

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改5
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

補足説明資料

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. 設備概要
 - 1.1 代替制御棒挿入機能
 - 1.2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 - 1.3 過渡時自動減圧機能
 - 1.4 低圧代替注水系（常設，可搬型）
 - 1.5 緊急用海水系
 - 1.6 耐圧強化ベント系
 - 1.7 格納容器圧力逃がし装置
 - 1.8 代替循環冷却系
 - 1.9 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備
 - 1.10 常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備
2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて
3. 現場操作機器配置図（建屋内）
4. 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について
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 判断に用いるグラフ
7. 原子炉水位及びインターロックの概要
8. 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について
9. 運転操作手順書における重大事故等への対応について
10. 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
11. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
12. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について

13. 内部事象 P R Aにおける主要なカットセットと F V重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について
14. 地震 P R A及び津波 P R Aから抽出される事故シーケンスと対策の有効性について
15. 事象発生時の状況判断について
16. 安定状態の考え方について
17. サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
18. 原子炉隔離時冷却系の運転継続及び原子炉減圧の判断について
19. 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークについて
20. 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について
21. 有効性評価における解析条件の変更等について
22. 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
23. サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について
24. 非常用ディーゼル発電機が起動した場合の影響について（崩壊熱除去能喪失（取水機能が喪失した場合））
25. 原子炉満水操作の概要について
26. 外部水源温度の条件設定の根拠について
27. 格納容器ベント操作について
28. ほう酸水注入系のほう酸濃度，貯蔵量， ^{10}B の比率等の初期条件
29. ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
30. 中性子束振動の判断について
31. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響
32. 原子炉停止機能喪失時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について

33. 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包含しているかについて
34. A D S 自動起動阻止操作失敗による評価結果への影響
35. 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性
36. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて
37. インターフェイスシステム L O C A 発生時の低圧配管破断検知について
38. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について
39. 不確かさの影響評価の考え方について
40. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
41. 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について
42. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
43. 重大事故等対策における深層防護の考え方について
44. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
45. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
46. 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由
47. 同時被災時における必要な要員及び資源について
48. T B P 及び T B U の対応手順について
49. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における取水機能喪失の想定内容について
50. G 値について
51. 格納容器内における気体のミキシングについて
52. 水素の燃焼条件について
53. 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について
54. ペデスタル（ドライウェル部）注水手順及び注水確認手段について

55. 格納容器頂部注水について
56. 放射線防護具類着用の判断について
57. 放射線環境下における作業の成立性
58. ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮
59. 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）」、「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」と「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」との対応及び要員数の比較
60. 炉心損傷後及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
61. 希ガス保持による減衰効果について
62. エントレインメントの影響について
63. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
64. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響について
65. 原子炉水位不明時の対応について
66. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移について
67. 事故後長期にわたる格納容器の健全性について
68. 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための代替設備
69. 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備について
70. 格納容器 pH調整の効果について
71. 原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について
72. 燃料被覆管の破裂により格納容器雰囲気放射線モニタ線量率にて炉心損傷と判断する場合の被ばく評価について

- 73. 使用済燃料プール監視設備の仕様等について
- 74. 使用済燃料プールの監視について
- 75. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて
- 76. 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
- 77. 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について
- 78. 重大事故等発生時における使用済燃料乾式貯蔵設備の影響について
- 79. 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について
- 80. サプレッション・プール初期水位について
- 81. 燃料被覆管の酸化量の評価について
- 82. 運転員等の操作時間に対する仮定
- 83. 運転員等操作の判断基準の考え方
- 84. プラント仕様の違いが解析コードの妥当性確認に与える影響について
- 85. 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方
- 86. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
- 87. I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について
- 88. 使用済燃料プール水温の管理について

73. 使用済燃料プール監視設備の仕様等について

1. 概要

重大事故等時に使用済燃料プールの状態を監視する設備として、使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、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）及び使用済燃料プール監視カメラを設ける。

2. 仕様

第1表 使用済燃料プール監視設備の仕様

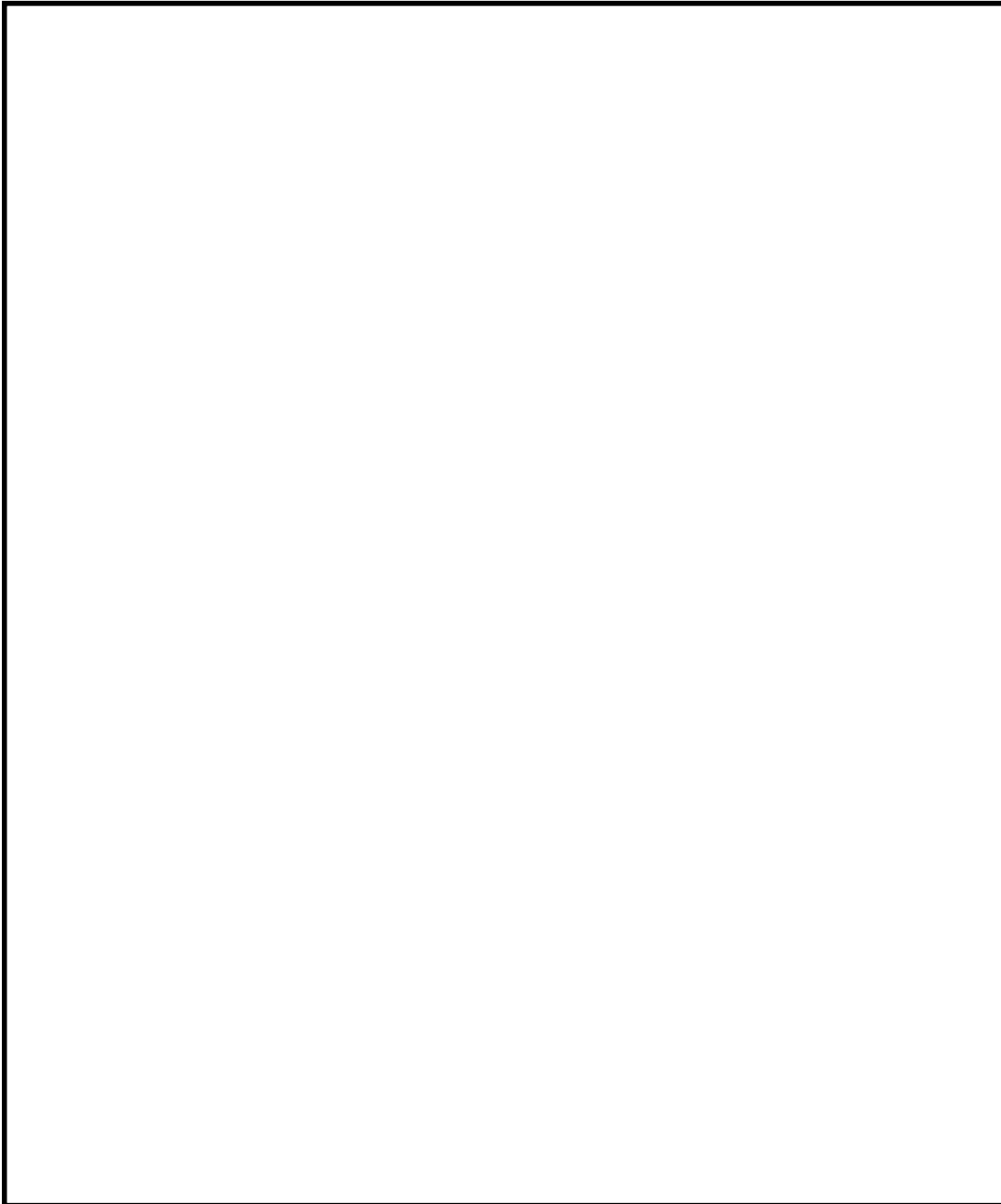
名称	仕様 ^{※1}
使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	検出器種類：水位検出器（ガイドパルス式） 計測範囲：-4300～+7200mm ^{※2} (EL. 35, 077mm～46, 577mm) 個数：1 取付場所：原子炉建屋6階
	検出器種類：温度検出器（測温抵抗体） 計測範囲：0～120℃ 個数：1（検出点2箇所） 取付場所：原子炉建屋6階
使用済燃料プール温度（SA）	検出器種類：温度検出器（熱電対） 計測範囲：0～120℃ 個数：1（検出点8箇所） 取付場所：原子炉建屋6階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	検出器種類：イオンチェンバ検出器 計測範囲：10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h（低レンジ） 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h（高レンジ） 個数：各1個 取付場所：原子炉建屋6階
使用済燃料プール監視カメラ	種類：赤外線カメラ 個数：1 取付場所：原子炉建屋6階

※1：現在の計画値

※2：使用済燃料ラック上端（EL. 39, 377 mm）を基準（0mm）とする。

3. 設備概要

(1) 配置図



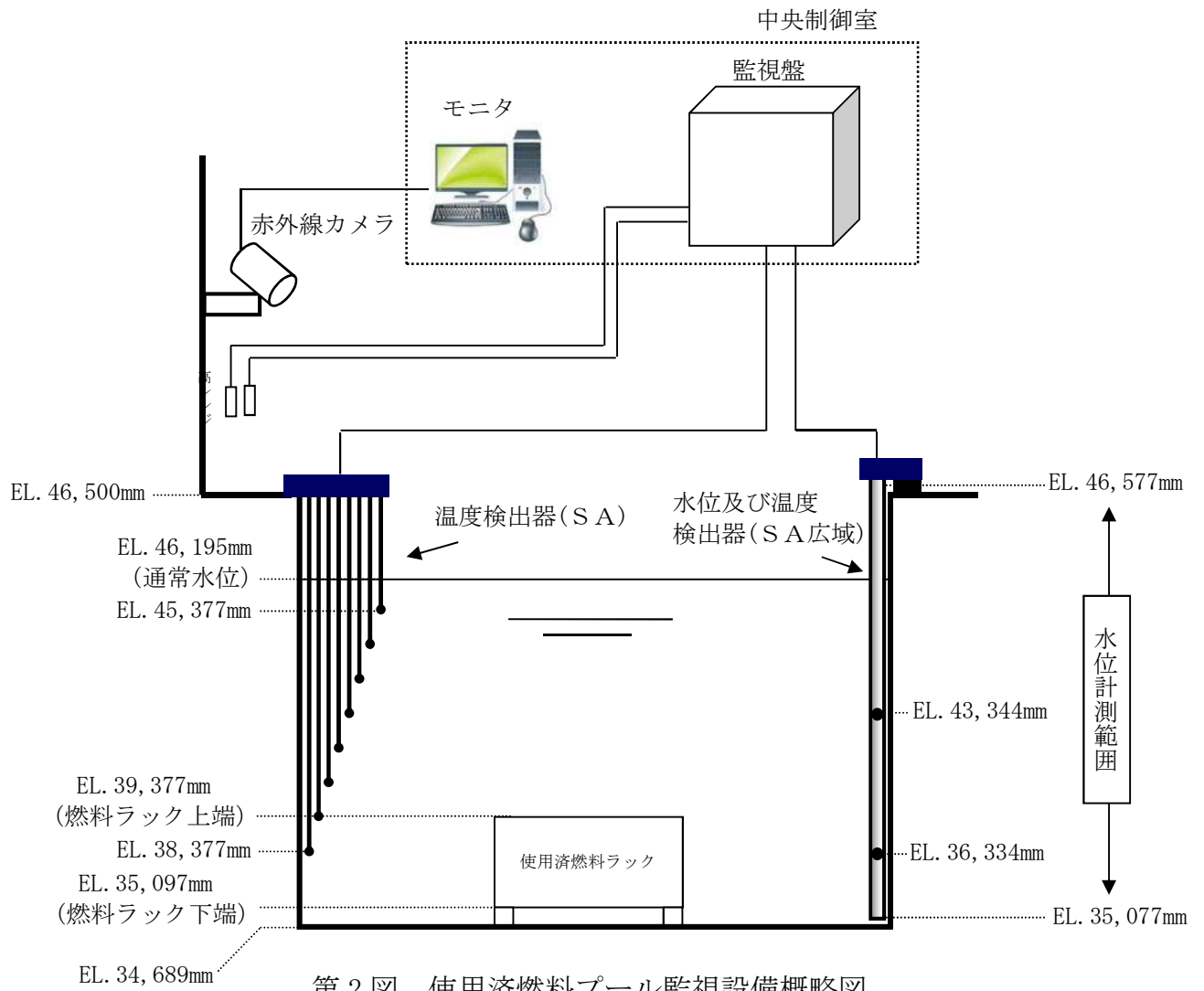
【凡例】

- ①使用済燃料プール水位・温度(S A広域)
- ②使用済燃料プール温度(S A)
- ③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)
- ④使用済燃料プール監視カメラ

第1図 使用済燃料プール監視設備配置図

補足 73-2

(2) 系統概略図



第2図 使用済燃料プール監視設備概略図

74. 使用済燃料プールの監視について

1. 通常時の監視項目の概要

通常時における使用済燃料プールに関連するパラメータの監視についての概要を下表に示す。

第1表 通常時における使用済燃料プールに関連するパラメータの監視項目

項目	監視対象	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水位	・スキマサージタンク水位計	パラメータ確認	1回/時間	・水位高/水位低時の警報発生時 (スキマサージタンク水位)	水位低による燃料プール冷却浄化系ポンプトリップのインターロックあり
使用済燃料プール水位	・使用済燃料プール水位計 ・使用済燃料プール水位・温度計 (SA 広域) ・使用済燃料プール監視カメラ	パラメータ確認 現場状態確認	1回/時間 現場巡視点検時	・水位高/低/低低の警報発生時 (使用済燃料プール水位計/ 使用済燃料プール水位・温度計 (SA 広域))	—
燃料プール水温	・使用済燃料プール温度計 ・使用済燃料プール水位・温度計 (SA 広域) ・使用済燃料プール温度計 (SA)	パラメータ確認	1回/時間	・温度高の警報発生時 (使用済燃料プール温度計/ 使用済燃料プール水位・温度計 (SA 広域))	—
燃料プール冷却系の運転状態	・燃料プール冷却浄化系, 残留熱除去系の運転状態	現場状態確認	現場巡視点検時	・系統故障警報等の発生時	—
漏えいの有無	・ライナードレンフローグラス	現場状態確認	現場巡視点検時	・ライナードレンたまりレベル ・漏えい検知器, 床漏えい検知器等の警報発生時	—
使用済燃料プールエリアの線量率	・燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ ・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) ・原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	パラメータ確認	1回/時間	・燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ高警報の発生時	—

2. 有効性評価での事象発生と運転員の認知について

使用済燃料プールの有効性評価での運転員の事象認知について検討した。

(1) 想定事故 1

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失を想定する場合、その機能喪失は各系統の故障警報の発生や、外部電源喪失等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。

想定事故 1 では残留熱除去系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポンプの故障を想定しているが、中央制御室内の警報の故障を想定した場合や、警報が発報しない事象を想定した場合でも、運転員による中央制御室内の巡視において「燃料プール水温」等のパラメータを確認していることから、中央制御室の運転員は異常事象の認知が可能である。

(2) 想定事故 2

使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生して使用済燃料プールの水位が低下する事象においては、第 1 表の「スキマサージタンク水位」及び「燃料プール水位」のパラメータの変化に伴う複数の警報、並びにスキマサージタンク水位の低下により燃料プール冷却浄化系ポンプのトリップに伴う警報等により、中央制御室の運転員が事象の発生を認知する。

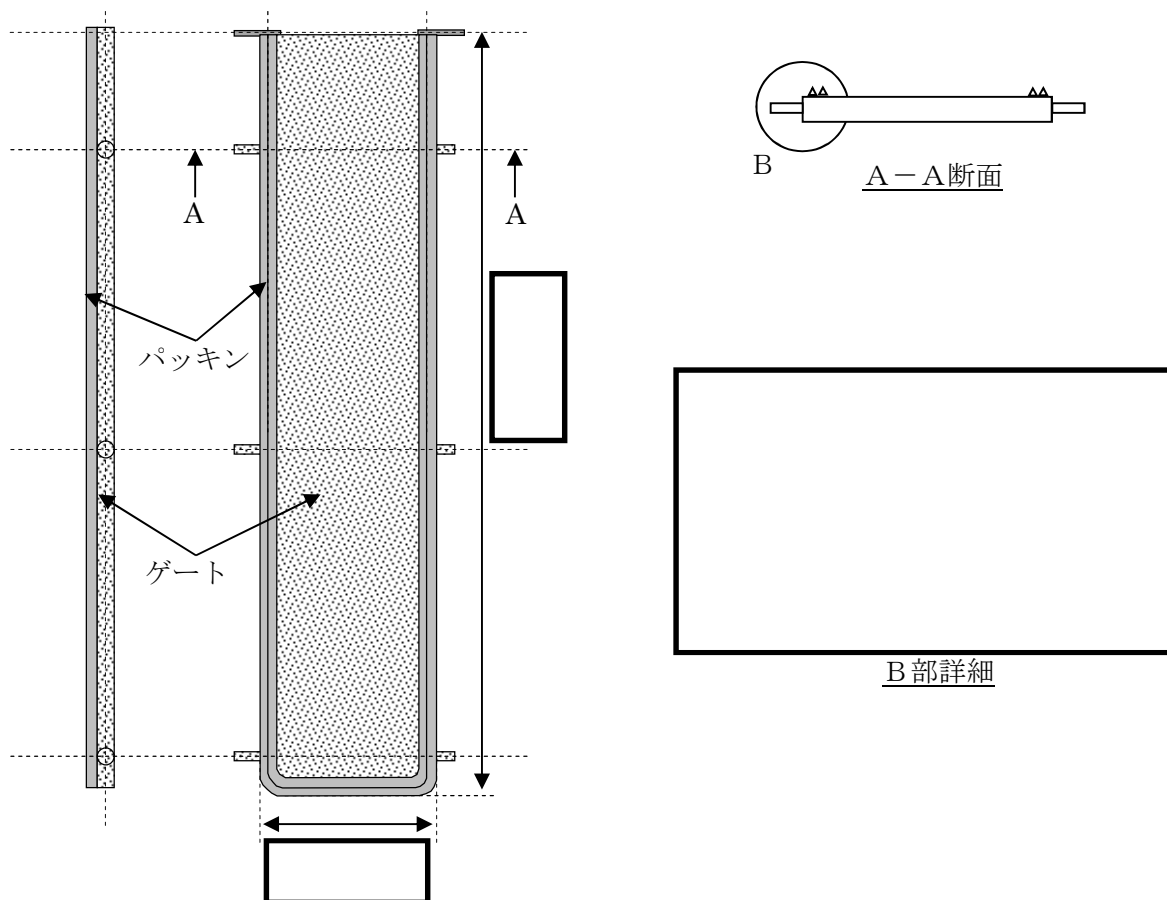
想定事故 2 では、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定しており、静的サイフォンブレーカの作動により燃料プールの水位は通常水位より 0.23m 下までの低下にとどまるが、「スキマサージタンク水位」等のパラメータの変化に伴う警報が発報しない事象を想定した場合でも、運転員による中央制御室内の巡視において「スキマサージタンク水位」、「燃料プール水位」、「燃料プール水温」等のパラメータを確認していることから、中央制御室の運転員は異常事象の認知が可能である。

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る。

75. 使用済燃料プール（SFP）ゲートについて

○SFPゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- (1) SFPゲートはSFPと原子炉ウェルの流路に設けられたフックに設置され、ストッパーにより浮き上がりを防止する設計とし、SFPゲートのフック及びストッパーは基準地震動 S_s による地震荷重に対し強度上問題ない設計とする。
- (2) SFP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) SFPゲートパッキンの材質はシリコンゴムであり、納入時に特性試験（耐水試験（JIS K 6258）：100°C-70h、圧縮永久ひずみ試験（JIS K 6262）：150°C-70h）により材料健全性を確認しており、SFP保有水が沸騰した場合においてもシート性能を確保可能。



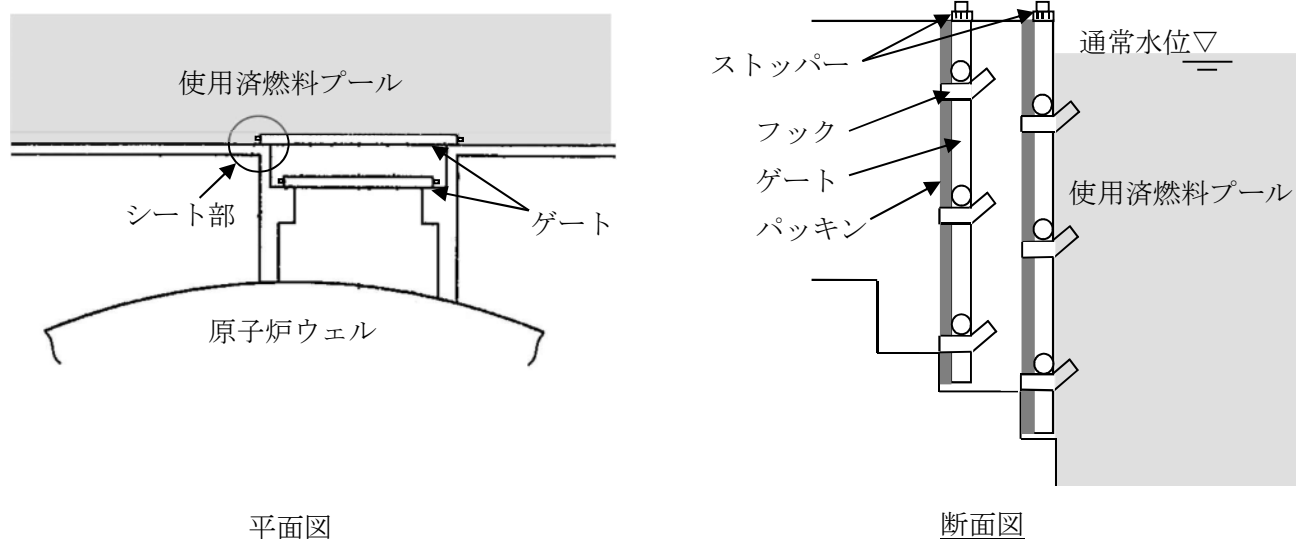
第1図 SFPゲートの構造図（内側ゲートの例）

○SFPゲートのシール機能について以下に示す。

- (1) SFPゲートは原子炉ウェルとSFPの流路に二重に設置されており、内側のゲートからリークした場合においても外側のゲートによりシート性能を確保可能。
- (2) SFPゲートのパッキンは二重シールとなっており、外側のパッキンからリークした場合においても内側のパッキンによりシート性能を確保可能。(パッキンは水圧により面圧を確保し、ストッパーにより据付状態を保持)



シート部の詳細図



第2図 SFPゲート据付状態の概要図

(参考) S F P ゲートが外れた場合

S F P ゲートが外れることにより S F P 水が原子炉ウェル側へ流出した場合の水位及び線量等に対する評価を実施した。

○評価条件

- ・ S F P ゲートは、地震等が発生した場合でも十分信頼性があるものであるが、本評価では、保守的に、S F P ゲートが外れ、かつゲート下端（スロット部）まで S F P 水位が低下した場合を想定し、その後使用済燃料の崩壊熱により S F P 水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの余裕時間を評価した。

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の保有水が原子炉ウェルやドライヤ気水分離器貯蔵プールに流れ込むことで原子炉ウェルの水位を上昇させ、原子炉ウェル側と S F P 側の水位が均一になった際に S F P からの保有水の漏えいが停止することも考えられるが、本評価においてはその効果に期待しないものとした。

- ・ S F P 内の使用済燃料の崩壊熱は、想定事故 1 及び想定事故 2 と同様、約 9.1MW とした。
- ・ サイフォン等による漏えいは静的サイフォンブレーカや現場の隔離操作により停止されるものとした。

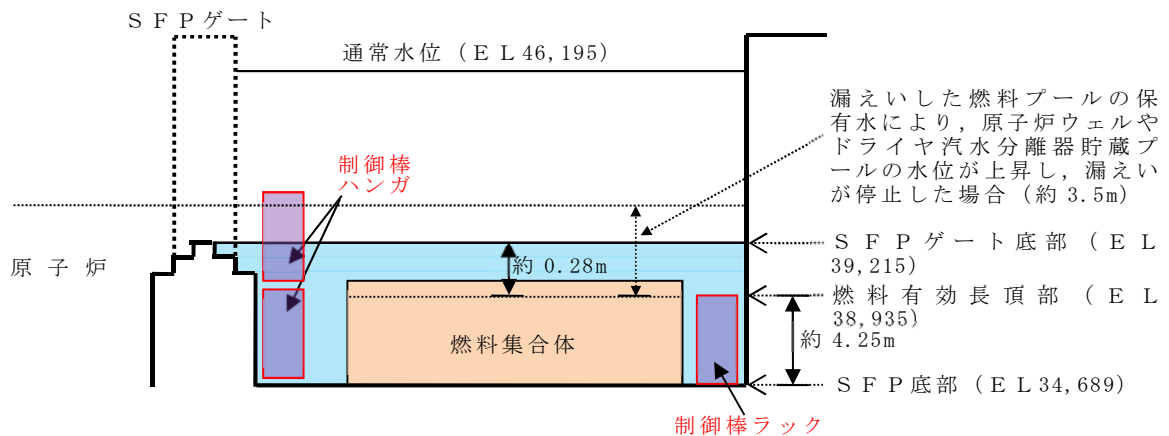
S F P 保有水量（流出前）	約 1,189m ³
原子炉ウェル等への流出量	約 813m ³
プール保有水量（流出後）	約 376m ³
プール水位低下量（通常運転水位からの低下）	約 7.0m

○評価結果

事象発生からSFP保有水の沸騰開始までの時間余裕は約1.6時間であった。また、沸騰によりSFP水位が低下し、SFP水位が燃料有効長頂部まで低下するまでの時間余裕は約3.2時間であった。

SFP水位の低下によりオペレーティングフロアの線量率は上昇するため、オペレーティングフロアでの作業は困難となるが、事象開始から燃料有効長頂部までSFP水位が低下する余裕時間は約3.2時間あるため、オペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段（代替燃料プール注水系（常設スプレーヘッダ又は注水ラインを使用））によりSFPにおける燃料損傷を防止することができる。

冷却機能停止及びSFPゲートからの流出後、SFP水が沸騰するまでの時間	約1.6時間
事象発生から燃料有効長頂部までSFP水位が低下するまでの時間	約3.2時間



○まとめ

SFPゲート部はスロッシング荷重等を考慮しても十分に信頼性があるものであり、かつ万一SFPゲート部からリークがあった場合でも、SFP水位が約7.0m低下するが、燃料が露出することはない、SFP水位が燃料有効

長頂部まで低下する時間の約 3.2 時間後までにオペレーティングフロアでの作業が不要である注水手段（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ又は注水ラインを使用））により注水を開始することで S F P 内燃料の損傷を防止することが可能である。

76. 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

1. はじめに

想定事故2において、使用済燃料プール（以下、SFPという。）に接続されている配管から漏えいが発生した際に、真空破壊弁が動作せず、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、SFPからのプール水の漏えいは、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プール水の漏えいを想定事故2の評価対象とした理由について示す。

2. SFPから水の漏えいを引き起こす可能性のある事象

SFP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
- ②SFPライナー部の損傷
- ③SFPゲートの損傷
- ④SFPゲート開放時の原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール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

3. 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、燃料プール冷却浄化系又は残留熱除去系ポンプ出口逆止弁からディフューザまでの配管等が破断し、かつSFP内へ入る配管に設置されているサイフォン現象を防止するための真空破壊弁が機能しない場合に発生する。サイフォン現象による漏えいが

停止されない場合、SFPの底部にあるディフューザ付近まで漏えいが継続する。

SFPの冷却時に使用する配管のうち、残留熱除去系の配管は耐震Sクラスの配管であり、基準地震動 S_s を考慮しても高い信頼性を有しているが、燃料プール冷却浄化系は耐震Bクラスであるため、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又は残留熱除去系の配管破断、及び真空破壊弁が機能しないことにより小規模な漏えいが発生した場合、運転員は漏えい検知器、スキマサージタンクの水位低下、SFP水位の低下等により事象を認知できるため、認知は容易である。

SFPへの注水手段は、配管の破断箇所及び隔離箇所に依存することから、残留熱除去系、復水移送系等の注水ラインから注水ができない場合も考えられる。

運転員は、事象認知後に代替燃料プール注水系（常設）又は代替燃料プール注水系（可搬型）を用いて漏えい量に応じた注水を実施し、SFP水位は維持される。

② SFPライナー部の破損

SFPの筐体は基準地震動 S_s によっても機能が維持される設計であり、高い信頼性を有する設備である。

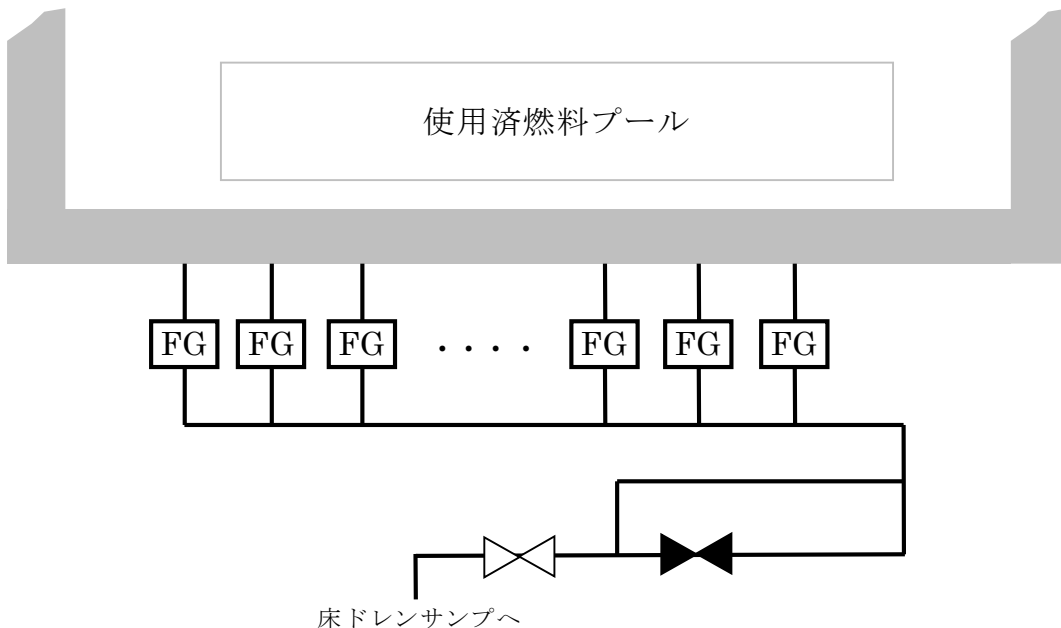
仮にSFPライナー部が破損し漏えいが発生した場合は、漏えい水はSFPライナー漏えい検知器のドレン溜りに流れ込み、漏えい検知器により警報が発報する（第1図参照）。

運転員はこの警報発生やSFP水位の低下等により事象を認知できるため、認知は容易である。ただし、ライナードレン部はSFPのバウンダリとしての機能を有していないことから、漏えいを停止することは困

難であり、漏えいが継続する。

注水等の対応手段は、ライナー部破損による漏えいが残留熱除去系や復水移送系の注水ラインに影響を与えるものではないため、常用の注水設備又は重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（常設）又は代替燃料プール注水系（可搬型））となる。

なお、S F Pライナー部からの漏えい量（一部の箇所の破断を想定）を評価すると、最大でも $35\text{m}^3/\text{h}$ （ライナードレンの配管径と水頭圧の関係により算出）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S F P水位及び冷却機能は維持されるが、注水流量が不足しS F P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、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）、又は代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）によるS F Pへの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。



第1図 ライナードレンの構造図

③ S F Pゲートの損傷

S F Pゲートは補足説明資料「76. 使用済燃料プール（S F P）ゲートについて」に示すように十分信頼性があり，基準地震動 S_s に対してもその機能は維持される。仮にゲートが外れてプール水の漏えいが発生した場合であっても，ゲート下端（スロット部）は使用済燃料の有効長頂部より高い位置にあるため，ゲート下端（スロット部）到達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S F Pゲート破損による漏えい警報確認やS F P水位の低下等により事象を認知できるため，認知は容易である。

冠水維持完了後，原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側の筐体に異常がなければ注水によってS F P水位を回復させ，S F P水位及び冷却機能を維持することができる。また，原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール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（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル））等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた給水作業が可能であるため，燃料の健全性は確保される。

④ S F Pゲート開放時の原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側のライナー部の損傷

S F Pゲート開放時における原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側のライナー部が損傷する場合においても，③と同様にゲート下端（スロット部）以下にはS F P水位は低下せず，使用済燃料の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。

また，運転員はライナー部の破損によるS F P水位の低下等により事象を認知できるため，認知は容易である。

その後、原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール側の筐体に異常がなければ注水によってSFP水位を回復させ、SFP水位及び冷却機能を維持することができる。また、原子炉ウェル及びドライヤ気水分離器貯蔵プール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（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）及び代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル））等を用いることで崩壊熱による水の蒸発に応じた注水作業が可能であるため、燃料の健全性は確保される。

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SFPの保有水が漏えいし、この時、通常運転水位から0.55m程度までSFP水位が低下するが、使用済燃料の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、SFP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。

スロッシングによりSFP水位が低下した場合でも遮蔽は維持されるため、オペレーティングフロアでの作業は可能であることから、可搬型スプレイノズルを用いた代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）により注水を行うことも可能であり、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）又は代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）等による注水を行うことで燃料の健全性は確保される。

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、「②SFPライナー部の損傷」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（「②SFPライナー部の損傷」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SFP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、代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）によるSFPへのスプレイや、放水設備によるスプレイを実施することで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を行う。

4. 結論

SFP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。

使用済燃料の有効長頂部より高い位置で漏えいが停止する事象は③、④、⑤であり、基準地震動 S_s 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、真空破壊弁が機能しないことを想定すると、SFPに接続する配管に耐震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。

88. 使用済燃料プール水温の管理について

使用済燃料プールの水温は、海水温度や貯蔵する燃料の体数等により変動する。また、使用済燃料プールの水位及び水温に対する保安規定の運転上の制限が表1のとおり定められており、発電長は定期的に運転上の制限を満足していることを確認している。

有効性評価における使用済燃料プールの初期水温は、使用済燃料プールの沸騰による水位低下が早く、評価項目に対して厳しい条件として、保安規定の運転上の制限である65℃を設定している。

図1に使用済燃料プール水温の年間の推移の例を示す。このように、使用済燃料プールの水温は、保安規定の運転上の制限に対して十分に低い水温で推移しており、10年程度の期間での最大値は約40℃、最小値は約12℃となっている。

表1 使用済燃料プールに関する運転上の制限

項目	運転上の制限
使用済燃料プールの水位	オーバーフロー水位付近にあること
使用済燃料プールの水温	65℃以下

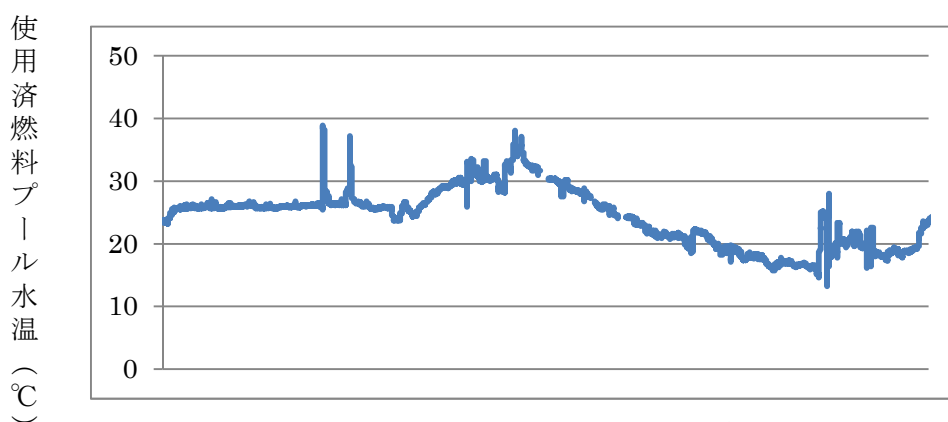


図1 使用済燃料プール水温の推移の例