

## 女川原子力発電所 2 号炉

# 重大事故等対策の有効性評価について 補足説明資料

平成 29 年 12 月

東北電力株式会社

## 目 次

- 1 有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について
- 2 原子炉水位及びインターロックの概要
- 3 平均出力燃料集合体に燃料被覆管最高温度が発生することの代表性について
- 4 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
- 5 原子炉隔離時冷却系による注水継続及び原子炉の減圧操作について
- 6 運転手順書における各種制限曲線
- 7 低圧代替注水系（可搬型）緊急送水ポンプ準備の作業成立性について
- 8 原子炉低圧時における原子炉隔離時冷却系の注水特性による評価
- 9 逃がし安全弁に不確かさを考慮した場合の評価結果について
- 10 原子炉満水操作の概要について
- 11 T B P 感度解析ケースにおける燃料被覆管破裂の有無について
- 12 女川 2 号炉のプラントの特徴について
- 13 燃料プールの状態監視について
- 14 想定事故 2 においてサイフォン現象を想定している理由について
- 15 使用済燃料プールゲートについて
- 16 想定事故 1 及び想定事故 2 停止日数の設定について
- 17 燃料プール冷却浄化系の耐震設計クラスと破断想定箇所について
- 18 想定事故 1 及び想定事故 2 貯蔵燃料及び炉内燃料の燃焼度設定について
- 19 使用済燃料プールの初期水温について
- 20 注水用ヘッダ操作に係る中央制御室との連携の成立性

下線部：本日提示資料

### 13. 燃料プールの状態監視について

#### (1) 通常時の監視項目の概要

通常時の燃料プールの関連パラメータについて監視設備、監視方法及び確認頻度を表1に示す。

#### (2) 有効性評価における事象発生と運転員の認知について

燃料プールの有効性評価における運転員の事象認知について検討した。

- ・ 想定事故1

燃料プールの冷却機能及び補給水機能の喪失を想定する場合、その機能喪失は各系統の故障警報の発生や、外部電源喪失などの事象発生に伴う中央制御室の変化により、運転員が事象の発生を認知する。

これらの警報が発生せず、燃料プールの冷却機能が喪失する状況を想定した場合、残留熱除去系ポンプが通常どおり運転していて、残留熱除去系の熱交換器が機能を発揮していない場合が考えられる。ただし、これらの場合であっても、表1の「燃料プール水温度」にある計器の警報や運転員による1時間毎のパラメータ確認により異常事象の認知が可能である。また、残留熱除去系ポンプが通常通り運転しているため、当該ポンプを用いた燃料プールへの補給が可能であり、想定事故1で想定する燃料プールの冷却機能及び補給水機能の喪失には至らない。

- ・ 想定事故2

燃料プール水の小規模な漏えいが発生して水位が低下する事象においては、水位低下というパラメータの変化に伴い、表1に示す「スキマサージタンクの水位」、「燃料プール水位」、「燃料プールの冷却系の運転状態」等の複数の警報が発生する。

そのため、想定事故2が発生した場合において運転員の認知が出来ないということは考えにくい。

以上より、有効性評価での運転員の事象認知の想定は妥当であると考えられる。

表 1 通常時の監視項目の概要

項目	監視対象 (下線：重大事故等対処設備)	監視方法	確認頻度	異常発生に伴う警報確認	備考
スキマサージタンクの水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>スキマサージタンク水位</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>パラメータ確認</li> </ul>	1回/時間 (定期検査時) 1回/時間 (原子炉運転時)	<ul style="list-style-type: none"> <li>水位高/低の警報発生時 (スキマサージタンク水位)</li> </ul>	水位低によるFPCポンプ自動停止のインターロック有
燃料プール水位	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料貯蔵プール水位</li> <li>使用済燃料プール水位/温度</li> </ul> (ガイドハルス式)	<ul style="list-style-type: none"> <li>パラメータ確認</li> <li>現場状態確認</li> </ul>	1回/時間 (定期検査時) 1回/時間 (原子炉運転時)	<ul style="list-style-type: none"> <li>水位高/低の警報発生時 (燃料貯蔵プール水位)</li> <li>水位低又は水位低の警報発生時 (使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式))</li> </ul>	使用済燃料プール監視カメラによる状態確認も可能
燃料プール水温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>FPCポンプ入口温度</li> <li>燃料貯蔵プール水温度</li> <li>RHR熱交換器入口温度</li> <li>使用済燃料プール水位/温度</li> </ul> (ガイドハルス式)	<ul style="list-style-type: none"> <li>パラメータ確認</li> <li>現場状態確認</li> </ul>	現場パトロール時 1回/時間 (定期検査時) 1回/時間 (原子炉運転時)	<ul style="list-style-type: none"> <li>FPCポンプ入口温度高の警報発生時</li> <li>FPCポンプ入口温度 (FPCポンプ入口温度)</li> <li>温度高の警報発生時 (使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルス式))</li> </ul>	—
燃料プールの冷却系の運転状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>FPC, RHR, CUWの運転状態</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場状態確認</li> </ul>	現場パトロール時	<ul style="list-style-type: none"> <li>系統故障警報等の発生時</li> </ul>	—
漏えいの有無	<ul style="list-style-type: none"> <li>FPCプールゲート原子炉ウエル漏えい検出流量</li> <li>燃料プールライナドレン漏えい検出水位</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>現場状態確認</li> </ul>	現場パトロール時	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料プールゲート/原子炉ウエルライナドレン漏えい大, 燃料プールライナドレン漏えい大警報の発生時</li> </ul>	—
燃料プールの放射線の線量率	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替エリア放射線モニタ</li> <li>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>パラメータ確認</li> </ul>	1回/時間 (定期検査時) 1回/時間 (原子炉運転時)	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取替エリア放射線高, 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ放射線高の警報発生時</li> </ul>	—

## 14. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について

想定事故2では、燃料プールに接続される配管の破断により、サイフォン現象によるプール水の小規模な喪失が発生することを想定している。

しかしながら、燃料プールからの漏えいは、他の事象が起因となることも考えられる。ここでは、サイフォン現象による燃料プール水の漏えいを想定事故2の想定とした理由について示す。

### 1. 燃料プールからの水の漏えいを引き起こす可能性のある事象

燃料プールから水が漏えいする可能性のある事象としては、以下が考えられる。

- ① サイフォン現象による漏えい
- ② 燃料プールライナー部の破損
- ③ 燃料プールゲートの破損
- ④ 燃料プールゲート開放時の原子炉ウェル及びD/Sピット側のライナー部の損傷
- ⑤ 地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

### 2. 各事象の整理

#### ① サイフォン現象による漏えい

サイフォン現象による漏えいは、設計で考慮されているサイフォン防止用逆止弁が機能せず、かつ、配管が破断した場合において発生する。サイフォン現象による漏えいが停止されない場合、燃料プールの底部にあるディフューザ付近まで漏えいが継続する。

燃料プールの冷却時に使用する配管は残留熱除去系配管のように基準地震動を考慮しても高い信頼性を持つが、燃料プール冷却浄化系にはろ過脱塩装置廻りのBクラスの配管が含まれる。逆止弁の固着及び配管破断による小規模な漏えいが発生した場合、運転員は現場の漏えい検知器やスキマサージタンクの水位低下、燃料プール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。

注水手段は配管の破断箇所依存することから、残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系の注水ラインからの注水ができない場合も考えられる。

なお、燃料プールの水位低下は、サイフォンブレイク孔位置の付近にて停止する。運転員は、事象認知後に重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）を用いて注水を実施することで、燃料プールの水位は維持される。

#### ② 燃料プールライナー部の破損

燃料プールの筐体は基準地震動によっても機能が維持される設計であり、高い信頼性を持つ設備である。仮に燃料プールライナー部が破損し漏えいが発生した場合、漏えいした燃料プールの保有水は燃料プールライナー漏えい検出器のドレン溜めに流れ込み、この水位によりプール水の漏えいを検知し警報が発信される（図1参照）。

運転員はこの警報発生や燃料プール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。ただし、ライナードレン部は燃料プールのバウンダリとしての機能を持たないことから漏えいを停止することが困難であり、漏えいが継続する。

注水手段は、ライナー部破損による漏えいが、残留熱除去系や燃料プール冷却浄化系の注水ラインに影響を与えないため、常用の注水設備及び重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）等となる。

なお、燃料プールライナー部からの漏えい量（一部の箇所の破損を想定）を評価すると、最大でも 32m<sup>3</sup>/h（ライナードレンの配管径と水頭圧の関係より算出）程度となり、漏えい量に応じた注水の継続が可能であれば燃料プールの水位及び冷却機能は維持されるが、注水流量が不足し燃料プール水位の低下が継続する場合には大規模損壊の対応となる。この場合、重大事故等対処設備（燃料プールスプレイ系）によるスプレイを実施する等の対応により、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和できる。

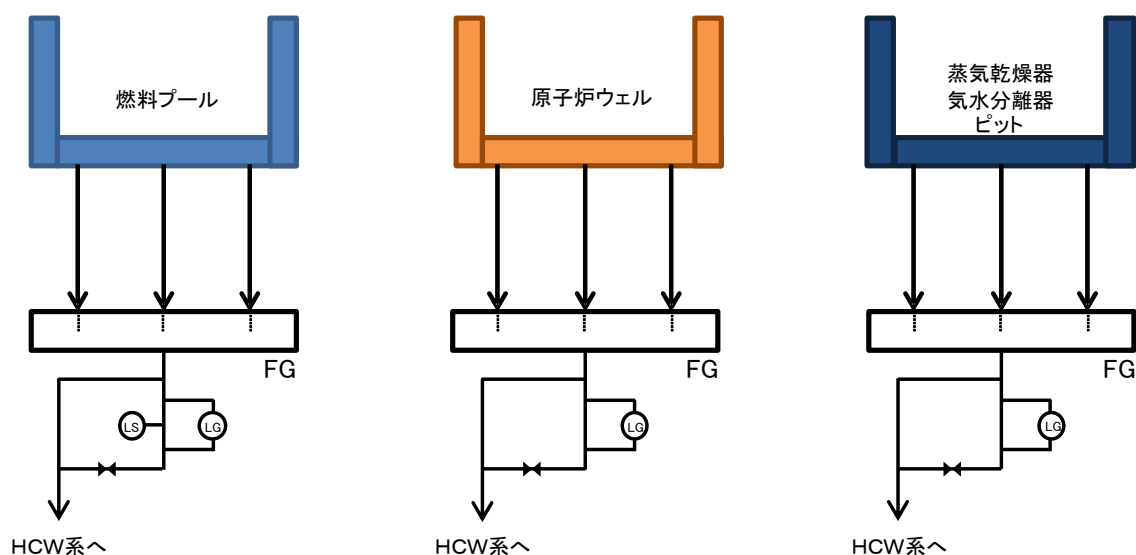


図1 燃料プール、原子炉ウェル及び蒸気乾燥器・気水分離器ピット（D/Sピット）のライナー部

### ③燃料プールゲートの破損

燃料プールゲートは補足説明資料「15. 使用済燃料プールゲートについて」に示すように十分信頼性を有し、地震発生時においてもその機能が維持できる設計とする。仮にゲートが外れて燃料プール水の漏えいが発生した場合であっても、ゲート下部は使用済燃料の燃料有効長頂部より高い位置にあるため、ゲート下端到着後に漏えいは停止し、その後の崩壊熱相当の蒸発量に応じた注水を実施することで冠水は維持される。

運転員はゲート破損による漏えい警報確認や燃料プール水位の低下等により事象を認知できるため、検知は容易である。

冠水維持完了後、原子炉ウェル及びD/Sピット側の筐体に異常がなければ注水によ

って水位を回復させ、燃料プールの水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びD/Sピット側の筐体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた注水が可能のため、燃料の健全性が確保される。

#### ④ 燃料プールゲート開放時の原子炉ウェル及びD/Sピット側のライナー部の損傷

燃料プールゲート開放時における原子炉ウェル及びD/Sピット側のライナー部破損においても②と同様、破断箇所の特定制や検知が容易であることに加えて、③と同様にゲート下端以下には燃料プール水位は低下せず、使用済燃料の燃料有効長頂部との位置関係により燃料の冠水は維持される。

その後、原子炉ウェル及びD/Sピット側の筐体に異常がなければ注水によって燃料プール水位を回復させ、燃料プールの水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びD/Sピット側の筐体から漏えいがある場合であっても常用の注水設備及び重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた注水が可能のため、燃料の健全性が確保される。

#### ⑤地震発生に伴うスロッシングによる漏えい

地震発生時、スロッシングにより燃料プールの保有水が漏えいし、通常水位から0.1m程度まで燃料プール水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

スロッシング発生時、運転員は現場の漏えい検知器、燃料プール水位の低下、燃料貯蔵プールエリアの線量率上昇等により事象を認知できるため、検知は容易である。

初期に燃料プール水位が低下するが、原子炉建屋最上階での作業に問題なく、水位低下が燃料有効長頂部に到達するまでの時間余裕は4日以上あることから、重大事故等対処設備（燃料プール代替注水系）等による注水を行うことで燃料の健全性が確保される。

### 3. 想定事故2及び大規模損壊での想定

有効性評価では「2. 各事象の整理」で想定する事象の中で、「②燃料プールライナー部の破損」を除く事象に対して、燃料の損傷を防止できることを確認している。

大規模損壊は、これらの想定時に常用の注水設備及び重大事故等対処設備による注水操作ができない状態、漏えいが継続する状況（「②燃料プールライナー部の破損」を含む）、及び常用の注水設備並びに重大事故等対処設備による注水能力を超える漏えいにより燃料プール水位が維持できない状況を想定した事象である。

この対策として、重大事故等対処設備（燃料プールスプレイ系）による使用済燃料の著しい損傷の進行の緩和及び環境への放射性物質放出の低減や、重大事故等対処設備（放水設備）による発電所外への放射性物質の拡散抑制を行う。

#### 4. 結論

燃料プールからプール水の漏えいが発生する可能性のある①～⑤の事象について検討した。

使用済燃料の有効燃料長頂部より高い位置で漏えいが停止する事象は、③、④及び⑤であり、基準地震動の地震の影響を考慮して発生のおそれが小さいものは②、③である。

①の「サイフォン現象による漏えい」は、逆止弁開固着を想定するとBクラス配管が含まれることから漏えいが使用済燃料の燃料有効長頂部以下まで継続するおそれがあり、また注水ラインの破断により対応可能な注水手段が限定されることから有効性評価において選定している。

以 上



## 15. 使用済燃料プールゲートについて

使用済燃料プールゲート（以下、「プールゲート」という。）については、以下の理由により、十分な信頼性があり、大規模なプール水の流出はないと考えられる。

### 1. プールゲートの強度について

- (1) プールゲートは、燃料プールと原子炉ウエルの流路に設けられたゲート取付用ラグに設置され、ゲート押え金具により浮き上がりを防止する設計とし、ゲート取付用ラグ及びゲート押え金具は、基準地震動  $S_s$  による地震荷重に対して強度上問題ない設計とする。
- (2) プールゲートについて、基準地震動  $S_s$  による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い、強度上問題ない設計とする。
- (3) プールゲートパッキンの材質はシリコンゴムであり、特性試験（耐水試験（JIS K 6258）：100℃－72 h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150℃－72 h）により材料健全性を確認しており、プール水が沸騰した場合においても、シート性能を確保可能である。

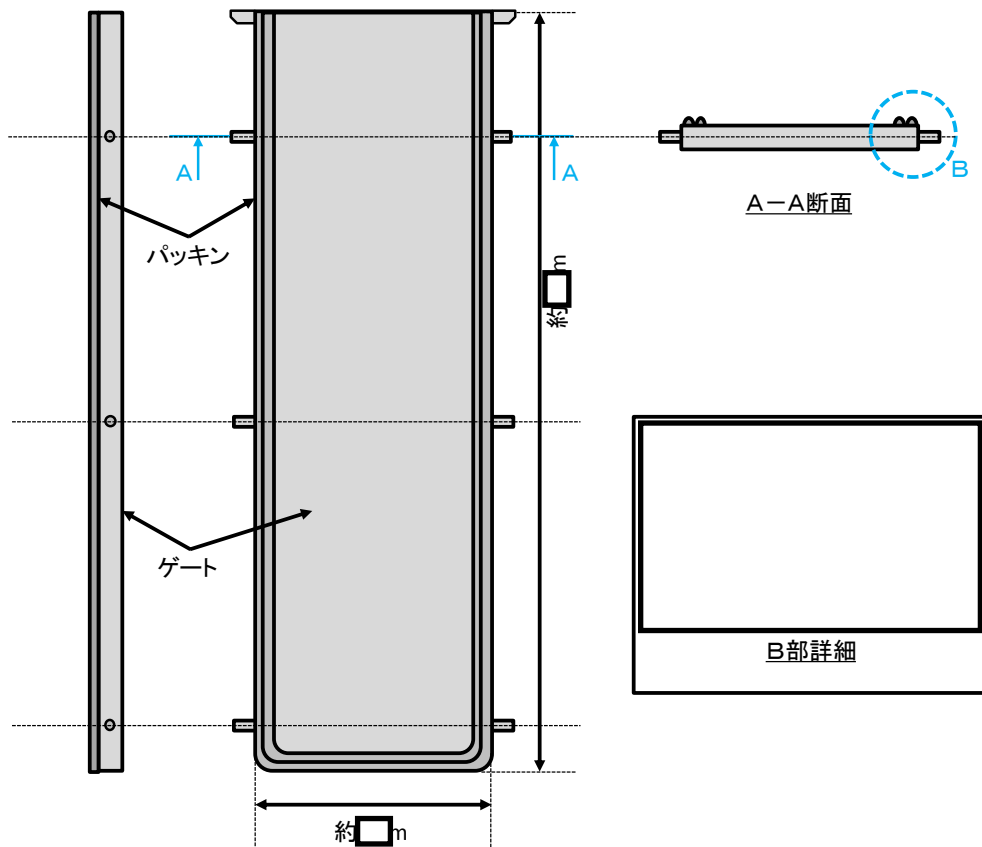


図1 プールゲート構造図（燃料プール側ゲート）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 2. プールゲートのシール機能について

- (1) プールゲートは、燃料プールと原子炉ウエルの流路に二重に設置されており、燃料プール側のゲートからリークが発生した場合においても、原子炉ウエル側のゲートによりシール機能を確保可能である（図2参照）。
- (2) プールゲートのパッキンは二重構造となっており、シール性の向上を図っている。パッキンは、プール水の水圧によりプール壁面に押し付けられることで、シール性を発揮する構造としている（図2参照）。

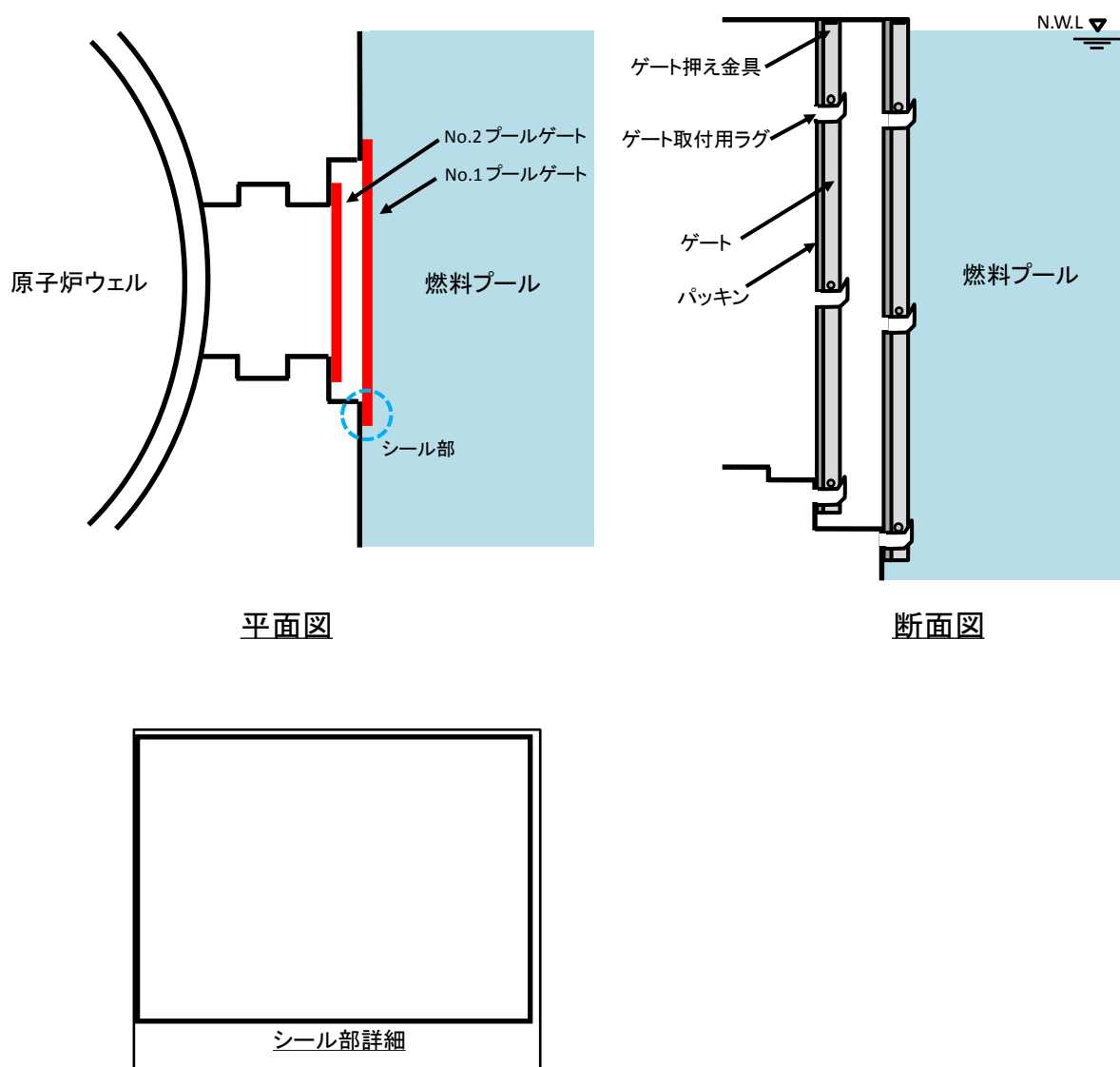


図2 プールゲートの設置概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考) プールゲートが外れた場合

万一、プールゲートが外れることにより、プール水が原子炉ウェル側へ流出した場合の水位等に対する評価を参考に実施した。

### 1. 評価条件

(1) プールゲートは、地震等が発生した場合も十分な信頼性がある設計とするものであるが、保守的にプールゲートが外れ、かつプールゲート下端まで水位が低下した場合を想定し、燃料有効長頂部まで水位が低下する時間余裕を評価した。

なお、原子炉が未開放の状態であった場合、漏えいした燃料プール保有水が、原子炉ウェルやD/Sピットに流れ込むことで原子炉ウェル側の水位を上昇させ、水位が原子炉ウェル側と燃料プール側が均一になった際に燃料プールからの保有水の漏えいが停止すると考えられるが、ここではその効果に期待しないものとした。

(2) 熱負荷は、想定事故1及び想定事故2と同様に約6.7MWとした。

- ・燃料プール保有水量 (流出前) : 約 1,400m<sup>3</sup>
- ・原子炉ウェル等への流出量 : 約 1,037m<sup>3</sup>
- ・燃料プール保有水量 (流出後) : 約 363m<sup>3</sup>
- ・燃料プール水位低下量 (通常水位からの低下) : 約 6.8m

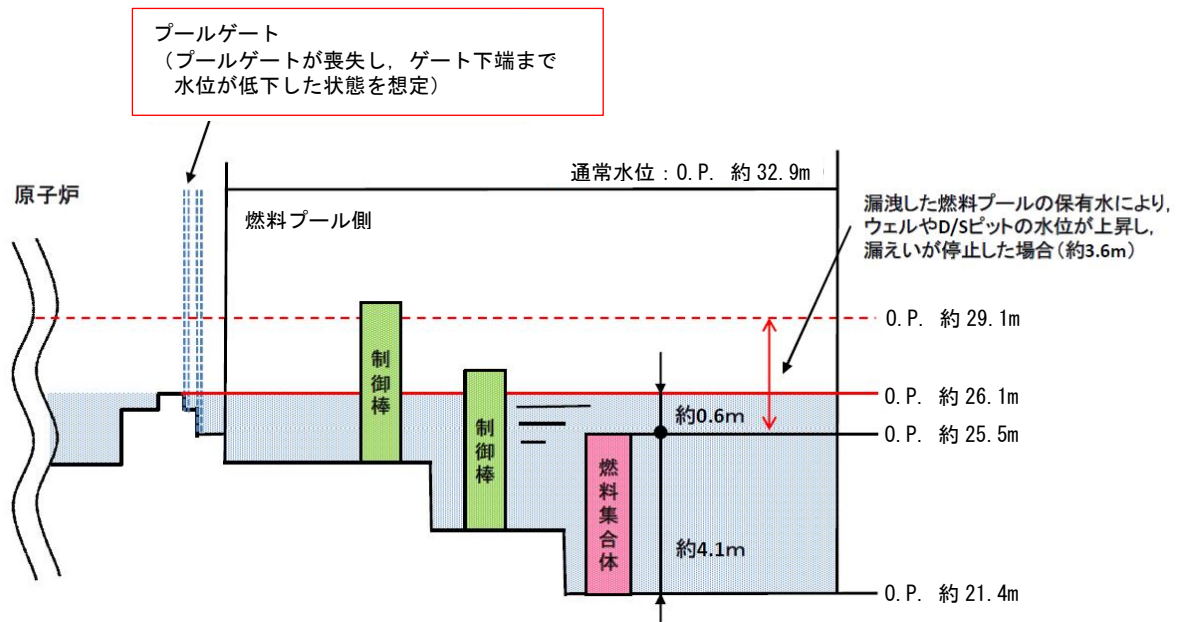


図3 燃料プール水流出後の燃料プール水位

## 2. 評価結果

評価の結果, 事象発生開始から燃料プールの保有水が沸騰を開始するまでの時間余裕は約 2.1 時間であった。また, 事象発生から沸騰による水位低下により燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕は約 6.6 時間であった。

水位の低下により, 線量率が上昇するため原子炉建屋最上階での作業が困難となるが, 事象開始から燃料有効長頂部まで水位が低下する時間余裕は 6 時間以上あるため, 原子炉建屋最上階での作業が不要である注水手段 (燃料プール補給水系) により燃料損傷の防止が可能である。

## 3. まとめ

プールゲートは, スロッシング荷重を考慮しても十分に信頼性がある設計とし, 万一, 燃料プールのゲート部からリークがあった場合であっても, 水位が最大約 6.8m 低下するが, 燃料が露出することはなく, 燃料有効長頂部まで水位が低下する時間の約 6.6 時間までに原子炉建屋最上階での作業が不要である注水手段 (燃料プール補給水系) により注水することで燃料損傷の防止が可能である。

## 16. 想定事故1及び想定事故2 停止日数の設定について

有効性評価 想定事故1及び想定事故2においては、原子炉停止10日後に原子炉から取り出された全炉心分の燃料が燃料プールにあるとして、崩壊熱の評価を行っている。

原子炉停止後の日数の設定は、表1に示す至近の実績の最短日数を踏まえて設定したものである。

表1 女川2号炉 全制御棒全挿入から燃料取出終了までの日数（実績）

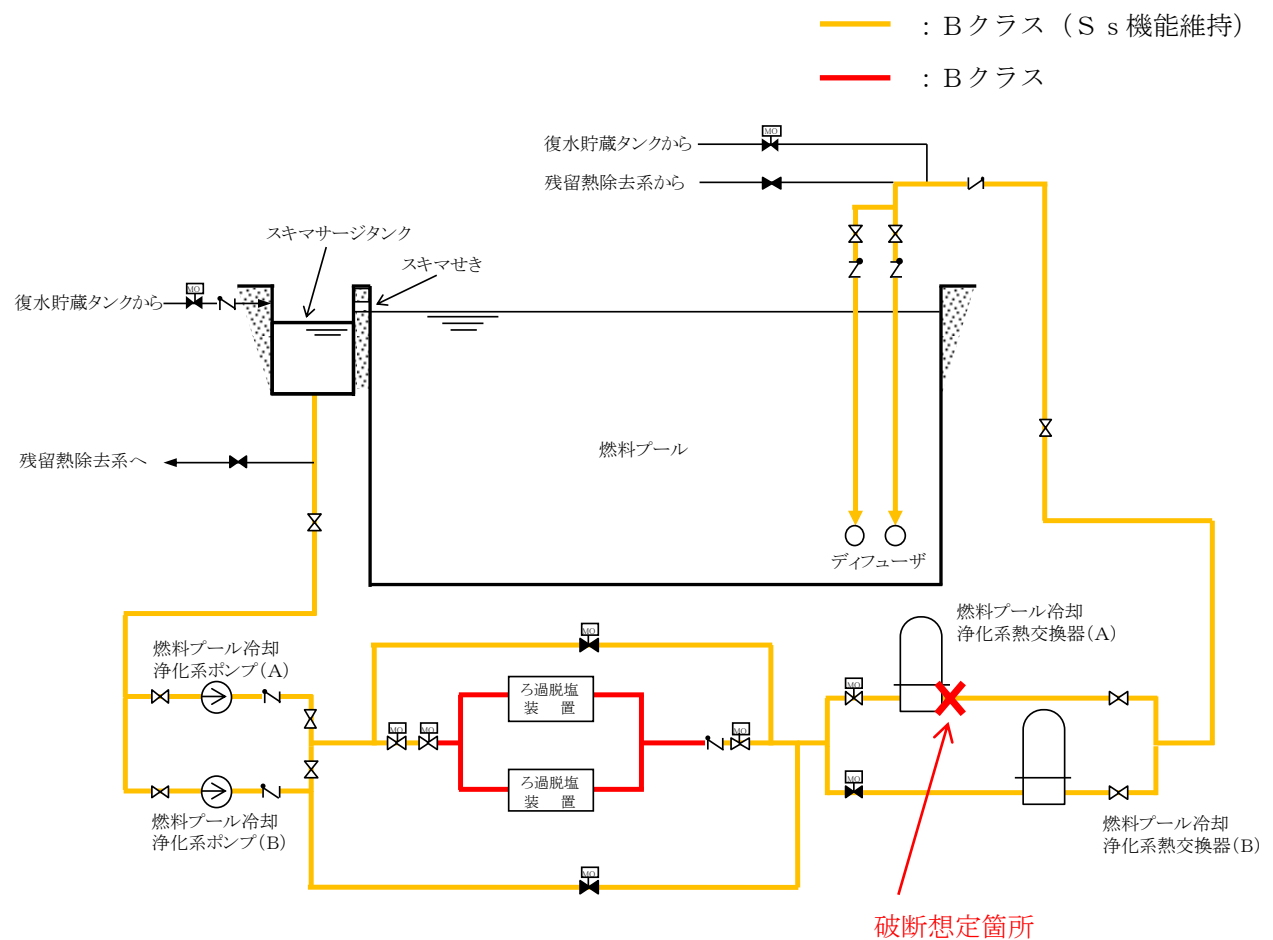
施設定期検査	全制御棒全挿入から燃料取出終了までの日数
第9回施設定期検査	約16.7日
第10回施設定期検査	約10.6日
第11回施設定期検査	約11.2日

以上

## 17. 燃料プール冷却浄化系の耐震設計クラスと破断想定箇所について

燃料プール冷却浄化系については、耐震設計クラスはBクラスであるものの、下図に示すとおり燃料プール冷却に必要な箇所については、基準地震動に対して機能維持する設計としている。

想定事故2で破断箇所として想定している燃料プール冷却浄化系の配管（燃料プール冷却浄化系熱交換器廻り）は、基準地震動に対して機能維持するものの、系統の最下部であり水頭圧が大きく、漏えい速度が大きくなると考えられることから、保守的に設定したものである。



以上

## 18. 想定事故 1 及び想定事故 2 貯蔵燃料及び炉内燃料の燃焼度設定について

想定事故 1 及び想定事故 2 における解析条件のうち、使用済燃料プールにおける貯蔵燃料及び炉内燃料の取出時平均燃焼度の設定の考え方について、以下のとおり示す。

### (1) 貯蔵燃料の取出時平均燃焼度

貯蔵燃料の取出時平均燃焼度として、平衡炉心<sup>\*</sup>の取出燃料の平均燃焼度である 45GWd/t を設定している。

女川 2 号炉において、9 × 9 燃料の平衡炉心では、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて評価した結果、全炉心の約 1/4 の取替えとなり、取出燃料の平均燃焼度は、約 45GWd/t である。そのため、使用済燃料プールに貯蔵される取出燃料の平均燃焼度は、おおよそ 45GWd/t となると考えられることから、使用済燃料プールの貯蔵燃料の取出時平均燃焼度は 45GWd/t と設定している。

※安全解析のために設計した概念的な炉心であり、毎サイクル同数の燃料を取り替えて炉心特性が平衡状態になった炉心

### (2) 炉心燃料の取出時平均燃焼度

炉心燃料の取出時平均燃焼度として、平衡炉心のサイクル末期の炉心平均燃焼度に対して、ばらつきとして 10%の保守性を考慮し、33GWd/t を設定している。

女川 2 号炉において、9 × 9 燃料の平衡炉心では、三次元沸騰水型原子炉模擬計算コードを用いて評価した結果、サイクル末期の炉心平均燃焼度は、約 30GWd/t である。使用済燃料プールの崩壊熱においては、貯蔵燃料に比べて炉心燃料の寄与が大きいことから、炉心燃料の取出時平均燃焼度に対してばらつきとして 10%の保守性を設定している。

### (3) 設計基準事故対処設備の燃料プール冷却浄化系の冷却能力評価に用いる崩壊熱

燃料プール冷却浄化系の冷却能力を評価するための崩壊熱の条件として、貯蔵燃料の取出時平均燃焼度は、平衡炉心の取出平均燃焼度を設定しており、(1)と同様の考え方である。

以上

## 19. 使用済燃料プールの初期水温について

使用済燃料プール水温は、実績として約 43℃以下で運転されているが、想定事故 1 及び想定事故 2 の評価においては、使用済燃料プールの初期水温として、保守的に運転上の制限値である 65℃を設定している。

運転上の制限値である 65℃は、長期的な使用済燃料プール周りのコンクリートの健全性に影響を与える可能性を考慮して定めており、コンクリートの物性値に大きな影響を及ぼさない温度として、国内外の規格・基準\*で定められた温度と同等である。

なお、国内外の規格・基準\*によると「一般にコンクリートの温度が 70℃程度では、コンクリートの基本特性に大きな影響を及ぼすような自由水の逸散は生じないため、養生の進んだコンクリートでは熱による変化は少ないとされている。100℃以下ではコンクリートの圧縮強度等の低下は少ない」とされている。

[※：参考文献]

- (1) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格 (JSME S NE1-2003)
- (2) コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準 (平成 2 年通商産業省告示 第 452 号)
- (3) ASME Sec. III Div. 2 (2001)
- (4) 日本建築学会「原子力用コンクリート格納容器設計指針案・同解説」



## 20. 注水用ヘッダ操作に係る中央制御室との連携の成立性

重大事故等対策として整備している大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いた原子炉等への注水手段では、現場（原子炉建屋近傍）に設置した注水用ヘッダ付属の手動弁を重大事故等対応要員が操作することによって注水操作を行うこととしている。

一方で、プラントのパラメータを監視し注水の必要性を判断するのは中央制御室の運転員であり、監視と操作が離れた場所で行われる場合があるため、注水用ヘッダを用いた注水手段について中央制御室と現場との連携の観点から確認を行った。

### (1) 中央制御室から現場への連絡手段について

#### a. 注水操作に係る連絡ルート及び連絡手段の整備状況

中央制御室から現場の重大事故等対応要員へ注水用ヘッダの弁操作を依頼する際には、図 1 に示すとおり発電所対策本部を介した連絡を行うこととしている。

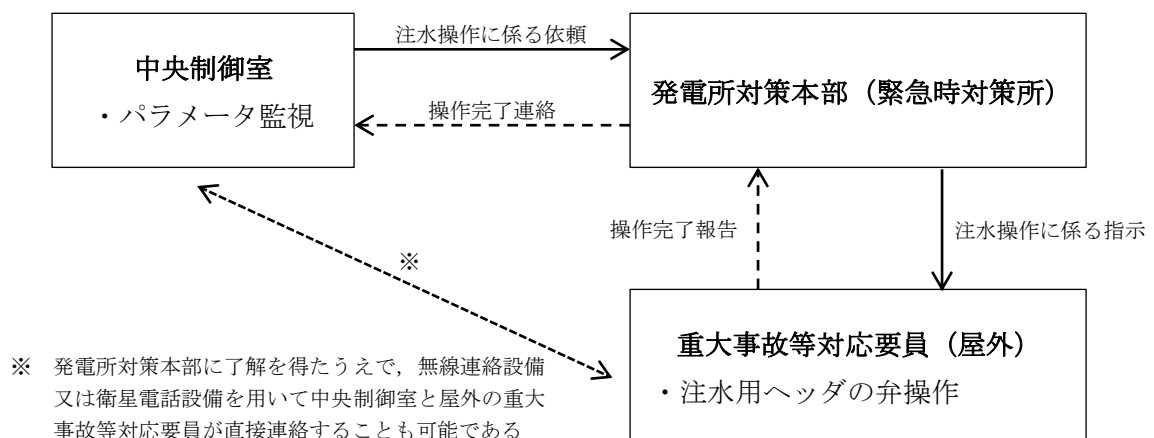


図 1 中央制御室から屋外の重大事故等対応要員への連絡ルート

中央制御室と発電所対策本部（緊急時対策所）間で用いる通信連絡設備として送受話器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS 端末）を整備している。また、これらの通信連絡設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備として衛星電話（固定）及びトランシーバ（固定）を用いた連絡が可能である。

次に、発電所対策本部（緊急時対策所）と屋外間で用いる通信連絡設備として送受話器（ページング）及び電力保安通信用電話設備（PHS 端末）を整備している。また、これらの通信連絡設備が使用できない場合においても、重大事故等対処設備として無線連絡設備（トランシーバ（固定）及びトランシーバ（携帯））又は衛星電話設備（衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯））を用いた連絡が可能である。（詳細は「重大事故等対処設備について（補足説明資料）」62 条参照）

### (2) 中央制御室との連携に係る整理

注水用ヘッダを使用する手段について、主な監視パラメータ、監視場所及び操作場所を表1に示すとともに、中央制御室との連携について以下のとおり整理した。

表1に示す手段のうち、①～③については原子炉や格納容器の制御を行うための手段であり、速やかな対応が要求される状況もあることから中央制御室での監視及び操作が可能な設計、手順としているため連携の問題はない。

④、⑥～⑨の各手段については、管理対象となるパラメータの変化が緩やかであり、操作時間余裕が大きい。したがって、管理値に到達する前に中央制御室からの連絡を行うことにより、想定している範囲内での制御が可能である。なお、これらの注水手段では、必要に応じて注水流量を調整することで注水の発停頻度をさらに低減することもできる。

⑤及び⑩については、燃料プールへのスプレイを行う手段である。これは燃料プール代替注水系による注水を行っても燃料プール水位を維持できない場合に行う操作であり、中長期にわたりスプレイを継続するため連携の問題はない。

表1 注水操作に係る監視パラメータ、監視場所、操作場所一覧

No.	手段	主な監視パラメータ	監視場所	操作場所
①	低圧代替注水系（可搬型）	原子炉水位	中央制御室	中央制御室
②	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	格納容器圧力	中央制御室	中央制御室
③	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	格納容器下部水位 ドライウエル水位	中央制御室	中央制御室
④	燃料プール代替注水系	燃料プール水位	中央制御室	注水用ヘッダ
⑤	燃料プールのスプレイ系	燃料プール水位 使用済燃料プール監視カメラ	中央制御室	注水用ヘッダ
⑥	原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置への補給	フィルタ装置水位	中央制御室	注水用ヘッダ
⑦	復水貯蔵タンクへの補給	復水貯蔵タンク水位	中央制御室	注水用ヘッダ
⑧	原子炉格納容器頂部注水系（可搬型） （自主対策設備）	原子炉ウエル水位	中央制御室	注水用ヘッダ
⑨	燃料プール代替注水系（常設配管） （自主対策設備）	燃料プール水位	中央制御室	注水用ヘッダ
⑩	燃料プールのスプレイ系（常設配管） （自主対策設備）	燃料プール水位 使用済燃料プール監視カメラ	中央制御室	注水用ヘッダ

### (3) まとめ

中央制御室でパラメータ監視を行い、現場の注水用ヘッダの手動弁を用いて注水操作を実施する手段について以下の確認を行った。

- ・必要な通信連絡設備及び連絡ルートが整備されていること
- ・管理対象となるパラメータ変化が緩やかであり操作時間余裕が大きいことから、管理値に到達する前に中央制御室からの連絡を行うことが可能であること

以上のことから、中央制御室と現場との連携に問題はなく、想定している対応が実施可能であることを確認した。