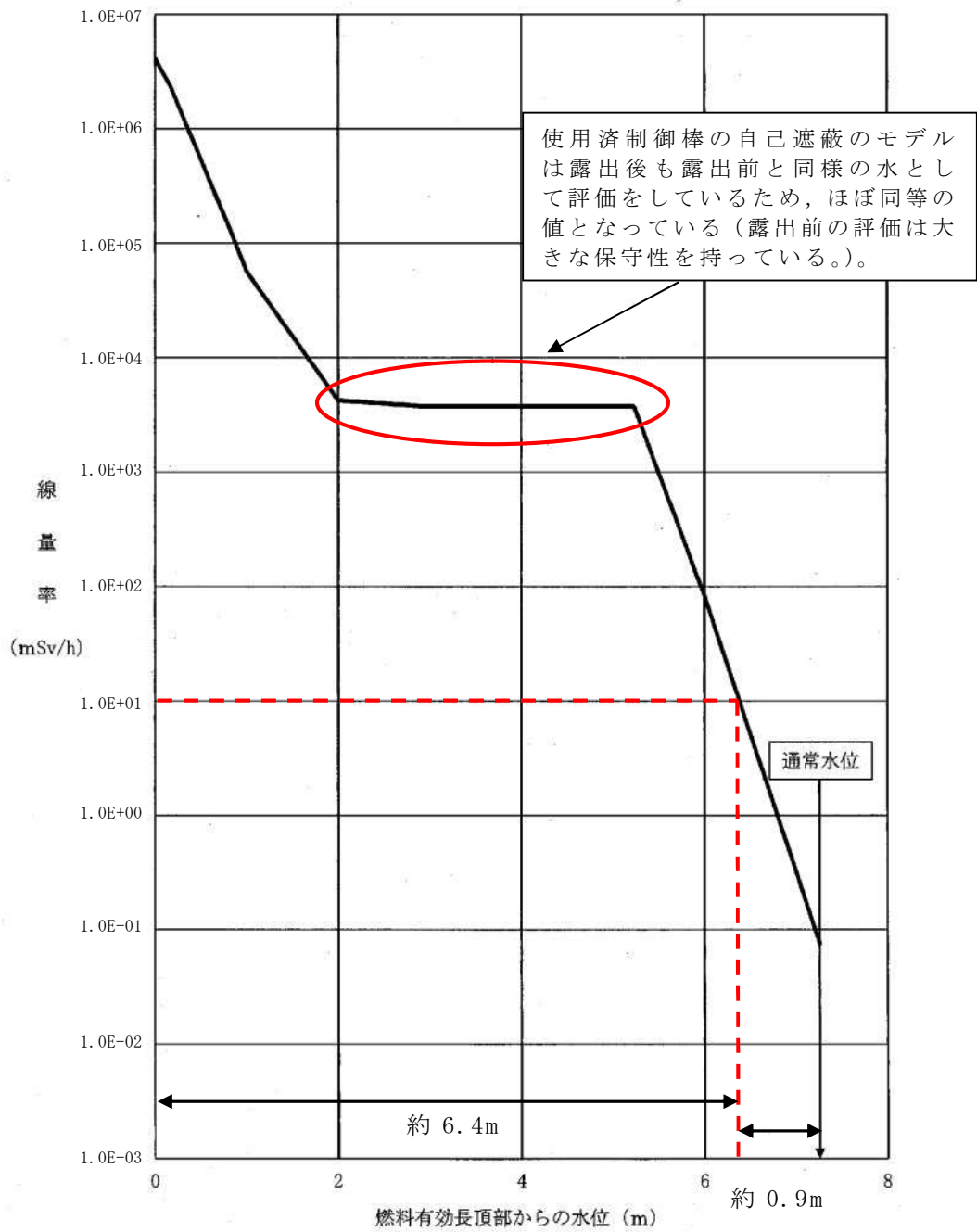
(1) 線量率を求める際の評価点

線源からの線量率を求める際に設定する評価点は、制御棒ハンガ真上のオペフロ床面高さとした。なお、評価では第 1 図及び第 2 図の線量率計算モデルに示すようにプール筐体による遮蔽は考慮せず、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) 放射線の遮蔽が維持される水位

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傍にある補給水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値であり、かつ定期検査作業での原子炉建屋最上階における現場作業の実績値 (3.5mSv/h (東海第二発電所 平成 28 年 8 月 蒸気乾燥器及び気水分離器取り外し作業の例)) を考慮して 10mSv/h とした。

必要な遮蔽水位は第 7 図より東海第二発電所において約 6.4m となり、開始水位から約 0.9m 低下した水位である。



第 7 図 放射線の遮蔽が維持される水位

## 安定状態について

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

使用済燃料プール安定状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた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回復・維持することで，燃料の冠水，放射線遮蔽及び未臨界が維持され，使用済燃料プールの保有水の温度が安定し，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

**【安定状態の確立について】**

使用済燃料プールの安定状態の確立について

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用した使用済燃料プールへの注水を実施することで，使用済燃料プール水位は回復，維持され，使用済燃料プールの安定状態が確立される。

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

**【安定状態の維持について】**

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用した使用済燃料プールへの注水を継続し，残留熱除去系等を復旧し，復旧後は補給水系統等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。使用済燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することによって，安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）



## 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料を貯蔵する。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となる燃料を用いて評価している。また、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を第1表に、計算体系を第1図に示す。

仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となり、使用済燃料プールのスプレイ設備が作動する状態となった場合には、使用済燃料プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$ と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子流れ込みが抑制されることから、

第 2 図に示すとおり，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

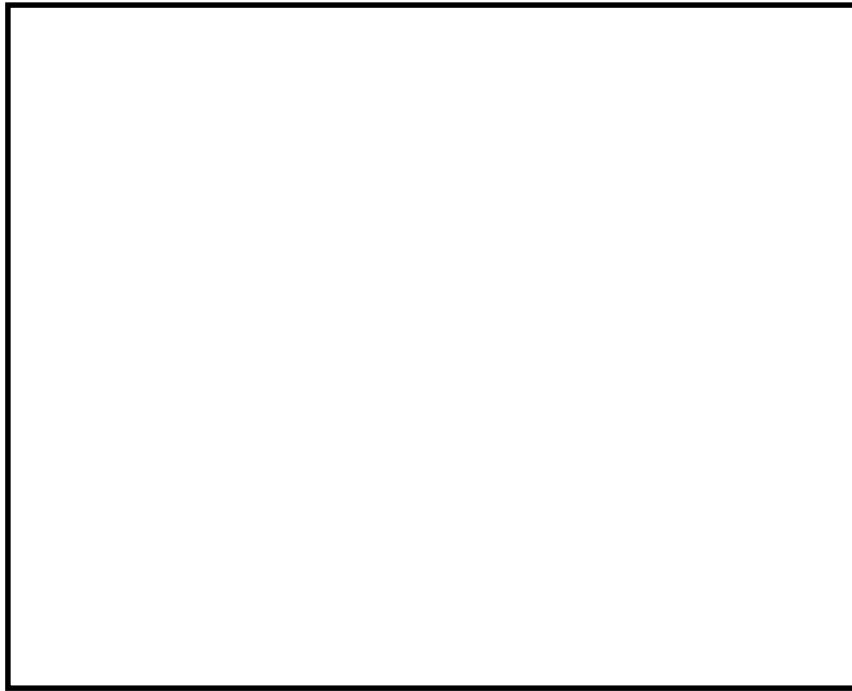
なお，解析には，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）が米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく 3 次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

第 1 表 未臨界性評価の基本計算条件

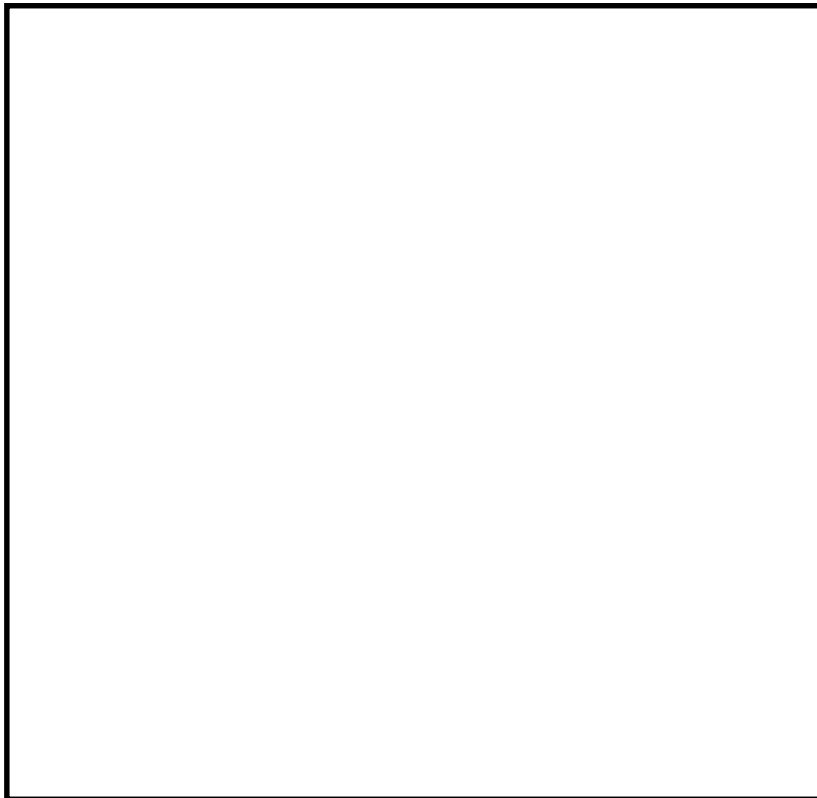
	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A 型)
	U <sup>235</sup> 濃縮度	<input type="text"/> wt % ※ 1
	ペレット密度	理論密度の 97 %
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt % ※ 2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input type="text"/> mm

※ 1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty} = 1.3$  未燃焼組成, Gd なし)

※ 2 : ボロン濃度の解析使用値は, 製造公差下限値とする。



第 1 図 角管型ラックの計算体系



第 2 図 実効増倍率の水密度依存性

評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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	燃料の崩壊熱	約 9.1MW (原子炉停止後 9日)	9.1MW 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9日を想定 崩壊熱は、ORIGEN2を用いて評価	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになり、余裕時間が長くなることが考えられるが、注水操作は燃料の崩壊熱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。	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より低くなるため、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	使用済燃料プールの初期水温	65℃	約 12℃～ 40℃ (実績値)	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初期水温より低くなることを考えられ、余裕時間が長くなることが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、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。	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ため、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 なお、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べてわずかであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。また、使用済燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。 仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合は、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 6.6 時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の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		評価条件設定の考え方	運転員等の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	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	<p>評価条件では通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、それにより余裕時間及び水位低下による異常の認知の時間が短くなることが考えられるが、本事象における注水操作は、燃料プール水の初期水位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して操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で約0.55m程度の水位の低下が発生し、この場合、事象発生から約7.1時間以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。</p>
	プールゲートの状態	プールゲート閉鎖(原子炉ウエル及びドライヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮しない)	プールゲート開放(原子炉ウエル及びドライヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出直後であるため、プールゲートは開放されていることが想定されるが、保守的に原子炉ウエル及びドライヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮しない状態を想定	<p>最確条件では保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約1.6倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになり、余裕時間が長くなることが考えられるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであるため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>最確条件では保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約1.6倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の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		評価条件設定の考え方	運転員等の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			
外部水源の容量	約 9,300m <sup>3</sup>	9,300m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池+代替淡水貯槽)	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており, 水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	-
		1,010kL以上 (軽油貯蔵タンク+可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており, 燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	-
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注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。
	外部電源	外部電源なし	事故ごとに変化	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は同様であるが, 資源の評価の観点で厳しくなる外部電源が無い場合を想定する。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は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。
機器条件	代替燃料プール注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水流量	50m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h以上	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設定	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)で使用した注水操作は, 注水流量を起点に開始する操作ではないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。
					評価条件で設定している可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)で使用した注水流量は崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度(約15m <sup>3</sup> /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。

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

項目	評価条件(操作条件)		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作余裕時間	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	評価条件設定の考え方					
操作条件 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用した使用済燃料プールへの注水操作	事象発生から8時間後	可搬型設備に関して、事象発生から8時間までは、その機能に期待しないと仮定	<p>【認知】 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用した使用済燃料プールへの注水操作の開始は事象発生から8時間後としているが、それまでに冷却機能の喪失による異常を認知できる時間は十分にあり、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 当該操作を行う重大事故等対応要員は、準備操作の実施期間中に他の操作を担っていないことから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用する可搬型代替注水大型ポンプ等は車両であり、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、アクセスルートに被害があっても、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを復旧できる体制としている。</p> <p>【操作所要時間】 可搬型代替注水大型ポンプ準備、代替淡水貯槽からのホース敷設等の準備操作は、移動時間を含めて、145分を想定している。評価上の操作開始時間を8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喪失を認知した時点での準備が可能である。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>【他の並列操作の有無】 当該操作に対応する重大事故等対応要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 重大事故等対応要員の現場操作は、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、誤操作等が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に低い。</p>	評価上の操作開始時間を事象発生8時間後として設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの冷却機能喪失による異常を認知した時点で注水準備に着手可能である。よって、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、使用済燃料プール水位の回復を早める。	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、使用済燃料プール水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	当該操作に対する余裕時間は放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から9.8時間以上、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間が事象発生から2日以上あり、これに対して事故を認知して注水を開始するまでの時間は8時間であるため、余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ準備、代替淡水貯槽からのホース敷設等は、移動も含め所要時間を145分想定しているところ、訓練実績等では約130分であった。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。



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

項目	評価条件(操作条件)		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作余裕時間	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	評価条件設定の考え方					
操作条件 可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給	事象発生から8時間後	可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業であり、燃料が枯渇しないように設定	可搬型代替注水大型ポンプへの補給開始時間は、事象発生から8時間程度あり、十分な余裕時間がある。	—	—	—	可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給は、各機器の燃料が枯渇しない時間間隔（許容時間）以内で実施することとしている。可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給は、許容時間140分のところ、訓練実績等により約25分であり、許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

7 日間における水源の対応について  
(想定事故 1)

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

- ・ 代替淡水貯槽 : 約 4,300m<sup>3</sup>
- ・ 淡水貯水池 : 約 5,000m<sup>3</sup> (約 2,500m<sup>3</sup> × 2 基)

2. 水使用パターン

① 代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水

事象発生 8 時間以降から、50m<sup>3</sup>/h で代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を実施する。

水位回復後は、蒸発量に応じた水量 (最大約 16m<sup>3</sup>/h) で使用済燃料プールへの注水を実施する。

3. 時間評価

使用済燃料プールへの注水によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 2,460m<sup>3</sup> である。

4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7 日間の対応において合計約 2,460m<sup>3</sup> 必要となるが、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 5,000m<sup>3</sup> の水

を保有することから必要水量を確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。

7 日間における燃料の対応について  
(想定事故 1)

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

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2 台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に定格出力運転時を想定) 0.277kL/MWh×5,200kW×168h×2 台=約 484.0kL	7 日間の軽油消費量 約 756kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 <sup>※2</sup> (燃費は保守的に定格出力運転時を想定) 0.277kL/MWh×2,800kW×168h×1 台=約 130.3kL		
常設代替高圧電源装置 2 台起動 <sup>※3</sup> (燃費は保守的に定格出力運転時を想定) 420.0L/h×168h×2 台=約 141.2kL		
可搬型代替注水大型ポンプ 1 台起動 (代替燃料プール冷却系 (可搬型)) 207L/h×168h×1 台=約 34.8kL	7 日間の軽油消費量 約 35kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり、7 日間対応可能

- ※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機 1 台であるが、保守的にディーゼル発電機 2 台の起動を仮定した。
- ※2 事故収束には必要ではないが、保守的に起動を仮定した。
- ※3 緊急用 P/C の電源を、常設代替高圧電源装置 2 台で確保することを仮定した。

## 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

想定事故 2 では、使用済燃料プールの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が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料は露出し、燃料損傷に至る。

本想定事故は、使用済燃料プール水の漏えいによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料プール水の漏えいの停止手段及び使用済燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって、想定事故 2 では、静的サイフォンブレーカによる使用済燃料プール水の漏えいの停止や、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水によって、燃料損傷の防止を図る。また、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用して使用済燃料

プール水位を維持する。

### (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するため、静的サイフォンブレーカによる使用済燃料プール保有水のサイフォン現象による漏えいの防止手段及び以下の注水手段を整備する。

- ① 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ② 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ③ 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ④ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段
- ⑤ 常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段

なお、②可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段、③可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへの注水手段、④常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水手段及び⑤常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段については評価上考慮しないものとする。これらの対策の概略系統図を第4.2-1図に、

対応手順の概要を第 4.2-2 図に示すとともに、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手順と設備の関係を第 4.2-1 表に示す。

想定事故 2 において、事象発生 2 時間まで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災害対策要員で構成され、合計 13 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電長 1 名、副発電長 1 名、運転操作対応を行う運転員 1 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う災害対策要員は 2 名、重大事故等対応要員（現場）は 8 名である。また、事象発生後 2 時間以降に追加に必要な要員は、燃料補給作業を行うための招集要員 2 名である。これらの要員と作業項目について第 4.2-3 図に示す。

a. 使用済燃料プール水位低下の確認

外部電源喪失により使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、燃料プール冷却浄化系配管の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し、使用済燃料プール水位が低下する。使用済燃料プールの水位が低下したことを使用済燃料プール水位低警報の発信等により確認する。

使用済燃料プール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・温度（S A 広域）等である。

b. 使用済燃料プール注水機能喪失の確認

使用済燃料プールの喪失した保有水を補給するため、残留熱除去系及び補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水準備が困難な場合、使用済燃料プール注水機能喪失であることを確認する。

使用済燃料プール注水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・温度（S A広域）、残留熱除去系系統流量等である。

c. 使用済燃料プール水位，温度監視

使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後，使用済燃料プールの水位，温度を監視する。

使用済燃料プール水位，温度を監視するために必要な計装設備は，使用済燃料プール水位・温度（S A広域）等である。

d. 使用済燃料プール注水機能の復旧操作

使用済燃料プール注水機能(残留熱除去系及び補給水系)の復旧操作は対応可能な要員にて実施する。

e. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備は注水機能喪失による異常の認知を起点として開始する。

外部電源が喪失している場合，中央制御室からの遠隔操作により常設代替高圧電源装置から緊急用母線を受電し，必要な計装設備及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)に給電する。

f. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備完了後，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水を開始することにより，使用済燃料プール水位を回復する。その後，



可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）により蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を、必要な遮蔽を確保できる水位（線量率が10mSv/hとなる通常水位から約0.9m下の水位）※1より高く維持する。

※1：必要な遮蔽の目安は緊急作業時の被ばく限度（100mSv）と比べ、十分余裕のある値であり、かつ施設定期検査業務で原子炉建屋最上階における現場作業実績値（約3.5mSv/h）を考慮した値（10mSv/h）とする。この線量率となる使用済燃料プール水位は通常水位から約0.9m下の位置である。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水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・温度（S A広域）等である。

#### g. タンクローリによる燃料補給操作

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

### 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

想定事故2の評価においては、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「サイフォン現象等により使用済燃料プール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」を想定する。

なお、使用済燃料プールの保有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真空破壊弁を設け、サイフォン現象により、使用済燃料プール水が流出しない設計としている。

使用済燃料プールに入る配管の真空破壊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、本想定事故では固着を想定する。

想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断の後、使用済燃料プール水の漏えいが発生するが、静的サイフォンブレーカにより使用済燃料プール水のサイフォン現象による漏えいは防止され、使用済燃料プール水位の低下は燃料プール冷却浄化系戻り配管下端位置（通常水位から約0.23m下）で停止する。その後、崩壊熱による使用済燃料プール水温の上昇、沸騰及び蒸発によって使用済燃料プール水位は低下する。可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を用いた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することにより、燃料有効長頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。

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、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作余裕時間を評価する。

（添付資料 4.1.4, 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評価条件を第4.2-2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

なお、本評価では崩壊熱の観点から厳しい条件である、原子炉運転停止

中の使用済燃料プールを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになることから本評価に包絡される。

(添付資料 4.1.1)

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隣接する原子炉ウェルの中に設置されているプールゲートは閉状態を仮定する。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 9 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を想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約 9.1MW を用いるものとする。

なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約  $15\text{m}^3/\text{h}$  である。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料プール冷却機能及び注水機能として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系、補給水系等の機能が喪失するものとする。

(b) 配管破断の想定

燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。

(c) 使用済燃料プール水位の低下

燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定する。サイフォン現象による使用済燃料プールの水位低

下は、静的サイフォンブレーカにより、燃料プール冷却浄化系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部（通常水位から約 0.23m 下）で停止することを想定する。なお、このときの水位低下は、保守的に瞬時に上記水位まで低下することを想定する。

（添付資料 4.2.2）

(d) 外部電源

外部電源は使用できないものと仮定する。

外部電源がない場合においても、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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様となるが、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) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水大型ポンプ 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、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、 $50\text{m}^3/\text{h}^{*2}$ を設定する。

※2：常設スプレイヘッドを用いる場合、可搬型スプレイノズルを用いる場合のいずれにおいても、 $50\text{m}^3/\text{h}$ 以上の流量を確保することが可能である。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水は、事象発生 8 時間後から開始する。

(3) 有効性評価の結果

想定事故 2 における使用済燃料プール水位の時間変化を第 4.2-4 図に、使用済燃料プール水位と線量率の関係を第 4.2-5 図に示す。

a. 事象進展

燃料プール冷却浄化系配管の破断により、使用済燃料プール水位が燃料プール冷却浄化系戻り配管下端まで低下する。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水位低下に伴い発生する警報により異常を認知する。使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.23m 下まで低下していること等を確認し、使用済燃料プールからの漏えいが発生したこと及び静的サイフォンブレーカによりサイフォン現象による漏えいが停止したことを確認する。使用済燃料プールの注水機能喪失を確認し、補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行うが、補給水系が使用不可能な場合、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水準備を行う。

使用済燃料プールへの注水が開始されるまで、使用済燃料プール水温は約 7.0°C/h で上昇し、事象発生から約 5.0 時間後に 100°C に達する。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 8 時間後に可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水を開始すると、使用済燃料プール水位は回復する。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)により、蒸発量に応じた水量を使用済燃料プールに注水し、使用済燃料プール水位を維持する。

#### b. 評価項目等

使用済燃料プール水位の時間変化は第 4.2-4 図に示すとおり、通常水位から約 0.6m 下まで低下するに留まり、燃料有効長頂部は冠水維持される。また、使用済燃料プール水温は事象発生約 5.0 時間で沸騰し、その後 100℃付近で維持される。

また、第 4.2-5 図に示すとおり、使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.6m 下の水位になった場合の線量率は、約 3.0mSv/h であり、必要な遮蔽の目安と考える 10mSv/h と比べて低い値であることから、この水位において放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋最上階における使用済制御棒ハンガ真上の床面高さとしている。

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

事象発生 8 時間後から可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)を使用した使用済燃料プールへの注水を行うことで使用済燃料プール水位は回復し、その後、蒸発量に応じた使用済燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は補給水系によりスキマサージタンクへの注水を実施し、漏えい個所を隔離した状態で残留熱除去系等により冷却を実施することで安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に

示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

(添付資料 4.1.1, 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、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作余裕時間を評価するものとする。

想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断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、静的サイフォンブレーカにより使用済燃料プール水のサイフォン現象による漏えいは防止され、燃料プール冷却浄化系戻り配管下端（通常水位から約0.23m下）まで使用済燃料プールの水位が低下することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッダ）を使用した注水操作とする。

##### (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、第4.2-2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、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の初期水温、初期水位、プールゲートの状態、破断箇所・状態の想定及びサイフォン現象による水位低下量の影響評価の結果を以下に示す。

###### (a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約 9.1MW に対して最確条件は 9.1MW 以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プール水温上昇及び水位低下速度は緩やかになるが、注水操作は、燃料の崩壊熱の状態に応じた対応をとるものではなく、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。

初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の 65℃ に対して最確条件は約 12℃～40℃ であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料プールの初期水温より低くなることが考えられ、さらに余裕時間が長くなることが考えられるが、注水操作は、使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、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。

初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件では通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、その変動を考慮した場合、通常水位よりも低くなることも考えられ、それにより余裕時間が短くなることが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水位に応じた対応をとるものではなく、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。また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で約 0.55m の水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 7 時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型



代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約1.6倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び蒸発による水位低下速度は緩やかになるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、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

初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約9.1MWに対して最確条件は9.1MW以下であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より低くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

初期条件の使用済燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約12℃～40℃であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、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ため、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。なお、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べてわずかであり、気化熱により使用済燃料プール水は

冷却される。また、使用済燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。仮に事象発生直後から沸騰による水位低下が開始すると想定した場合は、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約4時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。また、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件の使用済燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件では通常水位付近であり、本評価条件の不確かさとして、その変動を考慮した場合、通常水位よりも低くなることも考えられるが、仮に初期水位を水位低警報レベル（通常水位から約0.14m低下した位置）とした場合であっても、漏えいによる水位低下は、静的サイフォンブレーカにより燃料プール冷却浄化系配管下端位置（通常水位から約0.23m下）で停止することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で約0.55mの水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約7時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が

上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、常設スプレイヘッドを用いる可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。また、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間は事象発生から2日以上あり、事象発生から8時間後までに可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した注水が可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉鎖に対して最確条件はプールゲート開放であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合、保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約1.6倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

破断箇所・状態及びサイフォン現象による水位低下量の想定は、評価条件では残留熱除去系に比べて耐震性が低い燃料プール冷却浄化系配管が破断し、燃料プール冷却浄化系配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を想定しているが、最確条件では事故毎に異なる。ただし、静的サイフォンブレーカにより燃料プール冷却浄化系配管下端位置（通常水位から約0.23m下）で漏えいが停止することから、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 4.2.4）

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作に係る不確かさを「認知」、「要員配

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

(a) 運転員等操作時間に与える影響

評価条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水操作は,評価上の操作開始時間として事象発生から8時間後を設定している。運転員等の操作時間に与える影響として,評価上の操作開始時間を事象発生8時間後として設定しているが,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る。よって,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,使用済燃料プール水位の回復を早める。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した注水操作は,運転員等操作時間に与える影響として,評価上の操作開始時間に対して,実際の操作開始時間が早くなる場合が考えられ,この場合使用済燃料プール水位の回復が早くなり,評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(添付資料 4.2.4)

(2) 操作余裕時間の把握

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余裕時間を確認し,その結果を以下に示す。

操作条件の可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作に対する余裕時間については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から9時間以上、燃料有効長頂部に到達するまでの時間が事象発生から2日以上であり、これに対して、事故を認知して注水を開始するまでの時間は事象発生から8時間であることから、余裕時間がある。

（添付資料 4.2.4）

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

## 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、重大事故等対策時における事象発生2時間までの必要な要員は「4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり13名である。

「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」で説明している運転員及び災害対策要員の39名で対処可能である。

なお、今回評価した原子炉運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故2の対応が重畳することも考えられる。

しかし、原子炉運転中においては、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、操作余裕時間が十分長く（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料プール水が100°Cに到達するまで約1日以上）、原子炉における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、災害対策要員や招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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

### a. 水源

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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2,500m<sup>3</sup>必要となる。代替淡水貯槽に約4,300m<sup>3</sup>、淡水貯水池に約5,000m<sup>3</sup>の水量を保有していることから、7日間の継続した注水が可能である。

(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、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約484.0kLの軽油が必要となる。高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約130.3kLの軽油が必要となる。常設代替交流電源設備による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約141.2kLの軽油が必要となる。軽油貯蔵タンクに約800kLの軽油を保有していることから、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発

電機及び常設代替交流電源設備による電源供給について、7日間の継続が可能である。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水については、事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転を想定して約36.6kLの軽油が必要となる。可搬型設備用軽油タンクに約210kLの軽油を保有していることから、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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

外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。

#### 4.2.5 結論

想定事故2では、燃料プール冷却浄化系配管の破断により漏えいが発生した際に真空破壊弁の機能が十分に働かず、サイフォン現象等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、使用済燃料プールへの水の補給にも失敗して使用済燃料プール水位が低下することで、やがて燃料が露出し燃料損傷に至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、静的サイフォンブレーカによる漏えい防止手段、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水手段を整備している。

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、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへ注水により、使用済燃料プール水位を回復し維持することができることから、放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷することはない。

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

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している。また、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運転員及び災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。

以上のことから、静的サイフォンブレーカによる漏えいの防止及び可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した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に対して有効である。



第 4.2-1 表 想定事故 2 における重大事故対策について (1/2)

操作及び確認	操作内容	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
使用済燃料プール水位低下の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失により使用済燃料プールを冷却している系統が停止すると同時に、使用済燃料プール冷却浄化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し、使用済燃料プールを冷却している系統が停止する。使用済燃料プールの水位が低下したことを使用済燃料プール水位低警報の発信等により確認する。</li> </ul>	【非常用ディーゼル発電機】 軽油貯蔵タンク	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニター (高レンジ, 低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール注水機能喪失の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プールの喪失した保有水を補給するため、残留熱除去系及び補給水系による使用済燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により使用済燃料プールへの注水が困難な場合、使用済燃料プール注水機能喪失であることを確認する。</li> </ul>	—	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニター (高レンジ, 低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 【残留熱除去系系統流量】
使用済燃料プール水位, 温度監視	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プールの注水機能喪失の確認後、使用済燃料プールの水位, 温度を監視する。</li> </ul>	—	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)
使用済燃料プール注水機能の復旧操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>使用済燃料プール注水機能 (残留熱除去系及び補給水系) の復旧操作は対応可能な要員にて実施する。</li> </ul>	—	—	—
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。</li> <li>その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。</li> </ul>	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 常設代替高圧電源装置 常設スプレイヘッド 軽油貯蔵タンク	—	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニター (高レンジ, 低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) 代替淡水貯槽水位
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用して使用済燃料プールへの注水を開始し、使用済燃料プール水位を回復する。</li> <li>その後、蒸発量に応じた水量を注水することで、使用済燃料プール水位を必要な遮蔽を確保できる水位より高く維持する。</li> </ul>	代替淡水貯槽	可搬型スプレイノズル 可搬型代替注水大型ポンプ	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア放射線モニター (高レンジ, 低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)

【 】: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

■: 有効性評価上考慮しない操作

第 4.2-1 表 想定事故 2 における重大事故対策について (2/2)

操作及び確認	操作内容	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬型設備	計装設備
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水準備	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の常設配管に設置されている電動弁の開操作を実施する。</li> <li>外部電源が喪失している場合、中央制御室からの遠隔操作により常設代替高压電源装置から緊急用母線を受電する。</li> </ul>	常設代替高压電源装置 常設スプレイヘッド	可搬型代替注水大型ポンプ	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニター（高レンジ，低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備完了後，使用済燃料プールへの注水を開始し，使用済燃料プール水位を回復する。</li> <li>その後，蒸発量に応じた水量を注水することで，使用済燃料プール水位を維持する。</li> </ul>	常設代替高压電源装置 常設スプレイヘッド	可搬型代替注水大型ポンプ	使用済燃料プール温度（SA） 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニター（高レンジ，低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）
タンクローリによる燃料補給操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>タンクローリにより可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替注水大型ポンプに燃料補給を実施する。</li> </ul>	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ	—

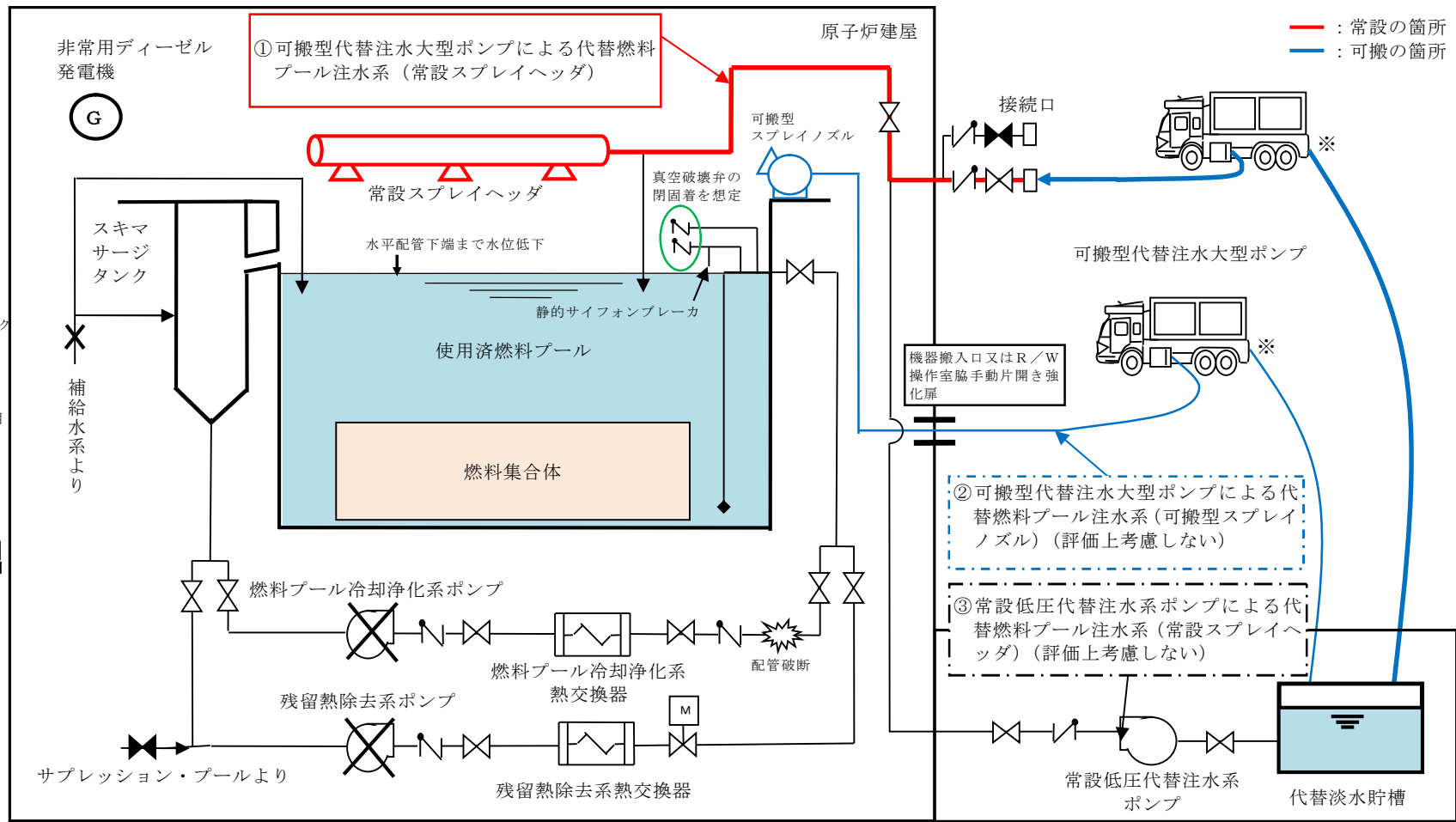
【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

■：有効性評価上考慮しない操作

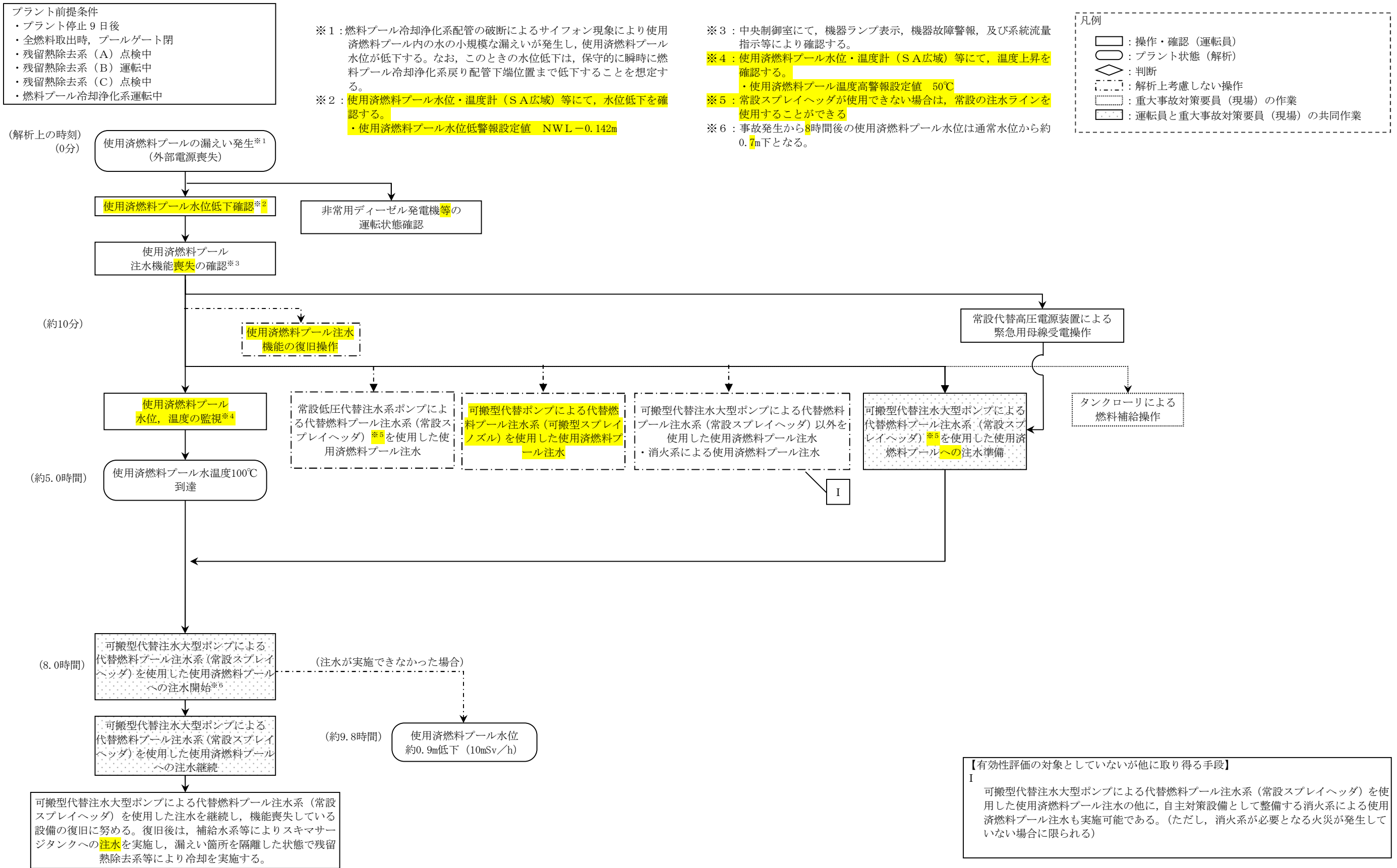
第 4.2-2 表 主要評価条件（想定事故 2）

項 目		主要評価条件	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 1,189m <sup>3</sup>	使用済燃料プールの保有水量を厳しく見積もるため、プールゲート閉鎖時の水量を設定
	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位を設定
	使用済燃料プールの初期水温	65℃	通常運転中の最大値として、保安規定の運転上の制限を設定
	使用済燃料プール貯蔵燃料の崩壊熱	約 9.1MW 取出時平均燃焼度： 貯蔵燃料：45GWd/t 炉心燃料：33GWd/t	原子炉の停止後最短期間（原子炉停止後 9 日） <sup>*1</sup> で取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大体数貯蔵されていることを想定し、崩壊熱は ORIGEN2 を用いて算出
事故条件	漏えいによる使用済燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から約 0.23m 下まで低下	使用済燃料プール水位が低下する可能性のある漏えい事象として、使用済燃料プールの冷却系の配管破断を想定するとともに、使用済燃料プールに入る配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定する。静的サイフォンブレーカにより、サイフォン現象による流出が防止されるため、使用済燃料プール水位は燃料プール冷却浄化系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまり、保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。
	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及び注水機能喪失	使用済燃料プール冷却機能及び注水機能喪失として、残留熱除去系、燃料プール冷却浄化系及び補給水系の機能喪失を設定
	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が、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定
策重大事等 機器関連する 条件	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の使用済燃料プールへの注水流量	50m <sup>3</sup> /h	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設定
策重大事等 操作関連する 条件	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の使用済燃料プールへの注水開始	事象発生から 8 時間後	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の準備期間を考慮し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽を維持する最低水位に到達しない時間として設定

※1：東海第二発電所の施設定期検査における実績を確認し、解列後から全燃料取出完了までの最短期間である約 9 日を考慮して原子炉停止後 9 日を設定。原子炉停止後 9 日とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。



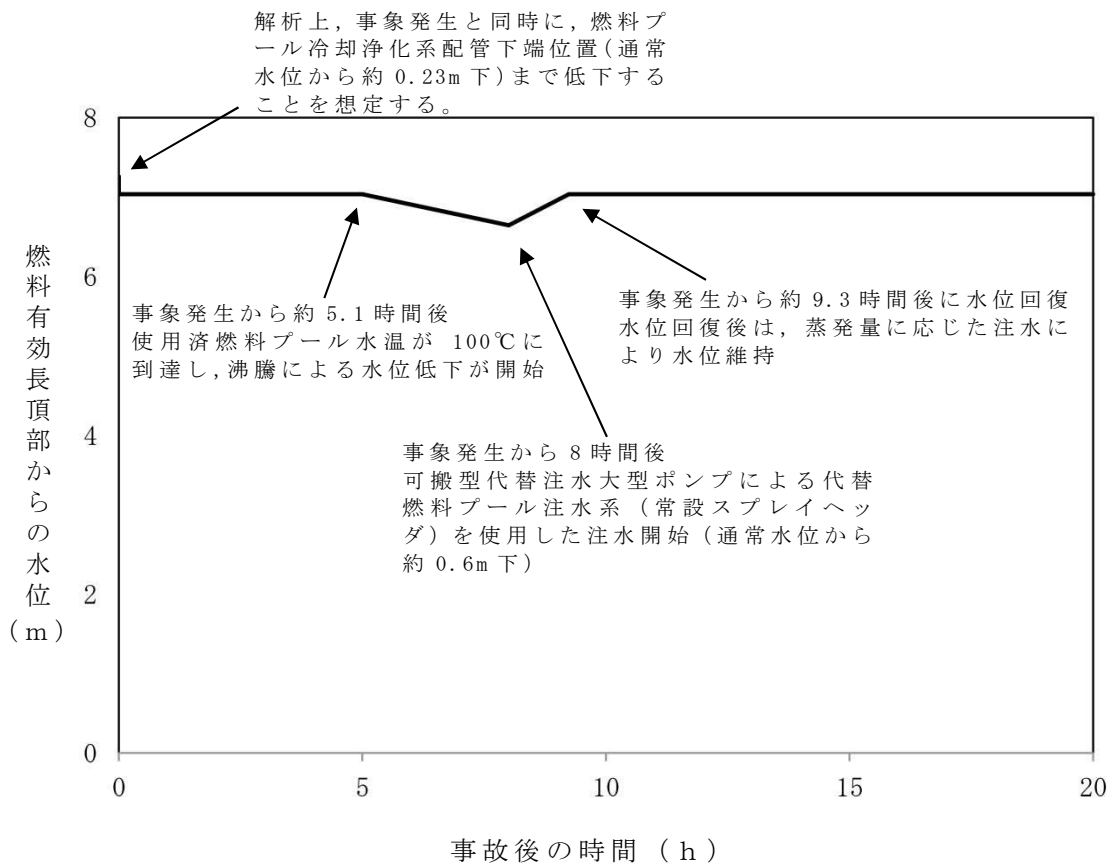
第 4.2-1 図 想定事故 2 の重大事故対策の概略系統図



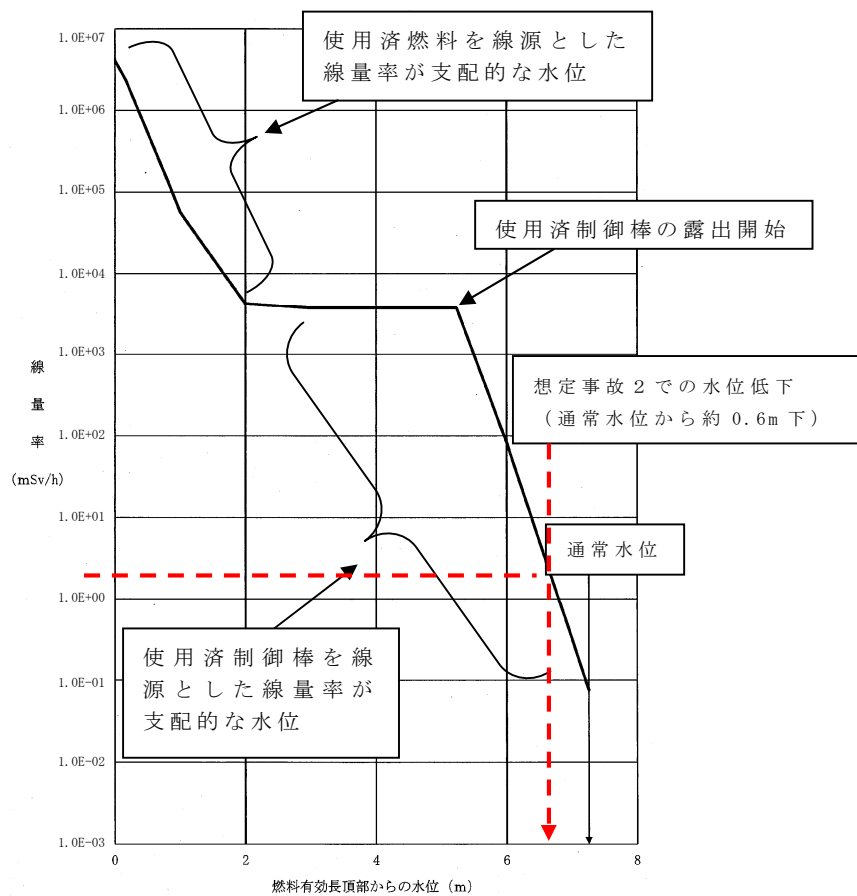
第 4.2-2 図 想定事故 2 の対応手順の概要

					想定事故 2												
					経過時間 (時間)											備考	
					1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11		
操作項目	実施箇所・必要員数 【 】は他作業後移動してきた要員				操作の内容	事象発生 プラント状況判断 約 5.0 時間 使用済燃料プール 水温 100℃到達 8 時間 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水開始											
	責任者	発電長	1人	中央監視 運転操作指揮													
	補佐	副発電長	1人	運転操作指揮補佐													
	通報連絡者	災害対策要員	2人	災害対策本部連絡 発電所外部連絡													
	運転員 (中央監視)	運転員 (現場)		重大事故等対応要員 (現場)													
状況判断	1人 A	-	-	-	●外部電源喪失の確認 ●非常用ディーゼル発電機等の自動起動の確認 ●使用済燃料プール水位低下の確認 ●使用済燃料プール注水機能喪失の確認 (残留熱除去系及び補給水系)	10分											
	【1人】 A	-	-	-	●使用済燃料プール水位、温度監視	適宜実施											
使用済燃料プール注水機能の復旧操作	-	-	-	-	●使用済燃料プール注水機能の復旧 (残留熱除去系及び補給水系)												解析上考慮しない。 対応可能な要員により対応する。
常設代替高圧電源装置による緊急用母線受電操作	【1人】 A	-	-	-	●常設代替高圧電源装置起動及び緊急用母線受電操作	4分											
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	-	-	●常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) の系統構成、注水操作												解析上考慮しない。
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プールへの注水操作	-	-	-	-	●可搬型代替注水大型ポンプを用いた使用済燃料プールへの注水準備 (建屋内ホース敷設、可搬型スプレイノズル設置、ホース接続) ●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を用いた注水準備 (可搬型代替注水大型ポンプ移動、ホース敷設 (代替淡水貯槽から可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプから建屋内ホース)、ホース接続) ●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を用いた使用済燃料プールへの注水操作												解析上考慮しない
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水準備	-	-	8人 a~h	-	●可搬型代替注水大型ポンプ準備、代替淡水貯槽からのホース敷設等	145分											
	【1人】 A	-	-	-	●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系の系統構成 (電動弁の開操作)	3分											
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プールへの注水開始	-	-	【2人】 a, b	-	●可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系を使用した使用済燃料プールへの注水、水位維持	起動後適宜状態監視											
漏えい箇所の同定及び隔離	-	-	-	-	●警報確認による原因調査 ●現場での系統隔離操作												解析上考慮しない。 対応可能な要員により対応する。
タンクローリによる燃料補給操作	-	-	2人 (招集)	-	●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給操作 ●可搬型代替注水大型ポンプへの給油操作	110分											タンクローリの残量に応じて適宜軽油貯蔵タンクから補給する。
	-	-	-	-		適宜実施											
必要員数 合計	1人 A	0人	8人 a~h 及び招集2人														

第 4.2-3 図 想定事故 2 の作業と所要時間



第 4.2-4 図 使用済燃料プール水位の変化



第 4.2-5 図 線量評価点における線量率と水位の関係

## 使用済燃料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

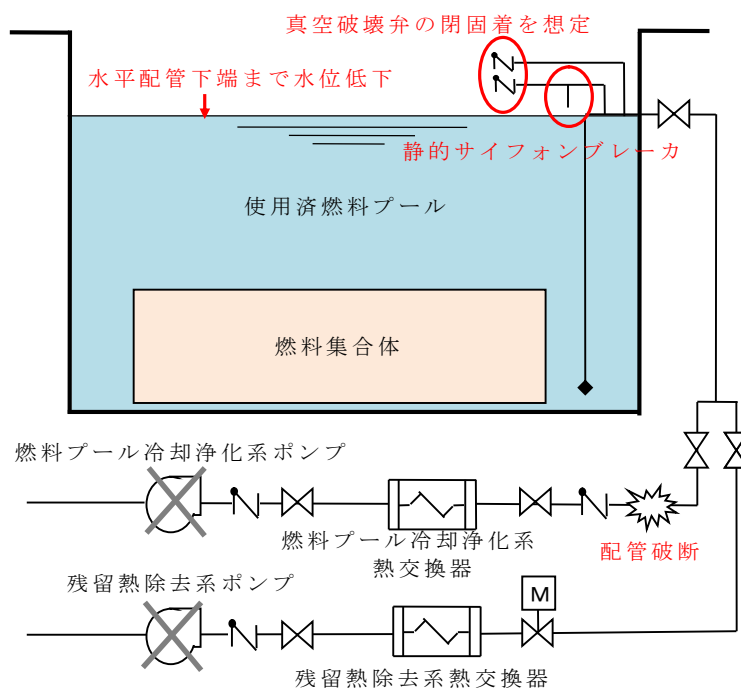
添付資料 4.1.1 と同様である。

## 2. 放射線の遮蔽の維持に必要な水位

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

第 1 図に示すように、想定事故 2 では使用済燃料プールに入る配管に設置されている真空破壊弁については閉固着を仮定する。静的サイフォンブレーカにより、サイフォン現象による流出を防止するため、使用済燃料プール水位は燃料プール浄化冷却系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部（通常水位から約 0.23m 下）までの低下にとどまり、保守的にこの水位まで瞬時に低下するものとする。



第 1 図 想定事故 2 の想定



配管破断により保有水が漏えいし，水平配管の配管下端部（通常水位から約 0.23m 下）まで水位が低下した場合，崩壊熱除去機能喪失に伴い，事象発生から約 5.0 時間後に沸騰の開始により水位が低下する。

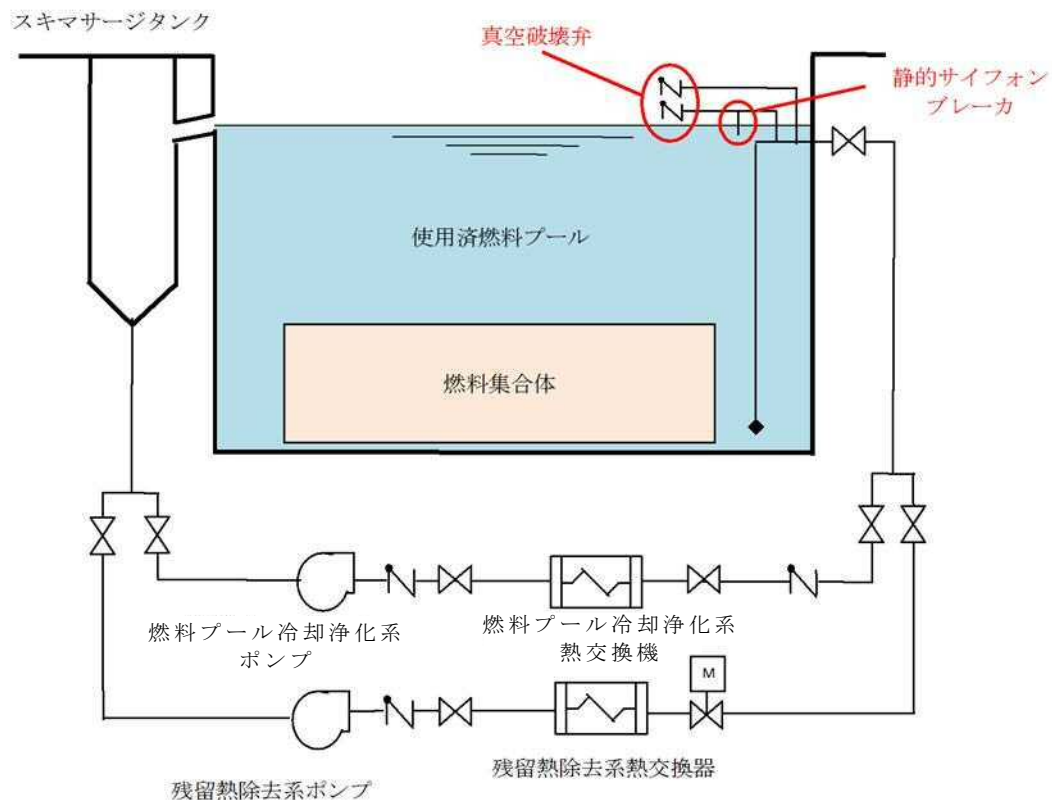
プールの水位が放射線の遮蔽維持水位（通常水位より約 0.9m 下）まで低下するのは事象発生から約 9.8 時間後であり，重大事故等対策として期待している可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）による注水操作の時間余裕はある。

項目	算出結果
使用済燃料プール水温 100℃到達までの時間[h]	約 5.0
燃料の崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸散量[m <sup>3</sup> /h]	約 15.1
使用済燃料プール水位が通常水位から約 0.9m 低下するまでの時間[h]	約 9.8
燃料有効長頂部まで使用済燃料プール水位が低下するまでの時間[h]	約 58.7
使用済燃料プール水位の低下速度[m/h]	約 0.13

使用済燃料プールサイフンブレーカについて

1. サイフンブレーカの概要

使用済燃料プールは，第 1 図のように燃料プール冷却浄化系により冷却及び水質管理されている。使用済燃料プール水がサイフン効果により流出する場合は，使用済燃料プールに入る配管に設置されている真空破壊弁によりサイフンブレークすることで使用済燃料プール水の流出を防止する設計となっている。仮に真空破壊弁が機能喪失した場合においても，静的サイフンブレーカから空気を吸入することでサイフン現象による使用済燃料プール水の流出を防止することが可能な設計とする。



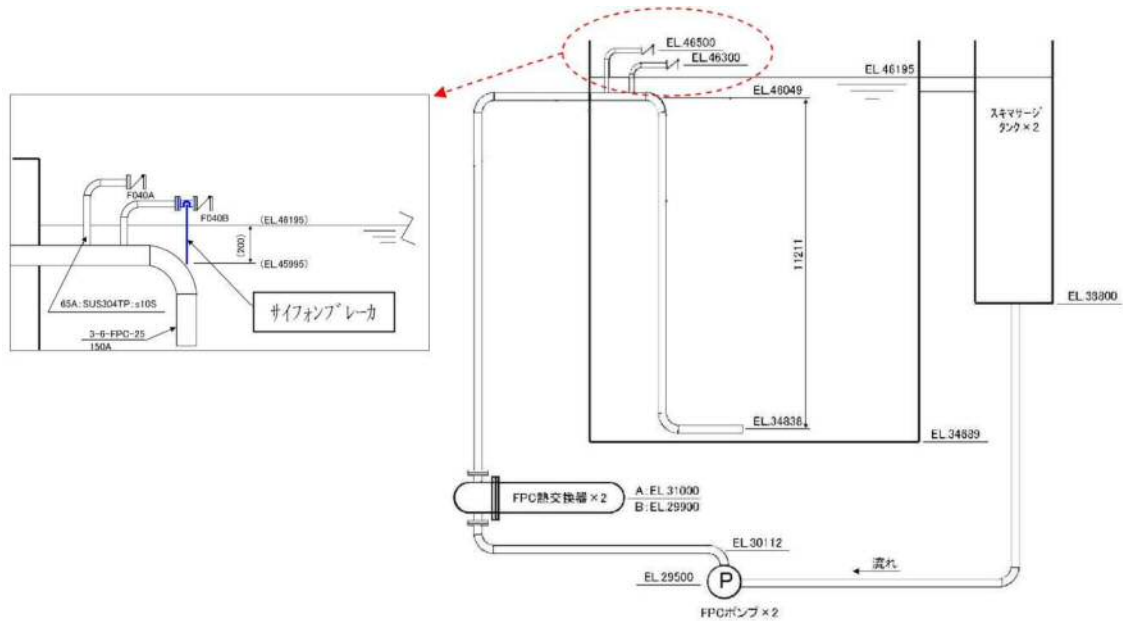
第 1 図 燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系 系統概略図

## 2. 静的サイフォンブレーカの機器仕様

### (1) 静的サイフォンブレーカの寸法・設置箇所

静的サイフォンブレーカは、2本のディフューザ配管に設置されており、弁等の機器がない口径1/2インチの配管である。

第2図に示すとおり、ディフューザ配管の真空破壊弁がある配管から枝分かれした形状であり、静的サイフォンブレーカ配管の下端が通常水位より約200mm下となるよう設置されている。



第2図 使用済燃料プール内のレベル相關図

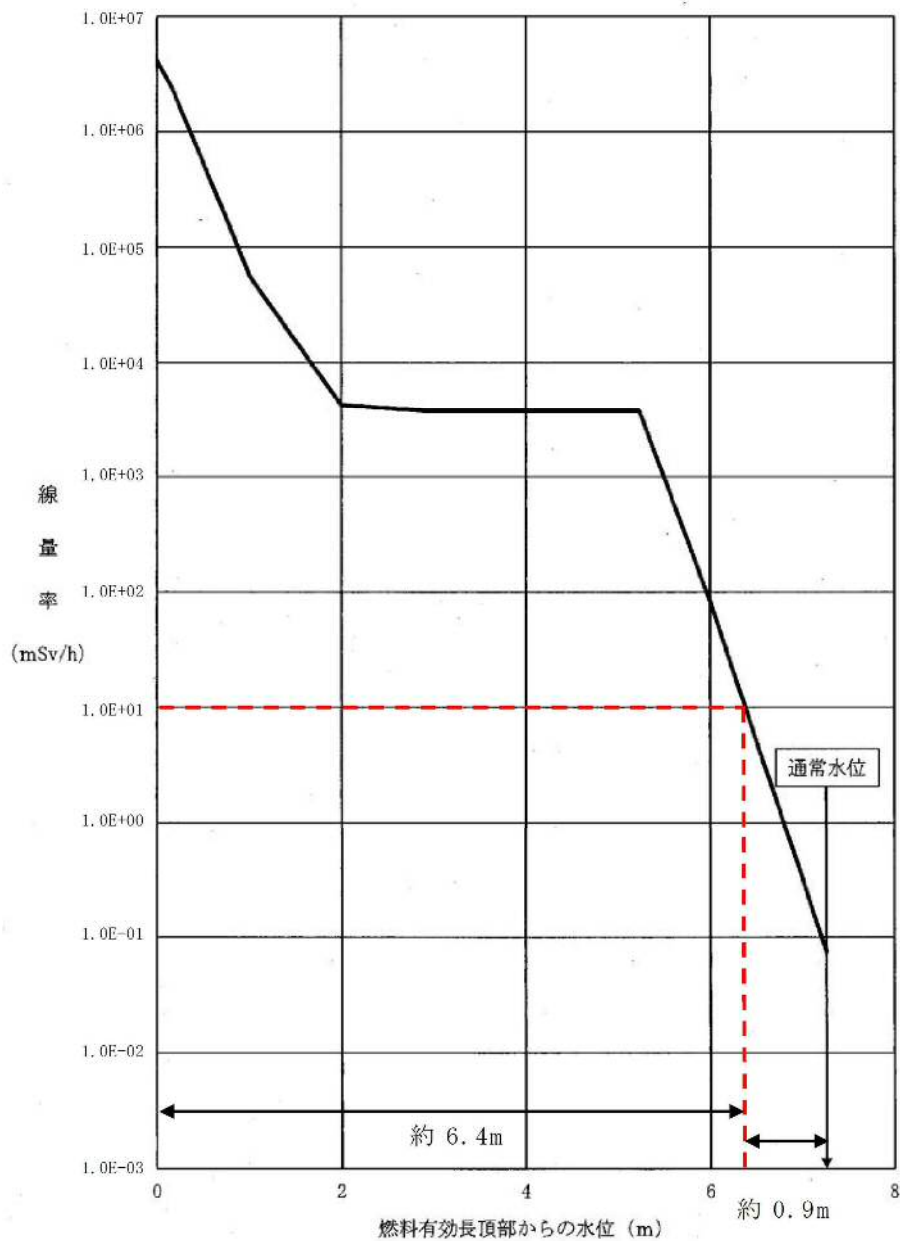
### (2) サイフォン現象発生時の水位低下

真空破壊弁の閉固着を想定した場合、サイフォン現象が発生し、通常水位より約200mm下まで水位が低下すると、静的サイフォンブレーカから空気を吸込み、配管頂部に空気が溜まり始め、配管下端まで空気が溜まったところでサイフォン現象が停止する。

以上により、使用済燃料プール水位は燃料プール冷却浄化系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部（通常水位から約0.23m下）までの低下にとどまる。

### (3) 想定被ばく線量率

使用済燃料プール水位と線量率の関係を第3図に示す。第3図より、使用済燃料プール水位が通常水位から約0.23m下まで低下した場合においても、原子炉建屋最上階の雰囲気線量率は約1.0mSv/h以下となることから、使用済燃料プールはサイフォン現象等による小規模な漏えいが発生した場合においても十分な遮蔽水位を確保することが可能である。



第3図 使用済燃料プール水位と線量率

### 3. 静的サイフォンブレイカの健全性について

#### (1) 配管強度への影響について

ディフューザ配管及びその配管に接続されている真空破壊弁を設置した配管は耐震 S クラスで設計されており、その配管に静的サイフォンブレイカを接続するため、耐震性については問題ない。

#### (2) 人的要因による機能阻害について

静的サイフォンブレイカは操作や作動機構を有さない単管のみであることから、誤操作や故障により機能を喪失することはない。そのため、使用済燃料プールの冷却系のサイフォン現象による漏えいが発生した場合においても、操作や作業を実施することなく、静的サイフォンブレイカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することができる。

#### (3) 異物による閉塞について

静的サイフォンブレイカ（内径  $\phi$  16.1mm）は、使用済燃料プール出口配管より、使用済燃料プールポンプ、使用済燃料プール熱交換器を経由して、使用済燃料プール側に向けて冷却材が流れており、ろ過脱塩装置の出口配管にストレーナ（24/110 mesh：縦約 1.016 mm×横約 0.23 mm）が設置されていることから、異物によるサイフォンブレイカの閉塞の懸念はない。

#### (4) 落下物干渉による変形について

使用済燃料プールへの適切な落下防止対策により、静的サイフォンブレイカへの落下物はなく、健全性を維持することができる。万一落下物が静的サイフォンブレイカに干渉し変形が生じたとしても、

本配管は剛性の高いステンレス鋼であることから、配管の流路形状が楕円形状に変形するものの、完全閉塞に至る変形は考えにくいことからサイフォン効果の除去機能は確保される。

#### 4. 静的サイフォンブレーカの健全性確認方法について

静的サイフォンブレーカについては、定期的な巡視点検（1回／週）を実施し、目視により水面の揺らぎ等を確認することで通水状態を確認する。

## 安定状態について

想定事故 2（サイフォン現象等による燃料プール水の小規模な喪失）の安定停止状態については以下のとおり。

使用済燃料プール安定状態：設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた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回復・維持することで，燃料の冠水，放射線遮蔽及び未臨界が維持され，使用済燃料プールの保有水の温度が安定し，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

## 【安定状態の確立について】

使用済燃料プールの安定状態の確立について

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用した使用済燃料プールへの注水を実施することで，使用済燃料プール水位は回復，維持され，使用済燃料プールの安定状態が確立される。

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

## 【安定状態の維持について】

上記の燃料損傷防止対策により安定状態を維持できる。

また，可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用した使用済燃料プールへの注水を継続しつつ，弁閉止による漏えい箇所の隔離，残留熱除去系又は燃料プール浄化冷却系の復旧を実施し，復旧後は補給水系統等によりスキマサージタンクへの補給を実施する。使用済燃料プールの保有水を残留熱除去系等により冷却することによって，安定状態後の状態維持のための冷却が可能となる。

（添付資料 2.1.1 別紙 1 参照）

評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

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

項目	評価条件(初期、事故及び機器条件)の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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	燃料の崩壊熱	約 9.1MW (原子炉停止後 9 日)	9.1MW 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 9 日を想定 崩壊熱は、ORIGEN2 を用いて評価	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになり、余裕時間が長くなることが考えられるが、注水操作は、燃料の崩壊熱の状態に応じた対応をとるものではなく、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。	最確条件では評価条件で設定している燃料の崩壊熱より低くなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	使用済燃料プールの初期水温	65℃	約 12℃～40℃ (実績値)	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初期水温より低くなることと考えられ、さらに余裕時間が長くなることが考えられるが、注水操作は、使用済燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、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。	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ため、沸騰開始時間が遅くなり、水位低下は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 なお、自然蒸発、使用済燃料プールの水温及び温度上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による水位低下開始時間より早く水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位低下と比べてわずかであり、気化熱により使用済燃料プール水は冷却される。また、使用済燃料プールの水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることと考えられる。 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は、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.8 時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。



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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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	使用済燃料プールの初期水位	通常水位	通常水位付近	通常水位を設定	<p>評価条件では通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、通常水位よりも低くなるものが考えられるが、注水操作は、燃料プール水の初期水位に応じた対応をとるものではなく、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。</p> <p>また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で約 0.55m 程度の水位の低下が発生し、この場合、事象発生から約 7.1 時間以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>評価条件では通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、通常水位よりも低くなるものが考えられるが、仮に初期水位を水位低警報レベル(通常水位から約 0.14m 低下した位置)とした場合であっても、サイフォン現象により瞬時に燃料プール冷却浄化系配管下端部(通常水位から約 0.23m 下)まで低下することを解析上想定しているため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>また、初期に地震誘因のスロッシングが発生していた場合は、最大で約 0.55m 程度の水位の低下が発生し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 7.1 時間後となり、それ以降は原子炉建屋最上階の線量率が上昇し、その場における長時間の作業は困難となる。ただし、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)を使用した使用済燃料プールへの注水操作は屋外での操作であるため、現場操作に必要な遮蔽は維持される。</p>
	プールゲートの状態	プールゲート閉鎖(原子炉ウエル及びドライヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮しない)	プールゲート開放(原子炉ウエル及びドライヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮)	全炉心燃料取出し直後であるため、プ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ドライヤ気水分離器貯蔵プールの保有水量を考慮しない状態を想定	<p>最確条件では保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約 1.6 倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになり、余裕時間が長くなるものが考えられるが、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、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。</p> <p>最確条件では保有水量はプールゲート閉鎖時と比べ約 1.6 倍となり、使用済燃料プールの水温上昇及び水位低下速度は緩やかになることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>

添付 4.2.4-2

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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				
外部水源の容量	約 9,300m <sup>3</sup>	9,300m <sup>3</sup> 以上 (淡水貯水池+代替淡水貯槽)	淡水貯水池及び代替淡水貯槽の管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており, 水源は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	-	
燃料の容量	1,010kL	1,010kL 以上 (軽油貯蔵タンク+可搬型設備用軽油タンク)	軽油貯蔵タンク及び可搬型設備用軽油タンクの管理下限値を設定	管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており, 燃料は枯渇しないことから運転員等操作時間に与える影響はない。	-	
事故条件	破断箇所・状態の想定	使用済燃料プールに入る配管の破断 真空破壊弁の閉固着	事故ごとに異なる	残留熱除去系に比べて耐震性の低い燃料プール冷却浄化系配管の破断, 及び真空破壊弁の閉固着を想定	注水操作は, 破断箇所及び漏えい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。	破断箇所・状態の想定によっては漏えい量が変わるが, 静的サイフォンブレイカにより燃料プール冷却浄化系配管下端位置(通常水位から約0.23m下)で漏えいが停止することから, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	サイフォン現象による使用済燃料プール水位の低下	事象発生と同時に通常水位から0.23m下まで低下	事象発生後, 初期水位から通常水位から約0.23m下まで徐々に低下	静的サイフォンブレイカにより, サイフォン現象による流出が停止するため, 使用済燃料プール水位は燃料プール浄化冷却系のプール内設置配管のうち最も高所に設置されている水平配管の配管下端部(通常水位から約0.23m下)までの低下にとどまり, 保守的にこの水位まで瞬時に低下することを想定	最確条件では水位の低下に時間を要するため, 余裕時間が長くなるが, 注水操作は使用済燃料プール水位の状態に応じた対応をとるものではなく, 水位低下による異常の認知を起点とするものであることから, 運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件では水位の低下に時間を要するため, 余裕時間が長くなり, 評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

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

項目	評価条件(初期, 事故及び機器条件)の不確かさ		評価条件設定の考え方	運転員等の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	使用済燃料プール注水機能喪失	使用済燃料プール注水機能喪失	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	外部電源	外部電源なし	事故ごとに変化	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は同様であるが, 資源の評価の観点で厳しくなる外部電源が無い場合を想定する。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では, 事象進展は同様であるが, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	代替燃料プール注水系(可搬型)による使用済燃料プールへの注水流量	50m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h以上	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設定	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレッドヘッド)を使用した注水操作は, 注水流量を起点に開始する操作ではないことから, 運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件で設定している可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレッドヘッド)の注水流量は崩壊熱に相当する保有水の蒸発速度(約15m <sup>3</sup> /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。

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

項目	評価条件(操作条件)		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作余裕時間	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	評価条件設定の考え方					
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 操作条件	事象発生から 8 時間後	可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)の準備期間を考慮し、使用済燃料プール水位が放射線の遮蔽を維持する最低水位に到達しない時間として設定	<p>【認知】 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールへの注水操作の開始は事象発生から 8 時間後としているが、それまでに外部電源喪失等による使用済燃料プールの注水機能の喪失を認知できる時間は十分にあり、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【要員配置】 当該操作を行う重大事故等対応要員は、準備操作の実施期間中に他の操作を担っていないことから、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）で使用する可搬型代替注水大型ポンプ等は車両であり、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回事象の場合に、アクセスルートに被害があっても、ホイールローダ等にて必要なアクセスルートを復旧できる体制としている。</p> <p>【操作所要時間】 可搬型代替注水大型ポンプ準備、代替淡水貯槽からのホース敷設等の準備操作は、移動時間を含めて、145 分を想定している。評価上の操作開始時間を 8 時間後と設定しているが、他の操作はないため、使用済燃料プールの水位低下による異常を認知した時点での準備が可能である。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>【他の並列操作の有無】 当該操作に対応する重大事故等対応要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 重大事故等対応要員の現場操作は、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、誤操作等が操作開始時間に影響を及ぼす可能性は非常に低い。</p>	評価上の操作開始時間を事象発生 8 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る。よって、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、使用済燃料プールの水位の回復を早める。	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、使用済燃料プール水位の回復が早くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。	当該操作に対する余裕時間は放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から 9.8 時間以上、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間が事象発生から 2 日以上あり、これに対して事故を認知して注水を開始するまでの時間は 8 時間であるため、余裕時間がある。	可搬型代替注水大型ポンプ準備、代替淡水貯槽からのホース敷設等は、移動も含め所要時間を 145 分想定しているところ、訓練実績等では約 130 分であった。想定している範囲内で意図している運転操作が実施可能であることを確認した。

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

項目	評価条件(操作条件)		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作余裕時間	訓練実績等
	評価上の操作開始時間	評価条件設定の考え方					
操作条件 可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給	事象発生から10時間後	可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給は、解析条件ではないが、解析で想定している操作の成立や継続に必要な作業であり、燃料が枯渇しないように設定	可搬型代替注水大型ポンプへの補給開始時間は、事象発生から約10時間程度あり、十分な余裕時間がある。	—	—	—	可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給は、各機器の燃料が枯渇しない時間間隔（許容時間）以内で実施することとしている。可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給は、許容時間140分のところ、訓練実績等により約25分であり、許容時間内で意図している作業が実施可能であることを確認した。

7 日間における水源の対応について  
(想定事故 2)

1. 水源に関する評価

① 淡水源 (有効水量)

- ・ 代替淡水貯槽 : 約 4,300m<sup>3</sup>
- ・ 淡水貯水池 : 約 5,000m<sup>3</sup> (約 2,500m<sup>3</sup> × 2 基)

2. 水使用パターン

① 代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水

事象発生 8 時間以降から、50m<sup>3</sup>/h で代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (可搬型) による使用済燃料プールへの注水を実施する。

水位回復後は、蒸発量に応じた水量 (最大約 16m<sup>3</sup>/h) で使用済燃料プールへの注水を実施する。

3. 時間評価

使用済燃料プールへの注水によって、代替淡水貯槽の水量は減少する。

この間の代替淡水貯槽の使用水量は合計約 2,470m<sup>3</sup> である。

4. 水源評価結果

時間評価の結果から、7 日間の対応において合計約 2,470m<sup>3</sup> 必要となるが、代替淡水貯槽に約 4,300m<sup>3</sup> 及び淡水貯水池に約 5,000m<sup>3</sup> の水

を保有することから必要水量を確保可能であり，安定して冷却を継続することが可能である。

7 日間における燃料の対応について  
(想定事故 2)

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

時系列	合計	判定
非常用ディーゼル発電機 2 台起動 <sup>※1</sup> (燃費は保守的に定格出力運転時を想定) $0.277\text{kL}/\text{MWh} \times 5,200\text{kW} \times 168\text{h} \times 2 \text{ 台} = \text{約 } 484.0\text{kL}$	7 日間の軽油消費量 約 756kL	軽油貯蔵タンクの容量は約 800kL であり、7 日間対応可能
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 台起動 <sup>※2</sup> (燃費は保守的に定格出力運転時を想定) $0.277\text{kL}/\text{MWh} \times 2,800\text{kW} \times 168\text{h} \times 1 \text{ 台} = \text{約 } 130.3\text{kL}$		
常設代替高圧電源装置 2 台起動 <sup>※3</sup> (燃費は保守的に定格出力運転時を想定) $420.0\text{L}/\text{h} \times 168\text{h} \times 2 \text{ 台} = \text{約 } 141.2\text{kL}$		
可搬型代替注水大型ポンプ 1 台起動 (代替燃料プール冷却系 (可搬型)) $207\text{L}/\text{h} \times 168\text{h} \times 1 \text{ 台} = \text{約 } 34.8\text{kL}$	7 日間の軽油消費量 約 35kL	可搬型設備用軽油タンクの容量は約 210kL であり、7 日間対応可能

- ※1 事故収束に必要なディーゼル発電機は非常用ディーゼル発電機 1 台であるが、保守的にディーゼル発電機 2 台の起動を仮定した。
- ※2 事故収束に必要ではないが、保守的に起動を仮定した。
- ※3 緊急用 P/C の電源を、常設代替高圧電源装置 2 台で確保することを仮定した。